

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>c. 手順等 上記のa. 及びb. における対応手段に係る手順を整備する。</p> <p>【本頁後段に再掲して比較】 また、事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備を整備する（第1.7.2表、第1.7.3表）。</p> <p>これらの手順は、発電所対策本部長^{※2}、当直課長、運転員等^{※3}及び緊急安全対策要員^{※4}の対応として、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却の手順等に定める（第1.7.1表）。</p> <p>【比較のため、本頁前段より再掲】 また、事故時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備を整備する（第1.7.2表、第1.7.3表）。</p> <p>※2 発電所対策本部長：重大事故等発生時における発電所原子力防災管理者及び代行者をいう。 ※3 運転員等：運転員及び重大事故等対策要員のうち当直課長の指示に基づき運転対応を実施する要員をいう。 ※4 緊急安全対策要員：重大事故等対策要員のうち発電所対策本部長の指示に基づき対応する運転員等以外の要員をいう。</p>	<p>b. 手順等 上記「a. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備」により選定した対応手段に係る手順を整備する。</p> <p>これらの手順は、運転員及び重大事故等対応要員の対応として非常時操作手順書(シビアアクシデント)、非常時操作手順書(設備別)及び重大事故等対応要領書に定める(第1.7-1表)。</p> <p>また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する(第1.7-2表、第1.7-3表)。</p> <p>(添付資料1.7.2)</p>	<p>・可搬型大型送水ポンプ車、代替給水ピット、原水槽、2次系純水タンク、ろ過水タンク 可搬型ホース等の運搬及び接続作業に時間を要するため、常設設備と比べて短時間で確実な注水を確保することは困難であるが、格納容器スプレイの代替手段であり、長期的な事故収束手段として有効である。</p> <p>c. 手順等 上記「a. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備(交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時)」及び「b. 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手段及び設備(全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時)」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、発電課長(当直)、運転員及び災害対策要員の対応として、炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書等に定める(第1.7.1表)。</p> <p>また、重大事故等時に監視が必要となる計器及び給電が必要となる設備についても整理する(第1.7.2表、第1.7.3表)。</p> <p>(添付資料1.7.2)</p>	<p>【大飯】設備の相違(相違理由①)</p> <p>【大飯】 記載表現の相違(女川審査実績の反映) 【女川】記載方針の相違 ・女川の対応手順は1項目(交流動力電源無)であり、PWRは2項目(交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時)整備している。炉型の相違による対応手順の相違。 【大飯】 記載箇所の相違(女川審査実績の反映) ・女川と泊は後段に記載。 【大飯】記載方針の相違(相違理由①)</p> <p>【大飯】 記載表現の相違(女川審査実績の反映)</p> <p>【大飯】記載方針の相違(相違理由①)</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1.7.2 重大事故等時の手順等</p> <p>1.7.2.1 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の手順等</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器の圧力及び温度を低下させるため、以下の手段を用いた手順を整備する。</p> <p>(1) 格納容器スプレイ</p> <p>a. 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器の圧力及び温度を低下させるために、格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水ピット水を格納容器内へスプレイする手順を整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値(196kPa [gage])以上、かつ、格納容器スプレイポンプが起動していない場合に、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合。</p> <p>【比較のため、大飯3/4号炉技術的能力 1.10 まとめ資料 1.10.2.1(2)より炉心損傷の判断基準を再掲。以降再掲省略】</p> <p>炉心出口温度が350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値が$1 \times 10^6 \text{mSv/h}$以上の場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイの操作手順の概要は以下のとおり。</p>	<p>1.7.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順</p> <p>(1) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替循環冷却系の運転により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。</p> <p>a. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>(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、残留熱除去系の復旧に見込みがなく^{※2}原子炉格納容器内の減圧及び除熱が困難な状況で、以下の条件が全て成立した場合。</p> <ul style="list-style-type: none"> 代替循環冷却系が使用可能^{※3}であること。 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）又は原子炉補機代替冷却水系のいずれかによる冷却水供給が可能であること。 原子炉格納容器内のドライ条件の酸素濃度が4.3vol%以下^{※4}であること。 <p>※1：格納容器内雰囲気放射線モニタ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モニタが使用できない場合に原子炉圧力容器温度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2：設備に故障が発生した場合、又は駆動に必要な電源若しくは補機冷却水が確保できない場合。</p> <p>※3：設備に異常がなく、電源及び水源（サブプレッションチェンバ）が確保されている場合。</p> <p>※4：格納容器内雰囲気酸素濃度にてドライ条件の酸素濃度が4.3vol%を超過している場合においてウェット条件の酸素濃度が1.5vol%未満の場合は、代替循環冷却系によるスプレイを実施することで、ドライウェル側とサブプレッションチェンバ側のガスの混合を促進させる。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱手順の概要は以下のとおり。</p> <p>手順の対応フローを第1.7-1図及び第1.7-2図に、概要</p>	<p>1.7.2 重大事故等時の手順</p> <p>1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順（交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時）</p> <p>(1) 格納容器スプレイ</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器スプレイにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。</p> <p>a. 格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ</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、原子炉格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値(0.127MPa [gage])以上、かつ、格納容器スプレイポンプが起動していない場合に、原子炉格納容器内へスプレイするために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合。</p> <p>※1 炉心出口温度が350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値が$1 \times 10^6 \text{mSv/h}$以上の場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ手順の概要は以下のとおり。</p> <p>概要図を第1.7.1図に、タイムチャートを第1.7.2図に</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】 記載方針の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】 記載方針の相違（女川審査実績の反映） ・泊は手順ごとに項目を整理。</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】 記載方針の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】 設備の相違（相違理由③）</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p>

泊発電所 3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等に、格納容器スプレイポンプの起動を指示する。</p>	<p>図を第1.7-5図に、タイムチャートを第1.7-6図に示す。</p> <p>①発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイの準備開始を指示する。</p> <p>②運転員（中央制御室）Aは、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイに必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源並びに補機冷却水が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>③^a 原子炉圧力容器への注水から実施する場合 運転員（中央制御室）Aは、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイ前の系統構成として、代替循環冷却ポンプバイパス弁の全開確認、代替循環冷却ポンプ流量調整弁の開操作及び代替循環冷却ポンプ吸込弁の全開操作を実施する。</p> <p>③^b 原子炉格納容器内へのスプレイから実施する場合 運転員（中央制御室）Aは、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイ前の系統構成として、代替循環冷却ポンプバイパス弁の全開確認、代替循環冷却ポンプ流量調整弁の開操作並びに代替循環冷却ポンプ吸込弁及びRHR A系格納容器スプレイ隔離弁の全開操作を実施する。</p> <p>④運転員（中央制御室）Aは、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイの準備完了を発電課長に報告する。</p> <p>⑤発電課長は、運転員に代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイの開始を指示する。</p> <p>⑥^a 原子炉圧力容器への注水から実施する場合（⑥^a～⑥^b） * 運転員（中央制御室）Aは、代替循環冷却ポンプを起動し、速やかにRHR A系LPCI注入隔離弁の全開操作及び代替循環冷却ポンプ流量調整弁を開として代替循環冷却系の運転を開始する。</p> <p>⑦^a 運転員（中央制御室）Aは、代替循環冷却ポンプ出口流量指示値の上昇を確認し、RHR熱交換器（A）バイパス弁を全閉とする。</p> <p>⑧^a 運転員（中央制御室）Aは、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電課長に報告する。</p> <p>⑨^a 発電課長は、運転員に原子炉格納容器内へのスプレイを実施するため代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水ライン切替を指示する。</p> <p>⑩^a 運転員（中央制御室）Aは、原子炉圧力容器への注水ラインを切り替えるため、復水移送ポンプが運転中の場合は停止し、T/B緊急時隔離弁、R/B B1F緊急時隔離弁及</p>	<p>示す。</p> <p>① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に格納容器スプレイポンプの起動を指示する。</p>	<p>記載方針の相違（相違理由②）</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>② 運転員等は、中央制御室で格納容器スプレイポンプを起動する。</p> <p>③ 運転員等は、中央制御室で格納容器スプレイ流量、格納容器圧力、温度等の監視により格納容器内へスプレイされていることを確認する。</p>	<p>びR/B 1F 緊急時隔離弁の全開操作並びに RHR MUWC 連絡第一弁、RHR MUWC 連絡第二弁及び RHR B 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施する。</p> <p>⑪^a 運転員（中央制御室）A は、RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁の開操作及び RHR A 系 LPCI 注入隔離弁の全開操作を実施し、残留熱除去系洗浄ライン流量指示値の上昇により原子炉圧力容器への注水ライン切替完了を確認し、発電課長に報告する。</p> <p>⑫^a 発電課長は、運転員に原子炉格納容器内へのスプレイ開始を指示する。</p> <p>⑬^a 運転員（中央制御室）A は、RHR A 系格納容器スプレイ隔離弁及び RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁の全開操作並びに RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁の開操作により原子炉圧力容器への注水量を調整し、原子炉格納容器内へのスプレイを開始する。</p> <p>⑭^a 運転員（中央制御室）A は、原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下により確認し、発電課長に報告する。</p> <p>⑮^a 発電課長は、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを発電所対策本部に連絡する。</p> <p>⑯^a 発電課長は、原子炉圧力容器内の水位及び原子炉格納容器内の圧力を継続監視し、RHR B 系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁及び RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁にて適宜、原子炉圧力容器内の水位及び原子炉格納容器内の圧力の調整を行うよう運転員に指示する。</p> <p>また、状況により RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁及び RHR MUWC 連絡第一弁を全閉、RHR A 系試験用調整弁を開とすることで、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイからサブプレッションプールの除熱へ切り替える。</p> <p>⑰^a 原子炉格納容器内へのスプレイから実施する場合（⑥^a～⑭^a）※</p> <p>①^b 運転員（中央制御室）A は、代替循環冷却ポンプを起動し、速やかに RHR A 系格納容器スプレイ流量調整弁の全開操作及び代替循環冷却ポンプ流量調整弁を開として代替循環冷却系の運転を開始する。</p> <p>②^b 運転員（中央制御室）A は、代替循環冷却ポンプ出口流量指示値の上昇を確認し、RHR 熱交換器（A）バイパス弁を全閉とする。</p> <p>③^b 運転員（中央制御室）A は、原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下により確認し、発電課長に報告する。</p> <p>④^b 発電課長は、運転員に原子炉圧力容器への注水開始を指示する。</p> <p>⑤^b 運転員（中央制御室）A は、復水移送ポンプが運転中の</p>	<p>② 運転員（中央制御室）A は、中央制御室で格納容器スプレイポンプを起動する。</p> <p>③ 運転員（中央制御室）A は、中央制御室で原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを格納容器スプレイ流量、原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下等により確認し、発電課長（当直）に報告する。</p>	<p>【大飯】 記載方針の相違（女川審査実績の反映） ・泊は運転員の要員名称に「（中央制御室）」又は「（現場）」と記載し、アルファベットにより識別。 ・以降の相違は、相違理由の記載を省略する。</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【女川】 炉型の相違による操作手順の相違 ・泊及び大飯は原子炉格納容器内へのスプレイ状況の監視パラメータとして、</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>場合は停止し、T/B 緊急時隔離弁、R/B B1F 緊急時隔離弁及びR/B 1F 緊急時隔離弁の全閉操作並びにRHR MUWC 連絡第一弁、RHR MUWC 連絡第二弁及びRHR B系LPCI 注入隔離弁の全閉操作を実施する。</p> <p>⑪^b 運転員（中央制御室）Aは、RHR B系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁の開操作及びRHR A系格納容器スプレイ流量調整弁の閉操作を実施し、原子炉圧力容器への注水を開始する。</p> <p>⑫^b 運転員（中央制御室）Aは、原子炉圧力容器への注水が開始されたことを残留熱除去系洗浄ライン流量指示値及び原子炉水位指示値の上昇により確認し、発電課長に報告する。</p> <p>⑬^b 発電課長は、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイが開始されたことを発電所対策本部に連絡する。</p> <p>⑭^b 発電課長は、原子炉格納容器内の圧力及び原子炉圧力容器内の水位を継続監視し、RHR B系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁及びRHR A系格納容器スプレイ流量調整弁にて、原子炉圧力容器内の水位及び原子炉格納容器内の圧力の調整を行うよう運転員に指示する。</p> <p>また、状況によりRHR A系格納容器スプレイ流量調整弁及びRHR MUWC 連絡第一弁を全閉、RHR A系試験用調整弁を開とすることで、原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器へのスプレイからサブプレッションプールの除熱へ切り替える。</p> <p>※：炉心損傷前における代替循環冷却系による原子炉格納容器内へのスプレイ手順は同様。</p>		<p>格納容器スプレイ流量を記載。</p>

泊発電所 3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(c) 操作の成立性 上記の対応は中央制御室にて1ユニット当たり運転員等1名で実施する。</p> <p>格納容器スプレイについては、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値(196kPa [gage])以上にて動作することから格納容器にスプレイされていることを確認する。また、格納容器スプレイが動作していない場合は、格納容器スプレイを実施する。ただし、格納容器内自然対流冷却により格納容器の冷却が行われている場合は実施しない。また、水素濃度は、可搬型格納容器水素ガス濃度計で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用としており、測定による水素濃度が8vo1%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。</p> <p>格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合は、格納容器内への注水量の制限があることから、格納容器へスプレイを行っている際に、格納容器内の重要機器及び重要計器が水没しない高さまで注水されたことを確認すれば格納容器スプレイを停止し格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.7.8)</p> <p>(2) 格納容器内自然対流冷却 a. A、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器の圧力及び温度を低下させるために、A、D格納容器再循環ユニットにより格納容器内自然対流冷却を行う手順を整備する。</p>	<p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施し、作業開始を判断してから代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始まで30分以内で可能である。</p> <p>【比較のため、美浜3号炉技術的能力 1.7 まとめ資料 1.7.2.1(1)a.(c)から引用（下線部が泊と同様）】</p> <p>格納容器内の冷却を目的とした格納容器スプレイを行う場合は、格納容器内への注水量の制限があることから、格納容器へスプレイを行っている際に、格納容器循環冷却房ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さまで注水されたことを確認すれば格納容器スプレイを停止し格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。</p> <p>b. 代替循環冷却系使用時における補機冷却水確保 炉心の著しい損傷が発生し、原子炉格納容器の過圧破損を防止するために代替循環冷却系の運転を実施する場合、原子炉補機代替冷却水系又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）により補機冷却水を確保し、代替循環冷却系で使用する代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系熱交換器（A）及び代替循環冷却系の運転可否の判断で使用する格納容器内雰囲気計装へ供給する。 なお、操作手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p> <p>(2) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む。）</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、残留熱除去系の機能が喪失した場合、及び代替循環冷却系の運転が期待できない場合は、サブプレッションプール水以外の水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施しているため、サブプレッションプール水位が外部水源注水量限界（通常運転水位+約2m）に到達した場合は、このスプレイを停止するため、原子炉格納容器内の圧力を0.640MPa[gage]以下に抑制でき</p>	<p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、運転員（中央制御室）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで5分以内で可能である。</p> <p>格納容器スプレイについては、原子炉格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値(0.127MPa[gage])以上にて動作することから原子炉格納容器内にスプレイされていることを確認する。また、格納容器スプレイが動作していない場合は、原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。ただし、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器内の冷却が行われている場合は実施しない。また、水素濃度は、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットで計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行う運用としており、測定による水素濃度が8 vo1%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。</p> <p>原子炉格納容器内の冷却を目的とした原子炉格納容器内へのスプレイを行う場合は、原子炉格納容器内への注水量の制限があることから、原子炉格納容器内へスプレイを行っている際に、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に影響しない上限の高さまで注水されたことを確認すれば原子炉格納容器内へのスプレイを停止し格納容器内自然対流冷却のみの冷却とする。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.7.9)</p> <p>(2) 格納容器内自然対流冷却</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映） 【女川】 記載表現の相違</p> <p>【大飯】 設備の相違（相違理由③） 【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】 記載方針の相違（女川審査実績の反映） ・泊は手順ごとに項目を整理。</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p>

泊発電所 3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【比較のため前頁より再掲】</p> <p>a. A、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>格納容器圧力が格納容器スプレィ作動設定値(196kPa [gage])以上の場合に、格納容器スプレィポンプの故障等により格納容器へのスプレィが格納容器スプレィ流量にて確認できない場合。</p>	<p>る見込みがなくなることから、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱を実施することで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。</p> <p>また、原子炉格納容器内でジルコニウム-水反応により発生した水素が原子炉建屋に漏えいする可能性があることから、原子炉建屋地上3階（原子炉建屋原子炉棟内）の水素濃度及び原子炉建屋地上3階（原子炉建屋原子炉棟内）以外のエリアの水素濃度並びに静的触媒式水素再結合装置動作監視装置にて静的触媒式水素再結合装置の出入口温度の監視を行い、原子炉建屋内において異常な水素の漏えいを検知した場合は原子炉格納容器内に滞留した水素を排出することで、原子炉建屋への水素の漏えいを防止する。</p> <p>なお、原子炉格納容器フィルタベント系を使用する場合は、放射性雲の影響による被ばくを低減させるため、運転員は中央制御室待避所へ待避しプラントパラメータを中央制御室待避所内のデータ表示装置（待避所）により継続して監視する。</p> <p>原子炉格納容器ベント実施中において、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な場合、並びに可搬型窒素ガス供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入が可能な場合は、S/Cベント用出口隔離弁又はD/Wベント用出口隔離弁を全閉し、原子炉格納容器ベントを停止することを基本として、その他の要因を考慮した上で総合的に判断し、適切に対応する。</p> <p>なお、FCVSベントライン隔離弁(A)又はFCVSベントライン隔離弁(B)については、S/Cベント用出口隔離弁又はD/Wベント用出口隔離弁を全閉後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合に全閉する。</p> <p>a. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む。）</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、残留熱除去系及び代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱ができず、原子炉格納容器内の圧力が0.640MPa [gage]に到達した場合^{※2}、若しくは原子炉建屋地上3階（原子炉建屋原子炉棟内）の水素濃度が2.0vol%に到達した場合。</p> <p>※1：格納容器内雰囲気放射線モニター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モニターが使用できない場合に原子炉圧力容器温</p>	<p>a. C、D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却</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、原子炉格納容器圧力が格納容器スプレィ作動設定値(0.127MPa [gage])以上の場合に、格納容器スプレィポンプの故障等により原子炉格納容器内へのスプレィを格納容器スプレィ流量等にて確認できない場合。</p> <p>※1 炉心出入口温度が350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニター（高レンジ）の指示値が1×10⁵mSv/h以上の場合。</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】設備の相違（相違理由③）</p> <p>【大飯】設備の相違 ・泊は「格納容器スプレィ流量」及び「B-格納容器スプレィ冷却器出口積算流量(AM用)」にて判断する。（川内1/2号炉、玄海3/4号炉と同様）</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(b) 操作手順</p> <p>A、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却手順の概要は以下のとおり。手順内の可搬型格納容器水素ガス濃度計による格納容器内水素濃度監視操作手順は「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」のうち1.9.2.1(2)「水素濃度監視」にて整備する。概略系統を第1.7.1図に、タイムチャートを第1.7.2図に示す。</p> <p>① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき運転員等にA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を指示する。</p> <p>② 運転員等は、中央制御室及び現場で原子炉補機冷却水系を加圧するための系統構成を行う。</p> <p>③ 運転員等は、原子炉補機冷却水系の沸騰を防止するため、現場で窒素ポンペ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）により原子炉補機冷却水サージタンクを0.25MPa [gage]まで加圧操作を行う。液化窒素供給設備で加圧する場合は、中央制御室より行う。</p> <p>④ 当直課長は、中央制御室で格納容器再循環ユニットの冷却水の温度監視を指示する。中央制御室での温度監視ができない場合は、発電所対策本部長に可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度（SA）用）の取付けを指示する。</p> <p>⑤ 運転員等は、中央制御室で格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水するための系統構成を行う。</p>	<p>度で300℃以上を確認した場合。</p> <p>※2：発電用原子炉の冷却ができない場合、又は原子炉格納容器内の冷却ができない場合は、速やかに原子炉格納容器ペントの準備を開始する。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>原子炉格納容器フィルタペント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む。）の手順は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7-3図及び第1.7-4図に、概要図を第1.7-7図に、タイムチャートを第1.7-8図及び第1.7-9図に示す。</p> <p>[サプレッションチェンバペントの場合（ドライウェルペントの場合、手順②以外は同様）]</p> <p>①発電課長は、手順着手の判断基準に到達したことを発電所対策本部長に報告する。</p> <p>②発電所対策本部長は、発電課長に原子炉格納容器フィルタペント系による原子炉格納容器ペントの準備開始を指示する。</p> <p>【比較のため伊方3号炉技術的能力1.7まとめ資料1.7.2.1(2)a.(b)③より引用（下線部が泊と同様）】</p> <p>③ 運転員は、現場で窒素ポンペ（原子炉補機冷却水サージタンク用）と加圧ラインをフレキシブルホースで接続し、原子炉補機冷却水サージタンクを0.27MPa [gage]まで加圧する。</p> <p>【比較のため川内1/2号炉技術的能力1.7まとめ資料1.7.2.1(2)a.(b)③より引用（下線部が泊と同様）】</p> <p>③ 運転員等は、原子炉補機冷却水系統の沸騰を防止するため、現場で窒素ポンペ（原子炉補機冷却水サージタンク用）により原子炉補機冷却水サージタンクを0.255MPa [gage]まで加圧する。</p> <p>④発電課長は、運転員に原子炉格納容器フィルタペント系による原子炉格納容器ペントの準備開始を指示する。</p> <p>④運転員（中央制御室）Aは、原子炉格納容器フィルタペント系による原子炉格納容器ペント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>⑤運転員（中央制御室）Aは、フィルタペント系制御盤にてフィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内であることを確認する。</p> <p>⑥運転員（中央制御室）Aは、原子炉格納容器ペント前の確認として、原子炉格納容器調気系隔離信号が発生している場合は、原子炉冷却制御盤にて、原子炉格納容器調気系隔離信号の除外操作を実施する。</p> <p>⑦運転員（中央制御室）Aは、原子炉格納容器ペント前の系統構成として、ペント用SGTS側隔離弁、格納容器排</p>	<p>(b) 操作手順</p> <p>C、D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却手順の概要は以下のとおり。手順内の可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットによる原子炉格納容器内の水素濃度監視の操作手順については、「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」のうち1.9.2.1(2)「原子炉格納容器内の水素濃度の監視」にて整備する。概要図を第1.7.3図に、タイムチャートを第1.7.4図に示す。</p> <p>① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にC、D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の準備開始を指示する。</p> <p>② 運転員（中央制御室）A及び運転員（現場）Bは、中央制御室及び現場で原子炉補機冷却水系を加圧するための系統構成を行う。</p> <p>③ 運転員（現場）Bは、原子炉補機冷却水系の沸騰を防止するため、現場で原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスポンペにより原子炉補機冷却水サージタンクを0.28MPa [gage]まで加圧し、発電課長（当直）に報告する。窒素供給装置で加圧する場合は、中央制御室より行う。</p> <p>④ 発電課長（当直）は、中央制御室で格納容器再循環ユニットの冷却水の温度監視を指示する。中央制御室での温度監視ができない場合は、運転員に可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度）の取付けを指示する。</p> <p>⑤ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室でC、D-格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水するための系統構成を行う。</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映） ・参照先である技術的能力1.9の修正を反映。</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】設備の相違 ・原子炉補機冷却水サージタンク加圧設定値の相違。炉心損傷及び原子炉容器破損に至った場合の格納容器内温度においても原子炉補機冷却水系が沸騰しない圧力に設定している。各プラント固有の設定値であるが、設定根拠に相違なし。 （川内1/2号炉は0.255MPa [gage]、伊方3号炉0.27MPa [gage]で同程度の圧力を設定）</p> <p>【大飯】記載表現の相違</p>

泊発電所 3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>⑥ 運転員等は、中央制御室でA、D格納容器再循環ユニット冷却水出口弁の開操作により原子炉補機冷却水を通水する。</p> <p>なお、電源がない場合は、現場にてA、D格納容器再循環ユニット冷却水出口弁を手動で開操作する。</p> <p>⑦ 運転員等は、中央制御室で格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa低下したことを確認すれば、A、D格納容器再循環ユニット冷却水入口弁を閉操作し、原子炉補機冷却水の通水を停止する。なお、電源がない場合は、現場にてA、D格納容器再循環ユニット冷却水入口弁を手動で閉操作する。ただし、水素濃度は、可搬型格納容器水素ガス濃度計で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行い、測定による水素濃度が8vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。</p> <p>⑧ 運転員等は、中央制御室でA、D格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力及び温度の低下等により、格納容器が冷却状態であることを継続して確認する。</p>	<p>気 SGTS 側止め弁、ベント用 HVAC 側隔離弁、格納容器排気 HVAC 側止め弁、PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁の全閉を確認する。</p> <p>【比較のため伊方3号炉技術的能力1.7まとめ資料1.7.2.1(2)a.(b)⑧より引用（下線部が泊と同様）】</p> <p>⑧ 運転員は、中央制御室で格納容器再循環ユニット（A及びB）のダクト開放機構が作動すれば、格納容器内自然対流冷却が開始され、格納容器内圧力及び温度の低下により原子炉格納容器内が冷却状態であることを継続して確認する。</p> <p>⑨ 運転員（中央制御室）Aは、FCVS ベントライン隔離弁（A）又はFCVS ベントライン隔離弁（B）を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント準備完了を発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。</p> <p>なお、中央制御室からの操作により全開にできない場合は、運転員（現場）B及びCは、原子炉建屋付属棟内に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いてFCVS ベントライン隔離弁（A）又はFCVS ベントライン隔離弁（B）を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント準備完了を発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。</p> <p>⑩ 運転員（中央制御室）Aは、原子炉格納容器内の圧力及び水位並びに原子炉建屋内の水素濃度に関する情報収集を適宜行い、発電課長に報告する。また、発電課長は、原子炉格納容器内の圧力及び水位並びに原子炉建屋内の水素濃度に関する情報を、発電所対策本部長に報告する。</p> <p>⑪ 発電所対策本部長は、以下のいずれかの条件に到達した場合、発電課長に原子炉格納容器フィルタベント系によるサブプレッションチェンバ側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。また、サブプレッションチェンバ側からの原子炉格納容器ベントができない場合は、ドライウェル側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・外部水源を用いた原子炉格納容器内へのスプレイを実施中に、サブプレッションプール水位が外部水源注水量限界（通常運転水位+約2m）に到達した場合。 ・原子炉建屋地上3階（原子炉建屋原子炉棟内）の水素濃度が2.3vol%に到達した場合。 <p>⑫ 発電課長は、運転員に原子炉格納容器フィルタベント系</p>	<p>⑥ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室でC、D一格納容器再循環ユニット冷却水出口弁の開操作により原子炉補機冷却水を通水し、C、D一格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却準備完了を発電課長（当直）に報告する。</p> <p>なお、電源がない場合は、現場にてC、D一格納容器再循環ユニット冷却水出口弁を手動で開操作する。</p> <p>⑦ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室でC、D一格納容器再循環ユニットのダクト開放機構が動作すれば、格納容器内自然対流冷却が開始され、原子炉格納容器内圧力及び温度の低下により原子炉格納容器内が冷却状態であることを確認する。</p> <p>⑧ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室で原子炉格納容器圧力が最高使用圧力から0.05MPa低下したことを確認すれば、C、D一格納容器再循環ユニット冷却水入口弁を閉操作し、原子炉補機冷却水の通水を停止する。なお、電源がない場合は、現場にてC、D一格納容器再循環ユニット冷却水入口弁を手動で閉操作する。ただし、水素濃度は、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットで計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行い、測定による水素濃度が8 vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。</p> <p>⑨ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室でC、D一格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差、原子炉格納容器圧力及び温度の低下等により、原子炉格納容器内が冷却状態であることを継続して確認する。</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】設備の相違 ・大飯は、PCCV であることから格納容器換気空調系の系統構成が異なり、ダクト開放機構が不要な設計。 ・泊は、C、D一格納容器再循環ユニットにダクト開放機構を設けている。（伊方3号炉と同様） ・ダクト開放機構に関する記載については伊方3号炉の記載と同等。</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p>

泊発電所 3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>によるサブプレッションチェンバ側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。また、サブプレッションチェンバ側からの原子炉格納容器ベントができない場合は、ドライウェル側からの原子炉格納容器ベント開始を指示する。</p> <p>⑫^a サブプレッションチェンバ側からの原子炉格納容器ベントの場合</p> <p>運転員（中央制御室）Aは、S/Cベント用出口隔離弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。なお、中央制御室からの操作により全開にできない場合は、運転員（現場）B及びCは、原子炉建屋付属棟内に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いてS/Cベント用出口隔離弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。</p> <p>⑫^b サブプレッションチェンバ側からの原子炉格納容器ベントができない場合</p> <p>運転員（中央制御室）Aは、D/Wベント用出口隔離弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。なお、中央制御室からの操作により全開にできない場合は、運転員（現場）B及びCは、原子炉建屋付属棟内に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いてD/Wベント用出口隔離弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを開始する。</p> <p>⑬ 運転員（中央制御室）Aは、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントが開始されたことを、ドライウェル圧力指示値及び圧力抑制室圧力指示値の低下又は原子炉建屋内水素濃度指示値が安定若しくは低下並びにフィルタ装置入口圧力指示値、フィルタ装置出口圧力指示値及びフィルタ装置水温度指示値の上昇により確認するとともに、フィルタ装置出口放射線モニタ指示値の上昇により確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントが開始されたことを発電所対策本部長に報告する。</p> <p>⑭ 運転員（中央制御室）Aは、フィルタベント系制御盤にてフィルタ装置水位指示値を確認し、水補給が必要な場合は発電課長に報告する。また、発電課長は、フィルタ装置への水補給を実施するよう発電所対策本部に依頼する。</p> <p>⑮ 発電課長は、原子炉格納容器ベント開始後、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な場合、並びに可搬型窒素ガス供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入が可能</p>		

泊発電所 3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(c) 操作の成立性 上記の対応は中央制御室にて1ユニット当たり運転員等1名、現場にて1ユニット当たり運転員等1名及び緊急安全対策要員1名により作業を実施し、所要時間については約60分と想定する。</p>	<p>となった場合は、発電所対策本部長に報告する。 ⑩発電所対策本部長は、発電課長に原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントの停止を指示する。 ⑪発電課長は、運転員にS/Cベント用出口隔離弁又はD/Wベント用出口隔離弁の全閉による原子炉格納容器ベントの停止を指示する。 ⑫運転員（中央制御室）Aは、S/Cベント用出口隔離弁又はD/Wベント用出口隔離弁を全閉とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントの停止を発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。 なお、中央制御室からの操作により全閉にできない場合は、運転員（現場）B及びCは、原子炉建屋付属棟内に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いてS/Cベント用出口隔離弁又はD/Wベント用出口隔離弁を全閉とし、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントの停止を発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。 ⑬発電課長は、原子炉格納容器ベント停止後、原子炉格納容器内の除熱機能が更に1系統回復する等、より安定的な状態になった場合は、発電所対策本部長に報告する。 ⑭発電所対策本部長は、発電課長にFCVSベントライン隔離弁の全閉を指示する。 ⑮発電課長は、運転員にFCVSベントライン隔離弁の全閉を指示する。 ⑯運転員（中央制御室）Aは、FCVSベントライン隔離弁（A）又はFCVSベントライン隔離弁（B）を全閉とし、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。 なお、中央制御室からの操作により全閉にできない場合は、運転員（現場）B及びCは、原子炉建屋付属棟内に設置してある遠隔手動弁操作設備を用いてFCVSベントライン隔離弁（A）又はFCVSベントライン隔離弁（B）を全閉とし、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部長に報告する。</p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、運転員（中央制御室）1名及び運転員（現場）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フィルタベント系による原子炉格納容器ベント準備完了まで中央制御室からの操作が可能な場合は15分以内、中央制御室からの操作ができず現場で操作を実施する場合は75分以内、原子炉格納容器ベントの実施を判断してから原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始まで中央制御室からの操作が可能な場合は5分以内、中央制御室からの</p>	<p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、運転員（中央制御室）1名及び運転員（現場）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからC、D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始まで65分以内で可能である。</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>円滑に作業ができるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。操作に係る移動経路及び操作場所に高線量の区域はない。また、作業環境の周囲温度は通常運転状態と同程度である。</p> <p>(添付資料 1.7.4、1.7.5、1.7.7)</p> <p>(3) 代替格納容器スプレィ</p> <p>a. 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレィ</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器の圧力及び温度を低下させるために、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水ピット水を格納容器へスプレィする手順を整備する。</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプの水源として、燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。</p> <p>炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレィが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレィを行う手順を整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>格納容器圧力が最高使用圧力(392kPa [gage])以上の場合に、格納容器スプレィポンプの故障等により格納容器へのスプレィが格納容器スプレィ流量等にて確認できない場合及び格納容器内自然対流冷却により格納容器圧力が低下しない場合に、格納容器へスプレィするために必要な燃料取替用水ピット等の水位が確保されている場合。</p>	<p>操作ができず現場で操作を実施する場合は 115 分以内で可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。S/C ベント用出口隔離弁及びD/W ベント用出口隔離弁の操作場所は原子炉建屋付属棟内に設置することに加え、あらかじめ遮蔽材を設置することで作業時の被ばくによる影響を低減している。また、防護具を確実に装着して操作する。</p> <p>遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。</p> <p>(添付資料1.7.3)</p> <p>b. フィルタ装置への水補給</p> <p>フィルタ装置の水位が通常水位を下回り下限水位（許容最小水量）に到達する前に、給水ラインからフィルタ装置へ水張りを実施する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>フィルタ装置の水位が規定水位まで低下した場合。</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。操作に係る移動経路及び操作場所に高線量の区域はない。また、室温は通常運転時と同程度である。</p> <p>(添付資料 1.7.4、1.7.5、1.7.8)</p> <p>(3) 代替格納容器スプレィ</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替格納容器スプレィにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。</p> <p>a. 代替格納容器スプレィポンプによる原子炉格納容器内へのスプレィ</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるために、代替格納容器スプレィポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉格納容器内にスプレィする。</p> <p>代替格納容器スプレィポンプの水源として、燃料取替用水ピットが使用できない場合は、補助給水ピットを使用する。</p> <p>炉心損傷後に代替格納容器スプレィポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、原子炉格納容器内へのスプレィが必要と判断すれば、代替格納容器スプレィポンプの注水先を原子炉容器から原子炉格納容器へ切り替え、原子炉格納容器内へのスプレィを行う。</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、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力(0.283MPa [gage]) 以上の場合に、格納容器スプレィポンプの故障等により原子炉格納容器内へのスプレィを格納容器スプレィ流量等にて確認できない場合及び格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力が低下しない場合に、原子炉格納容器内へスプレィするために必要な燃料取替用水ピット等の水位が確保されている場合。</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【女川】 記載表現の相違（大飯審査実績の反映）</p> <p>【大飯】 記載方針の相違（女川審査実績の反映） ・泊は手順ごとに項目を整理。</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】 設備の相違（相違理由③）</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(b) 操作手順 代替格納容器スプレイの操作手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1)b.(a)「恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。 なお、操作に係る移動経路及び操作場所に高線量の区域はない。</p>	<p>【比較のため女川まとめ資料1.6.2.2(1)a.(a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイより引用】</p> <p>ii. 操作手順 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイについては、「1.6.2.1(1)a.(a) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。</p> <p>(b) 操作手順 フィルタ装置への水補給手順（フィルタ装置(A)の給水ラインを使用する場合）の概要は以下のとおり（フィルタ装置(B),(C)の給水ラインを使用する場合も同様）。概要図を第1.7-10図に、タイムチャートを第1.7-11図に示す。</p> <p>①発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にフィルタ装置への水補給の準備開始を指示する。</p> <p>②発電課長は、発電所対策本部にフィルタ装置への水補給の準備開始を依頼する。</p> <p>③運転員（中央制御室）Aは、フィルタ装置への水補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>④発電所対策本部は、重大事故等対応要員にフィルタ装置への水補給の準備開始を指示する。</p> <p>⑤重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプI）の設置、ホースの敷設及び接続作業を開始する。</p> <p>⑥重大事故等対応要員は、フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放依頼を発電所対策本部に連絡する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。</p> <p>⑦発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放を運転員に指示する。</p> <p>⑧運転員（現場）B及びCは、ホースの敷設に必要な扉の開放を行い発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。</p> <p>⑨^a フィルタ装置水・薬液補給接続口（屋外）を使用する場合 重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプI）の設置、ホースの敷設及び接続が完了した後、系統構成としてフィルタ装置（A）屋外側重大事故時給水ライン弁を遠隔での手動操作により全開とし、フィルタ装置への水補給の準備完了を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。</p> <p>⑨^b フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）を使用す</p>	<p>※1 炉心出口温度が350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値が1×10^6mSv/h以上の場合。</p> <p>(b) 操作手順 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイについては、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1)b.(a)「代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。 なお、操作に係る移動経路及び操作場所に高線量の区域はない。</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p>

泊発電所 3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>る場合</p> <p>重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプI）の設置、ホースの敷設及び接続が完了した後、系統構成として建屋内事故時用水ライン元弁の全開及びフィルタ装置（A）補給水ライン弁を遠隔での手動操作により全開とし、フィルタ装置への水補給の準備完了を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。</p> <p>⑩発電課長は、発電所対策本部に大容量送水ポンプ（タイプI）による送水開始を依頼する。</p> <p>⑪発電所対策本部は、重大事故等対応要員にフィルタ装置への水補給開始を指示する。</p> <p>⑫重大事故等対応要員は、大容量送水ポンプ（タイプI）の起動及びフィルタ装置水補給弁の開操作を実施し、フィルタ装置への水補給の開始を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。</p> <p>⑬運転員（中央制御室）Aは、フィルタ装置への給水が開始されたことをフィルタベント系制御盤にて、フィルタ装置水位指示値が上昇したことにより確認する。その後、通常水位範囲内に到達したことを確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。</p> <p>⑭発電所対策本部は、重大事故等対応要員にフィルタ装置への水補給停止を指示する。</p> <p>⑮^a フィルタ装置水・薬液補給接続口（屋外）を使用した場合</p> <p>重大事故等対応要員は、フィルタ装置水補給弁の全閉及びフィルタ装置（A）屋外側重大事故時用水ライン弁を遠隔での手動操作により全閉とし、発電所対策本部にフィルタ装置への水補給の完了を報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。</p> <p>⑮^b フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）を使用した場合</p> <p>重大事故等対応要員は、フィルタ装置水補給弁及び建屋内事故時用水ライン元弁の全閉並びにフィルタ装置（A）補給水ライン弁を遠隔での手動操作により全閉とし、発電所対策本部にフィルタ装置への水補給の完了を報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名[*]及び重大事故等対応要員9名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから大容量送水ポンプ（タイプI）による注水開始まで380分以内で可能である。</p> <p>なお、屋外における本操作は原子炉格納容器ベント実施後の短期間において、フィルタ装置への水補給を行うものではないことから、大気中に放出された放射性物質から受</p>	<p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び災害対策要員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで30分以内で可能である。</p> <p>なお、代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉容器から原子炉格納容器へ切り替える場合の上記の操作は、</p>	<p>【大飯】 記載方針の相違(女川審査実績の反映)</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、常用設備である電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによりNo.2淡水タンク水を格納容器へスプレイする手順を整備する。</p> <p>使用に際して、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプの故障等により格納容器へのスプレイがA格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合に、格納容器へスプレイするために必要なNo.2淡水タンクの水位が確保されており、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生しておらず、消火用として消火ポンプの必要がない場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイの操作手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1)b.(b)「電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。</p> <p>なお、操作に係る移動経路及び操作場所に高線量の区域はない。</p>	<p>ける放射線量は低下しているため作業可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、大容量送水ポンプ(タイプI)の保管場所に使用工具、ホース等を配備する。車両付属の作業用照明及び可搬型照明(ヘッドライト及び懐中電灯)を用いることで、夜間における作業性についても確保している。</p> <p>※:フィルタ装置水・薬液補給接続口(建屋内)へホースを接続する場合に必要な要員</p> <p>(添付資料1.7.3)</p> <p>c. 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給</p> <p>原子炉格納容器ベント停止後における水の放射線分解によって発生する可燃性ガス濃度の上昇を抑制及び原子炉格納容器の負圧破損を防止するため、可搬型窒素ガス供給装置により原子炉格納容器へ窒素を供給する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>残留熱除去系による除熱機能が喪失した場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給手順は以下のとおり。手順の対応フローを第1.7-3図に、概要図を第1.7-12図に、タイムチャートを第1.7-13図に示す。</p> <p>①発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器への窒素供給の準備開始を指示する。</p> <p>②発電課長は、発電所対策本部に原子炉格納容器内の不活性ガス(窒素)置換のため、可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続を依頼する。</p> <p>③運転員(中央制御室)Aは、原子炉格納容器への窒素供給に必要な電動弁及び監視計器の電源が確保されてい</p>	<p>運転員(中央制御室)1名及び運転員(現場)1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで20分以内で可能である。</p> <p>b. 電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイができない場合、常用設備である電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプより過水タンク水を原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p>使用に際して、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{※1}において、代替格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内へのスプレイが代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等にて確認できない場合に、原子炉格納容器内へスプレイするために必要な過水タンクの水位が確保されており、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生しておらず、消火用として消火ポンプの必要がない場合。</p> <p>※1 炉心出口温度が350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)の指示値が1×10^5 mSv/h以上の場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイについては、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1)b.(b)「電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。</p> <p>なお、操作に係る移動経路及び操作場所に高線量の区域はない。</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯】 記載表現の相違(女川審査実績の反映)</p> <p>【大飯】 設備の相違(相違理由④)</p> <p>【大飯】 記載表現の相違(女川審査実績の反映)</p> <p>【大飯】 記載表現の相違(女川審査実績の反映)</p> <p>【大飯】 記載表現の相違(女川審査実績の反映)</p>

泊発電所 3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>ることを状態表示にて確認する。</p> <p>④発電所対策本部は、重大事故等対応要員に可搬型窒素ガス供給装置の準備開始を指示する。</p> <p>⑤重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続作業を開始する。</p> <p>⑥重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放依頼を発電所対策本部に連絡する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。</p> <p>⑦発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放を運転員に指示する。</p> <p>⑧運転員（現場）B及びCは、ホースの敷設に必要な扉の開放を行い発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。</p> <p>⑨重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置を原子炉建屋近傍に設置し、ホースの敷設及び接続が完了したことを発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。</p> <p>⑩発電課長は、原子炉格納容器ベントを停止可能となった場合^{*1}、又はサブプレッションプール水温度指示値が104℃を下回る前に可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内への窒素供給の系統構成を運転員に指示する。</p> <p>⑪運転員（中央制御室）Aは、原子炉格納容器調気系隔離信号が発生している場合は、原子炉冷却制御盤にて原子炉格納容器調気系隔離信号の除外操作を実施する。</p> <p>⑫運転員（中央制御室）Aは、原子炉格納容器への窒素供給前の系統構成として、ベント用 SGTS 側隔離弁、格納容器排気 SGTS 側止め弁、ベント用 HVAC 側隔離弁、格納容器排気 HVAC 側止め弁、PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁及び PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁の全開確認並びに FCVS ベントライン隔離弁 (A) 又は FCVS ベントライン隔離弁 (B)、S/Cベント用出口隔離弁又は D/Wベント用出口隔離弁の全開を確認する。</p> <p>⑬^a 可搬型窒素ガス供給装置接続口（屋外）を使用する場合 運転員（現場）B及びCは、PSA 窒素供給ライン元弁を全開とし、可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給の系統構成完了を発電課長に報告する。</p> <p>⑬^b 可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）を使用する場合 運転員（現場）B及びCは、建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁を全開とし、可搬型窒素ガス供給装置による原子</p>	<p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、運転員（中央制御室）1名及び運転員（現場）2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレー開始まで35分以内で可能である。</p>	<p>【大飯】</p> <p>記載方針の相違（女川審査実績の反映）</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>炉格納容器への窒素供給の系統構成完了を発電課長に報告する。</p> <p>⑭発電課長は、可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内への窒素供給の開始を運転員に指示する。</p> <p>⑮運転員（中央制御室）Aは、D/W補給用窒素ガス供給用第一隔離弁又はS/C側PSA窒素供給ライン第一隔離弁の全開操作を実施し、原子炉格納容器内への窒素供給を開始したことを、発電課長に報告する。</p> <p>⑯発電課長は、可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内への窒素供給を開始したことを発電所対策本部に報告する。</p> <p>⑰発電所対策本部長は、発電課長に原子炉格納容器ベント停止を指示する。</p> <p>⑱発電課長は、運転員にS/Cベント用出口隔離弁又はD/Wベント用出口隔離弁全閉による原子炉格納容器ベント停止を指示する。</p> <p>⑲運転員（中央制御室）Aは、S/Cベント用出口隔離弁又はD/Wベント用出口隔離弁の全閉操作を実施し、原子炉格納容器ベントを停止したことを発電課長に報告する。</p> <p>⑳発電課長は、運転員に残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱開始を指示する。また、原子炉格納容器内の圧力を100kPa [gage]～50kPa [gage]の間で制御^{※2}するように指示する。</p> <p>㉑運転員（中央制御室）Aは、残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱を開始した後、原子炉格納容器内の圧力を100kPa [gage]～50kPa [gage]の間で制御する。</p> <p>㉒運転員（中央制御室）Aは、原子炉格納容器内への窒素供給により窒素流入量と時間により計算される供給量が原子炉格納容器自由空間体積となったことを確認し、原子炉格納容器内への窒素供給が完了したことを発電課長に報告する。</p> <p>㉓発電課長は、可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器内への窒素供給の停止を運転員に指示する。</p> <p>㉔運転員（中央制御室）Aは、D/W補給用窒素ガス供給用第一隔離弁又はS/C側PSA窒素供給ライン第一隔離弁の全閉操作を実施し、原子炉格納容器内への窒素供給を停止し、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。</p> <p>※1：残留熱除去系又は代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱機能が1系統回復し、原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度の監視が可能な場合、並びに可搬型窒素ガス供給装置を用いた原子炉格納容器内への窒素注入が可能となった場合。</p> <p>※2：原子炉格納容器内の圧力が100kPa [gage]に到達した場合、RHR熱交換器バイパス弁を全閉とし、原子炉格</p>		

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>c. 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレィ</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合に、電動消火ポンプ及びディーゼル消火ポンプの故障等により格納容器へのスプレィが格納容器スプレィ流量等にて確認できない場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器内へスプレィする手順を整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器へのスプレィが必要となった場合。</p>	<p>納容器内の圧力が50kPa [gage]を下回った場合、RHR熱交換器バイパス弁を全開とする。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び重大事故等対応要員5名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給開始まで315分以内で可能である。</p> <p>なお、本操作は、原子炉格納容器ベント前又は原子炉格納容器ベント後に時間が経過した後の操作であることから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているため作業可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、窒素供給用ホース等の接続は速やかに作業ができるように、可搬型窒素ガス供給装置の保管場所に使用工具、窒素供給用ホース等を配備する。車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間における作業性についても確保している。</p> <p>(添付資料1.7.3)</p> <p>d. 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素パージ</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント停止後において、スクラバ溶液に捕集された放射性物質による水の放射線分解で発生する水素及び酸素を排出するため、原子炉格納容器フィルタベント系の窒素によるパージを実施する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準 残留熱除去系による除熱機能が喪失した場合。 【比較のため川内1/2号炉技術的能力1.7まとめ資料1.7.2.1(3)cより引用（下線部が泊と同様）】 常設電動注入ポンプの故障等により格納容器への注水が格納容器スプレィ流量等にて確認できない場合。</p>	<p>c. 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレィ</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、電動機駆動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプの故障等により、原子炉格納容器内へのスプレィがAM用消火水積算流量等にて確認できない場合、可搬型大型送水ポンプ車により海水を原子炉格納容器内にスプレィする。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{※1}において、代替格納容器スプレィポンプの故障等により原子炉格納容器内へのスプレィを代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量等にて確認できない場合。</p> <p>※1 炉心出口温度が350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値が1×10^6 mSv/h以上の場合。</p>	<p>【大飯】 設備の相違（相違理由①）</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】設備の相違 ・泊は、消火ポンプによる原子炉格納容器内への注水量についてはAM用消火水積算流量にて監視する。 ・大飯は、AM用消火水積算流量、A格納容器スプレィ流量及びA格納容器スプレィ積算流量にて監視する。</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】 設備の相違（相違理由⑤） ・泊と同様の手順である川内と比較。</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【川内】 ・記載表現及び設備名称の相違。</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(b) 操作手順</p> <p>可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの操作手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1)b.(c)「可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。</p> <p>なお、操作に係る移動経路及び操作場所に高線量の区域はない。</p>	<p>(b) 操作手順</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ページ手順の概要は以下のとおり。概要図を第 1.7-14 図に、タイムチャートを第 1.7-15 図に示す。</p> <p>①発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ページの準備開始を指示する。</p> <p>②発電課長は、発電所対策本部に原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ページ準備のため、可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続を依頼する。</p> <p>③運転員（中央制御室）Aは、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ページに必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>④発電所対策本部は、重大事故等対応要員に可搬型窒素ガス供給装置の準備開始を指示する。</p> <p>⑤重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置の設置、ホースの敷設及び接続作業を開始する。</p> <p>⑥重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放依頼を発電所対策本部に連絡する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。</p> <p>⑦発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放を運転員に指示する。</p> <p>⑧運転員（現場）B及びCは、ホースの敷設に必要な扉の開放を行い発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。</p> <p>⑨重大事故等対応要員は、可搬型窒素ガス供給装置を原子炉建屋近傍に設置し、ホースの敷設及び接続が完了したことを発電所対策本部に報告する。 また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。</p> <p>⑩発電課長は、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントを停止した場合、運転員に原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ページに必要な系統構成開始を指示する。</p> <p>⑪運転員（中央制御室）Aは、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ページ前の系統構成として、S/Cベント用出口隔離弁及びD/Wベント用出口隔離弁の全開を確認する。</p> <p>⑫^a可搬型窒素ガス供給装置接続口（屋外）を使用する場合 運転員（現場）B及びCは、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ページに必要な系統構成として、PSA窒素供給ライン元弁及びFCVS側PSA窒素供給ライ</p>	<p>(b) 操作手順</p> <p>海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイについては、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1)b.(c)「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。</p> <p>なお、操作に係る移動経路及び操作場所に高線量の区域はない。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び災害対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで225分以内で可能である。</p> <p>d. 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、電動機駆動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプの故障等により原子炉格納容器内へのスプレイがAM用消火水積算流量等にて確認できない場合、可搬型大型送水ポンプ車により代替給水ピットから原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{a1}において、代替格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内へのスプレイを代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等にて確認できない場合において、海水取水箇所へのアクセスに時間を要する又は原水槽が使用できないと判断し、代替給水ピットの水位が確保され、使用できることを確認した場合。</p> <p>※1 炉心出口温度が350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値が1×10^6mSv/h以上の場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイについては、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1)b.(d)「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。</p> <p>なお、操作に係る移動経路及び操作場所に高線量の区域はない。</p>	<p>【大飯】 設備の相違（相違理由①）</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】 記載方針の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】 設備の相違（相違理由①）</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>ン元弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素パージの準備完了を発電課長に報告する。</p> <p>⑫^青可搬型窒素ガス供給装置接続口（建屋内）を使用する場合 運転員（現場）B及びCは、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素パージに必要な系統構成として、建屋内PSA窒素供給ライン元弁及びFCVS側PSA窒素供給ライン元弁を全開とし、原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素パージの準備完了を発電課長に報告する。</p> <p>⑬^青発電課長は、運転員に窒素の供給開始を指示する。</p> <p>⑭^青運転員（現場）B及びCは、FCVS PSA側窒素補給ライン止め弁を遠隔での手動操作により開操作し、窒素の供給を開始する。</p> <p>⑮^青運転員（中央制御室）Aは、窒素の供給が開始されたことをフィルタ装置入口圧力指示値の上昇により確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。</p> <p>⑯^青発電課長は、運転員に原子炉格納容器フィルタベント系系統内の水素濃度測定を指示する。</p> <p>⑰^青運転員（現場）B及びCは、原子炉格納容器フィルタベント系系統内の水素濃度測定のための系統構成として、フィルタ装置出口水素濃度計ドレン排出弁、フィルタ装置出口水素濃度計入口弁及びフィルタ装置出口水素濃度計出口弁を遠隔での手動操作により全開とする。</p> <p>⑱^青運転員（中央制御室）Aは、フィルタベント系制御盤にてフィルタ装置出口水素濃度計を起動し発電課長に報告するとともに、フィルタ装置出口水素濃度指示値を監視する。</p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び重大事故等対応要員5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フィルタベント系停止後の窒素パージ開始まで315分以内で可能である。 なお、本操作は、原子炉格納容器ベント前又は原子炉格納容器ベント停止後の操作であることから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているため、作業可能である。 円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、窒素供給用ホース等の接続は速やかに作業ができるように、可搬型窒素ガス供給装置の保管場所に使用工具、窒素供給用ホース等を配備する。車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間における作業</p>	<p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び災害対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで170分以内で可能である。</p> <p>e. 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、電動機駆動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプの故障等により原子炉格納容器内へのスプレイがAM用消火水積算流量等にて確認できない場合、可搬型大型送水ポンプ車により原水槽から原子炉格納容器内へスプレイする。</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、代替格納容器スプレイポンプの故障等により原子炉格納容器内へのスプレイを代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等にて確認できない場合に、海水の取水ができないと判断し、原水槽の水位が確保され、使用できることを確認した場合。</p> <p>※1 炉心出口温度が350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値が1×10^6 mSv/h以上の場合。</p> <p>(b) 操作手順 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイについては、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(i) b. (e)「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。 なお、操作に係る移動経路及び操作場所に高線量の区域はない。</p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び災害対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで225分以内で可能である。</p>	<p>【大飯】 設備の相違（相違理由①）</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>性についても確保している。</p> <p>(添付資料1.7.3)</p> <p>e. フィルタ装置スクラバ溶液移送</p> <p>水の放射線分解により発生する水素がフィルタ装置内に蓄積することを防止するため、フィルタ装置スクラバ溶液をサブプレッションチェンバへ移送する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント停止後において、フィルタ装置水温度指示値が104℃以下であり、サブプレッションチェンバ内の圧力が規定値以下である場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>フィルタ装置スクラバ溶液移送手順の概要は以下のとおり。概要図を第1.7-16図に、タイムチャートを第1.7-17図に示す。</p> <p>①発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、発電所対策本部にフィルタ装置への水補給及びフィルタ装置への薬液補給の準備開始を依頼する。</p> <p>②発電所対策本部は、保修班員にフィルタ装置への水補給及びフィルタ装置への薬液補給の準備開始を指示する。</p> <p>③発電課長は、運転員にフィルタ装置スクラバ溶液移送の準備開始を指示する。</p> <p>④運転員（中央制御室）Aは、フィルタ装置のスクラバ溶液移送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>⑤運転員（中央制御室）Aは、FCVS 排水移送ライン第一隔離弁を全開とする。</p> <p>⑥運転員（現場）B及びCは、FCVS 排水移送ライン弁を遠隔での手動操作により全開とし、フィルタ装置のスクラバ溶液移送に必要な系統構成が完了したことを発電課長に報告する。</p> <p>⑦発電課長は、運転員にフィルタ装置のスクラバ溶液移送を指示する。</p> <p>⑧運転員（中央制御室）Aは、FCVS 排水移送ライン第二隔離弁を全開した後、フィルタ装置水位指示値が計測範囲下端まで低下したことを確認し、FCVS 排水移送ライン第二隔離弁及びFCVS 排水移送ライン第一隔離弁を全開する。</p> <p>⑨運転員（中央制御室）Aは、フィルタ装置のスクラバ溶液移送が完了したことを発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に報告する。</p> <p>⑩保修班員は、発電所対策本部にフィルタ装置への水補給の準備が完了したことを報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。</p> <p>⑪発電課長は、発電所対策本部にフィルタ装置への水補給開始を依頼する。</p>		

泊発電所 3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>⑫発電所対策本部は、保修班員にフィルタ装置への水補給開始を指示する。</p> <p>⑬保修班員は、大容量送水ポンプ（タイプI）の起動及びフィルタ装置水補給弁の開操作を実施し、フィルタ装置への水補給を開始したことを発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。</p> <p>⑭発電課長は、運転員にフィルタ装置水位を確認するように指示する。</p> <p>⑮運転員（中央制御室）Aは、フィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内に到達したことを確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。</p> <p>⑯発電所対策本部は、保修班員にフィルタ装置への水補給の停止を指示する。</p> <p>⑰保修班員は、フィルタ装置水補給弁の全閉及びフィルタ装置（A）屋外側重大事故時給水ライン弁を遠隔での手動操作により全閉とした後、大容量送水ポンプ（タイプI）を停止し、発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。</p> <p>⑱発電課長は、運転員にFCVS排水移送ライン洗浄のため、フィルタ装置スクラパ溶液移送を指示する。</p> <p>⑲運転員（中央制御室）Aは、FCVS排水移送ライン第一隔離弁及びFCVS排水移送ライン第二隔離弁を全開した後、フィルタ装置水位指示値が計測範囲下端まで低下したことを確認し、FCVS排水移送ライン第二隔離弁及びFCVS排水移送ライン第一隔離弁を全閉する。また、運転員（現場）B及びCは、FCVS排水移送ライン弁を遠隔での手動操作により全閉する。</p> <p>⑳運転員（中央制御室）Aは、FCVS排水移送ラインの洗浄が完了したことを発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。</p> <p>㉑発電所対策本部は、保修班員にフィルタ装置を水中保管とするためフィルタ装置への水補給開始を指示する。</p> <p>㉒保修班員は、フィルタ装置（A）屋外側重大事故時給水ライン弁を遠隔での手動操作により全開とした後、大容量送水ポンプ（タイプI）の起動及びフィルタ装置水補給弁の開操作を実施し、フィルタ装置への水補給を開始を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。</p> <p>㉓発電課長は、運転員にフィルタ装置の水位を監視するように指示する。</p> <p>㉔運転員（中央制御室）Aは、フィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内に到達したことを確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。</p> <p>㉕発電所対策本部は、保修班員にフィルタ装置への水補給の停止を指示する。</p> <p>㉖保修班員は、フィルタ装置水補給弁の全閉及びフィルタ</p>		

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>装置 (A) 屋外側重大事故時用給水ライン弁を遠隔での手動操作により全閉とした後、大容量送水ポンプ (タイプ I) を停止し、発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。</p> <p>② 保修班員は、フィルタ装置への薬液補給の準備が完了したことを発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。</p> <p>③ 発電所対策本部は、保修班員にフィルタ装置への薬液補給開始を指示する。</p> <p>④ 保修班員は、薬液補給装置の起動及びフィルタ装置 (A) 薬液注入ライン弁を遠隔での手動操作により全開とし、薬液補給を開始する。</p> <p>⑤ 保修班員は、規定量の薬液が補給されたことを確認し、薬液補給の完了を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。</p> <p>⑥ 発電課長は、運転員にフィルタ装置の水位の確認を指示する。</p> <p>⑦ 運転員 (中央制御室) A は、フィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内であることを確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。</p> <p>⑧ 発電課長は、運転員にフィルタ装置出口水素濃度を確認するように指示する。</p> <p>⑨ 運転員 (中央制御室) A は、フィルタ装置出口水素濃度指示値が可燃限界未満であることを確認し、発電課長に報告する。</p> <p>⑩ 発電課長は、運転員にフィルタ装置出口弁を全閉とするように指示する。</p> <p>⑪ 運転員 (現場) B 及び C は、フィルタ装置出口弁を遠隔での手動操作により全閉とし、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。</p> <p>⑫ 発電課長は、運転員に原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素バージの停止を指示する。</p> <p>⑬ 運転員 (現場) B 及び C は、FCVS PSA 側窒素補給ライン止め弁を遠隔での手動操作により全閉とした後、FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁及び PSA 窒素供給ライン元弁を全閉とし、窒素供給の停止を発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作のうちフィルタ装置スクラバ溶液移送については、運転員 (中央制御室) 1 名及び運転員 (現場) 2 名にて実施した場合、作業開始を判断してからフィルタ装置スクラバ溶液移送開始まで 20 分以内で可能である。</p> <p>また、フィルタ装置への水補給については、運転員 (中央制御室) 1 名及び保修班員 9 名にて作業を実施した場合、フィルタ装置スクラバ溶液移送完了からフィルタ装置への水補給開始まで 380 分以内で可能である。</p>		

泊発電所 3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>FCVS 排水移送ライン洗浄については、運転員（中央制御室）1名にて実施した場合、フィルタ装置への水補給完了から FCVS 排水移送ライン洗浄開始まで5分以内で可能である。</p> <p>フィルタ装置への薬液補給については、運転員（中央制御室）1名及び保修班員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから薬液補給開始まで230分以内で可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、大容量送水ポンプ（タイプI）等の保管場所に使用工具、ホース等を配備する。車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間における作業性についても確保している。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料1.7.3）</p> <p>f. フィルタ装置への薬液補給</p> <p>フィルタ装置のスクラバ溶液は待機時に十分な量の薬液を保有しており、原子炉格納容器ベントを実施した場合でもアルカリ性を維持可能であるが、水補給に合わせて薬液を補給する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>フィルタ装置への水補給を行う場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>フィルタ装置への薬液補給の手順（フィルタ装置（A）の薬液注入ラインを使用する場合は以下のとおり（フィルタ装置（B）、（C）の薬液注入ラインを使用する場合も同様）。概要図を第1.7-18図に、タイムチャートを第1.7-19図に示す。</p> <p>①発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員にフィルタ装置への薬液補給の準備開始を指示する。</p> <p>②発電課長は、発電所対策本部にフィルタ装置への薬液補給の準備のため、薬液補給装置の設置、ホースの敷設及び接続を依頼する。</p> <p>③運転員（中央制御室）Aは、フィルタ装置への薬液補給に必要な監視計器の電源が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>④発電所対策本部は、重大事故等対応要員にフィルタ装置への薬液補給の準備開始を指示する。</p> <p>⑤重大事故等対応要員は、薬液補給装置の設置、ホースの敷設及び接続作業を開始する。</p> <p>⑥重大事故等対応要員は、フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放依頼を発電所対策本部に連絡する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。</p> <p>⑦発電課長は、発電所対策本部からの連絡により、フィル</p>		

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>タ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合は、ホースの敷設に必要な扉の開放を運転員に指示する。</p> <p>⑧運転員（現場）B及びCは、ホースの敷設に必要な扉の開放を行い発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。</p> <p>⑨重大事故等対応要員は、薬液補給装置の設置、ホースの敷設及び接続が完了したことを発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。</p> <p>⑩発電所対策本部は、重大事故等対応要員にフィルタ装置への薬液補給の開始を指示する。</p> <p>⑪^a フィルタ装置水・薬液補給接続口（屋外）を使用する場合 重大事故等対応要員は、薬液補給装置の起動及びフィルタ装置（A）薬液注入ライン弁を遠隔での手動操作により全開とし、薬液補給を開始する。</p> <p>⑪^b フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）を使用する場合 重大事故等対応要員は、建屋内事故時給水ライン元弁を全開とした後、薬液補給装置の起動及びフィルタ装置（A）補給水ライン弁を遠隔での手動操作により全開とし、薬液補給を開始する。</p> <p>⑫重大事故等対応要員は、規定量の薬液が補給されたことを確認し、薬液補給の完了を発電所対策本部に報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。</p> <p>⑬発電課長は、運転員にフィルタ装置の水位の確認を指示する。</p> <p>⑭運転員（中央制御室）Aは、フィルタ装置水位指示値が通常水位範囲内であることを確認し、発電課長に報告する。また、発電課長は発電所対策本部に連絡する。</p> <p>⑮発電所対策本部は、重大事故等対応要員に薬液補給の停止を指示する。</p> <p>⑯^a フィルタ装置水・薬液補給接続口（屋外）を使用した場合 重大事故等対応要員は、薬液補給装置を停止し、フィルタ装置（A）薬液注入ライン弁を遠隔での手動操作により全閉とし、発電所対策本部にフィルタ装置への薬液補給の完了を報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。</p> <p>⑯^b フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）を使用した場合 重大事故等対応要員は、薬液補給装置を停止し、フィルタ装置（A）補給水ライン弁を遠隔での手動操作により全閉及び建屋内事故時給水ライン元弁を全閉とし、発電所対策本部にフィルタ装置への薬液補給の完了を報告する。また、発電所対策本部は発電課長に連絡する。</p>		

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>(b) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名*及び重大事故等対応要員2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからフィルタ装置への薬液補給開始まで230分以内で可能である。</p> <p>なお、屋外における本操作は、原子炉格納容器ベント実施後の短期間において、フィルタ装置への薬液補給を行うものではないことから、大気中に放出された放射性物質から受ける放射線量は低下しているため作業可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。また、ホース等の接続は速やかに作業ができるように、薬液補給装置の保管場所に使用工具及びホースを配備する。車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間における作業性についても確保している。</p> <p>※フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員</p> <p style="text-align: right;">(添付資料1.7.3)</p> <p>(3) 原子炉格納容器内 pH 調整</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器内のケーブル被覆材に含まれる塩素等の酸性物質の発生により、サブプレッションプール水が酸性化する。サブプレッションプール水が酸性化すると、サブプレッションプール水に含まれる粒子状元素が元素状元素に変わり、その後有機元素となる。これにより原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント時の放射性物質の放出量が増加することとなる。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント時の放射性物質の放出量を低減させるために、薬液（水酸化ナトリウム）を原子炉格納容器 pH 調整系ポンプにより原子炉格納容器内に注入することで、サブプレッションプール水の酸性化を防止し、原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベント時の放射性物質の放出量を低減する。</p> <p>a. 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合*1において、原子炉格納容器 pH 調整系が使用可能な場合*2。</p> <p>※1：格納容器内雰囲気放射線モニタ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（原子炉格納容器 pH 調整系貯蔵タンク）が確保されている場合。</p> <p>b. 操作手順</p> <p>原子炉格納容器内 pH 調整の手順は以下のとおり。手順</p>		

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>の対応フローを第 1.7-3 図に、概要図を第 1.7-20 図に、タイムチャートを第 1.7-21 図に示す。</p> <p>①発電課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員に原子炉格納容器内 pH 調整のため、薬液注入の準備開始を指示する。</p> <p>②運転員（中央制御室）A は、原子炉格納容器内 pH 調整に必要なポンプ、電動弁及び監視計器の電源並びに電源容量が確保されていることを状態表示にて確認する。</p> <p>③運転員（中央制御室）A は、格納容器 pH 調整系タンク水位指示値により、薬液量が必要量以上確保されていることを確認する。</p> <p>④運転員（中央制御室）A は、薬液注入の系統構成のため、PHCS ポンプ吸込弁及び PHCS 注入第二隔離弁を全開とし、薬液注入の準備が完了したことを発電課長に報告する。</p> <p>⑤発電課長は、運転員に薬液注入操作を指示する。</p> <p>⑥運転員（中央制御室）A は、原子炉格納容器 pH 調整系ポンプを起動し、薬液注入を開始する。</p> <p>⑦運転員（中央制御室）A は、薬液注入が開始されたことを格納容器 pH 調整系タンク水位指示値の低下により確認し、発電課長に報告する。</p> <p>⑧運転員（中央制御室）A は、規定量の薬液が注入されたことを格納容器 pH 調整系タンク水位指示値にて確認後、原子炉格納容器 pH 調整系ポンプの停止確認及び PHCS ポンプ吸込弁並びに PHCS 注入第二隔離弁が自動で全閉となったことを確認し、発電課長に報告する。</p> <p>c. 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、運転員（中央制御室）1 名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原子炉格納容器内 pH 調整のための薬液注入開始まで 20 分以内で可能である。</p>		

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【比較表p.1.7-61にて比較】</p> <p>(4) その他の手順項目にて考慮する手順</p> <p>電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車への燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.4(1)「電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、大容量ポンプへの燃料補給」、1.6.2.4(2)「送水車への燃料補給」にて整備する。</p> <p>可搬型格納容器水素ガス濃度計による格納容器内水素濃度監視操作手順は「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」のうち1.9.2.1(2)「水素濃度監視」にて整備する。</p> <p>空冷式非常用発電装置の代替電源に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.1(1)「空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電」にて整備する。また、空冷式非常用発電装置への燃料補給の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.4(1)「空冷式非常用発電装置等への燃料（重油）補給」にて整備する。</p> <p>燃料取替用水ピットの枯渇又は破損時の復水ピットからの補給手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」のうち、1.13.2.3(2)「燃料取替用水ピットから復水ピットへの水源切替」にて整備する。</p> <p>操作の判断及び確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち、1.15.2「重大事故等時の手順等」にて整備する。</p>			<p>【大飯】</p> <p>記載箇所の相違（女川審査実績の反映）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は1.7.2.3にて同等の内容を整理。

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(5) 優先順位</p> <p>交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合において、炉心の著しい損傷が発生した場合、格納容器の圧力及び温度を低下させる手段として、格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイの3つの手段がある。格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値(196kPa [gage])以上にて格納容器スプレイポンプにより格納容器にスプレイされていることを確認する。ただし、格納容器内自然対流冷却及び格納容器スプレイが行われていない場合は、格納容器スプレイを実施する。また、継続的な冷却及び格納容器内の重要機器の水没を未然に防止する観点から、格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値(196kPa [gage])以上で格納容器内自然対流冷却の準備作業を開始し、準備が完了すれば格納容器内自然対流冷却を開始する。格納容器内自然対流冷却の手段が使用できるまでの間に、格納容器圧力が最高使用圧力(392kPa [gage])以上となる場合は代替格納容器スプレイを行う。格納容器内自然対流冷却を開始すれば格納容器圧力を監視し、状況に応じて代替格納容器スプレイを行う。</p> <p>代替格納容器スプレイの優先順位は、恒設代替低圧注水ポンプ、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプ、可搬式代替低圧注水ポンプの順で使用する。</p> <p>詳細には、恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器内へのスプレイができない場合は、常用母線が健全であれば電動消火ポンプを使用し、電動消火ポンプが使用できなければディーゼル消火ポンプを使用する。ただし、構内で火災が発生した場合においては、消火活動に優先して使用する。可搬式代替低圧注水ポンプは恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの使用と並行して準備を開始し、電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる格納容器へのスプレイができない場合に使用する。</p>	<p>【比較のため再掲（比較表p.1.7-59より）】</p> <p>1.7.2.3 重大事故等時の対応手段の選択 重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.7-22図に示す。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合は、原子炉格納容器pH調整系による葉液の注入を行うとともに、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器スプレイを実施しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度の監視を行う。</p> <p>原子炉補機代替冷却水系又は原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）により補機冷却水が確保され、代替循環冷却系が起動できる場合は、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。</p> <p>代替循環冷却系が起動できない場合は、原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器ベントによる減圧を行う。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントは、中央制御室から操作できない場合、現場での手動操作を行う。</p> <p>なお、原子炉格納容器フィルタベント系を用いて、原子炉格納容器ベントを実施する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できるサブプレッションチェンパを経由する経路を第一優先とする。サブプレッションチェンパベントラインが使用できない場合は、ドライウェルを経由してフィルタ装置を通る経路を第二優先とする。代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱又は原子炉格納容器ベント実施後は、残留熱除去系の復旧を行い、長期的な原子炉格納容器内の除熱を実施する。</p> <p>【比較のため玄海3/4号炉技術的能力1.7まとめ資料1.7.2.1(5)より引用（下線部が泊と同様）】</p> <p>可搬型ディーゼル注入ポンプは、使用準備に時間を要することから常設電動注入ポンプが使用できない場合に、あらかじめ可搬型ディーゼル注入ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、他の注水手段がなければ原子炉格納容器内へ注水する。</p>	<p>(4) 重大事故等時の対応手段の選択 重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.7.8図に示す。</p> <p>交流動力電源及び原子炉補機冷却機能が健全な場合において、炉心の著しい損傷が発生した場合は、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段として、格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却及び代替格納容器スプレイの3つの手段がある。原子炉格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値(0.127MPa [gage])以上にて格納容器スプレイポンプにより原子炉格納容器内にスプレイされていることを確認する。ただし、格納容器内自然対流冷却及び格納容器スプレイが行われていない場合は、格納容器スプレイを実施する。また、継続的な冷却及び原子炉格納容器内の重要機器の水没を未然に防止する観点から、原子炉格納容器圧力が格納容器スプレイ作動設定値(0.127MPa [gage])以上で格納容器内自然対流冷却の準備作業を開始し、準備が完了すれば格納容器内自然対流冷却を開始する。格納容器内自然対流冷却の手段が使用できるまでの間に、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力(0.283MPa [gage])以上となる場合は代替格納容器スプレイを行う。格納容器内自然対流冷却を開始すれば原子炉格納容器圧力を監視し、状況に応じて代替格納容器スプレイを行う。</p> <p>代替格納容器スプレイの優先順位は、代替格納容器スプレイポンプ、電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプ、可搬型大型送水ポンプ車の順で使用する。</p> <p>詳細には、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は、常用母線が健全であれば電動機駆動消火ポンプを使用し、電動機駆動消火ポンプが使用できなければディーゼル駆動消火ポンプを使用する。ただし、構内で火災が発生した場合においては、消火活動に優先して使用する。可搬型大型送水ポンプ車は、使用準備に時間を要することから、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイが使用できない場合に、電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイの使用と並行して準備を開始し、電動機駆動消火ポンプ及びディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイができない場合に使用する。</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】 設備の相違（相違理由③）</p> <p>【大飯】 設備の相違（相違理由③）</p> <p>【大飯】 設備の相違（相違理由③）</p> <p>【大飯】 設備の相違（相違理由①）</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】 設備の相違（相違理由⑤） ・泊の「使用準備に時間を要する」の記載について、具体的には、海水を用いる場合は約225分、代替給水ビットを用いる場合は約170分及び原水槽を用いる場合は約225分を要する。表現は玄海3/4号炉と同様。</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>以上の対応手順のフローチャートを第1.7.3図に示す。</p>		<p>可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイのための水源は、水源の切替えによる注水が中断が発生しない海水を優先して使用し、海水取水箇所へのアクセスに時間を要する場合には、準備時間が最も短い代替給水ビットを使用する。海水の取水ができない場合は、保有水量が大きい原水槽を使用する。原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。ただし、ろ過水タンクは、重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がない場合に使用する。</p>	<p>【大飯】設備の相違（相違理由①） ・泊の可搬型大型送水ポンプ車は、淡水又は海水から直接格納容器へスプレイできることから、すべての水源を使用した手順の優先順位を記載している。</p> <p>【大飯】 記載箇所の相違（女川審査実績の反映） ・泊及び女川は上段に記載。</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1.7.2.2 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合、格納容器内の圧力及び温度を低下させるために、以下の手順を用いた手順を整備する。</p> <p>なお、全交流動力電源が喪失している場合は、空冷式非常用発電装置により交流動力電源を確保する。</p> <p>(1) 格納容器内自然対流冷却</p> <p>a. 大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失による格納容器スプレイポンプの機能が喪失した場合、格納容器の圧力及び温度を低下させるため、大容量ポンプ及びA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を行う手順を整備する。</p> <p>【比較のため上段より再掲】</p> <p>a. 大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している場合に、原子炉補機冷却機能が喪失し、原子炉補機冷却水の通水を、原子炉補機冷却水供給母管流量等にて確認できない場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却手順の概要は以下のとおり。手順内の可搬型格納容器水素ガス濃度計による格納容器内水素濃度監視操作手順は「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」のうち1.9.2.1(2)「水素濃度監視」にて整備する。また、概略系統を第1.7.4図に、タイムチャートを第1.7.5図に、ホース敷設ルートを第1.7.6図に示す。</p>	<p>【比較のため再掲（比較表p.1.7-19より）】</p> <p>(1) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替循環冷却系の運転により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。</p>	<p>1.7.2.2 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順（全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時）</p> <p>(1) 格納容器内自然対流冷却</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失により格納容器スプレイポンプの機能が喪失した場合、格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。</p> <p>a. 可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却</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、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失している場合に、原子炉補機冷却機能が喪失し、原子炉補機冷却水の通水を、原子炉補機冷却水供給母管流量等にて確認できない場合。</p> <p>※1 炉心出口温度が350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値が1×10^5mSv/h以上の場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却手順の概要は以下のとおり。手順内の可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットによる原子炉格納容器内の水素濃度監視の操作手順については、「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」のうち、1.9.2.1(2)「原子炉格納容器内の水素濃度の監視」にて整備する。概要図を第1.7.5図に、タイムチャートを第1.7.6図に、ホース敷設ルートを第1.7.7図に示す。</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】記載表現の相違</p> <p>【大飯】 記載方針の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】 記載箇所の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>・参照先である技術的能力1.9の修正を反映。</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき発電所対策本部長に大容量ポンプによるA、D格納容器再循環ユニットへの海水通水準備作業を指示する。</p> <p>② 発電所対策本部長は、緊急安全対策要員に大容量ポンプによるA、D格納容器再循環ユニットへの海水通水準備作業と系統構成を指示する。</p> <p>③ 緊急安全対策要員は、現場でA、D格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に冷却状態監視のため、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度（SA）用）を取り付ける。ただし、入口配管への計測装置取付けは、中央制御室で格納容器再循環ユニットの冷却水の温度監視ができない場合に実施する。</p> <p>④ 緊急安全対策要員は、中央制御室及び現場で大容量ポンプによるA、D格納容器再循環ユニットへの海水通水のための系統構成を実施する。</p> <p>⑤ 緊急安全対策要員は、現場で大容量ポンプの保管場所へ移動し、大容量ポンプを所定の位置に配置する。</p> <p>⑥ 緊急安全対策要員は、現場で可搬型ホース、水中ポンプ、その他付属品等の保管場所へ移動し、必要数を車両に積み込み、所定の位置に搬送し接続する。水中ポンプは、ユニッククレーンにて所定の位置へ吊り降ろす。</p> <p>⑦ 緊急安全対策要員は、現場でA海水系と原子炉補機冷却水系を接続するディスタンスピース取替えを実施する。</p>	<p>【比較のため玄海3/4号炉技術的能力1.7まとめ資料1.7.2.2(1)より引用】</p> <p>① 当直課長は、手順着手の判断基準に基づき、運転員（当直員）等及び保修対応要員に移動式大容量ポンプ車を用いたA、B格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の準備作業と系統構成を指示する。</p> <p>② 運転員（当直員）等は、中央制御室及び現場で移動式大容量ポンプ車の接続のための系統構成を実施する。</p>	<p>① 発電課長（当直）は、手順着手の判断基準に基づき、運転員及び災害対策要員に可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D－格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の準備開始を指示する。</p> <p>② 運転員（中央制御室）A、運転員（現場）B及びCは、中央制御室及び現場で可搬型大型送水ポンプ車によるC、D－格納容器再循環ユニットへの海水通水のための系統構成を実施し、発電課長（当直）に報告する。</p> <p>③ 災害対策要員は、現場の資機材保管場所へ移動し、可搬型大型送水ポンプ車及び可搬型ホースを所定の位置に移動する。</p> <p>④^a 原子炉建屋東又は原子炉補助建屋南接続口を使用する場合 災害対策要員は、現場でホース延長・回収車（送水車用）にて可搬型ホースを敷設し、原子炉補機冷却水系のホース接続口と接続する。また、原子炉補機冷却水系の系統構成を実施する。</p> <p>④^b 原子炉補助建屋西（建屋内）接続口を使用する場合（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） 災害対策要員は、現場でホース延長・回収車（送水車用）にて可搬型ホースを敷設し、原子炉補機冷却水系のホース接続口と接続する。</p> <p>⑤ 災害対策要員は、現場で海水取水箇所近傍に可搬型大型送水ポンプ車を設置する。</p> <p>⑥ 災害対策要員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車から水中ポンプを取り出し、可搬型ホースと接続後、海水取水箇所水中ポンプを水面より低く、かつ着底しない位置に設置する。</p> <p>⑦ 災害対策要員は、可搬型大型送水ポンプ車によるC、D－格納容器再循環ユニットへの海水通水準備が完了したことを発電課長（当直）に報告する。</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】記載方針の相違 ・泊は系統構成後に入口配管側・出口配管側両方に可搬型温度計（SA）を取り付ける手順としている。（玄海と同様） ・大飯もタイムチャートでは系統構成後に入口配管側・出口配管側両方に可搬型温度計測装置を取り付ける手順となっており、実質的な相違なし。</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】記載表現の相違</p> <p>【大飯】設備の相違（相違理由⑥）</p> <p>【大飯】設備の相違 ・泊の可搬型大型送水ポンプ車用水中ポンプは小型であり、人力で所定の位置に吊り降ろす。（玄海の移動式大容量ポンプ車用水中ポンプと同様）</p> <p>【大飯】設備の相違 ・大飯は、海水系母管を経由して原子炉補機冷却水系へ代替補機冷却水を供給する手順であり、系統間を接続するためにディスタンスピースの取替え作業が必要。 ・泊は、海水系母管を経由しない手順であり、原子炉補機冷却水系へ直接ホース接続し、代替補機冷却水（海水）を供給することから、系統間の接続作業は必要ない。（伊方と同様の系統構成）</p> <p>【大飯】記載表現の相違</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【比較のため前頁より再掲】</p> <p>③ 緊急安全対策要員は、現場でA、D格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に冷却状態監視のため、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）を取り付ける。ただし、入口配管への計測装置取付けは、中央制御室で格納容器再循環ユニットの冷却水の温度監視ができない場合に実施する。</p> <p>⑧ 当直課長は、格納容器圧力が196kPa [gage] まで上昇したことを確認すれば、発電所対策本部長に大容量ポンプを起動し海水供給の開始を指示する。</p> <p>⑨ 発電所対策本部長は、緊急安全対策要員に大容量ポンプを起動し海水供給の開始及び冷却水の温度監視を指示する。</p> <p>⑩ 緊急安全対策要員は、現場で大容量ポンプを起動し、海水を供給する。</p> <p>⑪ 緊急安全対策要員は、現場でA、D格納容器再循環ユニット冷却水流量により海水が通水されていることを確認する。</p> <p>⑫ 緊急安全対策要員は、現場で可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）によりA、D格納容器再循環ユニットの冷却水温度を確認し、運転員等へ連絡する。</p> <p>⑬ 運転員等は、中央制御室でA、D格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差、格納容器圧力及び温度の低下等により、格納容器が冷却状態であることを継続して確認する。</p> <p>⑭ 運転員等は、中央制御室で格納容器圧力が最高使用圧力から50kPa低下したことを確認すれば、現場にてA、D格納容器再循環ユニット冷却水入口弁を手動で閉操作する。</p> <p>なお、空冷式非常用発電装置により給電されていれば、中央制御室で、A、D格納容器再循環ユニット冷却水入口弁の閉操作により海水の通水を停止する。ただし、水素濃度は、可搬型格納容器水素ガス濃度計で計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行</p>	<p>【比較のため玄海3/4号炉技術的能力1.7まとめ資料1.7.2.2(1)より引用（下線部が泊と同様）】</p> <p>⑥ 保修対応要員は、現場でA、B格納容器再循環ユニットの冷却水入口及び出口配管に可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）を取り付ける。</p>	<p>⑧ 運転員（現場）B及びCは、現場でC、D一格納容器再循環ユニット冷却水入口及び出口配管に冷却状態監視のため、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）を取り付け、発電課長（当直）に報告する。</p> <p>⑨ 発電課長（当直）は、補機冷却水（海水）通水が可能となり、かつ原子炉格納容器圧力が0.127MPa [gage] まで上昇したことを確認すれば、運転員（中央制御室）A、運転員（現場）B、運転員（現場）C及び災害対策要員にC、D一格納容器再循環ユニットへ可搬型大型送水ポンプ車による海水通水開始を指示する。</p> <p>⑩ 発電課長（当直）は、運転員（中央制御室）A、運転員（現場）B及びCに冷却水の温度監視を指示する。</p> <p>⑪ 災害対策要員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車を起動し、原子炉補機冷却水系への海水通水を開始するとともに、可搬型大型送水ポンプ車の運転状態に異常がないことを確認する。</p> <p>⑫ 運転員（中央制御室）A、運転員（現場）B及びCは、中央制御室及び現場で原子炉補機冷却水系の弁を開操作し、C、D一格納容器再循環ユニットへ海水通水を開始する。また、現場で格納容器再循環ユニット補機冷却水流量により海水が通水されていることを確認し、発電課長（当直）に報告する。</p> <p>⑬ 運転員（現場）B及びCは、現場で可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）によりC、D一格納容器再循環ユニットの冷却水温度を確認する。</p> <p>⑭ 運転員（中央制御室）Aは、中央制御室でC、D一格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差、原子炉格納容器圧力及び温度の低下等により、原子炉格納容器内が冷却状態であることを継続して確認する。</p> <p>⑮ 運転員（中央制御室）A、運転員（現場）B及びCは、中央制御室で原子炉格納容器圧力が最高使用圧力から0.05MPa 低下したことを確認すれば、現場にてC、D一格納容器再循環ユニット冷却水入口弁を手動で閉操作する。</p> <p>なお、代替非常用発電機により給電されていれば、中央制御室でC、D一格納容器再循環ユニット冷却水入口弁の閉操作により海水の通水を停止する。ただし、水素濃度は、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットで計測される水素濃度（ドライ）により継続的に監視を行い、</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯】記載方針の相違 ・大飯の手順⑧では「可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度（SA）用）」にて格納容器再循環ユニットの冷却水温度を確認する手順としており、温度監視手順に相違なし。（泊の記載は玄海と同様）</p> <p>【大飯】設備の相違（相違理由③）</p> <p>【大飯】記載表現の相違</p> <p>【大飯】記載表現の相違</p> <p>【大飯】記載表現の相違</p> <p>【大飯】記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>い、測定による水素濃度が8vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。</p> <p>⑮ 緊急安全対策要員は、現場で大容量ポンプの運転状態を継続して監視し、定格負荷運転時における給油間隔を目安に燃料の給油を実施する（燃料を給油しない場合、大容量ポンプは約3.1時間の運転が可能。）。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の対応は中央制御室にて運転員等1名、中央制御室及び現場にて緊急安全対策要員20名により作業を実施し、所要時間は約8時間と想定する。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、可搬型照明、通信設備等を整備する。操作に係る移動経路及び操作場所に高線量の区域はない。</p> <p>また、大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却に係る可搬型ホース等の接続については速やかに作業ができるように大容量ポンプの保管場所に使用工具及び可搬型ホースを配備する。周囲温度は外気温度と同程度である。</p> <p>ディスタンスピース取替えについては速やかに作業ができるよう作業場所近傍に使用工具を配備する。室温は通常運転状態と同程度である。</p> <p>(添付資料 1.7.6、1.7.7)</p>	<p>【比較のため再掲（比較表p 1.7-28,29より）】</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、運転員（中央制御室）1名及び運転員（現場）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フィルタベント系による原子炉格納容器ベント準備完了まで中央制御室からの操作が可能な場合は15分以内、中央制御室からの操作ができず現場で操作を実施する場合は75分以内、原子炉格納容器ベントの実施を判断してから原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱開始まで中央制御室からの操作が可能な場合は5分以内、中央制御室からの操作ができず現場で操作を実施する場合は115分以内で可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。室温は通常運転時と同程度である。S/Cベント用出口隔離弁及びD/Wベント用出口隔離弁の操作場所は原子炉建屋付属棟内に設置することに加え、あらかじめ遮蔽材を設置することで作業時の被ばくによる影響を低減している。また、防護具を確実に装着して操作する。</p> <p>遠隔手動弁操作設備を用いた人力操作については、操作に必要な工具はなく通常の弁操作と同様であるため、容易に実施可能である。</p> <p>(添付資料 1.7.3)</p>	<p>測定による水素濃度が8vol%（ドライ）未満であれば減圧を継続する。</p> <p>⑯ 災害対策要員は、現場で可搬型大型送水ポンプ車の運転状態を継続して監視し、定格負荷運転時における給油間隔を目安に燃料の補給を実施する（燃料を補給しない場合、可搬型大型送水ポンプ車は約5.5時間の運転が可能。）。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び災害対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始まで275分以内で可能である。</p> <p>円滑に作業できるように、移動経路を確保し、防護具、照明及び通信連絡設備を整備する。操作に係る移動経路及び操作場所に高線量の区域はない。</p> <p>速やかに作業ができるよう、使用する資機材は可搬型大型送水ポンプ車の保管場所及び作業場所近傍に配備する。</p> <p>可搬型大型送水ポンプ車からのホースの接続は、汎用の結合金具であり、十分な作業スペースを確保していることから、容易に実施可能である。</p> <p>また、車両付属の作業用照明及び可搬型照明（ヘッドライト及び懐中電灯）を用いることで、夜間における作業性についても確保している。</p> <p>作業環境の周囲温度は通常運転時と同程度である。</p> <p>(添付資料 1.7.6、1.7.8)</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯】記載表現の相違</p> <p>【大飯】設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃費の相違。 <p>【大飯】記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【女川】記載表現の相違（大飯審査実績の反映）</p> <p>【大飯】設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大飯は、海水系母管を経由して原子炉補機冷却水系へ代替補機冷却水を供給する手順であり、系統間を接続するためにディスタンスピースの取替え作業が必要。 ・泊は、海水系母管を経由しない手順であり、原子炉補機冷却水系へ直接代替補機冷却水を供給することから、系統間の接続作業は必要ない。（伊方と同様の系統構成）

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【比較のため大飯3/4号炉技術的能力1.6まとめ資料1.6.2.2(1)b.(c)より再掲】</p> <p>なお、想定される重大事故等のうち「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」等発生時は炉心溶融が起こり、送水車による注水及び大容量ポンプ準備における線量が高くなり、作業員の被ばくが懸念される。これらの作業における対応手順、所要時間、格納容器からの漏えい率及びアニュラス空気浄化設備等の状態を考慮し被ばく評価した結果、作業エリアにおける作業員の被ばく線量は100mSvを下回る。</p> <p>(添付資料1.6.13)</p> <p>(2) 代替格納容器スプレイ</p> <p>a. 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合、格納容器の圧力及び温度を低下させるため、恒設代替低圧注水ポンプにより燃料取替用水ピット水を格納容器内へスプレイする手順を整備する。</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプの水源として、燃料取替用水ピットが使用できない場合は、復水ピットを使用する。</p> <p>炉心損傷後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、代替格納容器スプレイが必要と判断すれば、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉から格納容器へ切り替え、代替格納容器スプレイを行う手順を整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>原子炉補機冷却機能が喪失し、原子炉補機冷却水の通水を、原子炉補機冷却水供給母管流量等にて確認できない場合に、格納容器最高使用圧力(392kPa [gage])以上で、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水ピット等の水位が確保されている場合。</p>	<p>【比較のため再掲（比較表p.1.7-19より）】</p> <p>(1) 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替循環冷却系の運転により、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。</p> <p>(2) 代替格納容器スプレイ</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替格納容器スプレイにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。</p> <p>a. 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるため、代替格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉格納容器内へスプレイする。</p> <p>代替格納容器スプレイポンプの水源として、燃料取替用水ピットが使用できない場合は、補助給水ピットを使用する。</p> <p>炉心損傷後に代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、原子炉格納容器内へのスプレイが必要と判断すれば、代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉容器から原子炉格納容器へ切り替え、原子炉格納容器内へスプレイする。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{※1}において、原子炉補機冷却機能が喪失し、原子炉補機冷却水の通水を、原子炉補機冷却水供給母管流量等にて確認できない場合に、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力(0.283MPa [gage])以上で、原子炉格納容器内へスプレイするために必要な燃料取替用水ピット等の水位が確保されている場合。</p>	<p>なお、想定される重大事故等のうち「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」等発生時は炉心溶融が起こり、可搬型ホース敷設及び可搬型大型送水ポンプ準備における線量が高くなり、作業員の被ばくが懸念される。これらの作業における対応手順、所要時間、原子炉格納容器からの漏えい率及びアニュラス空気浄化設備等の状態を考慮し被ばく評価した結果、作業エリアにおける作業員の被ばく線量は100mSvを下回る。</p> <p>(添付資料1.7.7)</p> <p>(2) 代替格納容器スプレイ</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、代替格納容器スプレイにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることで原子炉格納容器の過圧破損を防止する。</p> <p>a. 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合、原子炉格納容器の圧力及び温度を低下させるため、代替格納容器スプレイポンプにより燃料取替用水ピット水を原子炉格納容器内へスプレイする。</p> <p>代替格納容器スプレイポンプの水源として、燃料取替用水ピットが使用できない場合は、補助給水ピットを使用する。</p> <p>炉心損傷後に代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水（落下遅延・防止）を実施していた場合に、原子炉格納容器内へのスプレイが必要と判断すれば、代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉容器から原子炉格納容器へ切り替え、原子炉格納容器内へスプレイする。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{※1}において、原子炉補機冷却機能が喪失し、原子炉補機冷却水の通水を、原子炉補機冷却水供給母管流量等にて確認できない場合に、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力(0.283MPa [gage])以上で、原子炉格納容器内へスプレイするために必要な燃料取替用水ピット等の水位が確保されている場合。</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯】記載箇所の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊は、屋外作業員に対する被ばく評価対象の屋外作業を「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」、「使用済燃料ピットへの注水確保（海水）」及び「原子炉補機冷却水系への通水確保（海水）」としていることから、「原子炉補機冷却水系への通水確保（海水）」の手順を整備している技術的能力1.7まとめ資料に被ばく評価に関する資料を添付している。（川内1/2号炉、玄海3/4号炉及び伊方3号炉も技術的能力1.7まとめ資料に同様の資料を添付） 大飯は技術的能力1.6まとめ資料に同様の資料を添付している。 <p>【大飯】記載方針の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】設備の相違（相違理由③）</p> <p>【大飯】記載表現の相違</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(b) 操作手順 代替格納容器スプレイの操作手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2)a.(a)「恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。</p> <p>なお、操作に係る移動経路及び操作場所に高線量の区域はない。 【比較のため大飯3/4号炉技術的能力1.6まとめ資料1.6.2.2(1)b.(a)より再掲】</p> <p>iii . 操作の成立性 上記の対応は中央制御室にて1ユニット当たり運転員等2名、現場にて1ユニット当たり運転員等1名により作業を実施し、所要時間は約30分と想定する。</p> <p>b. ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、常用設備であるディーゼル消火ポンプによりNo.2淡水タンク水を格納容器内へスプレイする手順を整備する。 使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。 (a) 手順着手の判断基準 恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、格納容器へのスプレイがA格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合に、格納容器へスプレイするために必要なNo.2淡水タンクの水位が確保されており、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生しておらず、消火用として消火ポンプの必要がない場合。 (b) 操作手順 ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイの操作手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手</p>	<p>【比較のため再掲（比較表p.1.7-31より）】</p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名*及び重大事故等対応要員9名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから大容量送水ポンプ（タイプI）による注水開始まで380分以内で可能である。</p>	<p>ット等の水位が確保されている場合。 ※1 炉心出口温度が350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値が1×10^6mSv/h以上の場合。</p> <p>(b) 操作手順 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイについては、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2)a.(a)「代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。 なお、操作に係る移動経路及び操作場所に高線量の区域はない。</p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）1名及び災害対策要員1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで30分以内で可能である。 なお、代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉容器から原子炉格納容器へ切り替える場合の上記の操作は、運転員（中央制御室）1名及び運転員（現場）1名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで20分以内で可能である。</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】 記載方針の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】 記載箇所の相違（運用の相違（相違理由①参照）） ・泊の記載箇所にて比較する。</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>順等」のうち、1.6.2.2(2)a.(b)「ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。</p> <p>なお、操作に係る移動経路及び操作場所に高線量の区域はない。</p> <p>c. A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）により燃料取替用水ピット水を格納容器内へスプレイする手順を整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>ディーゼル消火ポンプの故障等により、格納容器へのスプレイがA格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合に、格納容器へスプレイするために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイの操作手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2)a.(c)「A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ」にて整備する。</p> <p>なお、操作に係る移動経路及び操作場所に高線量の区域はない。</p>	<p>【比較のため再掲（比較表p.1.7-31より）】</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名*及び重大事故等対応要員9名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから大容量送水ポンプ（タイプI）による注水開始まで380分以内で可能である。</p>	<p>b. B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイができない場合、B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）により燃料取替用水ピット水を原子炉格納容器内へスプレイする。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{※1}において、代替格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉格納容器内へのスプレイを代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量等にて確認できない場合に、原子炉格納容器内へスプレイするために必要な燃料取替用水ピットの水位が確保されている場合。</p> <p>※1 炉心出口温度が350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値が1×10^6mSv/h以上の場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による原子炉格納容器内へのスプレイについては、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2)a.(b)「B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。</p> <p>なお、操作に係る移動経路及び操作場所に高線量の区域はない。</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】運用の相違（相違理由①）</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】運用の相違（相違理由①）</p> <p>【大飯】設備の相違（相違理由④）</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】 記載方針の相違（女川審査実績の反映）</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【比較のため再掲（比較表p.1.7-53,54より）】</p> <p>b. ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイができない場合、常用設備であるディーゼル消火ポンプによりNo.2淡水タンク水を格納容器内へスプレイする手順を整備する。</p> <p>使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプの故障等により、格納容器へのスプレイがA格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合に、格納容器へスプレイするために必要なNo.2淡水タンクの水位が確保されており、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生しておらず、消火用として消火ポンプの必要がない場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイの操作手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2)a.(b)「ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。</p> <p>なお、操作に係る移動経路及び操作場所に高線量の区域はない。</p>	<p>【比較のため川内1/2号炉技術的能力1.7まとめ資料1.7.2.2(2)cより引用（下線部が泊と同様）】</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>格納容器圧力計指示値が最高使用圧力（245kPa[gage]）以上であり、A格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器への注水が格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合に、格納容器へ注水するために必要な過水貯蔵タンクの水位が確保されている場合。</p>	<p>c. ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による原子炉格納容器内へのスプレイができない場合、常用設備であるディーゼル駆動消火ポンプにより過水タンク水を原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p>使用に際しては、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生していないことを確認して使用する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{※1}において、B-格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉格納容器内へのスプレイをB-格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合に、原子炉格納容器内へスプレイするために必要な過水タンクの水位が確保されており、重大事故等対処に悪影響を与える火災が発生しておらず、消火用として消火ポンプの必要がない場合。</p> <p>※1 炉心出口温度が350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値が1×10^6mSv/h以上の場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイについては、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2)a.(c)「ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。</p> <p>なお、操作に係る移動経路及び操作場所に高線量の区域はない。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、運転員（中央制御室）1名及び運転員（現場）2名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してからディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで35分以内で可能である。</p>	<p>【大飯】運用の相違（相違理由①）</p> <p>【大飯】運用の相違（相違理由①）</p> <p>【大飯】記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】記載方針の相違（女川審査実績の反映）</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>d. 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイができない場合、可搬式代替低圧注水ポンプにより海水を格納容器内へスプレイする手順を整備する。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器へのスプレイが必要となった場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの操作手順は、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2)a.(d)「可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。</p> <p>なお、操作に係る移動経路及び操作場所に高線量の区域はない。</p>	<p>【比較のため川内1/2号炉技術的能力1.7まとめ資料1.7.2.2(2)dより引用（下線部が泊と同様）】</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p><u>格納容器圧力計指示値が最高使用圧力（245kPa[gage]）以上であり、A格納容器スプレイポンプの故障等により格納容器への注水が格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合。</u></p>	<p>d. 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイができない場合、可搬型大型送水ポンプ車により海水を原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{※1}において、B一格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉格納容器内へのスプレイをB一格納容器スプレイ流量等にて確認できない場合。</p> <p>※1 炉心出口温度が350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値が1×10^6mSv/h以上の場合。</p> <p>(b) 操作手順</p> <p>海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイについては、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2)a.(d)「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。</p> <p>なお、操作に係る移動経路及び操作場所に高線量の区域はない。</p> <p>(c) 操作の成立性</p> <p>上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び災害対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで225分以内で可能である。</p> <p>e. 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイができない場合、可搬型大型送水ポンプ車により代替給水ピットから原子炉格納容器内にスプレイする。</p> <p>(a) 手順着手の判断基準</p> <p>炉心損傷を判断した場合^{※1}において、B一格納容器スプレイポンプの故障等により、原子炉格納容器内へのスプレ</p>	<p>【大飯】設備の相違（相違理由①）</p> <p>【大飯】運用の相違（相違理由①）</p> <p>【大飯】記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】設備の相違（相違理由⑤）</p> <p>【大飯】記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】記載方針の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】設備の相違（相違理由①）</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>イをB一格納容器スプレィ流量等にて確認できない場合において、海水取水箇所へのアクセスに時間を要する又は原水槽が使用できないと判断し、代替給水ピットの水位が確保され、使用できることを確認した場合。</p> <p>※1 炉心出口温度が350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値が1×10^6mSv/h以上の場合。</p> <p>(b) 操作手順 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレィについては、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2) a. (e)「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレィ」の操作手順と同様である。 なお、操作に係る移動経路及び操作場所に高線量の区域はない。</p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び災害対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレィ開始まで170分以内で可能である。</p> <p>f. 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレィ 炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合に、ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレィができない場合、可搬型大型送水ポンプ車により原水槽から原子炉格納容器内にスプレィする。</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、B一格納容器スプレィポンプの故障等により、原子炉格納容器内へのスプレィをB一格納容器スプレィ流量等にて確認できない場合に、海水の取水ができないと判断し、原水槽の水位が確保され、使用できることを確認した場合。</p> <p>※1 炉心出口温度が350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の指示値が1×10^6mSv/h以上の場合。</p>	<p>【大飯】設備の相違（相違理由①）</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【比較表p.1.7-62にて比較】</p> <p>(3) その他の手順項目にて考慮する手順 電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、大容量ポンプへの燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.4(1)「電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、大容量ポンプへの燃料補給」にて整備する。 空冷式非常用発電装置の代替電源に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.1(i)「空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電」にて整備する。また、空冷式非常用発電装置への燃料補給の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.4(1)「空冷式非常用発電装置等への燃料（重油）補給」にて整備する。 送水車への燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.4(2)「送水車への燃料補給」にて整備する。 燃料取替用水ピットの枯渇又は破損時の復水ピットからの補給手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」のうち、1.13.2.3(2)「燃料取替用水ピットから復水ピットへの水源切替」にて整備する。 操作の判断及び確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち、1.15.2「重大事故等時の手順等」にて整備する。</p>	<p>【比較表p.1.7-61にて比較】</p> <p>1.7.2.2 その他の手順項目について考慮する手順 代替循環冷却ポンプ、原子炉格納容器pH調整系ポンプ、電動弁及び監視計器への電源供給手順並びにガスタービン発電機、電源車及び可搬式窒素ガス供給装置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。 残留熱除去系又は原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による減圧及び除熱手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。 原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）及び原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。 大容量送水ポンプ（タイプ1）の設置及び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。 原子炉建屋内の水素濃度監視手順については、「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。</p>	<p>(b) 操作手順 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイについては、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2) a. (f)「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。 なお、操作に係る移動経路及び操作場所に高線量の区域はない。</p> <p>(c) 操作の成立性 上記の操作は、運転員（中央制御室）1名、運転員（現場）2名及び災害対策要員6名にて作業を実施した場合、作業開始を判断してから原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ開始まで225分以内で可能である。</p>	<p>【大飯、女川】 記載箇所の相違（女川審査実績の反映） ・泊は1.7.2.3にて整理</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(4) 優先順位</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合、格納容器の圧力及び温度を低下させる手段として、代替格納容器スプレイと大容量ポンプを用いた格納容器内自然対流冷却の2つの手段がある。この手段のうち、継続的な冷却及び格納容器内の重要機器の水没を未然に防止する観点から、大容量ポンプを用いた格納容器内自然対流冷却を優先することから、この間に格納容器圧力が最高使用圧力(392kPa [gage])以上となる場合は、代替格納容器スプレイを行う。大容量ポンプを用いた格納容器内自然対流冷却を開始すれば格納容器圧力を監視し、状況に応じて代替格納容器スプレイを行う。</p> <p>代替格納容器スプレイの優先順位は、恒設代替低圧注水ポンプ、ディーゼル消火ポンプ、A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)、可搬式代替低圧注水ポンプの順で使用する。</p> <p>詳細には、恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器内へのスプレイができない場合は、ディーゼル消火ポンプを使用する。ただし、構内で火災が発生した場合においては、消火活動に優先して使用する。ディーゼル消火ポンプからの格納容器内へのスプレイ手段を失った場合は、A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)を使用する。</p>	<p>1.7.2.3 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.7-22図に示す。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合は、原子炉格納容器pH調整系による薬液の注入を行うとともに、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器スプレイを実施しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度の監視を行う。</p> <p>原子炉補機代替冷却水系又は原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)により補機冷却水が確保され、代替循環冷却系が起動できる場合は、代替循環冷却系による原子炉圧力容器への注水及び原子炉格納容器内へのスプレイを実施する。</p> <p>代替循環冷却系が起動できない場合は、原子炉格納容器フィルタベント系により原子炉格納容器ベントによる減圧を行う。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器ベントは、中央制御室から操作できない場合、現場での手動操作を行う。</p> <p>なお、原子炉格納容器フィルタベント系を用いて、原子炉格納容器ベントを実施する際には、スクラビングによる放射性物質の排出抑制を期待できるサブプレッションチェンパを経由する経路を第一優先とする。サブプレッションチェンパベントラインが使用できない場合は、ドライウェルを経由してフィルタ装置を通る経路を第二優先とする。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱又は原子炉格納容器ベント実施後は、残留熱除去系の復旧を行い、長期的な原子炉格納容器内の除熱を実施する。</p> <p>【比較のため川内1/2号炉技術的能力1.7まとめ資料1.7.2.2(4)より引用(下線部が泊と同様)】</p> <p>詳細には、常設電動注入ポンプによる格納容器内への注水ができない場合は、A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)を優先して使用する。A格納容器スプレイポンプ(自己冷却)からの格納容器内への注水手段を失った場合は、ディーゼル消火ポンプを使用する。ディーゼル消火ポンプが使用できない場合は、消防自動車により格納容器内へ注水する。</p>	<p>(3) 重大事故等時の対応手段の選択</p> <p>重大事故等時の対応手段の選択方法は以下のとおり。対応手段の選択フローチャートを第1.7.8図に示す。</p> <p>炉心の著しい損傷が発生した場合において、全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能が喪失した場合、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させる手段として、代替格納容器スプレイと可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却の2つの手段がある。この手段のうち、継続的な冷却及び原子炉格納容器内の重要機器の水没を未然に防止する観点から、可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却を優先するが、格納容器内自然対流冷却は準備に約275分を要することから、この間に原子炉格納容器圧力が最高使用圧力(0.283MPa [gage])以上となる場合は、代替格納容器スプレイを行う。可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器内自然対流冷却を開始すれば原子炉格納容器圧力を監視し、状況に応じて代替格納容器スプレイを行う。</p> <p>代替格納容器スプレイの優先順位は、代替格納容器スプレイポンプ、B格納容器スプレイポンプ、ディーゼル駆動消火ポンプ、可搬型大型送水ポンプ車の順で使用する。</p> <p>詳細には、代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイができない場合は、B格納容器スプレイポンプを使用する。B格納容器スプレイポンプ(自己冷却)による原子炉格納容器内へのスプレイ手段を失った場合は、ディーゼル駆動消火ポンプを使用する。ただし、構内で火災が発生した場合においては、消火活動に優先して使用する。</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違(女川審査実績の反映)</p> <p>【大飯】設備の相違(相違理由③)</p> <p>【大飯】 記載表現の相違(女川審査実績の反映)</p> <p>【大飯】運用の相違(相違理由①) 【大飯】設備の相違(相違理由①)</p> <p>【大飯】 記載表現の相違(女川審査実績の反映) 【大飯】運用の相違(相違理由①) 【大飯】記載表現の相違</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>また、可搬型代替低圧注水ポンプは恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの使用と並行して準備を開始しA格納容器スプレイポンプ（自己冷却）が使用できない場合に使用する。</p> <p>以上の対応手順のフローチャートを第1.7.7図に示す。</p>	<p>【比較のため玄海3/4号炉技術的能力1.7まとめ資料1.7.2.2(4)より引用（下線部が泊と同様）】</p> <p>可搬型ディーゼル注入ポンプは、使用準備に時間を要することから常設電動注入ポンプが使用できない場合に、あらかじめ可搬型ディーゼル注入ポンプ等の運搬、設置及び接続の準備を行い、他の手段がなければ原子炉格納容器内へ注水する。</p> <p>【比較のため川内1/2号炉技術的能力1.7まとめ資料1.7.2.2(4)より引用（下線部が泊と同様）】</p> <p>可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプは、<u>A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイの手段を失った場合に準備を開始し、ディーゼル消火ポンプ、消防自動車により格納容器内へ注水できない場合に使用する。</u>可搬型電動低圧注入ポンプ又は可搬型ディーゼル注入ポンプの優先順位は、燃費の良い可搬型電動低圧注入ポンプを使用し、可搬型電動低圧注入ポンプが使用できなければ、可搬型ディーゼル注入ポンプにより格納容器内へ注水する。この操作での水源は、淡水を用いる手段を優先し、それができない場合には海水を用いる。</p>	<p>また、可搬型大型送水ポンプ車は、使用準備に時間を要することから、B一格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による原子炉格納容器内へのスプレイの手段を失った場合に準備を開始し、ディーゼル駆動消火ポンプが使用できない場合に使用する。</p> <p>可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイのための水源は、水源の切替えによる注水の中断が発生しない海水を優先して使用し、海水取水箇所へのアクセスに時間を要する場合には、準備時間が最も短い代替給水ビットを使用する。海水の取水ができない場合は、保有水量が大きい原水槽を使用する。原水槽への補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。ただし、ろ過水タンクは、重大事故等対処に悪影響を与える火災の発生がない場合に使用する。</p>	<p>【大飯】設備の相違（相違理由①）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊の「使用準備に時間を要する」の記載について、具体的には、海水を用いる場合は約335分、代替給水ビットを用いる場合は約275分及び原水槽を用いる場合は約310分を要する。表現は玄海3/4号炉と同様。 <p>【大飯】設備の相違（相違理由①）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊3号炉の可搬型大型送水ポンプ車は、淡水又は海水から直接格納容器へスプレイできることから、すべての水源を使用した手順の優先順位を記載している。 <p>【大飯】記載箇所の相違（女川審査実績の反映）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊及び女川は上段に記載。

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【比較のため再掲（比較表p.1.7-45より）】</p> <p>(4) その他の手順項目にて考慮する手順</p> <p>電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、送水車への燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.4(1)「電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、大容量ポンプへの燃料補給」、1.6.2.4(2)「送水車への燃料補給」にて整備する。</p> <p>可搬型格納容器水素ガス濃度計による格納容器内水素濃度監視操作手順は「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」のうち1.9.2.1(2)「水素濃度監視」にて整備する。</p> <p>空冷式非常用発電装置の代替電源に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.1(1)「空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電」にて整備する。また、空冷式非常用発電装置への燃料補給の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.4(1)「空冷式非常用発電装置等への燃料（重油）補給」にて整備する。</p> <p>燃料取替用水ピットの枯渇又は破損時の復水ピットからの補給手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」のうち、1.13.2.3(2)「燃料取替用水ピットから復水ピットへの水源切替」にて整備する。</p> <p>操作の判断及び確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち、1.15.2「重大事故等時の手順等」にて整備する。</p>	<p>【比較のため再掲（比較表p.1.7-58より）】</p> <p>1.7.2.2 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>代替循環冷却ポンプ、原子炉格納容器 pH 調整系ポンプ、電動弁及び監視計器への電源供給手順並びにガスタービン発電機、電源車及び可搬型窒素ガス供給装置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>残留熱除去系又は原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による減圧及び除熱手順については、「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」にて整備する。</p> <p>原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）及び原子炉補機代替冷却水系による補機冷却水確保手順については、「1.5 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等」にて整備する。</p> <p>大容量送水ポンプ（タイプI）の設置及び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>原子炉建屋内の水素濃度監視手順については、「1.10 水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等」にて整備する。</p>	<p>1.7.2.3 その他の手順項目について考慮する手順</p> <p>可搬型大型送水ポンプ車への燃料補給の手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.4「燃料の補給手順」にて整備する。</p> <p>可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットによる原子炉格納容器内水素濃度監視操作手順については、「1.9 水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等」のうち、1.9.2.1(2)「原子炉格納容器内の水素濃度の監視」にて整備する。</p> <p>常設代替交流電源設備に関する手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.1(1)「代替交流電源設備による給電」にて整備する。また、代替非常用発電機への燃料補給の手順については、「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.4「燃料の補給手順」にて整備する。</p> <p>燃料取替用水ピットの枯渇又は破損時の対応手順については、「1.13 重大事故等時に必要となる水の供給手順等」のうち、1.13.2.2「水源へ水を補給するための対応手順」及び1.13.2.3「水源を切り替えるための対応手順」にて整備する。</p> <p>操作の判断及び確認に係る計装設備に関する手順については、「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち、1.15.2「重大事故等時の手順等」にて整備する。</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】設備の相違（相違理由①）</p> <p>【大飯】 記載方針の相違（女川審査実績の反映） ・泊3号炉は、可搬型設備への燃料補給の手順を技術的能力1.14にて整理する。</p> <p>【大飯】記載方針の相違 ・参照先である技術的能力1.9の修正を反映。</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>【大飯】記載方針の相違 ・参照先である技術的能力1.14の修正を反映。 ・大飯は、設備によって重油又は軽油を使用することから、補給する燃料を明確にしている。 ・泊は、重大事故等時に使用する設備の燃料はすべて軽油のため識別不要。なお、燃料補給の手順を整備する審査項目の本文にて燃料がすべて軽油であることを記載している。</p> <p>【大飯】 記載方針の相違 ・参照先である技術的能力1.13の修正を反映。 ・技術的能力1.13の審査基準改正による審査項目の名称変更反映。</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【比較のため再掲（比較表p.1.7-58より）】</p> <p>(3) その他の手順項目にて考慮する手順</p> <p>電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、大容量ポンプへの燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.4(1)「電源車（可搬式代替低圧注水ポンプ用）、大容量ポンプへの燃料補給」にて整備する。</p> <p>空冷式非常用発電装置の代替電源に関する手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.1(1)「空冷式非常用発電装置による代替電源（交流）からの給電」にて整備する。また、空冷式非常用発電装置への燃料補給の手順は「1.14 電源の確保に関する手順等」のうち、1.14.2.4(1)「空冷式非常用発電装置等への燃料（重油）補給」にて整備する。</p> <p>送水車への燃料補給の手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.4(2)「送水車への燃料補給」にて整備する。</p> <p>燃料取替用水ピットの枯渇又は破損時の復水ピットからの補給手順は「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」のうち、1.13.2.3(2)「燃料取替用水ピットから復水ピットへの水源切替」にて整備する。</p> <p>操作の判断及び確認に係る計装設備に関する手順は「1.15 事故時の計装に関する手順等」のうち、1.15.2「重大事故等時の手順等」にて整備する。</p>			<p>【大飯】</p> <p>記載箇所の相違（女川審査実績の反映）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大飯の1.7.2.2(3)で整理している手順項目は泊の1.7.2.3で網羅している。

泊発電所 3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

【比較のため、第1.7.1表(1/2)を再掲】

第1.7.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順(1/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対処設備	整備する手順書	手順書の分類	
交流動力 力電機 及び原子炉 補機 用知能 健全	蒸気発生炉内 格納容器用スプレイング 燃料冷却用ボンプ	e	格納容器スプレイングボンプ及び燃料冷却用ボンプの予備機	格納容器スプレイングボンプ及び燃料冷却用ボンプの予備機	炉心の著しい損傷が発生した場合に、対応する運転手順書	
						格納容器内 自熱冷却部 の設備
	可搬型蒸気発生装置(格納容器用蒸気発生装置) (S/A用)	可搬型蒸気発生装置(格納容器用蒸気発生装置) (S/A用)				
	A、且原子炉格納容器用ボンプ	A、且原子炉格納容器用ボンプ				
	A原子炉格納容器用冷却器	A原子炉格納容器用冷却器				
	原子炉格納容器用ポンプ	原子炉格納容器用ポンプ				
	蒸気ポンプ(原子炉格納容器用ポンプに併用)	蒸気ポンプ(原子炉格納容器用ポンプに併用)				
	海水ポンプ	海水ポンプ				
	溶注系蒸気供給設備	溶注系蒸気供給設備				
	初期対応用注水ポンプ	初期対応用注水ポンプ				
	空冷式非常用発電装置	空冷式非常用発電装置				
	燃料冷却用ボンプ	燃料冷却用ボンプ				
海水ポンプ	海水ポンプ					
可搬式注水ポンプ	可搬式注水ポンプ					
電源車(可搬式代替用注水ポンプ用)	電源車(可搬式代替用注水ポンプ用)					
仮設給水系統	仮設給水系統					
送水車	送水車					
燃料冷却用タンク	燃料冷却用タンク					
重油タンク	重油タンク					
タンクローリー	タンクローリー					
軽油ドラム	軽油ドラム					
電動機ボンプ	電動機ボンプ					
ディーゼル蒸気ボンプ	ディーゼル蒸気ボンプ					
N ₂ 充填タンク	N ₂ 充填タンク					

※1：大飯発電所「重大事故等発生時に用いる原子炉格納容器の保護のための設備」に関する措置
 ※2：ディーゼル発電機により駆動する
 ※3：手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。
 ※4：手順は「1.4 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※5：可搬式(可搬式代替用注水ポンプ用)の燃料冷却用ボンプ。手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。
 ※6：空冷式非常用発電装置(燃料冷却)に使用する。手順は「1.4 電源の確保に関する手順等」にて整備する。
 ※7：送水車の燃料冷却用タンクは非常用タンクでもある。手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。
 ※8：重大事故等発生時に用いる設備の分類
 a：当該本文に適合する重大事故等対応設備 b：訂正に適合する重大事故等対応設備 e：自主対策として整備する重大事故等対応設備

対応手段、対処設備、手順書一覧(2/2)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対処設備	手順書
原子炉格納容器の過圧破損防止	原子炉格納容器の過圧破損防止	e	可搬型蒸気ガス供給装置 ホース・蒸気供給用ヘッダ・接続口 原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁 原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁 フィルタ装置 常設代替交流電源設備 ※2 燃料補給設備 ※2	非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 重大事故等対応要領書 「可搬型蒸気ガス供給装置による蒸気封入」
			原子炉格納容器用注水ポンプ 可搬型蒸気ガス供給装置 ホース・蒸気供給用ヘッダ・接続口 原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁 原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁 原子炉格納容器 フィルタ装置 常設代替交流電源設備 ※2 燃料補給設備 ※2	重大事故等対応要領書 「可搬型蒸気ガス供給装置による蒸気封入」 重大事故等対応設備
			原子炉格納容器用注水ポンプ 可搬型蒸気ガス供給装置 ホース・蒸気供給用ヘッダ・接続口 原子炉格納容器フィルタベント系 配管・弁 原子炉格納容器 フィルタ装置 常設代替交流電源設備 ※2 燃料補給設備 ※2	非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 重大事故等対応要領書 「格納容器内 pH 調整」

※1：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。
 ※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「1.13 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。
 ※4：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b) 項を満足するための代替送水(措置)

対応手段、対処設備、手順書一覧(2/4)

分類	機能喪失を想定する設計基準事故対応設備	対応手段	対処設備	整備する手順書	手順書の分類	
原子炉格納容器の過圧破損防止	原子炉格納容器の過圧破損防止	e	可搬型蒸気発生装置(格納容器用蒸気発生装置) (S/A用) 燃料冷却用ボンプ 海水ポンプ 溶注系蒸気供給設備 初期対応用注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料冷却用ボンプ 海水ポンプ 可搬式注水ポンプ 電源車(可搬式代替用注水ポンプ用) 仮設給水系統 送水車 燃料冷却用タンク 重油タンク タンクローリー 軽油ドラム 電動機ボンプ ディーゼル蒸気ボンプ N ₂ 充填タンク	可搬型蒸気発生装置(格納容器用蒸気発生装置) (S/A用) 燃料冷却用ボンプ 海水ポンプ 溶注系蒸気供給設備 初期対応用注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料冷却用ボンプ 海水ポンプ 可搬式注水ポンプ 電源車(可搬式代替用注水ポンプ用) 仮設給水系統 送水車 燃料冷却用タンク 重油タンク タンクローリー 軽油ドラム 電動機ボンプ ディーゼル蒸気ボンプ N ₂ 充填タンク	非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 重大事故等対応要領書 「可搬型蒸気ガス供給装置による蒸気封入」 重大事故等対応設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書 炉心の著しい損傷が発生した場合の対応する運転手順書
			可搬型蒸気発生装置(格納容器用蒸気発生装置) (S/A用) 燃料冷却用ボンプ 海水ポンプ 溶注系蒸気供給設備 初期対応用注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料冷却用ボンプ 海水ポンプ 可搬式注水ポンプ 電源車(可搬式代替用注水ポンプ用) 仮設給水系統 送水車 燃料冷却用タンク 重油タンク タンクローリー 軽油ドラム 電動機ボンプ ディーゼル蒸気ボンプ N ₂ 充填タンク	可搬型蒸気発生装置(格納容器用蒸気発生装置) (S/A用) 燃料冷却用ボンプ 海水ポンプ 溶注系蒸気供給設備 初期対応用注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料冷却用ボンプ 海水ポンプ 可搬式注水ポンプ 電源車(可搬式代替用注水ポンプ用) 仮設給水系統 送水車 燃料冷却用タンク 重油タンク タンクローリー 軽油ドラム 電動機ボンプ ディーゼル蒸気ボンプ N ₂ 充填タンク	重大事故等対応要領書 「可搬型蒸気ガス供給装置による蒸気封入」 重大事故等対応設備	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書 炉心の著しい損傷が発生した場合の対応する運転手順書
			可搬型蒸気発生装置(格納容器用蒸気発生装置) (S/A用) 燃料冷却用ボンプ 海水ポンプ 溶注系蒸気供給設備 初期対応用注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料冷却用ボンプ 海水ポンプ 可搬式注水ポンプ 電源車(可搬式代替用注水ポンプ用) 仮設給水系統 送水車 燃料冷却用タンク 重油タンク タンクローリー 軽油ドラム 電動機ボンプ ディーゼル蒸気ボンプ N ₂ 充填タンク	可搬型蒸気発生装置(格納容器用蒸気発生装置) (S/A用) 燃料冷却用ボンプ 海水ポンプ 溶注系蒸気供給設備 初期対応用注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料冷却用ボンプ 海水ポンプ 可搬式注水ポンプ 電源車(可搬式代替用注水ポンプ用) 仮設給水系統 送水車 燃料冷却用タンク 重油タンク タンクローリー 軽油ドラム 電動機ボンプ ディーゼル蒸気ボンプ N ₂ 充填タンク	非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 重大事故等対応要領書 「格納容器内 pH 調整」	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書 炉心の著しい損傷が発生した場合の対応する運転手順書
			可搬型蒸気発生装置(格納容器用蒸気発生装置) (S/A用) 燃料冷却用ボンプ 海水ポンプ 溶注系蒸気供給設備 初期対応用注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料冷却用ボンプ 海水ポンプ 可搬式注水ポンプ 電源車(可搬式代替用注水ポンプ用) 仮設給水系統 送水車 燃料冷却用タンク 重油タンク タンクローリー 軽油ドラム 電動機ボンプ ディーゼル蒸気ボンプ N ₂ 充填タンク	可搬型蒸気発生装置(格納容器用蒸気発生装置) (S/A用) 燃料冷却用ボンプ 海水ポンプ 溶注系蒸気供給設備 初期対応用注水ポンプ 空冷式非常用発電装置 燃料冷却用ボンプ 海水ポンプ 可搬式注水ポンプ 電源車(可搬式代替用注水ポンプ用) 仮設給水系統 送水車 燃料冷却用タンク 重油タンク タンクローリー 軽油ドラム 電動機ボンプ ディーゼル蒸気ボンプ N ₂ 充填タンク	非常時操作手順書(シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」 重大事故等対応要領書 「格納容器内 pH 調整」	炉心の著しい損傷が発生した場合の対応手順書 炉心の著しい損傷が発生した場合の対応する運転手順書

※1：手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」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：可搬型蒸気発生装置(格納容器用蒸気発生装置) (S/A用)により蒸気を原子炉格納容器へスプレイングする。
 ※4：蒸気ポンプの補給は、2次系純水タンク又はろ過水タンクから移送することにより行う。

【大飯】
 記載方針の相違
 (女川審査実績の反映)
 ・泊は管路及び給電に使用する設備を記載。
 【女川】
 設備の相違(BWR固有の対応手段)

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由																																																						
<p>【比較のため、第1.7.1表(1/2)を再掲】</p> <p>第1.7.1表 重大事故等時における対応手段と整備する手順(1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>機能喪失を想定する設計基準等や対応設備</th> <th>対応設備</th> <th>整備する手順書</th> <th>手順書の分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">格納容器</td> <td>スプレインジェクタ</td> <td>格納容器スプレインジェクタ 燃料取替用水セット</td> <td>格納容器スプレインジェクタを用いた格納容器スプレインジェクタの手順</td> <td>格納容器スプレインジェクタを用いた発生した場合に 対応する運転手順書</td> </tr> <tr> <td>格納容器内</td> <td>A、D格納容器内循環ユニット 可搬式非常用発電機 (格納容器内循環ユニット) 入口温度/出口温度(S/A)用 A、B原子炉格納容器排水ポンプ A原子炉格納容器排水ポンプ 原子炉格納容器排水サージタンク 緊急ポンプ(原子炉格納容器排水サージタンク併用) 排水ポンプ</td> <td>格納容器内循環ユニットを用いた格納容器内 自然対流循環の手順 可搬式非常用発電機設置の手順</td> <td>格納容器内循環ユニットを用いた発生した場合に 対応する運転手順書 S/A関連*</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">交換機</td> <td>格納容器内</td> <td>格納容器内循環ユニット A原子炉格納容器排水ポンプ 原子炉格納容器排水サージタンク 緊急ポンプ(原子炉格納容器排水サージタンク併用) 排水ポンプ</td> <td>格納容器内循環ユニットを用いた格納容器内 自然対流循環の手順 可搬式非常用発電機設置の手順</td> <td>格納容器内循環ユニットを用いた発生した場合に 対応する運転手順書 S/A関連*</td> </tr> <tr> <td>格納容器外</td> <td>格納容器外冷却設備</td> <td>格納容器外冷却設備</td> <td>格納容器外冷却設備</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">電力系統</td> <td>格納容器内</td> <td>可搬式非常用発電機 格納容器内循環ユニット 燃料取替用水セット 緊急ポンプ</td> <td>可搬式非常用発電機 格納容器内循環ユニット 燃料取替用水セット 緊急ポンプ</td> <td>可搬式非常用発電機 格納容器内循環ユニット 燃料取替用水セット 緊急ポンプ</td> </tr> <tr> <td>格納容器外</td> <td>可搬式非常用発電機 格納容器外冷却設備</td> <td>可搬式非常用発電機 格納容器外冷却設備</td> <td>可搬式非常用発電機 格納容器外冷却設備</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器の過圧破損防止</td> <td>格納容器内</td> <td>可搬式非常用発電機 格納容器内循環ユニット 燃料取替用水セット 緊急ポンプ</td> <td>可搬式非常用発電機 格納容器内循環ユニット 燃料取替用水セット 緊急ポンプ</td> <td>可搬式非常用発電機 格納容器内循環ユニット 燃料取替用水セット 緊急ポンプ</td> </tr> <tr> <td>格納容器外</td> <td>可搬式非常用発電機 格納容器外冷却設備</td> <td>可搬式非常用発電機 格納容器外冷却設備</td> <td>可搬式非常用発電機 格納容器外冷却設備</td> </tr> </tbody> </table>	分類	機能喪失を想定する設計基準等や対応設備	対応設備	整備する手順書	手順書の分類	格納容器	スプレインジェクタ	格納容器スプレインジェクタ 燃料取替用水セット	格納容器スプレインジェクタを用いた格納容器スプレインジェクタの手順	格納容器スプレインジェクタを用いた発生した場合に 対応する運転手順書	格納容器内	A、D格納容器内循環ユニット 可搬式非常用発電機 (格納容器内循環ユニット) 入口温度/出口温度(S/A)用 A、B原子炉格納容器排水ポンプ A原子炉格納容器排水ポンプ 原子炉格納容器排水サージタンク 緊急ポンプ(原子炉格納容器排水サージタンク併用) 排水ポンプ	格納容器内循環ユニットを用いた格納容器内 自然対流循環の手順 可搬式非常用発電機設置の手順	格納容器内循環ユニットを用いた発生した場合に 対応する運転手順書 S/A関連*	交換機	格納容器内	格納容器内循環ユニット A原子炉格納容器排水ポンプ 原子炉格納容器排水サージタンク 緊急ポンプ(原子炉格納容器排水サージタンク併用) 排水ポンプ	格納容器内循環ユニットを用いた格納容器内 自然対流循環の手順 可搬式非常用発電機設置の手順	格納容器内循環ユニットを用いた発生した場合に 対応する運転手順書 S/A関連*	格納容器外	格納容器外冷却設備	格納容器外冷却設備	格納容器外冷却設備	電力系統	格納容器内	可搬式非常用発電機 格納容器内循環ユニット 燃料取替用水セット 緊急ポンプ	可搬式非常用発電機 格納容器内循環ユニット 燃料取替用水セット 緊急ポンプ	可搬式非常用発電機 格納容器内循環ユニット 燃料取替用水セット 緊急ポンプ	格納容器外	可搬式非常用発電機 格納容器外冷却設備	可搬式非常用発電機 格納容器外冷却設備	可搬式非常用発電機 格納容器外冷却設備	原子炉格納容器の過圧破損防止	格納容器内	可搬式非常用発電機 格納容器内循環ユニット 燃料取替用水セット 緊急ポンプ	可搬式非常用発電機 格納容器内循環ユニット 燃料取替用水セット 緊急ポンプ	可搬式非常用発電機 格納容器内循環ユニット 燃料取替用水セット 緊急ポンプ	格納容器外	可搬式非常用発電機 格納容器外冷却設備	可搬式非常用発電機 格納容器外冷却設備	可搬式非常用発電機 格納容器外冷却設備	<p>対応手段、対応設備、手順書一覧(4/4)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>機能喪失を想定する設計基準等や対応設備</th> <th>対応手段</th> <th>対応設備</th> <th>整備する手順書</th> <th>手順書の分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器の過圧破損防止</td> <td>格納容器内</td> <td>可搬式非常用発電機 格納容器内循環ユニット 燃料取替用水セット 緊急ポンプ</td> <td>可搬式非常用発電機 格納容器内循環ユニット 燃料取替用水セット 緊急ポンプ</td> <td>可搬式非常用発電機 格納容器内循環ユニット 燃料取替用水セット 緊急ポンプ</td> <td>自主対応設備</td> </tr> <tr> <td>格納容器外</td> <td>可搬式非常用発電機 格納容器外冷却設備</td> <td>可搬式非常用発電機 格納容器外冷却設備</td> <td>可搬式非常用発電機 格納容器外冷却設備</td> <td>自主対応設備</td> </tr> </tbody> </table>	分類	機能喪失を想定する設計基準等や対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書	手順書の分類	原子炉格納容器の過圧破損防止	格納容器内	可搬式非常用発電機 格納容器内循環ユニット 燃料取替用水セット 緊急ポンプ	可搬式非常用発電機 格納容器内循環ユニット 燃料取替用水セット 緊急ポンプ	可搬式非常用発電機 格納容器内循環ユニット 燃料取替用水セット 緊急ポンプ	自主対応設備	格納容器外	可搬式非常用発電機 格納容器外冷却設備	可搬式非常用発電機 格納容器外冷却設備	可搬式非常用発電機 格納容器外冷却設備	自主対応設備	<p>【大飯】 記載方針の相違 (女川審査実績の反映) ・泊は流路及び給電に使用する設備を記載。</p>
	分類	機能喪失を想定する設計基準等や対応設備	対応設備	整備する手順書	手順書の分類																																																							
格納容器	スプレインジェクタ	格納容器スプレインジェクタ 燃料取替用水セット	格納容器スプレインジェクタを用いた格納容器スプレインジェクタの手順	格納容器スプレインジェクタを用いた発生した場合に 対応する運転手順書																																																								
	格納容器内	A、D格納容器内循環ユニット 可搬式非常用発電機 (格納容器内循環ユニット) 入口温度/出口温度(S/A)用 A、B原子炉格納容器排水ポンプ A原子炉格納容器排水ポンプ 原子炉格納容器排水サージタンク 緊急ポンプ(原子炉格納容器排水サージタンク併用) 排水ポンプ	格納容器内循環ユニットを用いた格納容器内 自然対流循環の手順 可搬式非常用発電機設置の手順	格納容器内循環ユニットを用いた発生した場合に 対応する運転手順書 S/A関連*																																																								
交換機	格納容器内	格納容器内循環ユニット A原子炉格納容器排水ポンプ 原子炉格納容器排水サージタンク 緊急ポンプ(原子炉格納容器排水サージタンク併用) 排水ポンプ	格納容器内循環ユニットを用いた格納容器内 自然対流循環の手順 可搬式非常用発電機設置の手順	格納容器内循環ユニットを用いた発生した場合に 対応する運転手順書 S/A関連*																																																								
	格納容器外	格納容器外冷却設備	格納容器外冷却設備	格納容器外冷却設備																																																								
電力系統	格納容器内	可搬式非常用発電機 格納容器内循環ユニット 燃料取替用水セット 緊急ポンプ	可搬式非常用発電機 格納容器内循環ユニット 燃料取替用水セット 緊急ポンプ	可搬式非常用発電機 格納容器内循環ユニット 燃料取替用水セット 緊急ポンプ																																																								
	格納容器外	可搬式非常用発電機 格納容器外冷却設備	可搬式非常用発電機 格納容器外冷却設備	可搬式非常用発電機 格納容器外冷却設備																																																								
原子炉格納容器の過圧破損防止	格納容器内	可搬式非常用発電機 格納容器内循環ユニット 燃料取替用水セット 緊急ポンプ	可搬式非常用発電機 格納容器内循環ユニット 燃料取替用水セット 緊急ポンプ	可搬式非常用発電機 格納容器内循環ユニット 燃料取替用水セット 緊急ポンプ																																																								
	格納容器外	可搬式非常用発電機 格納容器外冷却設備	可搬式非常用発電機 格納容器外冷却設備	可搬式非常用発電機 格納容器外冷却設備																																																								
分類	機能喪失を想定する設計基準等や対応設備	対応手段	対応設備	整備する手順書	手順書の分類																																																							
原子炉格納容器の過圧破損防止	格納容器内	可搬式非常用発電機 格納容器内循環ユニット 燃料取替用水セット 緊急ポンプ	可搬式非常用発電機 格納容器内循環ユニット 燃料取替用水セット 緊急ポンプ	可搬式非常用発電機 格納容器内循環ユニット 燃料取替用水セット 緊急ポンプ	自主対応設備																																																							
	格納容器外	可搬式非常用発電機 格納容器外冷却設備	可搬式非常用発電機 格納容器外冷却設備	可搬式非常用発電機 格納容器外冷却設備	自主対応設備																																																							
<p>注1：大飯発電所 重大事故等時における原子炉格納容器の過圧破損防止のための活動に関する手順 注2：プルーゼール発電機等により起動する。 注3：手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。 注4：手順は「1.8 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 注5：可搬式(可搬式非常用発電機)の燃料供給に使用する。手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。 注6：可搬式(可搬式非常用発電機)の燃料供給に使用する。手順は「1.8 電源の確保に関する手順等」にて整備する。 注7：可搬式(可搬式非常用発電機)の燃料供給に使用する。手順は「1.6 原子炉格納容器内の冷却のための手順等」にて整備する。 注8：重大事故等時における「初期」段階の分類 a：当該表に適合する重大事故等時対応設備 b：当該表に適合する重大事故等時対応設備 e：自主的対応として整備する重大事故等時対応設備</p>																																																												

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																
<p>第1.7.2表 重大事故等対処に係る監視計器</p> <p>1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</p> <p>監視計器一覧 (1/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対応手段</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視計器</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.7.2.1 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の手順等</td> </tr> <tr> <td colspan="3">(1) 格納容器スプレイ</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">a. 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ</td> <td rowspan="5">判断基準</td> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>・炉心出口温度計</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>・格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>・格納容器圧力計 (広域) ・AM用格納容器圧力計</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器への注水量</td> <td>・格納容器スプレイ流量計</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>・燃料取替用水ビット水位計</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <td>原子炉格納容器内の温度</td> <td>・格納容器内温度計</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>・格納容器圧力計 (広域) ・AM用格納容器圧力計</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の水位</td> <td>・格納容器再循環サンプ水位計 (広域) ・原子炉格納容器水位計</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器への注水量</td> <td>・格納容器スプレイ流量計</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>・燃料取替用水ビット水位計</td> </tr> </tbody> </table>	対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器	1.7.2.1 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の手順等			(1) 格納容器スプレイ			a. 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度計	原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	原子炉格納容器内の圧力	・格納容器圧力計 (広域) ・AM用格納容器圧力計	原子炉格納容器への注水量	・格納容器スプレイ流量計	水源の確保	・燃料取替用水ビット水位計	操作	原子炉格納容器内の温度	・格納容器内温度計	原子炉格納容器内の圧力	・格納容器圧力計 (広域) ・AM用格納容器圧力計	原子炉格納容器内の水位	・格納容器再循環サンプ水位計 (広域) ・原子炉格納容器水位計	原子炉格納容器への注水量	・格納容器スプレイ流量計	水源の確保	・燃料取替用水ビット水位計	<p>第1.7-2表 重大事故等対処に係る監視計器</p> <p>監視計器一覧 (1/4)</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">1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順</td> </tr> <tr> <td colspan="3">(1) 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</td> </tr> <tr> <td colspan="3">a. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストワァシー-1」等</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>格納容器内密閉気放射線モニタ (D/W) 格納容器内密閉気放射線モニタ (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 圧力抑制室圧力</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度</td> <td>ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <td>最終ヒートシンクの確保</td> <td>原子炉補機冷却水系系統流量 (A系のみ) 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量 (A系のみ)</td> </tr> <tr> <td>電源の確保</td> <td>4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>圧力抑制室水位</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 (東帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉水位 (SA 燃料域)</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">監視</td> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度</td> <td>ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器への注水量</td> <td>代替循環冷却ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器への注水量</td> <td>代替循環冷却ポンプ出口流量</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>代替循環冷却ポンプ出口圧力</td> </tr> <tr> <td>最終ヒートシンクの確保</td> <td>残留熱除去系熱交換器入口温度 (A系のみ) 残留熱除去系熱交換器出口温度 (A系のみ) 原子炉補機冷却水系系統流量 (A系のみ) 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量 (A系のみ) 原子炉補機冷却水系冷却水供給温度 (A系のみ)</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順			(1) 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			a. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱			非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストワァシー-1」等	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内密閉気放射線モニタ (D/W) 格納容器内密閉気放射線モニタ (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 圧力抑制室圧力	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度	操作	最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系系統流量 (A系のみ) 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量 (A系のみ)	電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧	水源の確保	圧力抑制室水位	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (東帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉水位 (SA 燃料域)	監視	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度	原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量)	原子炉格納容器への注水量	代替循環冷却ポンプ出口流量	補機監視機能	代替循環冷却ポンプ出口圧力	最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度 (A系のみ) 残留熱除去系熱交換器出口温度 (A系のみ) 原子炉補機冷却水系系統流量 (A系のみ) 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量 (A系のみ) 原子炉補機冷却水系冷却水供給温度 (A系のみ)	<p>第1.7.2表 重大事故等対処に係る監視計器</p> <p>監視計器一覧 (1/10)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対応手段</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視計器</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">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 (交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時)</td> </tr> <tr> <td colspan="3">(1) 格納容器スプレイ</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">a. 格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内のスプレイ</td> <td rowspan="5">判断基準</td> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>・ 炉心出口温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>・ 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力 (AM用)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器への注水量</td> <td>・ 格納容器スプレイ流量 ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>・ 燃料取替用水ビット水位</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <td>原子炉格納容器内の温度</td> <td>・ 格納容器内温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力 (AM用)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の水位</td> <td>・ 格納容器再循環サンプ水位 (広域) ・ 格納容器水位</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器への注水量</td> <td>・ 格納容器スプレイ流量 ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>・ 燃料取替用水ビット水位</td> </tr> </tbody> </table>	対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時)			(1) 格納容器スプレイ			a. 格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内のスプレイ	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・ 炉心出口温度	原子炉格納容器内の放射線量率	・ 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	原子炉格納容器内の圧力	・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力 (AM用)	原子炉格納容器への注水量	・ 格納容器スプレイ流量 ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)	水源の確保	・ 燃料取替用水ビット水位	操作	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度	原子炉格納容器内の圧力	・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力 (AM用)	原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位 (広域) ・ 格納容器水位	原子炉格納容器への注水量	・ 格納容器スプレイ流量 ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)	水源の確保	・ 燃料取替用水ビット水位	<p>【女川】 設備の相違 (BWR固有の対応手段である。以下、監視計器一覧について同様)</p>
対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器																																																																																																																	
1.7.2.1 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の手順等																																																																																																																			
(1) 格納容器スプレイ																																																																																																																			
a. 格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度計																																																																																																																
		原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)																																																																																																																
		原子炉格納容器内の圧力	・格納容器圧力計 (広域) ・AM用格納容器圧力計																																																																																																																
		原子炉格納容器への注水量	・格納容器スプレイ流量計																																																																																																																
		水源の確保	・燃料取替用水ビット水位計																																																																																																																
操作	原子炉格納容器内の温度	・格納容器内温度計																																																																																																																	
	原子炉格納容器内の圧力	・格納容器圧力計 (広域) ・AM用格納容器圧力計																																																																																																																	
	原子炉格納容器内の水位	・格納容器再循環サンプ水位計 (広域) ・原子炉格納容器水位計																																																																																																																	
	原子炉格納容器への注水量	・格納容器スプレイ流量計																																																																																																																	
	水源の確保	・燃料取替用水ビット水位計																																																																																																																	
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)																																																																																																																	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順																																																																																																																			
(1) 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																																																																																																																			
a. 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱																																																																																																																			
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「除熱ストワァシー-1」等	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内密閉気放射線モニタ (D/W) 格納容器内密閉気放射線モニタ (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 圧力抑制室圧力																																																																																																																
		原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度																																																																																																																
	操作	最終ヒートシンクの確保	原子炉補機冷却水系系統流量 (A系のみ) 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量 (A系のみ)																																																																																																																
		電源の確保	4-2C 母線電圧 4-2D 母線電圧 125V 直流主母線 2A 電圧 125V 直流主母線 2B 電圧 125V 直流主母線 2A-1 電圧 125V 直流主母線 2B-1 電圧																																																																																																																
		水源の確保	圧力抑制室水位																																																																																																																
		原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)																																																																																																																
		原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (東帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉水位 (SA 燃料域)																																																																																																																
監視	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力																																																																																																																	
	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度																																																																																																																	
	原子炉圧力容器への注水量	代替循環冷却ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量)																																																																																																																	
	原子炉格納容器への注水量	代替循環冷却ポンプ出口流量																																																																																																																	
	補機監視機能	代替循環冷却ポンプ出口圧力																																																																																																																	
最終ヒートシンクの確保	残留熱除去系熱交換器入口温度 (A系のみ) 残留熱除去系熱交換器出口温度 (A系のみ) 原子炉補機冷却水系系統流量 (A系のみ) 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量 (A系のみ) 原子炉補機冷却水系冷却水供給温度 (A系のみ)																																																																																																																		
対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器																																																																																																																	
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時)																																																																																																																			
(1) 格納容器スプレイ																																																																																																																			
a. 格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内のスプレイ	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・ 炉心出口温度																																																																																																																
		原子炉格納容器内の放射線量率	・ 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)																																																																																																																
		原子炉格納容器内の圧力	・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力 (AM用)																																																																																																																
		原子炉格納容器への注水量	・ 格納容器スプレイ流量 ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)																																																																																																																
		水源の確保	・ 燃料取替用水ビット水位																																																																																																																
	操作	原子炉格納容器内の温度	・ 格納容器内温度																																																																																																																
		原子炉格納容器内の圧力	・ 原子炉格納容器圧力 ・ 格納容器圧力 (AM用)																																																																																																																
		原子炉格納容器内の水位	・ 格納容器再循環サンプ水位 (広域) ・ 格納容器水位																																																																																																																
		原子炉格納容器への注水量	・ 格納容器スプレイ流量 ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)																																																																																																																
		水源の確保	・ 燃料取替用水ビット水位																																																																																																																

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3 / 4号炉			女川原子力発電所2号炉			泊発電所3号炉			相違理由				
監視計器一覧 (2/5)			監視計器一覧 (2/4)			監視計器一覧 (2/10)							
対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器					
1.7.2.1 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の手順等 (2) 格納容器内自然対流冷却			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) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む。） a. 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む。）			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（交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時） (2) 格納容器内自然対流冷却							
a. A、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	非常時操作手順書 [シビアアクシデント] 「ベントストラテジ」 「水素制御ストラテジ」 重大事故等対応要領書 「原子炉格納容器フィルタベント」	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モニタ (D/W)	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	原子炉格納容器内の温度	a. C、D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却				
		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モニタ (S/C)	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モニタ (D/W)						
		原子炉格納容器内の圧力		ドライウエル圧力	原子炉格納容器内の圧力		格納容器内水素濃度 (S/C)						
		原子炉格納容器への注水量		圧力抑制室圧力	原子炉格納容器内の温度		格納容器内水素濃度 (D/W)						
				ドライウエル温度	原子炉格納容器内の酸素濃度		格納容器内水素濃度 (S/C)						
	操作	原子炉格納容器内の温度		格納容器内空気温度	電源の確保		格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)	格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)		操作	原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度	
				圧力抑制室内空気温度	4-2B 母線電圧		格納容器内水素濃度	格納容器内水素濃度 (D/W)			原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (AM用)	
				サブプレッションプール水温度	125V 直流主母線 2A 電圧		格納容器内酸素濃度	格納容器内水素濃度 (S/C)			原子炉格納容器への注水量	格納容器スプレイ流量 ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)	
					125V 直流主母線 2B 電圧		原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度			原子炉格納容器内の注水量	格納容器内温度	
					125V 直流主母線 2A-1 電圧		原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内水素濃度			最終ヒートシンクの確保	・ 原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用) ・ 原子炉補機冷却水サージタンク水位 ・ C、D-格納容器再循環ユニット補機冷却水流量 ・ C、D-原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度 ・ B-原子炉補機冷却水戻り母管温度 ・ 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	
		125V 直流主母線 2B-1 電圧	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度	原子炉格納容器内の水素濃度	・ 格納容器内水素濃度							
			原子炉格納容器内の圧力	格納容器内水素濃度	最終ヒートシンクの確保	・ 原子炉格納容器内の圧力							
			原子炉格納容器内の温度	格納容器内水素濃度	最終ヒートシンクの確保	・ 格納容器内水素濃度							
			最終ヒートシンクの確保	格納容器内水素濃度	最終ヒートシンクの確保	・ 原子炉格納容器内の圧力							
				格納容器内水素濃度	最終ヒートシンクの確保	・ 格納容器圧力 (AM用)							

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																			
<p>監視計器一覧 (3/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対応手段</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視計器</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.7.2.1 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の手順等 (3) 代替格納容器スプレイ</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">a. 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ</td> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>・炉心出口温度計</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>・格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>・格納容器圧力計 (広域)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器への注水量</td> <td>・格納容器スプレイ流量計</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>・燃料取替用水ピット水位計 ・復水ピット水位計</td> </tr> <tr> <td colspan="3">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1)b.(a)「恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">b. 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ</td> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>・炉心出口温度計</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>・格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>・AM用格納容器圧力計 (広域)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器への注水量</td> <td>・A格納容器スプレイ流量計</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>・但設代替低圧注水積算流量計 ・No. 2 淡水タンク水位計 (CRT)</td> </tr> <tr> <td colspan="3">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1)b.(b)「電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">c. 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ</td> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>・炉心出口温度計</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>・格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>・格納容器圧力計 (広域)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器への注水量</td> <td>・AM用格納容器圧力計</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>・格納容器スプレイ流量計</td> </tr> <tr> <td colspan="3">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1)b.(c)「可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。</td> </tr> </tbody> </table>	対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器	1.7.2.1 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の手順等 (3) 代替格納容器スプレイ			a. 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度計	原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	原子炉格納容器内の圧力	・格納容器圧力計 (広域)	原子炉格納容器への注水量	・格納容器スプレイ流量計	水源の確保	・燃料取替用水ピット水位計 ・復水ピット水位計	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1)b.(a)「恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。			b. 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度計	原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	原子炉格納容器内の圧力	・AM用格納容器圧力計 (広域)	原子炉格納容器への注水量	・A格納容器スプレイ流量計	水源の確保	・但設代替低圧注水積算流量計 ・No. 2 淡水タンク水位計 (CRT)	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1)b.(b)「電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。			c. 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度計	原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	原子炉格納容器内の圧力	・格納容器圧力計 (広域)	原子炉格納容器への注水量	・AM用格納容器圧力計	水源の確保	・格納容器スプレイ流量計	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1)b.(c)「可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。			<p>監視計器一覧 (3/4)</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">1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む.) b. フィルタ装置への水補給</td> </tr> <tr> <td>重大事故等対応要領書「原子炉格納容器フィルタベント」 「大容量送水ポンプによる送水」</td> <td>判断基準 補機監視機能</td> <td>フィルタ装置水位 (広帯域)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>操作 補機監視機能</td> <td>フィルタ装置水位 (広帯域)</td> </tr> <tr> <td colspan="3">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) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む.) c. 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給</td> </tr> <tr> <td>重大事故等対応要領書「可搬型窒素ガス供給装置による窒素投入」</td> <td>判断基準 電源の確保</td> <td>4-2C 母線電圧</td> </tr> <tr> <td></td> <td>操作 原子炉格納容器内の圧力 原子炉格納容器内の温度</td> <td>ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力 サブプレッションプール水温度</td> </tr> <tr> <td colspan="3">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) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む.) d. 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素パージ</td> </tr> <tr> <td>重大事故等対応要領書「原子炉格納容器フィルタベント」</td> <td>判断基準 —</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td></td> <td>操作 補機監視機能</td> <td>フィルタ装置出口水濃度 フィルタ装置入口圧力 (広帯域)</td> </tr> <tr> <td colspan="3">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) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む.) e. フィルタ装置スクラバ溶液移送</td> </tr> <tr> <td>重大事故等対応要領書「原子炉格納容器フィルタベント」</td> <td>判断基準 補機監視機能</td> <td>原子炉格納容器内の圧力 圧力抑制室圧力</td> </tr> <tr> <td></td> <td>操作 補機監視機能</td> <td>フィルタ装置温度 フィルタ装置出口水濃度 フィルタ装置入口圧力 (広帯域)</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む.) b. フィルタ装置への水補給			重大事故等対応要領書「原子炉格納容器フィルタベント」 「大容量送水ポンプによる送水」	判断基準 補機監視機能	フィルタ装置水位 (広帯域)		操作 補機監視機能	フィルタ装置水位 (広帯域)	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) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む.) c. 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給			重大事故等対応要領書「可搬型窒素ガス供給装置による窒素投入」	判断基準 電源の確保	4-2C 母線電圧		操作 原子炉格納容器内の圧力 原子炉格納容器内の温度	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力 サブプレッションプール水温度	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む.) d. 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素パージ			重大事故等対応要領書「原子炉格納容器フィルタベント」	判断基準 —	—		操作 補機監視機能	フィルタ装置出口水濃度 フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	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) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む.) e. フィルタ装置スクラバ溶液移送			重大事故等対応要領書「原子炉格納容器フィルタベント」	判断基準 補機監視機能	原子炉格納容器内の圧力 圧力抑制室圧力		操作 補機監視機能	フィルタ装置温度 フィルタ装置出口水濃度 フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	<p>監視計器一覧 (3/10)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対応手段</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視計器</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">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 (交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時) (3) 代替格納容器スプレイ</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">a. 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ</td> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>・炉心出口温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>・格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>・原子炉格納容器圧力 ・格納容器圧力 (AM用)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器への注水量</td> <td>・格納容器スプレイ流量 ・B格納容器スプレイ冷却器出口積算への注水量 (AM用)</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>・燃料取替用水ピット水位 ・補助給水ピット水位</td> </tr> <tr> <td colspan="3">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1)b. (a)「代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">b. 電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ</td> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>・炉心出口温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>・格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>・原子炉格納容器圧力 ・格納容器圧力 (AM用)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器への注水量</td> <td>・代替格納容器スプレイポンプ出口積算への注水量</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>・ろ過水タンク水位</td> </tr> <tr> <td colspan="3">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1)b. (b)「電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。</td> </tr> </tbody> </table> <p>監視計器一覧 (4/10)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対応手段</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視計器</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">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 (交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時) (3) 代替格納容器スプレイ</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">c. 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ</td> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>・炉心出口温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>・格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>・原子炉格納容器圧力 ・格納容器圧力 (AM用)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器への注水量</td> <td>・代替格納容器スプレイポンプ出口積算への注水量</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td colspan="3">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1)b. (c)「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">d. 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ</td> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>・炉心出口温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>・格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器への注水量</td> <td>・代替格納容器スプレイポンプ出口積算への注水量</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>操作</td> <td>「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1)b. (d)「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">e. 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ</td> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>・炉心出口温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>・格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器への注水量</td> <td>・代替格納容器スプレイポンプ出口積算への注水量</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>操作</td> <td>「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1)b. (e)「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。</td> </tr> </tbody> </table>	対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時) (3) 代替格納容器スプレイ			a. 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度	原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	原子炉格納容器内の圧力	・原子炉格納容器圧力 ・格納容器圧力 (AM用)	原子炉格納容器への注水量	・格納容器スプレイ流量 ・B格納容器スプレイ冷却器出口積算への注水量 (AM用)	水源の確保	・燃料取替用水ピット水位 ・補助給水ピット水位	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1)b. (a)「代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。			b. 電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度	原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	原子炉格納容器内の圧力	・原子炉格納容器圧力 ・格納容器圧力 (AM用)	原子炉格納容器への注水量	・代替格納容器スプレイポンプ出口積算への注水量	水源の確保	・ろ過水タンク水位	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1)b. (b)「電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。			対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時) (3) 代替格納容器スプレイ			c. 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度	原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	原子炉格納容器内の圧力	・原子炉格納容器圧力 ・格納容器圧力 (AM用)	原子炉格納容器への注水量	・代替格納容器スプレイポンプ出口積算への注水量	水源の確保	—	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1)b. (c)「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。			d. 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度	原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	原子炉格納容器への注水量	・代替格納容器スプレイポンプ出口積算への注水量	水源の確保	—	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1)b. (d)「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。	e. 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度	原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	原子炉格納容器への注水量	・代替格納容器スプレイポンプ出口積算への注水量	水源の確保	—	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1)b. (e)「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。	<p>【大阪】設備の相違 (相違理由①) ・泊は自主対策設備による対応手段として、代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ手段及び原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ手段を整備。</p>
対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器																																																																																																																																																																				
1.7.2.1 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の手順等 (3) 代替格納容器スプレイ																																																																																																																																																																						
a. 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度計																																																																																																																																																																				
	原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)																																																																																																																																																																				
	原子炉格納容器内の圧力	・格納容器圧力計 (広域)																																																																																																																																																																				
	原子炉格納容器への注水量	・格納容器スプレイ流量計																																																																																																																																																																				
	水源の確保	・燃料取替用水ピット水位計 ・復水ピット水位計																																																																																																																																																																				
「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1)b.(a)「恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。																																																																																																																																																																						
b. 電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度計																																																																																																																																																																				
	原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)																																																																																																																																																																				
	原子炉格納容器内の圧力	・AM用格納容器圧力計 (広域)																																																																																																																																																																				
	原子炉格納容器への注水量	・A格納容器スプレイ流量計																																																																																																																																																																				
	水源の確保	・但設代替低圧注水積算流量計 ・No. 2 淡水タンク水位計 (CRT)																																																																																																																																																																				
「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1)b.(b)「電動消火ポンプ又はディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。																																																																																																																																																																						
c. 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度計																																																																																																																																																																				
	原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)																																																																																																																																																																				
	原子炉格納容器内の圧力	・格納容器圧力計 (広域)																																																																																																																																																																				
	原子炉格納容器への注水量	・AM用格納容器圧力計																																																																																																																																																																				
	水源の確保	・格納容器スプレイ流量計																																																																																																																																																																				
「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1)b.(c)「可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。																																																																																																																																																																						
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)																																																																																																																																																																				
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む.) b. フィルタ装置への水補給																																																																																																																																																																						
重大事故等対応要領書「原子炉格納容器フィルタベント」 「大容量送水ポンプによる送水」	判断基準 補機監視機能	フィルタ装置水位 (広帯域)																																																																																																																																																																				
	操作 補機監視機能	フィルタ装置水位 (広帯域)																																																																																																																																																																				
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) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む.) c. 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給																																																																																																																																																																						
重大事故等対応要領書「可搬型窒素ガス供給装置による窒素投入」	判断基準 電源の確保	4-2C 母線電圧																																																																																																																																																																				
	操作 原子炉格納容器内の圧力 原子炉格納容器内の温度	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力 サブプレッションプール水温度																																																																																																																																																																				
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む.) d. 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素パージ																																																																																																																																																																						
重大事故等対応要領書「原子炉格納容器フィルタベント」	判断基準 —	—																																																																																																																																																																				
	操作 補機監視機能	フィルタ装置出口水濃度 フィルタ装置入口圧力 (広帯域)																																																																																																																																																																				
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) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む.) e. フィルタ装置スクラバ溶液移送																																																																																																																																																																						
重大事故等対応要領書「原子炉格納容器フィルタベント」	判断基準 補機監視機能	原子炉格納容器内の圧力 圧力抑制室圧力																																																																																																																																																																				
	操作 補機監視機能	フィルタ装置温度 フィルタ装置出口水濃度 フィルタ装置入口圧力 (広帯域)																																																																																																																																																																				
対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器																																																																																																																																																																				
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時) (3) 代替格納容器スプレイ																																																																																																																																																																						
a. 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度																																																																																																																																																																				
	原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)																																																																																																																																																																				
	原子炉格納容器内の圧力	・原子炉格納容器圧力 ・格納容器圧力 (AM用)																																																																																																																																																																				
	原子炉格納容器への注水量	・格納容器スプレイ流量 ・B格納容器スプレイ冷却器出口積算への注水量 (AM用)																																																																																																																																																																				
	水源の確保	・燃料取替用水ピット水位 ・補助給水ピット水位																																																																																																																																																																				
「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1)b. (a)「代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。																																																																																																																																																																						
b. 電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度																																																																																																																																																																				
	原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)																																																																																																																																																																				
	原子炉格納容器内の圧力	・原子炉格納容器圧力 ・格納容器圧力 (AM用)																																																																																																																																																																				
	原子炉格納容器への注水量	・代替格納容器スプレイポンプ出口積算への注水量																																																																																																																																																																				
	水源の確保	・ろ過水タンク水位																																																																																																																																																																				
「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1)b. (b)「電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。																																																																																																																																																																						
対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器																																																																																																																																																																				
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時) (3) 代替格納容器スプレイ																																																																																																																																																																						
c. 海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度																																																																																																																																																																				
	原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)																																																																																																																																																																				
	原子炉格納容器内の圧力	・原子炉格納容器圧力 ・格納容器圧力 (AM用)																																																																																																																																																																				
	原子炉格納容器への注水量	・代替格納容器スプレイポンプ出口積算への注水量																																																																																																																																																																				
	水源の確保	—																																																																																																																																																																				
「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1)b. (c)「海水を用いた可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。																																																																																																																																																																						
d. 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度																																																																																																																																																																				
	原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)																																																																																																																																																																				
	原子炉格納容器への注水量	・代替格納容器スプレイポンプ出口積算への注水量																																																																																																																																																																				
	水源の確保	—																																																																																																																																																																				
	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1)b. (d)「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。																																																																																																																																																																				
e. 原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度																																																																																																																																																																				
	原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)																																																																																																																																																																				
	原子炉格納容器への注水量	・代替格納容器スプレイポンプ出口積算への注水量																																																																																																																																																																				
	水源の確保	—																																																																																																																																																																				
	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(1)b. (e)「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。																																																																																																																																																																				
<p>泊3号炉との比較対象なし</p> <p>泊3号炉との比較対象なし</p>																																																																																																																																																																						

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																															
<p>監視計器一覧 (4/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対応手段</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視計器</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.7.2.2 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等 (1) 格納容器内自然対流冷却</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">a. 大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却</td> <td rowspan="2">判断基準</td> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>・炉心出口温度計</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>・格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">補機監視機能</td> <td>電源</td> <td>・4-3 (4) A、B、C1、C2、D1、D2母線電圧計</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>・原子炉補機冷却水供給母管流量計 (CRT) ・原子炉補機冷却水冷却器海水流量計 (CRT)</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">操作</td> <td>原子炉格納容器内の温度</td> <td>・格納容器内温度計</td> </tr> <tr> <td>最終ヒートシンクの確保</td> <td>・A、D格納容器再循環ユニット冷却水流量計 ・A原子炉補機冷却水冷却器出口温度計 (CRT) ・可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA) 用)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の水素濃度</td> <td>・可搬型格納容器水素ガス濃度計</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>・格納容器圧力計 (広域) ・AM用格納容器圧力計</td> </tr> <tr> <td colspan="3">(2) 代替格納容器スプレイ</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">a. 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ</td> <td rowspan="2">判断基準</td> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>・炉心出口温度計</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>・格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">補機監視機能</td> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>・格納容器圧力計 (広域) ・AM用格納容器圧力計</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>・燃料取替用水ビット水位計 ・復水ビット水位計</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">操作</td> <td>電源</td> <td>・4-3 (4) A、B、C1、C2、D1、D2母線電圧計</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>・原子炉補機冷却水供給母管流量計 (CRT) ・原子炉補機冷却水冷却器海水流量計 (CRT)</td> </tr> <tr> <td colspan="3">『1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等』のうち、1.6.2.2(2)a.(a)「恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。</td> </tr> </tbody> </table>	対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器	1.7.2.2 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等 (1) 格納容器内自然対流冷却			a. 大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度計	原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)	補機監視機能	電源	・4-3 (4) A、B、C1、C2、D1、D2母線電圧計	補機監視機能	・原子炉補機冷却水供給母管流量計 (CRT) ・原子炉補機冷却水冷却器海水流量計 (CRT)	操作	原子炉格納容器内の温度	・格納容器内温度計	最終ヒートシンクの確保	・A、D格納容器再循環ユニット冷却水流量計 ・A原子炉補機冷却水冷却器出口温度計 (CRT) ・可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA) 用)	原子炉格納容器内の水素濃度	・可搬型格納容器水素ガス濃度計	原子炉格納容器内の圧力	・格納容器圧力計 (広域) ・AM用格納容器圧力計	(2) 代替格納容器スプレイ			a. 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度計	原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)	補機監視機能	原子炉格納容器内の圧力	・格納容器圧力計 (広域) ・AM用格納容器圧力計	水源の確保	・燃料取替用水ビット水位計 ・復水ビット水位計	操作	電源	・4-3 (4) A、B、C1、C2、D1、D2母線電圧計	補機監視機能	・原子炉補機冷却水供給母管流量計 (CRT) ・原子炉補機冷却水冷却器海水流量計 (CRT)	『1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等』のうち、1.6.2.2(2)a.(a)「恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。			<p>監視計器一覧 (4/4)</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">1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) f. フィルタ装置への薬液補給</td> </tr> <tr> <td>重大事故等対応要領書「原子炉格納容器フィルタベント」</td> <td>判断基準</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td></td> <td>操作</td> <td>補機監視機能 フィルタ装置水位 (広帯域)</td> </tr> <tr> <td colspan="3">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 (3) 原子炉格納容器内 pH 調整</td> </tr> <tr> <td>非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」</td> <td>判断基準</td> <td>原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内空筒気放射線モニタ (S/C) 原子炉圧力容器内の温度 電源の確保 水源の確保</td> </tr> <tr> <td>重大事故等対応要領書「格納容器内 pH 調整」</td> <td>操作</td> <td>格納容器内空筒気放射線モニタ (S/C) 原子炉圧力容器温度 4-2C 母線電圧 格納容器 pH 調整系タンク水位 原子炉格納容器内の水位 圧力抑制室水位 原子炉格納容器下部水位 格納容器 pH 調整系タンク水位 格納容器 pH 調整系ポンプ出口圧力</td> </tr> </tbody> </table>	手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)	1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) f. フィルタ装置への薬液補給			重大事故等対応要領書「原子炉格納容器フィルタベント」	判断基準	—		操作	補機監視機能 フィルタ装置水位 (広帯域)	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 (3) 原子炉格納容器内 pH 調整			非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内空筒気放射線モニタ (S/C) 原子炉圧力容器内の温度 電源の確保 水源の確保	重大事故等対応要領書「格納容器内 pH 調整」	操作	格納容器内空筒気放射線モニタ (S/C) 原子炉圧力容器温度 4-2C 母線電圧 格納容器 pH 調整系タンク水位 原子炉格納容器内の水位 圧力抑制室水位 原子炉格納容器下部水位 格納容器 pH 調整系タンク水位 格納容器 pH 調整系ポンプ出口圧力	<p>監視計器一覧 (5/10)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対応手段</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視計器</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.7.2.2 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時) (1) 格納容器内自然対流冷却</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">a. 可搬型大型送水ポンプを用いたC、D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却</td> <td rowspan="2">判断基準</td> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>・炉心出口温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>・格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">補機監視機能</td> <td>電源</td> <td>・泊幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧 ・後志幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧 ・甲母線電圧, 乙母線電圧 ・6-A、B、C1、C2、D母線電圧</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>・原子炉補機冷却水供給母管流量 ・原子炉補機冷却水供給母管流量 (AM用) ・原子炉補機冷却水冷却器補機冷却水流量 ・原子炉補機冷却水冷却器補機冷却水流量 (AM用)</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">操作</td> <td>原子炉格納容器内の温度</td> <td>・格納容器内温度</td> </tr> <tr> <td>最終ヒートシンクの確保</td> <td>・C、D-格納容器再循環ユニット補機冷却水流量 ・格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度</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</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>・原子炉格納容器圧力 ・格納容器圧力 (AM用)</td> </tr> </tbody> </table>	対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器	1.7.2.2 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時) (1) 格納容器内自然対流冷却			a. 可搬型大型送水ポンプを用いたC、D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度	原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)	補機監視機能	電源	・泊幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧 ・後志幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧 ・甲母線電圧, 乙母線電圧 ・6-A、B、C1、C2、D母線電圧	補機監視機能	・原子炉補機冷却水供給母管流量 ・原子炉補機冷却水供給母管流量 (AM用) ・原子炉補機冷却水冷却器補機冷却水流量 ・原子炉補機冷却水冷却器補機冷却水流量 (AM用)	操作	原子炉格納容器内の温度	・格納容器内温度	最終ヒートシンクの確保	・C、D-格納容器再循環ユニット補機冷却水流量 ・格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	原子炉格納容器内の水素濃度	・格納容器内水素濃度	原子炉格納容器内の圧力	・原子炉格納容器圧力 ・格納容器圧力 (AM用)	<p>【大飯】記載内容の相違 ・判断基準「電源」について、泊は高圧母線の電圧及び外部電源の電圧で全交流動力電源喪失を判断する。</p>
対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器																																																																																																
1.7.2.2 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等 (1) 格納容器内自然対流冷却																																																																																																		
a. 大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度計																																																																																															
		原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)																																																																																															
	補機監視機能	電源	・4-3 (4) A、B、C1、C2、D1、D2母線電圧計																																																																																															
		補機監視機能	・原子炉補機冷却水供給母管流量計 (CRT) ・原子炉補機冷却水冷却器海水流量計 (CRT)																																																																																															
操作	原子炉格納容器内の温度	・格納容器内温度計																																																																																																
	最終ヒートシンクの確保	・A、D格納容器再循環ユニット冷却水流量計 ・A原子炉補機冷却水冷却器出口温度計 (CRT) ・可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA) 用)																																																																																																
	原子炉格納容器内の水素濃度	・可搬型格納容器水素ガス濃度計																																																																																																
	原子炉格納容器内の圧力	・格納容器圧力計 (広域) ・AM用格納容器圧力計																																																																																																
(2) 代替格納容器スプレイ																																																																																																		
a. 恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度計																																																																																															
		原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)																																																																																															
	補機監視機能	原子炉格納容器内の圧力	・格納容器圧力計 (広域) ・AM用格納容器圧力計																																																																																															
		水源の確保	・燃料取替用水ビット水位計 ・復水ビット水位計																																																																																															
操作	電源	・4-3 (4) A、B、C1、C2、D1、D2母線電圧計																																																																																																
	補機監視機能	・原子炉補機冷却水供給母管流量計 (CRT) ・原子炉補機冷却水冷却器海水流量計 (CRT)																																																																																																
『1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等』のうち、1.6.2.2(2)a.(a)「恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。																																																																																																		
手順書	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視パラメータ (計器)																																																																																																
1.7.2.1 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (2) 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 (現場操作含む) f. フィルタ装置への薬液補給																																																																																																		
重大事故等対応要領書「原子炉格納容器フィルタベント」	判断基準	—																																																																																																
	操作	補機監視機能 フィルタ装置水位 (広帯域)																																																																																																
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 (3) 原子炉格納容器内 pH 調整																																																																																																		
非常時操作手順書 (シビアアクシデント) 「ベントストラテジ」	判断基準	原子炉格納容器内の放射線量率 格納容器内空筒気放射線モニタ (S/C) 原子炉圧力容器内の温度 電源の確保 水源の確保																																																																																																
重大事故等対応要領書「格納容器内 pH 調整」	操作	格納容器内空筒気放射線モニタ (S/C) 原子炉圧力容器温度 4-2C 母線電圧 格納容器 pH 調整系タンク水位 原子炉格納容器内の水位 圧力抑制室水位 原子炉格納容器下部水位 格納容器 pH 調整系タンク水位 格納容器 pH 調整系ポンプ出口圧力																																																																																																
対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器																																																																																																
1.7.2.2 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時) (1) 格納容器内自然対流冷却																																																																																																		
a. 可搬型大型送水ポンプを用いたC、D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度																																																																																															
		原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)																																																																																															
	補機監視機能	電源	・泊幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧 ・後志幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧 ・甲母線電圧, 乙母線電圧 ・6-A、B、C1、C2、D母線電圧																																																																																															
		補機監視機能	・原子炉補機冷却水供給母管流量 ・原子炉補機冷却水供給母管流量 (AM用) ・原子炉補機冷却水冷却器補機冷却水流量 ・原子炉補機冷却水冷却器補機冷却水流量 (AM用)																																																																																															
操作	原子炉格納容器内の温度	・格納容器内温度																																																																																																
	最終ヒートシンクの確保	・C、D-格納容器再循環ユニット補機冷却水流量 ・格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度																																																																																																
	原子炉格納容器内の水素濃度	・格納容器内水素濃度																																																																																																
	原子炉格納容器内の圧力	・原子炉格納容器圧力 ・格納容器圧力 (AM用)																																																																																																
		<p>監視計器一覧 (6/10)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対応手段</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視計器</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.7.2.2 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時) (2) 代替格納容器スプレイ</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">a. 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ</td> <td rowspan="2">判断基準</td> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>・炉心出口温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>・格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">補機監視機能</td> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>・原子炉格納容器圧力 ・格納容器圧力 (AM用)</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>・燃料取替用水ビット水位 ・補助給水ビット水位 ・泊幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧 ・後志幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧 ・甲母線電圧, 乙母線電圧 ・6-A、B、C1、C2、D母線電圧</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">操作</td> <td>補機監視機能</td> <td>・原子炉補機冷却水供給母管流量 ・原子炉補機冷却水供給母管流量 (AM用) ・原子炉補機冷却水冷却器補機冷却水流量 ・原子炉補機冷却水冷却器補機冷却水流量 (AM用)</td> </tr> <tr> <td>操作</td> <td>『1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等』のうち、1.6.2.2(2) a. (a)「代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。</td> </tr> </tbody> </table>	対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器	1.7.2.2 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時) (2) 代替格納容器スプレイ			a. 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度	原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)	補機監視機能	原子炉格納容器内の圧力	・原子炉格納容器圧力 ・格納容器圧力 (AM用)	水源の確保	・燃料取替用水ビット水位 ・補助給水ビット水位 ・泊幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧 ・後志幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧 ・甲母線電圧, 乙母線電圧 ・6-A、B、C1、C2、D母線電圧	操作	補機監視機能	・原子炉補機冷却水供給母管流量 ・原子炉補機冷却水供給母管流量 (AM用) ・原子炉補機冷却水冷却器補機冷却水流量 ・原子炉補機冷却水冷却器補機冷却水流量 (AM用)	操作	『1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等』のうち、1.6.2.2(2) a. (a)「代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。																																																																										
対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器																																																																																																
1.7.2.2 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時) (2) 代替格納容器スプレイ																																																																																																		
a. 代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度																																																																																															
		原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)																																																																																															
	補機監視機能	原子炉格納容器内の圧力	・原子炉格納容器圧力 ・格納容器圧力 (AM用)																																																																																															
		水源の確保	・燃料取替用水ビット水位 ・補助給水ビット水位 ・泊幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧 ・後志幹線 1 L 電圧, 2 L 電圧 ・甲母線電圧, 乙母線電圧 ・6-A、B、C1、C2、D母線電圧																																																																																															
操作	補機監視機能	・原子炉補機冷却水供給母管流量 ・原子炉補機冷却水供給母管流量 (AM用) ・原子炉補機冷却水冷却器補機冷却水流量 ・原子炉補機冷却水冷却器補機冷却水流量 (AM用)																																																																																																
	操作	『1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等』のうち、1.6.2.2(2) a. (a)「代替格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。																																																																																																

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																						
<p style="text-align: center;">【青枠部分は次頁に再掲して比較】</p> <p>監視計器一覧（5/5）</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th>対応手段</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視計器</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.7.2.2 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等 (2) 代替格納容器スプレイ</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">b. ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ</td> <td rowspan="5">判断基準</td> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>・炉心出口温度計</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>・格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>・格納容器圧力計（広域） ・AM用格納容器圧力計</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器への注水量</td> <td>・A格納容器スプレイ流量計 ・恒設代替低圧注水積算流量計</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>・No. 2 淡水タンク水位計（CRT）</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">補機監視機能</td> <td>電源</td> <td>・4-3（4）A、B、C1、C2、D1、D2母線電圧計 ・原子炉補機冷却水供給母管流量計（CRT）</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>・原子炉補機冷却水冷却器海水流量計（CRT）</td> </tr> <tr> <td colspan="2">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(a),(b)「ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>・炉心出口温度計</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>・格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>・格納容器圧力計（広域） ・AM用格納容器圧力計</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器への注水量</td> <td>・A格納容器スプレイ流量計 ・AM用消火水積算流量計</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>・燃料取替用水ピット水位計</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">c. A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ</td> <td rowspan="5">判断基準</td> <td>電源</td> <td>・4-3（4）A、B、C1、C2、D1、D2母線電圧計 ・原子炉補機冷却水供給母管流量計（CRT）</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>・原子炉補機冷却水冷却器海水流量計（CRT）</td> </tr> <tr> <td colspan="2">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(a),(d)「A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ」にて整備する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>・炉心出口温度計</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>・格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>・格納容器圧力計（広域） ・AM用格納容器圧力計</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>・4-3（4）A、B、C1、C2、D1、D2母線電圧計 ・原子炉補機冷却水供給母管流量計（CRT）</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>・原子炉補機冷却水冷却器海水流量計（CRT）</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">d. 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ</td> <td rowspan="5">判断基準</td> <td>電源</td> <td>・4-3（4）A、B、C1、C2、D1、D2母線電圧計 ・原子炉補機冷却水供給母管流量計（CRT）</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>・原子炉補機冷却水冷却器海水流量計（CRT）</td> </tr> <tr> <td colspan="2">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(a),(d)「可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>・炉心出口温度計</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>・格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>・格納容器圧力計（広域） ・AM用格納容器圧力計</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>・4-3（4）A、B、C1、C2、D1、D2母線電圧計 ・原子炉補機冷却水供給母管流量計（CRT）</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>・原子炉補機冷却水冷却器海水流量計（CRT）</td> </tr> </tbody> </table>	対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器	1.7.2.2 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等 (2) 代替格納容器スプレイ			b. ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度計	原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）	原子炉格納容器内の圧力	・格納容器圧力計（広域） ・AM用格納容器圧力計	原子炉格納容器への注水量	・A格納容器スプレイ流量計 ・恒設代替低圧注水積算流量計	水源の確保	・No. 2 淡水タンク水位計（CRT）	補機監視機能	電源	・4-3（4）A、B、C1、C2、D1、D2母線電圧計 ・原子炉補機冷却水供給母管流量計（CRT）	補機監視機能	・原子炉補機冷却水冷却器海水流量計（CRT）	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(a),(b)「ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。		操作	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度計	原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）	原子炉格納容器内の圧力	・格納容器圧力計（広域） ・AM用格納容器圧力計	原子炉格納容器への注水量	・A格納容器スプレイ流量計 ・AM用消火水積算流量計	水源の確保	・燃料取替用水ピット水位計	c. A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ	判断基準	電源	・4-3（4）A、B、C1、C2、D1、D2母線電圧計 ・原子炉補機冷却水供給母管流量計（CRT）	補機監視機能	・原子炉補機冷却水冷却器海水流量計（CRT）	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(a),(d)「A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ」にて整備する。		操作	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度計	原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）	原子炉格納容器内の圧力	・格納容器圧力計（広域） ・AM用格納容器圧力計	電源	・4-3（4）A、B、C1、C2、D1、D2母線電圧計 ・原子炉補機冷却水供給母管流量計（CRT）	補機監視機能	・原子炉補機冷却水冷却器海水流量計（CRT）	d. 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	判断基準	電源	・4-3（4）A、B、C1、C2、D1、D2母線電圧計 ・原子炉補機冷却水供給母管流量計（CRT）	補機監視機能	・原子炉補機冷却水冷却器海水流量計（CRT）	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(a),(d)「可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。		操作	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度計	原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）	原子炉格納容器内の圧力	・格納容器圧力計（広域） ・AM用格納容器圧力計	電源	・4-3（4）A、B、C1、C2、D1、D2母線電圧計 ・原子炉補機冷却水供給母管流量計（CRT）	補機監視機能	・原子炉補機冷却水冷却器海水流量計（CRT）		<p>監視計器一覧（7/10）</p> <table border="1" style="width: 100%;"> <thead> <tr> <th>対応手段</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視計器</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.7.2.2 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順（全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時） (2) 代替格納容器スプレイ</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">b. B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による原子炉格納容器内のスプレイ</td> <td rowspan="10">判断基準</td> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>・炉心出口温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>・格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>・原子炉格納容器圧力 ・格納容器圧力（AM用）</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器への注水量</td> <td>・代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>・燃料取替用水ピット水位 ・泊幹線1L電圧、2L電圧 ・後去幹線1L電圧、2L電圧 ・甲母線電圧、乙母線電圧 ・6-A、B、C1、C2、D母線電圧</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>・原子炉補機冷却水供給母管流量 ・原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量 ・原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量（AM用）</td> </tr> <tr> <td>補機監視機能</td> <td>・原子炉補機冷却水供給母管流量 ・原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量 ・原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量（AM用）</td> </tr> <tr> <td>操作</td> <td>「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(a)、(b)「B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による原子炉格納容器内のスプレイ」の操作手順と同様である。</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> </tr> </tbody> </table>	対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器	1.7.2.2 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順（全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時） (2) 代替格納容器スプレイ			b. B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による原子炉格納容器内のスプレイ	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度	原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）	原子炉格納容器内の圧力	・原子炉格納容器圧力 ・格納容器圧力（AM用）	原子炉格納容器への注水量	・代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	水源の確保	・燃料取替用水ピット水位 ・泊幹線1L電圧、2L電圧 ・後去幹線1L電圧、2L電圧 ・甲母線電圧、乙母線電圧 ・6-A、B、C1、C2、D母線電圧	電源	・原子炉補機冷却水供給母管流量 ・原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量 ・原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量（AM用）	補機監視機能	・原子炉補機冷却水供給母管流量 ・原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量 ・原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量（AM用）	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(a)、(b)「B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による原子炉格納容器内のスプレイ」の操作手順と同様である。					<p>【大阪】記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・判断基準「電源」の相違については、前頁同様。 ・大阪はA格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイを実施する場合は、「A格納容器スプレイ流量計」、「AM用消火水積算流量計」にて監視する。 ・泊はB-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイを実施する場合は、「代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量」にて監視する。（伊方3号炉と同様） ・監視計器は相違するが、原子炉への注水量を把握するための監視計器を整備していることに相違なし。
対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器																																																																																																							
1.7.2.2 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等 (2) 代替格納容器スプレイ																																																																																																									
b. ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度計																																																																																																						
		原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）																																																																																																						
		原子炉格納容器内の圧力	・格納容器圧力計（広域） ・AM用格納容器圧力計																																																																																																						
		原子炉格納容器への注水量	・A格納容器スプレイ流量計 ・恒設代替低圧注水積算流量計																																																																																																						
		水源の確保	・No. 2 淡水タンク水位計（CRT）																																																																																																						
	補機監視機能	電源	・4-3（4）A、B、C1、C2、D1、D2母線電圧計 ・原子炉補機冷却水供給母管流量計（CRT）																																																																																																						
		補機監視機能	・原子炉補機冷却水冷却器海水流量計（CRT）																																																																																																						
		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(a),(b)「ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。																																																																																																							
		操作	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度計																																																																																																					
			原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）																																																																																																					
原子炉格納容器内の圧力	・格納容器圧力計（広域） ・AM用格納容器圧力計																																																																																																								
原子炉格納容器への注水量	・A格納容器スプレイ流量計 ・AM用消火水積算流量計																																																																																																								
水源の確保	・燃料取替用水ピット水位計																																																																																																								
c. A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ	判断基準	電源	・4-3（4）A、B、C1、C2、D1、D2母線電圧計 ・原子炉補機冷却水供給母管流量計（CRT）																																																																																																						
		補機監視機能	・原子炉補機冷却水冷却器海水流量計（CRT）																																																																																																						
		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(a),(d)「A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による代替格納容器スプレイ」にて整備する。																																																																																																							
		操作	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度計																																																																																																					
			原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）																																																																																																					
原子炉格納容器内の圧力	・格納容器圧力計（広域） ・AM用格納容器圧力計																																																																																																								
電源	・4-3（4）A、B、C1、C2、D1、D2母線電圧計 ・原子炉補機冷却水供給母管流量計（CRT）																																																																																																								
補機監視機能	・原子炉補機冷却水冷却器海水流量計（CRT）																																																																																																								
d. 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	判断基準	電源	・4-3（4）A、B、C1、C2、D1、D2母線電圧計 ・原子炉補機冷却水供給母管流量計（CRT）																																																																																																						
		補機監視機能	・原子炉補機冷却水冷却器海水流量計（CRT）																																																																																																						
		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(a),(d)「可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。																																																																																																							
		操作	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度計																																																																																																					
			原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）																																																																																																					
原子炉格納容器内の圧力	・格納容器圧力計（広域） ・AM用格納容器圧力計																																																																																																								
電源	・4-3（4）A、B、C1、C2、D1、D2母線電圧計 ・原子炉補機冷却水供給母管流量計（CRT）																																																																																																								
補機監視機能	・原子炉補機冷却水冷却器海水流量計（CRT）																																																																																																								
対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器																																																																																																							
1.7.2.2 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順（全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時） (2) 代替格納容器スプレイ																																																																																																									
b. B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による原子炉格納容器内のスプレイ	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度																																																																																																						
		原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）																																																																																																						
		原子炉格納容器内の圧力	・原子炉格納容器圧力 ・格納容器圧力（AM用）																																																																																																						
		原子炉格納容器への注水量	・代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量																																																																																																						
		水源の確保	・燃料取替用水ピット水位 ・泊幹線1L電圧、2L電圧 ・後去幹線1L電圧、2L電圧 ・甲母線電圧、乙母線電圧 ・6-A、B、C1、C2、D母線電圧																																																																																																						
		電源	・原子炉補機冷却水供給母管流量 ・原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量 ・原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量（AM用）																																																																																																						
		補機監視機能	・原子炉補機冷却水供給母管流量 ・原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量 ・原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量（AM用）																																																																																																						
		操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(a)、(b)「B-格納容器スプレイポンプ（自己冷却）による原子炉格納容器内のスプレイ」の操作手順と同様である。																																																																																																						

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																					
<p style="text-align: center;">【比較のため前頁より再掲】</p> <p>監視計器一覧（5 / 5）</p> <table border="1" data-bbox="112 319 694 367"> <thead> <tr> <th>対応手段</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視計器</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.7.2.2 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等 (2) 代替格納容器スプレイ</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">b. ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ</td> <td rowspan="5">判断基準</td> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>・炉心出口温度計</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>・格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>・格納容器圧力計 (広域) ・AM用格納容器圧力計</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器への注水量</td> <td>・A格納容器スプレイ流量計 ・恒設代替低圧注水積算流量計</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>・No. 2 淡水タンク水位計 (CRT)</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <td colspan="2">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(b)「ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。</td> </tr> <tr> <td colspan="2">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(b)「ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。</td> </tr> <tr> <td colspan="2">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(b)「A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) による代替格納容器スプレイ」にて整備する。</td> </tr> <tr> <td colspan="2">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(b)「A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) による代替格納容器スプレイ」にて整備する。</td> </tr> <tr> <td colspan="2">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(b)「A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) による代替格納容器スプレイ」にて整備する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">c. A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) による代替格納容器スプレイ</td> <td rowspan="5">判断基準</td> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>・炉心出口温度計</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>・格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>・格納容器圧力計 (広域) ・AM用格納容器圧力計</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器への注水量</td> <td>・A格納容器スプレイ流量計 ・AM用消火水積算流量計</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>・燃料取替用水ビット水位計</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <td colspan="2">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(c)「A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) による代替格納容器スプレイ」にて整備する。</td> </tr> <tr> <td colspan="2">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(c)「A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) による代替格納容器スプレイ」にて整備する。</td> </tr> <tr> <td colspan="2">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(c)「A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) による代替格納容器スプレイ」にて整備する。</td> </tr> <tr> <td colspan="2">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(c)「A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) による代替格納容器スプレイ」にて整備する。</td> </tr> <tr> <td colspan="2">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(c)「A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) による代替格納容器スプレイ」にて整備する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">d. 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ</td> <td rowspan="5">判断基準</td> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>・炉心出口温度計</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>・格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>・格納容器圧力計 (広域) ・AM用格納容器圧力計</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器への注水量</td> <td>・4-3 (4) A, B, C1, C2, D1, D2 母線電圧計 ・原子炉補機冷却水供給母管流量計 (CRT)</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>・原子炉補機冷却水冷却器排水流量計 (CRT)</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <td colspan="2">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(d)「可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。</td> </tr> <tr> <td colspan="2">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(d)「可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。</td> </tr> <tr> <td colspan="2">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(d)「可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。</td> </tr> <tr> <td colspan="2">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(d)「可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。</td> </tr> <tr> <td colspan="2">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(d)「可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。</td> </tr> </tbody> </table>	対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器	1.7.2.2 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等 (2) 代替格納容器スプレイ			b. ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度計	原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)	原子炉格納容器内の圧力	・格納容器圧力計 (広域) ・AM用格納容器圧力計	原子炉格納容器への注水量	・A格納容器スプレイ流量計 ・恒設代替低圧注水積算流量計	水源の確保	・No. 2 淡水タンク水位計 (CRT)	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(b)「ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(b)「ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(b)「A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) による代替格納容器スプレイ」にて整備する。		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(b)「A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) による代替格納容器スプレイ」にて整備する。		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(b)「A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) による代替格納容器スプレイ」にて整備する。		c. A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) による代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度計	原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)	原子炉格納容器内の圧力	・格納容器圧力計 (広域) ・AM用格納容器圧力計	原子炉格納容器への注水量	・A格納容器スプレイ流量計 ・AM用消火水積算流量計	水源の確保	・燃料取替用水ビット水位計	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(c)「A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) による代替格納容器スプレイ」にて整備する。		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(c)「A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) による代替格納容器スプレイ」にて整備する。		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(c)「A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) による代替格納容器スプレイ」にて整備する。		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(c)「A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) による代替格納容器スプレイ」にて整備する。		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(c)「A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) による代替格納容器スプレイ」にて整備する。		d. 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度計	原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)	原子炉格納容器内の圧力	・格納容器圧力計 (広域) ・AM用格納容器圧力計	原子炉格納容器への注水量	・4-3 (4) A, B, C1, C2, D1, D2 母線電圧計 ・原子炉補機冷却水供給母管流量計 (CRT)	水源の確保	・原子炉補機冷却水冷却器排水流量計 (CRT)	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(d)「可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(d)「可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(d)「可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(d)「可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(d)「可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。			<p>監視計器一覧 (8/10)</p> <table border="1" data-bbox="1377 239 1993 319"> <thead> <tr> <th>対応手段</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視計器</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.7.2.2 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時) (2) 代替格納容器スプレイ</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">c. ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ</td> <td rowspan="5">判断基準</td> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>・炉心出口温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>・格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>・原子炉格納容器圧力 ・格納容器圧力 (AM用)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器への注水量</td> <td>・B-格納容器スプレイ流量 ・B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>・ろ過水タンク水位</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <td colspan="2">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2) a, (c)「ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。</td> </tr> <tr> <td colspan="2">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2) a, (c)「ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。</td> </tr> <tr> <td colspan="2">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2) a, (c)「ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。</td> </tr> <tr> <td colspan="2">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2) a, (c)「ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。</td> </tr> <tr> <td colspan="2">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2) a, (c)「ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。</td> </tr> </tbody> </table> <p>監視計器一覧 (9/10)</p> <table border="1" data-bbox="1377 893 1993 973"> <thead> <tr> <th>対応手段</th> <th>重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th>監視計器</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">1.7.2.2 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時) (2) 代替格納容器スプレイ</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">d. 海水を用いた可搬式大型送水ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ</td> <td rowspan="5">判断基準</td> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>・炉心出口温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>・格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>・原子炉格納容器圧力 ・格納容器圧力 (AM用)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器への注水量</td> <td>・B-格納容器スプレイ流量 ・B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)</td> </tr> <tr> <td>水源の確保</td> <td>・泊幹線1 L電圧, 2 L電圧</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">操作</td> <td colspan="2">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2) a, (d)「海水を用いた可搬式大型送水ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。</td> </tr> <tr> <td colspan="2">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2) a, (d)「海水を用いた可搬式大型送水ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。</td> </tr> <tr> <td colspan="2">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2) a, (d)「海水を用いた可搬式大型送水ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。</td> </tr> <tr> <td colspan="2">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2) a, (d)「海水を用いた可搬式大型送水ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。</td> </tr> <tr> <td colspan="2">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2) a, (d)「海水を用いた可搬式大型送水ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。</td> </tr> </tbody> </table>	対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器	1.7.2.2 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時) (2) 代替格納容器スプレイ			c. ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度	原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)	原子炉格納容器内の圧力	・原子炉格納容器圧力 ・格納容器圧力 (AM用)	原子炉格納容器への注水量	・B-格納容器スプレイ流量 ・B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)	水源の確保	・ろ過水タンク水位	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2) a, (c)「ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2) a, (c)「ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2) a, (c)「ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2) a, (c)「ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2) a, (c)「ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。		対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器	1.7.2.2 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時) (2) 代替格納容器スプレイ			d. 海水を用いた可搬式大型送水ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度	原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)	原子炉格納容器内の圧力	・原子炉格納容器圧力 ・格納容器圧力 (AM用)	原子炉格納容器への注水量	・B-格納容器スプレイ流量 ・B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)	水源の確保	・泊幹線1 L電圧, 2 L電圧	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2) a, (d)「海水を用いた可搬式大型送水ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2) a, (d)「海水を用いた可搬式大型送水ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2) a, (d)「海水を用いた可搬式大型送水ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2) a, (d)「海水を用いた可搬式大型送水ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2) a, (d)「海水を用いた可搬式大型送水ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。		<p>【大飯】記載内容の相違 ・判断基準「電源」の相違について、前頁同様。</p> <p>【大飯】記載箇所の相違 ・大飯の「A格納容器スプレイポンプ (自己冷却)」の監視計器一覧は前頁にて比較。</p> <p>【大飯】設備の相違 (相違理由①)</p>
対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器																																																																																																																																						
1.7.2.2 全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失時の手順等 (2) 代替格納容器スプレイ																																																																																																																																								
b. ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度計																																																																																																																																					
		原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)																																																																																																																																					
		原子炉格納容器内の圧力	・格納容器圧力計 (広域) ・AM用格納容器圧力計																																																																																																																																					
		原子炉格納容器への注水量	・A格納容器スプレイ流量計 ・恒設代替低圧注水積算流量計																																																																																																																																					
		水源の確保	・No. 2 淡水タンク水位計 (CRT)																																																																																																																																					
	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(b)「ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。																																																																																																																																						
		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(b)「ディーゼル消火ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。																																																																																																																																						
		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(b)「A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) による代替格納容器スプレイ」にて整備する。																																																																																																																																						
		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(b)「A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) による代替格納容器スプレイ」にて整備する。																																																																																																																																						
		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(b)「A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) による代替格納容器スプレイ」にて整備する。																																																																																																																																						
c. A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) による代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度計																																																																																																																																					
		原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)																																																																																																																																					
		原子炉格納容器内の圧力	・格納容器圧力計 (広域) ・AM用格納容器圧力計																																																																																																																																					
		原子炉格納容器への注水量	・A格納容器スプレイ流量計 ・AM用消火水積算流量計																																																																																																																																					
		水源の確保	・燃料取替用水ビット水位計																																																																																																																																					
	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(c)「A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) による代替格納容器スプレイ」にて整備する。																																																																																																																																						
		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(c)「A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) による代替格納容器スプレイ」にて整備する。																																																																																																																																						
		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(c)「A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) による代替格納容器スプレイ」にて整備する。																																																																																																																																						
		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(c)「A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) による代替格納容器スプレイ」にて整備する。																																																																																																																																						
		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(c)「A格納容器スプレイポンプ (自己冷却) による代替格納容器スプレイ」にて整備する。																																																																																																																																						
d. 可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度計																																																																																																																																					
		原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)																																																																																																																																					
		原子炉格納容器内の圧力	・格納容器圧力計 (広域) ・AM用格納容器圧力計																																																																																																																																					
		原子炉格納容器への注水量	・4-3 (4) A, B, C1, C2, D1, D2 母線電圧計 ・原子炉補機冷却水供給母管流量計 (CRT)																																																																																																																																					
		水源の確保	・原子炉補機冷却水冷却器排水流量計 (CRT)																																																																																																																																					
	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(d)「可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。																																																																																																																																						
		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(d)「可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。																																																																																																																																						
		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(d)「可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。																																																																																																																																						
		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(d)「可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。																																																																																																																																						
		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2a),(d)「可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ」にて整備する。																																																																																																																																						
対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器																																																																																																																																						
1.7.2.2 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時) (2) 代替格納容器スプレイ																																																																																																																																								
c. ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度																																																																																																																																					
		原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)																																																																																																																																					
		原子炉格納容器内の圧力	・原子炉格納容器圧力 ・格納容器圧力 (AM用)																																																																																																																																					
		原子炉格納容器への注水量	・B-格納容器スプレイ流量 ・B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)																																																																																																																																					
		水源の確保	・ろ過水タンク水位																																																																																																																																					
	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2) a, (c)「ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。																																																																																																																																						
		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2) a, (c)「ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。																																																																																																																																						
		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2) a, (c)「ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。																																																																																																																																						
		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2) a, (c)「ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。																																																																																																																																						
		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2) a, (c)「ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。																																																																																																																																						
対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器																																																																																																																																						
1.7.2.2 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順 (全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時) (2) 代替格納容器スプレイ																																																																																																																																								
d. 海水を用いた可搬式大型送水ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ	判断基準	原子炉圧力容器内の温度	・炉心出口温度																																																																																																																																					
		原子炉格納容器内の放射線量率	・格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)																																																																																																																																					
		原子炉格納容器内の圧力	・原子炉格納容器圧力 ・格納容器圧力 (AM用)																																																																																																																																					
		原子炉格納容器への注水量	・B-格納容器スプレイ流量 ・B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)																																																																																																																																					
		水源の確保	・泊幹線1 L電圧, 2 L電圧																																																																																																																																					
	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2) a, (d)「海水を用いた可搬式大型送水ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。																																																																																																																																						
		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2) a, (d)「海水を用いた可搬式大型送水ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。																																																																																																																																						
		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2) a, (d)「海水を用いた可搬式大型送水ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。																																																																																																																																						
		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2) a, (d)「海水を用いた可搬式大型送水ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。																																																																																																																																						
		「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.2(2) a, (d)「海水を用いた可搬式大型送水ポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。																																																																																																																																						

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由															
<p>泊3号炉との比較対象なし</p> <p>泊3号炉との比較対象なし</p>		<p>監視計器一覧 (10/10)</p> <table border="1" data-bbox="1375 566 2002 1082"> <thead> <tr> <th data-bbox="1375 566 1664 611">対応手段</th> <th data-bbox="1664 566 1771 611">重大事故等の対応に必要な監視項目</th> <th data-bbox="1771 566 2002 611">監視計器</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" data-bbox="1375 611 2002 651">1.7.2.2 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順（全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時） (2) 代替格納容器スプレイ</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1375 651 1630 866" rowspan="4">e. 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ</td> <td data-bbox="1630 651 1664 683">判断基準</td> <td data-bbox="1664 651 2002 866"> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心出口温度 ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） ・ B-格納容器スプレイ流量 ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用） ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1630 866 1664 898">操作</td> <td data-bbox="1664 866 2002 898">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.3(2) a.、(e)「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1630 898 1664 930">判断基準</td> <td data-bbox="1664 898 2002 1026"> <ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心出口温度 ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） ・ B-格納容器スプレイ流量 ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用） ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1630 1026 1664 1082">操作</td> <td data-bbox="1664 1026 2002 1082">「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.3(2) a.、(f)「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。</td> </tr> </tbody> </table>	対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器	1.7.2.2 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順（全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時） (2) 代替格納容器スプレイ			e. 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ	判断基準	<ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心出口温度 ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） ・ B-格納容器スプレイ流量 ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用） ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.3(2) a.、(e)「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。	判断基準	<ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心出口温度 ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） ・ B-格納容器スプレイ流量 ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用） ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.3(2) a.、(f)「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。	<p>【大飯】設備の相違（相違理由①）</p> <p>・ 泊は自主対策設備による対応手段として、代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ手段及び原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による代替格納容器スプレイ手段を整備。</p>
対応手段	重大事故等の対応に必要な監視項目	監視計器																
1.7.2.2 原子炉格納容器の過圧破損防止のための対応手順（全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時） (2) 代替格納容器スプレイ																		
e. 代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ	判断基準	<ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心出口温度 ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） ・ B-格納容器スプレイ流量 ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用） ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 																
	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.3(2) a.、(e)「代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。																
	判断基準	<ul style="list-style-type: none"> ・ 炉心出口温度 ・ 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） ・ B-格納容器スプレイ流量 ・ B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用） ・ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 																
	操作	「1.6 原子炉格納容器内の冷却等のための手順等」のうち、1.6.2.3(2) a.、(f)「原水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による原子炉格納容器内へのスプレイ」の操作手順と同様である。																

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																		
<p>第1.7.3表 審査基準における要求事項ごとの給電対象設備</p> <table border="1" data-bbox="107 558 705 1061"> <thead> <tr> <th>対象条文</th> <th>供給対象設備</th> <th>給電元</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">【1.7】 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</td> <td>恒設代替低圧注水ポンプ</td> <td>空冷式非常用発電装置</td> </tr> <tr> <td>A格納容器スプレイポンプ</td> <td>4-3(4)A 非常用高圧母線</td> </tr> <tr> <td>B格納容器スプレイポンプ</td> <td>4-3(4)B 非常用高圧母線</td> </tr> <tr> <td>A原子炉補機冷却水ポンプ</td> <td>4-3(4)A 非常用高圧母線</td> </tr> <tr> <td>B原子炉補機冷却水ポンプ</td> <td>4-3(4)A 非常用高圧母線</td> </tr> <tr> <td>A海水ポンプ</td> <td>4-3(4)A 非常用高圧母線</td> </tr> <tr> <td>B1海水ポンプ</td> <td>4-3(4)A 非常用高圧母線</td> </tr> <tr> <td>B2海水ポンプ</td> <td>4-3(4)B 非常用高圧母線</td> </tr> <tr> <td>C海水ポンプ</td> <td>4-3(4)B 非常用高圧母線</td> </tr> </tbody> </table>	対象条文	供給対象設備	給電元	【1.7】 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	恒設代替低圧注水ポンプ	空冷式非常用発電装置	A格納容器スプレイポンプ	4-3(4)A 非常用高圧母線	B格納容器スプレイポンプ	4-3(4)B 非常用高圧母線	A原子炉補機冷却水ポンプ	4-3(4)A 非常用高圧母線	B原子炉補機冷却水ポンプ	4-3(4)A 非常用高圧母線	A海水ポンプ	4-3(4)A 非常用高圧母線	B1海水ポンプ	4-3(4)A 非常用高圧母線	B2海水ポンプ	4-3(4)B 非常用高圧母線	C海水ポンプ	4-3(4)B 非常用高圧母線	<p>第1.7-3表 「審査基準」における要求事項ごとの給電対象設備</p> <table border="1" data-bbox="739 510 1355 1013"> <thead> <tr> <th rowspan="2">対象条文</th> <th rowspan="2">供給対象設備</th> <th colspan="2">供給元</th> </tr> <tr> <th>設備</th> <th>母線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">【1.7】 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</td> <td>代替循環冷却ポンプ</td> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>非常用低圧母線 MCC 2C 系 緊急用低圧母線 MCC 2G 系</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系弁</td> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>非常用低圧母線 MCC 2C 系 緊急用低圧母線 MCC 2G 系</td> </tr> <tr> <td>補給水系弁</td> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>非常用低圧母線 MCC 2D 系 緊急用低圧母線 MCC 2G 系</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">原子炉格納容器フィルタベント系弁</td> <td rowspan="3">所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備</td> <td>125V 直流主母線 2A-1</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替直流電源設備</td> <td>125V 直流主母線 2A-1</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>非常用低圧母線 MCC 2C 系</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">原子炉格納容器調気系弁</td> <td rowspan="3">所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備</td> <td>125V 直流主母線 2A-1</td> </tr> <tr> <td>可搬型代替直流電源設備</td> <td>125V 直流主母線 2A-1</td> </tr> <tr> <td>常設代替交流電源設備</td> <td>非常用低圧母線 MCC 2C 系 非常用低圧母線 MCC 2D 系</td> </tr> <tr> <td>計測用電源[※]</td> <td>可搬型代替交流電源設備</td> <td>非常用低圧母線 MCC 2C 系</td> </tr> </tbody> </table> <p>※：供給負荷は監視計器</p>	対象条文	供給対象設備	供給元		設備	母線	【1.7】 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	代替循環冷却ポンプ	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系 緊急用低圧母線 MCC 2G 系	残留熱除去系弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系 緊急用低圧母線 MCC 2G 系	補給水系弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2D 系 緊急用低圧母線 MCC 2G 系	原子炉格納容器フィルタベント系弁	所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系	原子炉格納容器調気系弁	所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系 非常用低圧母線 MCC 2D 系	計測用電源 [※]	可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系	<p>第1.7.3表 「審査基準」における要求事項ごとの給電対象設備</p> <table border="1" data-bbox="1388 462 1982 1069"> <thead> <tr> <th rowspan="2">対象条文</th> <th rowspan="2">供給対象設備</th> <th colspan="2">給電元</th> </tr> <tr> <th>設備</th> <th>母線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">【1.7】 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等</td> <td rowspan="5">常設代替交流電源設備</td> <td rowspan="5">原子炉補機冷却水設備（原子炉補機冷却水設備）ポンプ・弁</td> <td>A1-原子炉コントロールセンタ</td> </tr> <tr> <td>A2-原子炉コントロールセンタ</td> </tr> <tr> <td>B1-原子炉コントロールセンタ</td> </tr> <tr> <td>B2-原子炉コントロールセンタ</td> </tr> <tr> <td>B-非専用高圧母線</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">非常用交流電源設備</td> <td rowspan="5">原子炉補機冷却水設備（原子炉補機冷却水設備）ポンプ</td> <td>A2-原子炉コントロールセンタ</td> </tr> <tr> <td>B1-原子炉コントロールセンタ</td> </tr> <tr> <td>B2-原子炉コントロールセンタ</td> </tr> <tr> <td>6-B 非常用高圧母線</td> </tr> <tr> <td>6-非専用高圧母線</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">非常用交流電源設備</td> <td rowspan="2">原子炉格納容器スプレイ設備 ポンプ・弁</td> <td>6-B 非常用高圧母線</td> </tr> <tr> <td>6-非専用高圧母線</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">非常用交流電源設備</td> <td rowspan="3">代替格納容器スプレイポンプ</td> <td>代替格納容器スプレイポンプ変圧器</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレイポンプ変圧器</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレイポンプ変圧器</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">計測用電源[※]</td> <td rowspan="10">常設代替交流電源設備 非常用交流電源設備 所内常設蓄電式直流電源設備</td> <td rowspan="10">代替格納容器スプレイポンプ変圧器</td> <td>A1-計測用交流分電盤</td> </tr> <tr> <td>A2-計測用交流分電盤</td> </tr> <tr> <td>B1-計測用交流分電盤</td> </tr> <tr> <td>B2-計測用交流分電盤</td> </tr> <tr> <td>C1-計測用交流分電盤</td> </tr> <tr> <td>C2-計測用交流分電盤</td> </tr> <tr> <td>D1-計測用交流分電盤</td> </tr> <tr> <td>D2-計測用交流分電盤</td> </tr> <tr> <td>A-AM設備直流電源分電盤</td> </tr> <tr> <td>B-AM設備直流電源分電盤</td> </tr> </tbody> </table> <p>※：供給負荷は監視計器</p>	対象条文	供給対象設備	給電元		設備	母線	【1.7】 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	常設代替交流電源設備	原子炉補機冷却水設備（原子炉補機冷却水設備）ポンプ・弁	A1-原子炉コントロールセンタ	A2-原子炉コントロールセンタ	B1-原子炉コントロールセンタ	B2-原子炉コントロールセンタ	B-非専用高圧母線	非常用交流電源設備	原子炉補機冷却水設備（原子炉補機冷却水設備）ポンプ	A2-原子炉コントロールセンタ	B1-原子炉コントロールセンタ	B2-原子炉コントロールセンタ	6-B 非常用高圧母線	6-非専用高圧母線	非常用交流電源設備	原子炉格納容器スプレイ設備 ポンプ・弁	6-B 非常用高圧母線	6-非専用高圧母線	非常用交流電源設備	代替格納容器スプレイポンプ	代替格納容器スプレイポンプ変圧器	代替格納容器スプレイポンプ変圧器	代替格納容器スプレイポンプ変圧器	計測用電源 [※]	常設代替交流電源設備 非常用交流電源設備 所内常設蓄電式直流電源設備	代替格納容器スプレイポンプ変圧器	A1-計測用交流分電盤	A2-計測用交流分電盤	B1-計測用交流分電盤	B2-計測用交流分電盤	C1-計測用交流分電盤	C2-計測用交流分電盤	D1-計測用交流分電盤	D2-計測用交流分電盤	A-AM設備直流電源分電盤	B-AM設備直流電源分電盤	<p>【大阪】 記載方針の相違 (女川審査実績の反映)</p> <p>【女川】 設備の相違(BWR固有の対応手段)</p>
対象条文	供給対象設備	給電元																																																																																																			
【1.7】 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	恒設代替低圧注水ポンプ	空冷式非常用発電装置																																																																																																			
	A格納容器スプレイポンプ	4-3(4)A 非常用高圧母線																																																																																																			
	B格納容器スプレイポンプ	4-3(4)B 非常用高圧母線																																																																																																			
	A原子炉補機冷却水ポンプ	4-3(4)A 非常用高圧母線																																																																																																			
	B原子炉補機冷却水ポンプ	4-3(4)A 非常用高圧母線																																																																																																			
	A海水ポンプ	4-3(4)A 非常用高圧母線																																																																																																			
	B1海水ポンプ	4-3(4)A 非常用高圧母線																																																																																																			
	B2海水ポンプ	4-3(4)B 非常用高圧母線																																																																																																			
	C海水ポンプ	4-3(4)B 非常用高圧母線																																																																																																			
	対象条文	供給対象設備	供給元																																																																																																		
設備			母線																																																																																																		
【1.7】 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	代替循環冷却ポンプ	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系 緊急用低圧母線 MCC 2G 系																																																																																																		
	残留熱除去系弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系 緊急用低圧母線 MCC 2G 系																																																																																																		
	補給水系弁	常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2D 系 緊急用低圧母線 MCC 2G 系																																																																																																		
	原子炉格納容器フィルタベント系弁	所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1																																																																																																		
			可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1																																																																																																	
			常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系																																																																																																	
	原子炉格納容器調気系弁	所内常設蓄電式直流電源設備 常設代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1																																																																																																		
			可搬型代替直流電源設備	125V 直流主母線 2A-1																																																																																																	
			常設代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系 非常用低圧母線 MCC 2D 系																																																																																																	
	計測用電源 [※]	可搬型代替交流電源設備	非常用低圧母線 MCC 2C 系																																																																																																		
対象条文	供給対象設備	給電元																																																																																																			
		設備	母線																																																																																																		
【1.7】 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	常設代替交流電源設備	原子炉補機冷却水設備（原子炉補機冷却水設備）ポンプ・弁	A1-原子炉コントロールセンタ																																																																																																		
			A2-原子炉コントロールセンタ																																																																																																		
			B1-原子炉コントロールセンタ																																																																																																		
			B2-原子炉コントロールセンタ																																																																																																		
			B-非専用高圧母線																																																																																																		
	非常用交流電源設備	原子炉補機冷却水設備（原子炉補機冷却水設備）ポンプ	A2-原子炉コントロールセンタ																																																																																																		
			B1-原子炉コントロールセンタ																																																																																																		
			B2-原子炉コントロールセンタ																																																																																																		
			6-B 非常用高圧母線																																																																																																		
			6-非専用高圧母線																																																																																																		
非常用交流電源設備	原子炉格納容器スプレイ設備 ポンプ・弁	6-B 非常用高圧母線																																																																																																			
		6-非専用高圧母線																																																																																																			
非常用交流電源設備	代替格納容器スプレイポンプ	代替格納容器スプレイポンプ変圧器																																																																																																			
		代替格納容器スプレイポンプ変圧器																																																																																																			
		代替格納容器スプレイポンプ変圧器																																																																																																			
計測用電源 [※]	常設代替交流電源設備 非常用交流電源設備 所内常設蓄電式直流電源設備	代替格納容器スプレイポンプ変圧器	A1-計測用交流分電盤																																																																																																		
			A2-計測用交流分電盤																																																																																																		
			B1-計測用交流分電盤																																																																																																		
			B2-計測用交流分電盤																																																																																																		
			C1-計測用交流分電盤																																																																																																		
			C2-計測用交流分電盤																																																																																																		
			D1-計測用交流分電盤																																																																																																		
			D2-計測用交流分電盤																																																																																																		
			A-AM設備直流電源分電盤																																																																																																		
			B-AM設備直流電源分電盤																																																																																																		

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<div data-bbox="801 427 1249 1155" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1254 427 1294 1155" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%; font-size: 8px;"> 第1.7-1図 非常時格納容器昇圧手順書（シビアアクシデント）「除熱ストラテジー」における対応フロー 【除熱みの内容は新設機種の製造から公開できません。】 </div>	<div data-bbox="1585 754 1792 799" style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block;">比較対象なし</div>	<p>【女川】 記載方針の相違 ・泊の対応手順フローは重大事故等時の対応手段選択フローチャートにて示す。 （大阪と同様）</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<div data-bbox="797 427 1249 1158" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1249 427 1294 1158" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%; text-align: center; font-size: small;"> 第1.7-2 項 非常時操作手順書（シビアアクシデント） 【除熱ストラテジー】における対応フロー 【詳細みの内容は添付資料の裏面から公開できません。】 </div>	<div data-bbox="1585 756 1794 799" style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block;">比較対象なし</div>	<p>【女川】 記載方針の相違 ・泊の対応手順フローは重大事故等時の対応手段選択フローチャートにて示す。 （大阪と同様）</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<div data-bbox="801 427 1249 1161" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1254 427 1294 1072" style="border: 1px solid black; padding: 2px; font-size: small;"> 第1.7-6 図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「ベントストロタラジ」における対応フロー 相違みの内容は図表掲載の範囲から公開できません。 </div>	<div data-bbox="1585 756 1792 801" style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block;"> 比較対象なし </div>	<p>【女川】 記載方針の相違 ・泊の対応手順フローは重大事故等時の対応手段選択フローチャートにて示す。 （大阪と同様）</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

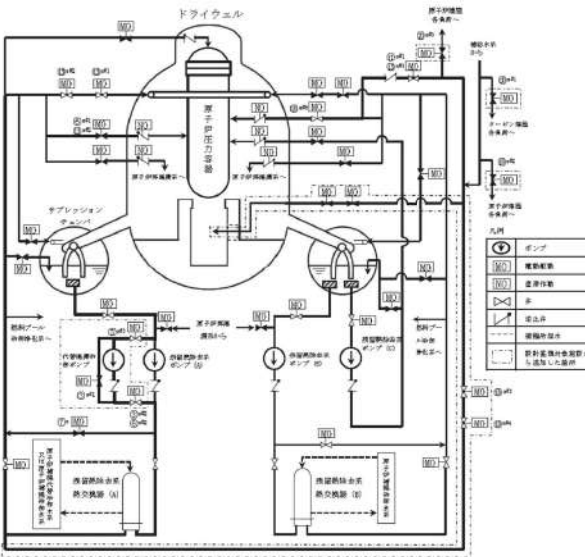
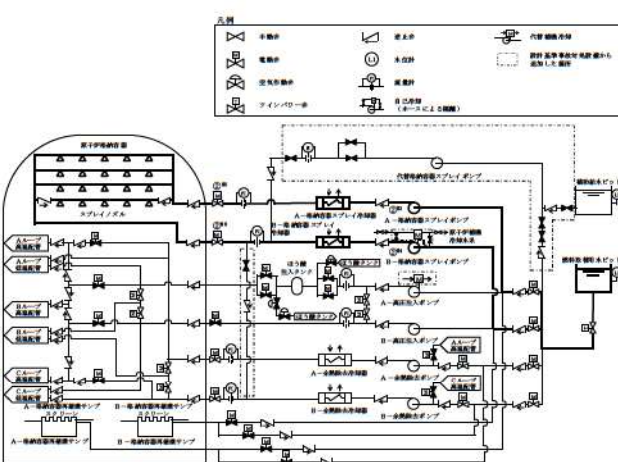
大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<div data-bbox="786 405 1256 1179" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1263 405 1308 746" style="border: 1px solid black; padding: 2px; font-size: small;"> 第1.7-4図 非常時操作手順書（シビアアクシデント）「水蒸気閉鎖ストラテジ」における対応フロー 枠内みの内容は商業機密の観点から公開できません。 </div>	<div data-bbox="1585 756 1789 799" style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block;"> 比較対象なし </div>	<p>【女川】 記載方針の相違 ・泊の対応手順フローは重大事故等時の対応手段選択フローチャートにて示す。 （大阪と同様）</p>

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																			
<p style="text-align: center; border: 1px solid black; padding: 5px;">泊3号炉との比較対象なし</p>	<div style="text-align: center;">  </div> <p style="text-align: center;">第1.7-5図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(1/4) (原子炉圧力容器への注水から実施する場合)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>③^{AP1}</td><td>代替循環冷却ポンプバイパス弁</td></tr> <tr><td>③^{AP2}⑥^{AP2}</td><td>代替循環冷却ポンプ流量調整弁</td></tr> <tr><td>③^{AP3}</td><td>代替循環冷却ポンプ吸込弁</td></tr> <tr><td>⑥^{AP1}⑩^{AP2}</td><td>RHR A系 LPCI 注入隔離弁</td></tr> <tr><td>⑦^A</td><td>RHR 熱交換器 (A) バイパス弁</td></tr> <tr><td>⑩^{AP1}</td><td>T/B 緊急時隔離弁</td></tr> <tr><td>⑩^{AP2}</td><td>R/B B1F 緊急時隔離弁</td></tr> <tr><td>⑩^{AP3}</td><td>R/B 1F 緊急時隔離弁</td></tr> <tr><td>⑩^{AP4}</td><td>RHR MWC 連絡第一弁</td></tr> <tr><td>⑩^{AP5}</td><td>RHR MWC 連絡第二弁</td></tr> <tr><td>⑩^{AP6}</td><td>RHR B系 LPCI 注入隔離弁</td></tr> <tr><td>⑩^{AP1}⑬^{AP2}</td><td>RHR B系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁</td></tr> <tr><td>⑬^{AP1}</td><td>RHR A系格納容器スプレイ隔離弁</td></tr> <tr><td>⑬^{AP2}</td><td>RHR A系格納容器スプレイ流量調整弁</td></tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small;">#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弁があることを示す。</p> <p style="text-align: center;">第1.7-5図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(2/4) (原子炉圧力容器への注水から実施する場合)</p>	操作手順	弁名称	③ ^{AP1}	代替循環冷却ポンプバイパス弁	③ ^{AP2} ⑥ ^{AP2}	代替循環冷却ポンプ流量調整弁	③ ^{AP3}	代替循環冷却ポンプ吸込弁	⑥ ^{AP1} ⑩ ^{AP2}	RHR A系 LPCI 注入隔離弁	⑦ ^A	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁	⑩ ^{AP1}	T/B 緊急時隔離弁	⑩ ^{AP2}	R/B B1F 緊急時隔離弁	⑩ ^{AP3}	R/B 1F 緊急時隔離弁	⑩ ^{AP4}	RHR MWC 連絡第一弁	⑩ ^{AP5}	RHR MWC 連絡第二弁	⑩ ^{AP6}	RHR B系 LPCI 注入隔離弁	⑩ ^{AP1} ⑬ ^{AP2}	RHR B系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	⑬ ^{AP1}	RHR A系格納容器スプレイ隔離弁	⑬ ^{AP2}	RHR A系格納容器スプレイ流量調整弁	<div style="text-align: center;">  </div> <p style="text-align: center;">第1.7.1図 格納容器スプレイポンプによる原子炉格納容器内へのスプレイ 概要図</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>操作対象機器</th> <th>状態の変化</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>②^{AP1}</td><td>原子炉格納容器スプレイ作動 (1-1) 及び (1-2)</td><td>中立→作動</td></tr> <tr><td>②^{AP2}</td><td>原子炉格納容器スプレイ作動 (2-1) 及び (2-2)</td><td>中立→作動</td></tr> <tr><td>②^{AP3}</td><td>A-格納容器スプレイポンプ</td><td>停止→起動</td></tr> <tr><td>②^{AP4}</td><td>B-格納容器スプレイポンプ</td><td>停止→起動</td></tr> <tr><td>②^{AP5}</td><td>A-格納容器スプレイ冷却器出口CV外側隔離弁</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>②^{AP6}</td><td>B-格納容器スプレイ冷却器出口CV外側隔離弁</td><td>全閉→全開</td></tr> </tbody> </table> <p style="font-size: small;">#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機器があることを示す。</p>	操作手順	操作対象機器	状態の変化	② ^{AP1}	原子炉格納容器スプレイ作動 (1-1) 及び (1-2)	中立→作動	② ^{AP2}	原子炉格納容器スプレイ作動 (2-1) 及び (2-2)	中立→作動	② ^{AP3}	A-格納容器スプレイポンプ	停止→起動	② ^{AP4}	B-格納容器スプレイポンプ	停止→起動	② ^{AP5}	A-格納容器スプレイ冷却器出口CV外側隔離弁	全閉→全開	② ^{AP6}	B-格納容器スプレイ冷却器出口CV外側隔離弁	全閉→全開	<p style="color: blue;">【大飯】記載方針の相違 (相違理由②)</p>
操作手順	弁名称																																																					
③ ^{AP1}	代替循環冷却ポンプバイパス弁																																																					
③ ^{AP2} ⑥ ^{AP2}	代替循環冷却ポンプ流量調整弁																																																					
③ ^{AP3}	代替循環冷却ポンプ吸込弁																																																					
⑥ ^{AP1} ⑩ ^{AP2}	RHR A系 LPCI 注入隔離弁																																																					
⑦ ^A	RHR 熱交換器 (A) バイパス弁																																																					
⑩ ^{AP1}	T/B 緊急時隔離弁																																																					
⑩ ^{AP2}	R/B B1F 緊急時隔離弁																																																					
⑩ ^{AP3}	R/B 1F 緊急時隔離弁																																																					
⑩ ^{AP4}	RHR MWC 連絡第一弁																																																					
⑩ ^{AP5}	RHR MWC 連絡第二弁																																																					
⑩ ^{AP6}	RHR B系 LPCI 注入隔離弁																																																					
⑩ ^{AP1} ⑬ ^{AP2}	RHR B系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁																																																					
⑬ ^{AP1}	RHR A系格納容器スプレイ隔離弁																																																					
⑬ ^{AP2}	RHR A系格納容器スプレイ流量調整弁																																																					
操作手順	操作対象機器	状態の変化																																																				
② ^{AP1}	原子炉格納容器スプレイ作動 (1-1) 及び (1-2)	中立→作動																																																				
② ^{AP2}	原子炉格納容器スプレイ作動 (2-1) 及び (2-2)	中立→作動																																																				
② ^{AP3}	A-格納容器スプレイポンプ	停止→起動																																																				
② ^{AP4}	B-格納容器スプレイポンプ	停止→起動																																																				
② ^{AP5}	A-格納容器スプレイ冷却器出口CV外側隔離弁	全閉→全開																																																				
② ^{AP6}	B-格納容器スプレイ冷却器出口CV外側隔離弁	全閉→全開																																																				

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

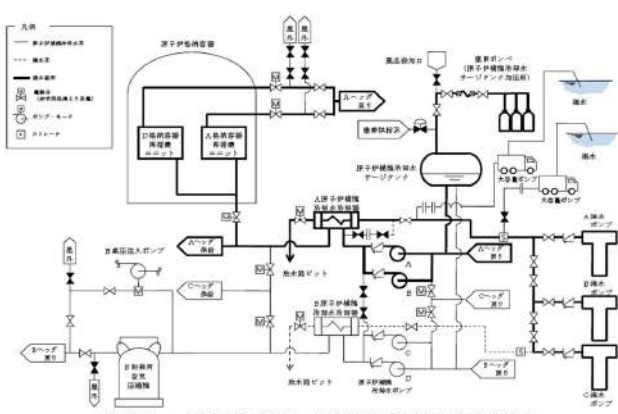
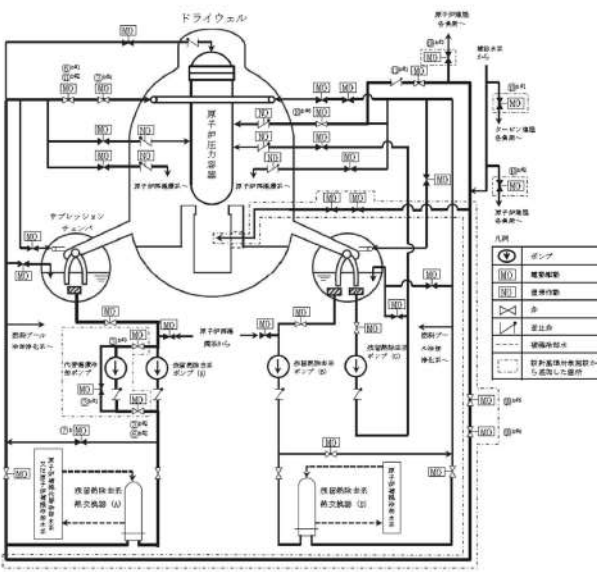
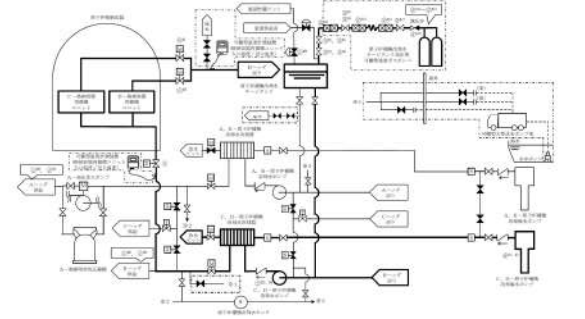
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block;">泊3号炉との比較対象なし</div>			
		<p>第 1.7.2 図 格納容器サブレイポンプによる原子炉格納容器内へのサブレイ タイムチャート</p> <p>※1：機器の操作時間に見込んだ時間</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大阪発電所 3 / 4号炉	女川原子力発電所 2号炉	泊発電所 3号炉	相違理由																																																																																																										
 <p>第 1.7.1 図 A、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 概略系統</p>	 <p>第 1.7-5 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(3/4) (原子炉格納容器内へのスプレィから実施する場合)</p> <table border="1" data-bbox="772 893 1310 1252"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>③^{#1}</td> <td>代替循環冷却ポンプバイパス弁</td> </tr> <tr> <td>③^{#2}⑥^{#2}</td> <td>代替循環冷却ポンプ流量調整弁</td> </tr> <tr> <td>③^{#3}</td> <td>代替循環冷却ポンプ吸込弁</td> </tr> <tr> <td>③^{#4}</td> <td>R/R A系格納容器スプレィ隔離弁</td> </tr> <tr> <td>⑥^{#1}⑩^{#2}</td> <td>R/R A系格納容器スプレィ流量調整弁</td> </tr> <tr> <td>⑦[#]</td> <td>R/R 熱交換器 (A) バイパス弁</td> </tr> <tr> <td>⑩^{#1}</td> <td>T/B 緊急時隔離弁</td> </tr> <tr> <td>⑩^{#2}</td> <td>R/B B1F 緊急時隔離弁</td> </tr> <tr> <td>⑩^{#3}</td> <td>R/B 1F 緊急時隔離弁</td> </tr> <tr> <td>⑩^{#4}</td> <td>R/R M/WC 連絡第一弁</td> </tr> <tr> <td>⑩^{#5}</td> <td>R/R M/WC 連絡第二弁</td> </tr> <tr> <td>⑩^{#6}</td> <td>R/R B系 LPCI 注入隔離弁</td> </tr> <tr> <td>⑪^{#1}</td> <td>R/R B系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>※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弁があることを示す。</p> <p>第 1.7-5 図 代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 概要図(4/4) (原子炉格納容器内へのスプレィから実施する場合)</p>	操作手順	弁名称	③ ^{#1}	代替循環冷却ポンプバイパス弁	③ ^{#2} ⑥ ^{#2}	代替循環冷却ポンプ流量調整弁	③ ^{#3}	代替循環冷却ポンプ吸込弁	③ ^{#4}	R/R A系格納容器スプレィ隔離弁	⑥ ^{#1} ⑩ ^{#2}	R/R A系格納容器スプレィ流量調整弁	⑦ [#]	R/R 熱交換器 (A) バイパス弁	⑩ ^{#1}	T/B 緊急時隔離弁	⑩ ^{#2}	R/B B1F 緊急時隔離弁	⑩ ^{#3}	R/B 1F 緊急時隔離弁	⑩ ^{#4}	R/R M/WC 連絡第一弁	⑩ ^{#5}	R/R M/WC 連絡第二弁	⑩ ^{#6}	R/R B系 LPCI 注入隔離弁	⑪ ^{#1}	R/R B系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁	 <p>第 1.7.3 図 C、D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 概要図</p> <table border="1" data-bbox="1433 766 1926 1165"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>操作対象機器</th> <th>状態の変化</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①[#]</td> <td>D-格納容器内冷却水ポンプ</td> <td>停止→起動</td> </tr> <tr> <td>②[#]</td> <td>D-格納容器内冷却水ポンプ</td> <td>停止→起動</td> </tr> <tr> <td>③[#]</td> <td>C-格納容器内冷却水ポンプ</td> <td>停止→起動</td> </tr> <tr> <td>④[#]</td> <td>D-格納容器内冷却水ポンプ</td> <td>停止→起動</td> </tr> <tr> <td>⑤[#]</td> <td>A-全閉除去冷卻液再循環冷却水出口弁</td> <td>全閉確認</td> </tr> <tr> <td>⑥[#]</td> <td>B-全閉除去冷卻液再循環冷却水出口弁</td> <td>全閉確認</td> </tr> <tr> <td>⑦[#]</td> <td>A-格納容器スプレィ冷却器再循環冷却水出口弁</td> <td>全閉確認</td> </tr> <tr> <td>⑧[#]</td> <td>B-格納容器スプレィ冷却器再循環冷却水出口弁</td> <td>全閉確認</td> </tr> <tr> <td>⑨[#]</td> <td>原子炉再循環冷却水サーージタンクポンプ</td> <td>全閉確認</td> </tr> <tr> <td>⑩[#]</td> <td>ボース</td> <td>ボース確認</td> </tr> <tr> <td>⑪[#]</td> <td>配管</td> <td>配管確認</td> </tr> <tr> <td>⑫[#]</td> <td>原子炉再循環冷却水サーージタンク配圧用可動型逆止弁(ボース)弁1</td> <td>全閉→全開</td> </tr> <tr> <td>⑬[#]</td> <td>原子炉再循環冷却水サーージタンク配圧用可動型逆止弁(ボース)弁2</td> <td>全閉→全開</td> </tr> <tr> <td>⑭[#]</td> <td>原子炉再循環冷却水サーージタンク配圧用逆止弁(ボース)弁1</td> <td>全閉→全開</td> </tr> <tr> <td>⑮[#]</td> <td>原子炉再循環冷却水サーージタンク配圧用逆止弁(ボース)弁2</td> <td>全閉→全開</td> </tr> <tr> <td>⑯[#]</td> <td>原子炉再循環冷却水サーージタンク配圧用逆止弁(ボース)弁1</td> <td>全閉→全開</td> </tr> <tr> <td>⑰[#]</td> <td>原子炉再循環冷却水サーージタンク配圧用逆止弁(ボース)弁2</td> <td>全閉→全開</td> </tr> <tr> <td>⑱[#]</td> <td>原子炉再循環冷却水サーージタンク配圧用逆止弁(ボース)弁1</td> <td>全閉→全開</td> </tr> <tr> <td>⑲[#]</td> <td>原子炉再循環冷却水サーージタンク配圧用逆止弁(ボース)弁2</td> <td>全閉→全開</td> </tr> <tr> <td>⑳[#]</td> <td>原子炉再循環冷却水サーージタンク配圧用逆止弁(ボース)弁1</td> <td>全閉→全開</td> </tr> <tr> <td>㉑[#]</td> <td>原子炉再循環冷却水サーージタンク配圧用逆止弁(ボース)弁2</td> <td>全閉→全開</td> </tr> <tr> <td>㉒[#]</td> <td>C、D-再循環ユニット新機冷却水入口(外側)隔離弁</td> <td>全閉→全開</td> </tr> <tr> <td>㉓[#]</td> <td>C、D-再循環ユニット新機冷却水出口(外側)隔離弁</td> <td>全閉→全開</td> </tr> <tr> <td>㉔[#]</td> <td>C、D-再循環ユニット新機冷却水出口(内側)隔離弁</td> <td>全閉→全開</td> </tr> <tr> <td>㉕[#]</td> <td>D-C再循環ユニット新機冷却水出口(内側)隔離弁</td> <td>全閉→全開</td> </tr> </tbody> </table> <p>※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機器があることを示す。</p>	操作手順	操作対象機器	状態の変化	① [#]	D-格納容器内冷却水ポンプ	停止→起動	② [#]	D-格納容器内冷却水ポンプ	停止→起動	③ [#]	C-格納容器内冷却水ポンプ	停止→起動	④ [#]	D-格納容器内冷却水ポンプ	停止→起動	⑤ [#]	A-全閉除去冷卻液再循環冷却水出口弁	全閉確認	⑥ [#]	B-全閉除去冷卻液再循環冷却水出口弁	全閉確認	⑦ [#]	A-格納容器スプレィ冷却器再循環冷却水出口弁	全閉確認	⑧ [#]	B-格納容器スプレィ冷却器再循環冷却水出口弁	全閉確認	⑨ [#]	原子炉再循環冷却水サーージタンクポンプ	全閉確認	⑩ [#]	ボース	ボース確認	⑪ [#]	配管	配管確認	⑫ [#]	原子炉再循環冷却水サーージタンク配圧用可動型逆止弁(ボース)弁1	全閉→全開	⑬ [#]	原子炉再循環冷却水サーージタンク配圧用可動型逆止弁(ボース)弁2	全閉→全開	⑭ [#]	原子炉再循環冷却水サーージタンク配圧用逆止弁(ボース)弁1	全閉→全開	⑮ [#]	原子炉再循環冷却水サーージタンク配圧用逆止弁(ボース)弁2	全閉→全開	⑯ [#]	原子炉再循環冷却水サーージタンク配圧用逆止弁(ボース)弁1	全閉→全開	⑰ [#]	原子炉再循環冷却水サーージタンク配圧用逆止弁(ボース)弁2	全閉→全開	⑱ [#]	原子炉再循環冷却水サーージタンク配圧用逆止弁(ボース)弁1	全閉→全開	⑲ [#]	原子炉再循環冷却水サーージタンク配圧用逆止弁(ボース)弁2	全閉→全開	⑳ [#]	原子炉再循環冷却水サーージタンク配圧用逆止弁(ボース)弁1	全閉→全開	㉑ [#]	原子炉再循環冷却水サーージタンク配圧用逆止弁(ボース)弁2	全閉→全開	㉒ [#]	C、D-再循環ユニット新機冷却水入口(外側)隔離弁	全閉→全開	㉓ [#]	C、D-再循環ユニット新機冷却水出口(外側)隔離弁	全閉→全開	㉔ [#]	C、D-再循環ユニット新機冷却水出口(内側)隔離弁	全閉→全開	㉕ [#]	D-C再循環ユニット新機冷却水出口(内側)隔離弁	全閉→全開	<p>【大阪】 記載方針の相違 (女川審査実績の反映) ・凡例の記載内容充実 ・概要図と操作内容を紐づけ</p> <p>【女川】 設備の相違(BWR固有の対応手段)</p>
操作手順	弁名称																																																																																																												
③ ^{#1}	代替循環冷却ポンプバイパス弁																																																																																																												
③ ^{#2} ⑥ ^{#2}	代替循環冷却ポンプ流量調整弁																																																																																																												
③ ^{#3}	代替循環冷却ポンプ吸込弁																																																																																																												
③ ^{#4}	R/R A系格納容器スプレィ隔離弁																																																																																																												
⑥ ^{#1} ⑩ ^{#2}	R/R A系格納容器スプレィ流量調整弁																																																																																																												
⑦ [#]	R/R 熱交換器 (A) バイパス弁																																																																																																												
⑩ ^{#1}	T/B 緊急時隔離弁																																																																																																												
⑩ ^{#2}	R/B B1F 緊急時隔離弁																																																																																																												
⑩ ^{#3}	R/B 1F 緊急時隔離弁																																																																																																												
⑩ ^{#4}	R/R M/WC 連絡第一弁																																																																																																												
⑩ ^{#5}	R/R M/WC 連絡第二弁																																																																																																												
⑩ ^{#6}	R/R B系 LPCI 注入隔離弁																																																																																																												
⑪ ^{#1}	R/R B系格納容器冷却ライン洗浄流量調整弁																																																																																																												
操作手順	操作対象機器	状態の変化																																																																																																											
① [#]	D-格納容器内冷却水ポンプ	停止→起動																																																																																																											
② [#]	D-格納容器内冷却水ポンプ	停止→起動																																																																																																											
③ [#]	C-格納容器内冷却水ポンプ	停止→起動																																																																																																											
④ [#]	D-格納容器内冷却水ポンプ	停止→起動																																																																																																											
⑤ [#]	A-全閉除去冷卻液再循環冷却水出口弁	全閉確認																																																																																																											
⑥ [#]	B-全閉除去冷卻液再循環冷却水出口弁	全閉確認																																																																																																											
⑦ [#]	A-格納容器スプレィ冷却器再循環冷却水出口弁	全閉確認																																																																																																											
⑧ [#]	B-格納容器スプレィ冷却器再循環冷却水出口弁	全閉確認																																																																																																											
⑨ [#]	原子炉再循環冷却水サーージタンクポンプ	全閉確認																																																																																																											
⑩ [#]	ボース	ボース確認																																																																																																											
⑪ [#]	配管	配管確認																																																																																																											
⑫ [#]	原子炉再循環冷却水サーージタンク配圧用可動型逆止弁(ボース)弁1	全閉→全開																																																																																																											
⑬ [#]	原子炉再循環冷却水サーージタンク配圧用可動型逆止弁(ボース)弁2	全閉→全開																																																																																																											
⑭ [#]	原子炉再循環冷却水サーージタンク配圧用逆止弁(ボース)弁1	全閉→全開																																																																																																											
⑮ [#]	原子炉再循環冷却水サーージタンク配圧用逆止弁(ボース)弁2	全閉→全開																																																																																																											
⑯ [#]	原子炉再循環冷却水サーージタンク配圧用逆止弁(ボース)弁1	全閉→全開																																																																																																											
⑰ [#]	原子炉再循環冷却水サーージタンク配圧用逆止弁(ボース)弁2	全閉→全開																																																																																																											
⑱ [#]	原子炉再循環冷却水サーージタンク配圧用逆止弁(ボース)弁1	全閉→全開																																																																																																											
⑲ [#]	原子炉再循環冷却水サーージタンク配圧用逆止弁(ボース)弁2	全閉→全開																																																																																																											
⑳ [#]	原子炉再循環冷却水サーージタンク配圧用逆止弁(ボース)弁1	全閉→全開																																																																																																											
㉑ [#]	原子炉再循環冷却水サーージタンク配圧用逆止弁(ボース)弁2	全閉→全開																																																																																																											
㉒ [#]	C、D-再循環ユニット新機冷却水入口(外側)隔離弁	全閉→全開																																																																																																											
㉓ [#]	C、D-再循環ユニット新機冷却水出口(外側)隔離弁	全閉→全開																																																																																																											
㉔ [#]	C、D-再循環ユニット新機冷却水出口(内側)隔離弁	全閉→全開																																																																																																											
㉕ [#]	D-C再循環ユニット新機冷却水出口(内側)隔離弁	全閉→全開																																																																																																											

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

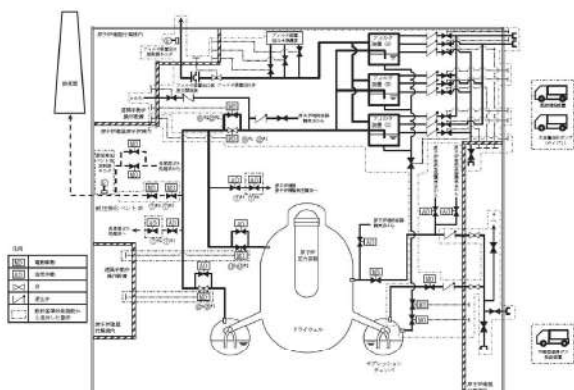
大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第1.7.2図 A、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 タイムチャート</p>	<p>第1.7-6図 代燃再循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱 タイムチャート</p>	<p>第1.7.4図 C、D一格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 タイムチャート</p>	<p>相違理由</p> <ul style="list-style-type: none"> 【大阪】 記載方針の相違（女川審査実績の反映） ・タイムチャートと操作手順番号を紐づけ。 ・補足の充実。 ・備考欄の追加。 【女川】 設備の相違(BWR固有の対応手段)

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																						
	 <p>第1.7-7図 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び発熱（現場操作含む） 概要図（1/2）</p> <table border="1" data-bbox="862 885 1243 1077"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>赤名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①A</td> <td>ベント用 SGTS 制御弁弁</td> </tr> <tr> <td>①B</td> <td>格納容器排気 SGTS 阻止弁</td> </tr> <tr> <td>②A</td> <td>ベント用 BWAC 制御弁弁</td> </tr> <tr> <td>②B</td> <td>格納容器排気 BWAC 阻止弁</td> </tr> <tr> <td>③A</td> <td>PCV 前圧降化ベント用連結配管制御弁</td> </tr> <tr> <td>③B</td> <td>PCV 前圧降化ベント用連結配管阻止弁</td> </tr> <tr> <td>④A</td> <td>PCVS ベントライン 制御弁 (A)</td> </tr> <tr> <td>④B</td> <td>PCVS ベントライン 制御弁 (B)</td> </tr> <tr> <td>⑤A</td> <td>S/C ベント用出口 制御弁</td> </tr> <tr> <td>⑤B</td> <td>D/X ベント用出口 制御弁</td> </tr> </tbody> </table> <p>注1：B～Eは操作手順番号内に発熱の発生又は発熱の実験する必要があることを示す。</p> <p>第1.7-7図 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び発熱（現場操作含む） 概要図（2/2）</p>	操作手順	赤名称	①A	ベント用 SGTS 制御弁弁	①B	格納容器排気 SGTS 阻止弁	②A	ベント用 BWAC 制御弁弁	②B	格納容器排気 BWAC 阻止弁	③A	PCV 前圧降化ベント用連結配管制御弁	③B	PCV 前圧降化ベント用連結配管阻止弁	④A	PCVS ベントライン 制御弁 (A)	④B	PCVS ベントライン 制御弁 (B)	⑤A	S/C ベント用出口 制御弁	⑤B	D/X ベント用出口 制御弁	<p>比較対象なし</p>	<p>【女川】 設備の相違(BWR 固有の対応手段)</p>
操作手順	赤名称																								
①A	ベント用 SGTS 制御弁弁																								
①B	格納容器排気 SGTS 阻止弁																								
②A	ベント用 BWAC 制御弁弁																								
②B	格納容器排気 BWAC 阻止弁																								
③A	PCV 前圧降化ベント用連結配管制御弁																								
③B	PCV 前圧降化ベント用連結配管阻止弁																								
④A	PCVS ベントライン 制御弁 (A)																								
④B	PCVS ベントライン 制御弁 (B)																								
⑤A	S/C ベント用出口 制御弁																								
⑤B	D/X ベント用出口 制御弁																								

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

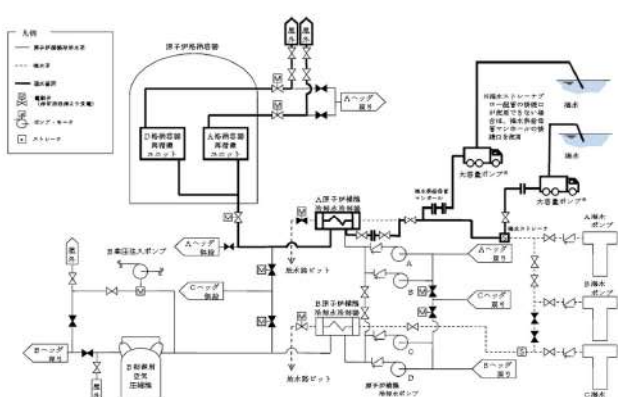
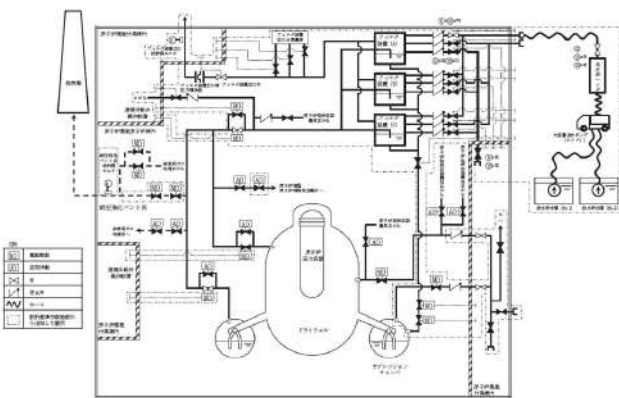
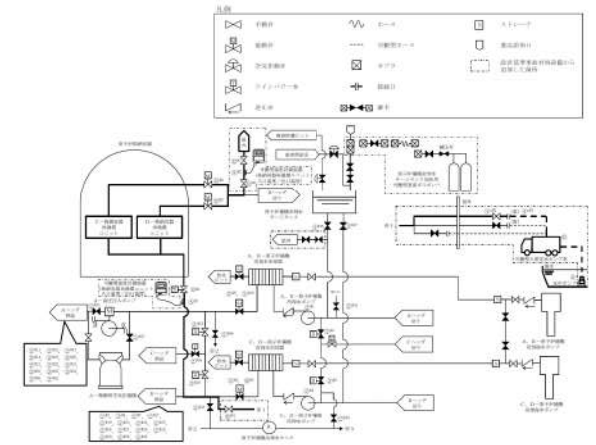
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																								
	<p>図 1.7-8 図 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び加熱（現象操作含む） タイムチャート（系統構成）</p> <table border="1" data-bbox="757 459 1337 603"> <thead> <tr> <th rowspan="2">手順の項目</th> <th rowspan="2">装置（図）</th> <th colspan="5">経過時間（時刻）</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>0分</th> <th>1分</th> <th>2分</th> <th>3分</th> <th>4分</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び加熱（現象操作含む）</td> <td>運転員（中央制御室）A</td> <td>1</td> <td>減圧開始時</td> <td>減圧開始後30秒</td> <td></td> <td></td> <td>②</td> </tr> <tr> <td>運転員（機室）B、C</td> <td>1</td> <td></td> <td>停動・減圧開始時</td> <td></td> <td></td> <td>②</td> </tr> </tbody> </table> <p>②：中央制御室及び中央機室による現象の発生時間 ③：運転員の操作時間及び発生時刻に余裕を見込んだ時間 ④：中央制御室からの操作ができない場合、機室での操作を想定 ⑤：中央制御室から機室操作までの移動時間及び機室の操作時刻に余裕を見込んだ時間</p> <p>図 1.7-9 図 原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び加熱（現象操作含む） タイムチャート（ベント操作）</p> <table border="1" data-bbox="757 735 1310 879"> <thead> <tr> <th rowspan="2">手順の項目</th> <th rowspan="2">装置（図）</th> <th colspan="5">経過時間（時刻）</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>0分</th> <th>1分</th> <th>2分</th> <th>3分</th> <th>4分</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び加熱（現象操作含む）</td> <td>運転員（中央制御室）A</td> <td>1</td> <td>ベント開始時</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>②</td> </tr> <tr> <td>運転員（機室）B、C</td> <td>1</td> <td></td> <td>停動・ベント開始時</td> <td></td> <td></td> <td>②</td> </tr> </tbody> </table> <p>②：運転員の操作時間及び発生時刻に余裕を見込んだ時間 ③：中央制御室からの操作ができない場合、機室での操作を想定 ④：機室員到着時刻に余裕を見込んだ時間 ⑤：中央制御室から機室操作までの移動時間及び機室の操作時刻に余裕を見込んだ時間</p>	手順の項目	装置（図）	経過時間（時刻）					備考	0分	1分	2分	3分	4分	原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び加熱（現象操作含む）	運転員（中央制御室）A	1	減圧開始時	減圧開始後30秒			②	運転員（機室）B、C	1		停動・減圧開始時			②	手順の項目	装置（図）	経過時間（時刻）					備考	0分	1分	2分	3分	4分	原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び加熱（現象操作含む）	運転員（中央制御室）A	1	ベント開始時				②	運転員（機室）B、C	1		停動・ベント開始時			②	<p>比較対象なし</p>	<p>【女川】 設備の相違(BWR 固有の対応手段)</p>
手順の項目	装置（図）			経過時間（時刻）						備考																																																	
		0分	1分	2分	3分	4分																																																					
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び加熱（現象操作含む）	運転員（中央制御室）A	1	減圧開始時	減圧開始後30秒			②																																																				
	運転員（機室）B、C	1		停動・減圧開始時			②																																																				
手順の項目	装置（図）	経過時間（時刻）					備考																																																				
		0分	1分	2分	3分	4分																																																					
原子炉格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器内の減圧及び加熱（現象操作含む）	運転員（中央制御室）A	1	ベント開始時				②																																																				
	運転員（機室）B、C	1		停動・ベント開始時			②																																																				

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第1.7.4図 大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 概略系統</p>	 <p>第1.7-10図 フィルタ装置への水供給 概要図(1/2)</p>	 <p>第1.7.5図 可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 概要図(1/4) (原子炉建屋東接続口又は原子炉補助建屋南接続口を使用する場合)</p>	<p>【大飯】 記載方針の相違 (女川審査実績の反映) ・凡例の記載内容充実。 ・概要図と操作内容を紐づけ。</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

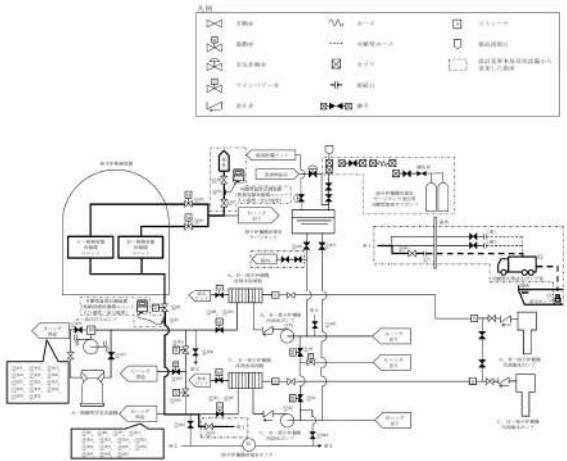
大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																																																																																																						
	<table border="1" data-bbox="739 678 1355 821"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑨⁴¹⑩⁴²</td> <td>フィルタ装置 (A) 屋外側重大事故時用給水ライン弁</td> </tr> <tr> <td>⑨⁴¹⑩⁴²</td> <td>建屋内事故時用給水ライン元弁</td> </tr> <tr> <td>⑨⁴¹⑩⁴²</td> <td>フィルタ装置 (A) 補給水ライン弁</td> </tr> <tr> <td>⑫⁴³⑬⁴⁴⑭⁴⁵</td> <td>フィルタ装置水補給弁</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="772 826 1310 849">#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弁があることを示す。</p> <p data-bbox="795 877 1288 901">第1.7-10図 フィルタ装置への水補給 概要図 (2/2)</p>	操作手順	弁名称	⑨ ⁴¹ ⑩ ⁴²	フィルタ装置 (A) 屋外側重大事故時用給水ライン弁	⑨ ⁴¹ ⑩ ⁴²	建屋内事故時用給水ライン元弁	⑨ ⁴¹ ⑩ ⁴²	フィルタ装置 (A) 補給水ライン弁	⑫ ⁴³ ⑬ ⁴⁴ ⑭ ⁴⁵	フィルタ装置水補給弁	<table border="1" data-bbox="1478 343 1892 1141"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>操作対象機器</th> <th>状態の変化</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>②⁴⁶</td><td>A-1原子炉格納容器加水ポンプ</td><td>入→閉→ストップ</td></tr> <tr><td>B-1原子炉格納容器加水ポンプ</td><td>入→閉→ストップ</td></tr> <tr><td>C-1原子炉格納容器加水ポンプ</td><td>入→閉→ストップ</td></tr> <tr><td>D-1原子炉格納容器加水ポンプ</td><td>入→閉→ストップ</td></tr> <tr><td>③⁴⁷</td><td>原子炉格納容器加水圧力調整弁</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>C-1原子炉格納容器加水圧力調整弁</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>④⁴⁸</td><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>⑤⁴⁹</td><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>C-1原子炉格納容器加水圧力調整弁</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>⑥⁵⁰</td><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>D-1原子炉格納容器加水圧力調整弁</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>⑦⁵¹</td><td>原子炉格納容器加水圧力調整弁</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>C-1原子炉格納容器加水圧力調整弁</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>⑧⁵²</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>⑨⁵³</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>⑩⁵⁴</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>⑪⁵⁵</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>⑫⁵⁶</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>⑬⁵⁷</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>⑭⁵⁸</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>⑮⁵⁹</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>⑯⁶⁰</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>⑰⁶¹</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>⑱⁶²</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>⑲⁶³</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>⑳⁶⁴</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>㉑⁶⁵</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>㉒⁶⁶</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>㉓⁶⁷</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>㉔⁶⁸</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>㉕⁶⁹</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>㉖⁷⁰</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>㉗⁷¹</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>㉘⁷²</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>㉙⁷³</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>㉚⁷⁴</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>㉛⁷⁵</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>㉜⁷⁶</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>㉝⁷⁷</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>㉞⁷⁸</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>㉟⁷⁹</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>㊱⁸⁰</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>㊲⁸¹</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>㊳⁸²</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>㊴⁸³</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>㊵⁸⁴</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>㊶⁸⁵</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>㊷⁸⁶</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>㊸⁸⁷</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>㊹⁸⁸</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>㊺⁸⁹</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>㊻⁹⁰</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>㊼⁹¹</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>㊽⁹²</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>㊾⁹³</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>㊿⁹⁴</td><td>A-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> <tr><td>B-1格納容器再循環ポンプ</td><td>全閉→全開</td></tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1400 1173 1982 1252">第1.7.5図 可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D-1格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 概要図 (2/4) (原子炉建屋東接続口又は原子炉補助建屋南接続口を使用する場合)</p>	操作手順	操作対象機器	状態の変化	② ⁴⁶	A-1原子炉格納容器加水ポンプ	入→閉→ストップ	B-1原子炉格納容器加水ポンプ	入→閉→ストップ	C-1原子炉格納容器加水ポンプ	入→閉→ストップ	D-1原子炉格納容器加水ポンプ	入→閉→ストップ	③ ⁴⁷	原子炉格納容器加水圧力調整弁	全閉→全開	C-1原子炉格納容器加水圧力調整弁	全閉→全開	④ ⁴⁸	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	⑤ ⁴⁹	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	C-1原子炉格納容器加水圧力調整弁	全閉→全開	⑥ ⁵⁰	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	D-1原子炉格納容器加水圧力調整弁	全閉→全開	⑦ ⁵¹	原子炉格納容器加水圧力調整弁	全閉→全開	C-1原子炉格納容器加水圧力調整弁	全閉→全開	⑧ ⁵²	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	⑨ ⁵³	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	⑩ ⁵⁴	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	⑪ ⁵⁵	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	⑫ ⁵⁶	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	⑬ ⁵⁷	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	⑭ ⁵⁸	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	⑮ ⁵⁹	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	⑯ ⁶⁰	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	⑰ ⁶¹	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	⑱ ⁶²	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	⑲ ⁶³	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	⑳ ⁶⁴	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	㉑ ⁶⁵	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	㉒ ⁶⁶	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	㉓ ⁶⁷	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	㉔ ⁶⁸	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	㉕ ⁶⁹	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	㉖ ⁷⁰	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	㉗ ⁷¹	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	㉘ ⁷²	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	㉙ ⁷³	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	㉚ ⁷⁴	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	㉛ ⁷⁵	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	㉜ ⁷⁶	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	㉝ ⁷⁷	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	㉞ ⁷⁸	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	㉟ ⁷⁹	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	㊱ ⁸⁰	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	㊲ ⁸¹	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	㊳ ⁸²	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	㊴ ⁸³	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	㊵ ⁸⁴	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	㊶ ⁸⁵	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	㊷ ⁸⁶	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	㊸ ⁸⁷	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	㊹ ⁸⁸	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	㊺ ⁸⁹	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	㊻ ⁹⁰	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	㊼ ⁹¹	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	㊽ ⁹²	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	㊾ ⁹³	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	㊿ ⁹⁴	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開	<p data-bbox="2016 718 2161 829">【大飯】 記載方針の相違 (女川審査実績の反映)</p>
操作手順	弁名称																																																																																																																																																																																																																																																																								
⑨ ⁴¹ ⑩ ⁴²	フィルタ装置 (A) 屋外側重大事故時用給水ライン弁																																																																																																																																																																																																																																																																								
⑨ ⁴¹ ⑩ ⁴²	建屋内事故時用給水ライン元弁																																																																																																																																																																																																																																																																								
⑨ ⁴¹ ⑩ ⁴²	フィルタ装置 (A) 補給水ライン弁																																																																																																																																																																																																																																																																								
⑫ ⁴³ ⑬ ⁴⁴ ⑭ ⁴⁵	フィルタ装置水補給弁																																																																																																																																																																																																																																																																								
操作手順	操作対象機器	状態の変化																																																																																																																																																																																																																																																																							
② ⁴⁶	A-1原子炉格納容器加水ポンプ	入→閉→ストップ																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1原子炉格納容器加水ポンプ	入→閉→ストップ																																																																																																																																																																																																																																																																								
C-1原子炉格納容器加水ポンプ	入→閉→ストップ																																																																																																																																																																																																																																																																								
D-1原子炉格納容器加水ポンプ	入→閉→ストップ																																																																																																																																																																																																																																																																								
③ ⁴⁷	原子炉格納容器加水圧力調整弁	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
C-1原子炉格納容器加水圧力調整弁	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
④ ⁴⁸	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
⑤ ⁴⁹	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
C-1原子炉格納容器加水圧力調整弁	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
⑥ ⁵⁰	B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
D-1原子炉格納容器加水圧力調整弁	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
⑦ ⁵¹	原子炉格納容器加水圧力調整弁	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
C-1原子炉格納容器加水圧力調整弁	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
⑧ ⁵²	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
⑨ ⁵³	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
⑩ ⁵⁴	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
⑪ ⁵⁵	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
⑫ ⁵⁶	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
⑬ ⁵⁷	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
⑭ ⁵⁸	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
⑮ ⁵⁹	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
⑯ ⁶⁰	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
⑰ ⁶¹	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
⑱ ⁶²	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
⑲ ⁶³	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
⑳ ⁶⁴	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
㉑ ⁶⁵	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
㉒ ⁶⁶	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
㉓ ⁶⁷	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
㉔ ⁶⁸	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
㉕ ⁶⁹	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
㉖ ⁷⁰	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
㉗ ⁷¹	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
㉘ ⁷²	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
㉙ ⁷³	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
㉚ ⁷⁴	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
㉛ ⁷⁵	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
㉜ ⁷⁶	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
㉝ ⁷⁷	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
㉞ ⁷⁸	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
㉟ ⁷⁹	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
㊱ ⁸⁰	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
㊲ ⁸¹	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
㊳ ⁸²	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
㊴ ⁸³	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
㊵ ⁸⁴	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
㊶ ⁸⁵	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
㊷ ⁸⁶	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
㊸ ⁸⁷	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
㊹ ⁸⁸	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
㊺ ⁸⁹	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
㊻ ⁹⁰	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
㊼ ⁹¹	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
㊽ ⁹²	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
㊾ ⁹³	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								
㊿ ⁹⁴	A-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																							
B-1格納容器再循環ポンプ	全閉→全開																																																																																																																																																																																																																																																																								

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center; border: 1px solid black; padding: 10px;">泊3号炉との比較対象なし</p>	<p style="text-align: center; border: 1px solid black; padding: 10px;">泊3号炉との比較対象なし</p>	 <p style="text-align: center;">第1.7.5図 可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 概要図（3/4） （原子炉補助建屋西（建屋内）接続口を使用する場合（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 style="color: red;">【大飯】設備の相違（相違理由⑥）</p>

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

泊発電所 3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大阪発電所 3 / 4 号炉	女川原子力発電所 2号炉	泊発電所 3号炉	相違理由
<div data-bbox="203 758 613 799" style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: auto;">泊3号炉との比較対象なし</div>	<div data-bbox="846 758 1256 799" style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: auto;">泊3号炉との比較対象なし</div>	<div data-bbox="1384 507 1881 1093" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> </div> <div data-bbox="1915 486 2004 1093" style="margin-top: 10px;"> <p>第 1.7.6 図 可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 タイムチャート (2/2) (原子炉補助屋西 (建屋西) 接続口を使用する場合 (故意による大型機西機の衝突その仕のテロリズムによる影響がある場合))</p> </div>	<div data-bbox="2016 766 2161 821" style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin: auto;">【大阪】設備の相違 (相違理由⑥)</div>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大阪発電所 3 / 4号炉	女川原子力発電所 2号炉	泊発電所 3号炉	相違理由																														
	 <p data-bbox="772 805 1310 829">第 1.7-12 図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 概要図 (1/2)</p> <table border="1" data-bbox="795 845 1288 1204"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑫¹⁾</td> <td>ベント用 SGTS 側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>⑫²⁾</td> <td>格納容器排気 SGTS 側止め弁</td> </tr> <tr> <td>⑫³⁾</td> <td>ベント用 HVAC 側隔離弁</td> </tr> <tr> <td>⑫⁴⁾</td> <td>格納容器排気 HVAC 側止め弁</td> </tr> <tr> <td>⑫⁵⁾</td> <td>PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁</td> </tr> <tr> <td>⑫⁶⁾</td> <td>PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁</td> </tr> <tr> <td>⑫⁷⁾</td> <td>FCVS ベントライン隔離弁 (A)</td> </tr> <tr> <td>⑫⁸⁾</td> <td>FCVS ベントライン隔離弁 (B)</td> </tr> <tr> <td>⑬¹⁾⑬²⁾</td> <td>S/C ベント用出口隔離弁</td> </tr> <tr> <td>⑬³⁾⑬⁴⁾</td> <td>D/W ベント用出口隔離弁</td> </tr> <tr> <td>⑬⁵⁾</td> <td>PSA 窒素供給ライン元弁</td> </tr> <tr> <td>⑬⁶⁾</td> <td>建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁</td> </tr> <tr> <td>⑬⁷⁾⑬⁸⁾</td> <td>D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>⑬⁹⁾⑬¹⁰⁾</td> <td>S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="828 1204 1254 1220">#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弁があることを示す。</p> <p data-bbox="739 1244 1355 1268">第 1.7-12 図 可搬型窒素ガス供給装置による原子炉格納容器への窒素供給 概要図 (2/2)</p>	操作手順	弁名称	⑫ ¹⁾	ベント用 SGTS 側隔離弁	⑫ ²⁾	格納容器排気 SGTS 側止め弁	⑫ ³⁾	ベント用 HVAC 側隔離弁	⑫ ⁴⁾	格納容器排気 HVAC 側止め弁	⑫ ⁵⁾	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁	⑫ ⁶⁾	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁	⑫ ⁷⁾	FCVS ベントライン隔離弁 (A)	⑫ ⁸⁾	FCVS ベントライン隔離弁 (B)	⑬ ¹⁾ ⑬ ²⁾	S/C ベント用出口隔離弁	⑬ ³⁾ ⑬ ⁴⁾	D/W ベント用出口隔離弁	⑬ ⁵⁾	PSA 窒素供給ライン元弁	⑬ ⁶⁾	建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁	⑬ ⁷⁾ ⑬ ⁸⁾	D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁	⑬ ⁹⁾ ⑬ ¹⁰⁾	S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁	<p data-bbox="1579 758 1792 805" style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;">比較対象なし</p>	<p data-bbox="2016 750 2161 837">【女川】 設備の相違(BWR 固有の対応手段)</p>
操作手順	弁名称																																
⑫ ¹⁾	ベント用 SGTS 側隔離弁																																
⑫ ²⁾	格納容器排気 SGTS 側止め弁																																
⑫ ³⁾	ベント用 HVAC 側隔離弁																																
⑫ ⁴⁾	格納容器排気 HVAC 側止め弁																																
⑫ ⁵⁾	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管隔離弁																																
⑫ ⁶⁾	PCV 耐圧強化ベント用連絡配管止め弁																																
⑫ ⁷⁾	FCVS ベントライン隔離弁 (A)																																
⑫ ⁸⁾	FCVS ベントライン隔離弁 (B)																																
⑬ ¹⁾ ⑬ ²⁾	S/C ベント用出口隔離弁																																
⑬ ³⁾ ⑬ ⁴⁾	D/W ベント用出口隔離弁																																
⑬ ⁵⁾	PSA 窒素供給ライン元弁																																
⑬ ⁶⁾	建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁																																
⑬ ⁷⁾ ⑬ ⁸⁾	D/W 補給用窒素ガス供給用第一隔離弁																																
⑬ ⁹⁾ ⑬ ¹⁰⁾	S/C 側 PSA 窒素供給ライン第一隔離弁																																

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

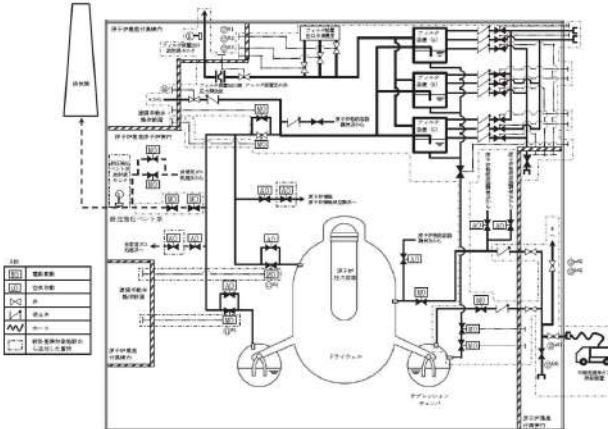
大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>図1.7-13 図 可搬型緊急ガス供給装置による原子炉格納容器への緊急供給 タイムチャート</p>	<p>比較対象なし</p>	<p>【女川】 設備の相違(BWR 固有の対応手段)</p>

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																				
	 <p data-bbox="801 837 1281 853">第1.7-14図 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ページ 概要図 (1/2)</p> <table border="1" data-bbox="779 877 1321 1133"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑪^{#1}</td> <td>S/C ベント用出口隔離弁</td> </tr> <tr> <td>⑪^{#2}</td> <td>D/W ベント用出口隔離弁</td> </tr> <tr> <td>⑫^{#1}</td> <td>PSA 窒素供給ライン元弁</td> </tr> <tr> <td>⑫^{#2}</td> <td>建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁</td> </tr> <tr> <td>⑬^{#1}⑬^{#2}</td> <td>FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁</td> </tr> <tr> <td>⑭</td> <td>FCVS PSA 側窒素供給ライン止め弁</td> </tr> <tr> <td>⑯^{#1}</td> <td>フィルタ装置出口水素濃度計ドレン排出弁</td> </tr> <tr> <td>⑯^{#2}</td> <td>フィルタ装置出口水素濃度計入口弁</td> </tr> <tr> <td>⑯^{#3}</td> <td>フィルタ装置出口水素濃度計出口弁</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="817 1141 1276 1157">#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弁があることを示す。</p> <p data-bbox="734 1189 1355 1204">第1.7-14図 原子炉格納容器フィルタベント系停止後の窒素ページ 概要図 (2/2)</p>	操作手順	弁名称	⑪ ^{#1}	S/C ベント用出口隔離弁	⑪ ^{#2}	D/W ベント用出口隔離弁	⑫ ^{#1}	PSA 窒素供給ライン元弁	⑫ ^{#2}	建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁	⑬ ^{#1} ⑬ ^{#2}	FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁	⑭	FCVS PSA 側窒素供給ライン止め弁	⑯ ^{#1}	フィルタ装置出口水素濃度計ドレン排出弁	⑯ ^{#2}	フィルタ装置出口水素濃度計入口弁	⑯ ^{#3}	フィルタ装置出口水素濃度計出口弁	<p data-bbox="1579 758 1792 805" style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;">比較対象なし</p>	<p data-bbox="2004 758 2161 837">【女川】 設備の相違(BWR固有の対応手段)</p>
操作手順	弁名称																						
⑪ ^{#1}	S/C ベント用出口隔離弁																						
⑪ ^{#2}	D/W ベント用出口隔離弁																						
⑫ ^{#1}	PSA 窒素供給ライン元弁																						
⑫ ^{#2}	建屋内 PSA 窒素供給ライン元弁																						
⑬ ^{#1} ⑬ ^{#2}	FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁																						
⑭	FCVS PSA 側窒素供給ライン止め弁																						
⑯ ^{#1}	フィルタ装置出口水素濃度計ドレン排出弁																						
⑯ ^{#2}	フィルタ装置出口水素濃度計入口弁																						
⑯ ^{#3}	フィルタ装置出口水素濃度計出口弁																						

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

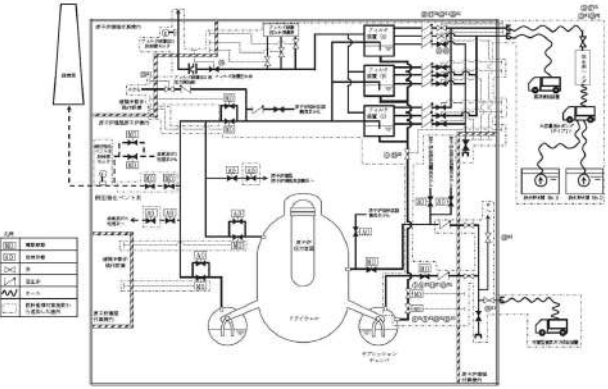
大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>図1.7-15 図 原子炉格納容器フィルタメント系停止後の蒸発バージ タイムチャート</p>	<p>比較対象なし</p>	<p>【女川】 設備の相違(BWR 固有の対応手段)</p>

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																						
	 <p data-bbox="862 782 1220 805">第1.7-16図 フィルタ装置スクラバ溶液移送 概要図 (1/2)</p> <table border="1" data-bbox="739 829 1355 1141"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>⑤⑧^{#1}⑬^{#1}⑱^{#1}</td> <td>FCVS 排水移送ライン第一隔離弁</td> </tr> <tr> <td>⑥⑱^{#1}</td> <td>FCVS 排水移送ライン弁</td> </tr> <tr> <td>⑤^{#1}⑧^{#1}⑬^{#1}⑱^{#1}</td> <td>FCVS 排水移送ライン第二隔離弁</td> </tr> <tr> <td>⑩⑰^{#1}⑲^{#1}⑳^{#1}</td> <td>フィルタ装置 (A) 屋外側重大事故時用給水ライン弁</td> </tr> <tr> <td>⑬⑰^{#1}⑲^{#1}⑳^{#1}</td> <td>フィルタ装置水補給弁</td> </tr> <tr> <td>㉑⑳</td> <td>フィルタ装置 (A) 薬液注入ライン弁</td> </tr> <tr> <td>㉒</td> <td>フィルタ装置出口弁</td> </tr> <tr> <td>㉓^{#1}</td> <td>FCVS PSA 側窒素補給ライン止め弁</td> </tr> <tr> <td>㉓^{#2}</td> <td>FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁</td> </tr> <tr> <td>㉓^{#3}</td> <td>PSA 窒素供給ライン元弁</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="772 1141 1310 1165">#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弁があることを示す。</p> <p data-bbox="772 1189 1310 1220">第1.7-16図 フィルタ装置スクラバ溶液移送 概要図 (2/2)</p>	操作手順	弁名称	⑤⑧ ^{#1} ⑬ ^{#1} ⑱ ^{#1}	FCVS 排水移送ライン第一隔離弁	⑥⑱ ^{#1}	FCVS 排水移送ライン弁	⑤ ^{#1} ⑧ ^{#1} ⑬ ^{#1} ⑱ ^{#1}	FCVS 排水移送ライン第二隔離弁	⑩⑰ ^{#1} ⑲ ^{#1} ⑳ ^{#1}	フィルタ装置 (A) 屋外側重大事故時用給水ライン弁	⑬⑰ ^{#1} ⑲ ^{#1} ⑳ ^{#1}	フィルタ装置水補給弁	㉑⑳	フィルタ装置 (A) 薬液注入ライン弁	㉒	フィルタ装置出口弁	㉓ ^{#1}	FCVS PSA 側窒素補給ライン止め弁	㉓ ^{#2}	FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁	㉓ ^{#3}	PSA 窒素供給ライン元弁	<p data-bbox="1579 758 1792 805" style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block;">比較対象なし</p>	<p data-bbox="2004 750 2161 837">【女川】 設備の相違(BWR固有の対応手段)</p>
操作手順	弁名称																								
⑤⑧ ^{#1} ⑬ ^{#1} ⑱ ^{#1}	FCVS 排水移送ライン第一隔離弁																								
⑥⑱ ^{#1}	FCVS 排水移送ライン弁																								
⑤ ^{#1} ⑧ ^{#1} ⑬ ^{#1} ⑱ ^{#1}	FCVS 排水移送ライン第二隔離弁																								
⑩⑰ ^{#1} ⑲ ^{#1} ⑳ ^{#1}	フィルタ装置 (A) 屋外側重大事故時用給水ライン弁																								
⑬⑰ ^{#1} ⑲ ^{#1} ⑳ ^{#1}	フィルタ装置水補給弁																								
㉑⑳	フィルタ装置 (A) 薬液注入ライン弁																								
㉒	フィルタ装置出口弁																								
㉓ ^{#1}	FCVS PSA 側窒素補給ライン止め弁																								
㉓ ^{#2}	FCVS 側 PSA 窒素供給ライン元弁																								
㉓ ^{#3}	PSA 窒素供給ライン元弁																								

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

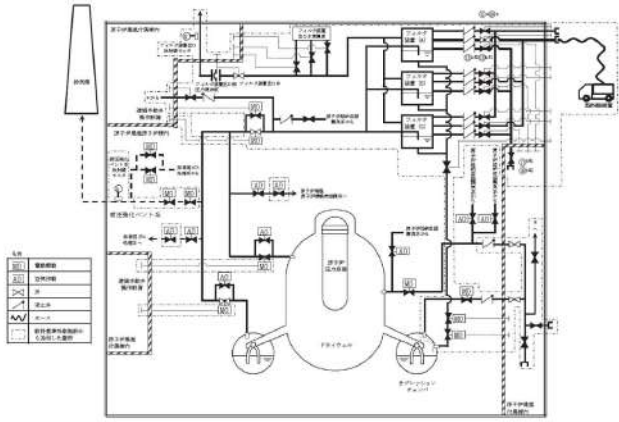
大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>第1.7-17図 フィルタ装置スタバ溶接移送 タイムチャート (1/3)</p> <p>第1.7-17図 フィルタ装置スタバ溶接移送 タイムチャート (2/3)</p> <p>第1.7-17図 フィルタ装置スタバ溶接移送 タイムチャート (3/3)</p>	<p style="text-align: center; border: 1px solid black; padding: 5px;">比較対象なし</p>	<p>【女川】 設備の相違(BWR固有の対応手段)</p>

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由								
	 <p data-bbox="873 885 1209 909">第1.7-18図 フィルタ装置への薬液補給 概要図 (1/2)</p> <table border="1" data-bbox="739 925 1355 1045"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①①①①①</td> <td>フィルタ装置 (A) 薬液注入ライン弁</td> </tr> <tr> <td>①①②①①②②</td> <td>建屋内事故時用給水ライン元弁</td> </tr> <tr> <td>①①②②①①①</td> <td>フィルタ装置 (A) 補給水ライン弁</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="772 1045 1310 1069">#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弁があることを示す。</p> <p data-bbox="795 1093 1288 1125">第1.7-18図 フィルタ装置への薬液補給 概要図 (2/2)</p>	操作手順	弁名称	①①①①①	フィルタ装置 (A) 薬液注入ライン弁	①①②①①②②	建屋内事故時用給水ライン元弁	①①②②①①①	フィルタ装置 (A) 補給水ライン弁	<p data-bbox="1579 750 1792 805">比較対象なし</p>	<p data-bbox="2004 750 2161 837">【女川】 設備の相違(BWR固有の対応手段)</p>
操作手順	弁名称										
①①①①①	フィルタ装置 (A) 薬液注入ライン弁										
①①②①①②②	建屋内事故時用給水ライン元弁										
①①②②①①①	フィルタ装置 (A) 補給水ライン弁										

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

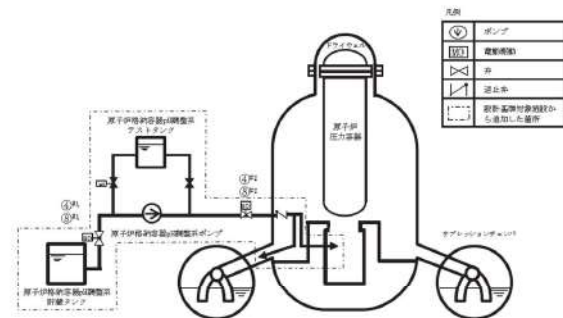
大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>23分 フィルタ装置への薬液補給開始</p> <p>標準</p> <p>操作手順</p> <p>③</p> <p>④</p> <p>⑤</p> <p>⑥, ⑦</p> <p>⑧, ⑨</p> <p>⑩, ⑪</p> <p>⑫</p> <p>⑬</p> <p>⑭</p> <p>⑮</p> <p>⑯</p> <p>⑰, ⑱</p> <p>⑲, ⑳</p> <p>㉑</p> <p>㉒</p> <p>㉓</p> <p>㉔</p> <p>㉕</p> <p>㉖</p> <p>㉗</p> <p>㉘</p> <p>㉙</p> <p>㉚</p> <p>㉛</p> <p>㉜</p> <p>㉝</p> <p>㉞</p> <p>㉟</p> <p>㊱</p> <p>㊲</p> <p>㊳</p> <p>㊴</p> <p>㊵</p> <p>㊶</p> <p>㊷</p> <p>㊸</p> <p>㊹</p> <p>㊺</p> <p>㊻</p> <p>㊼</p> <p>㊽</p> <p>㊾</p> <p>㊿</p> <p>第1.7-19 図 フィルタ装置への薬液補給 タイムチャート</p> <p>表1：中央制御室での水質検査に必要な時間 表2：中央制御室から加圧調整所までの移動時間及び給水の開始時間 表3：薬液補給装置の準備時間は、第1係員エリア及び第4係員エリア 表4：緊急時対策所から第4係員エリアまでの移動時間に必要な時間 表5：薬液補給装置の動作を考慮して想定した作業時間に必要な時間 表6：薬液補給装置の稼働時間として係員エリアから原子炉格納容器までを想定した時間と薬液補給装置までの移動時間 表7：緊急時対策の警戒区域を考慮した作業時間に必要な時間</p>	<p style="text-align: center; border: 1px solid black; padding: 10px;">比較対象なし</p>	<p>【女川】 設備の相違(BWR固有の対応手段)</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由						
	 <table border="1" data-bbox="750 861 1276 941"> <thead> <tr> <th>操作手順</th> <th>弁名称</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>④^{PH}⑤^{PH}</td> <td>PHCSポンプ吸込弁</td> </tr> <tr> <td>④^{PH}⑤^{PH}</td> <td>PHCS注入第二隔離弁</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="750 941 1187 965">※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弁があることを示す。</p> <p data-bbox="851 989 1232 1013">第1.7-20図 原子炉格納容器内pH調整 概要図</p>	操作手順	弁名称	④ ^{PH} ⑤ ^{PH}	PHCSポンプ吸込弁	④ ^{PH} ⑤ ^{PH}	PHCS注入第二隔離弁	<p data-bbox="1568 750 1792 798">比較対象なし</p>	<p data-bbox="1993 750 2150 829">【女川】 設備の相違(BWR固有の対応手段)</p>
操作手順	弁名称								
④ ^{PH} ⑤ ^{PH}	PHCSポンプ吸込弁								
④ ^{PH} ⑤ ^{PH}	PHCS注入第二隔離弁								

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<div data-bbox="891 177 1120 1407" style="text-align: center;"> <p>第 1.7-21 図 原子炉格納容器内 pH 調整 タイムチャート</p> </div> <p>注1：中央制御室での非待機状態に必要な最低時間 注2：機器の動作時間及び動作時間に余裕を見込んだ時間</p>	<div data-bbox="1585 756 1789 799" style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block;"> 比較対象なし </div>	<p>【女川】 設備の相違(BWR固有の対応手段)</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="118 336 595 1246" style="border: 2px solid black; height: 570px; width: 213px;"></div> <div data-bbox="607 341 654 624" style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: 21px; height: 177px; position: absolute; top: 214px; left: 271px;"> 格納容器の前面は機密に係る事項ですので公開することはできません。 </div> <div data-bbox="674 667 698 960" style="text-align: center;"> 第1.7.6図 ホース敷設ルート図（1/2） </div>	<div data-bbox="842 740 1252 786" style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: 183px; height: 29px; margin: 0 auto;"> 泊3号炉との比較対象なし </div>	<div data-bbox="1384 429 1886 1198" style="border: 2px solid black; height: 482px; width: 224px;"></div> <div data-bbox="1890 453 1944 1144" style="text-align: center;"> 第1.7.7図 可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 ホース敷設ルート図（1/2） </div> <div data-bbox="1962 360 1986 767" style="text-align: center;"> 格納容器の内容は機密情報に属しますので公開できません。 </div>	

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="120 312 636 1270" style="border: 2px solid black; height: 600px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="640 319 683 577" style="border: 1px solid black; padding: 2px; font-size: 8px;"> 特記事項は機密に係る事項ですので公開することはありません。 </div> <div data-bbox="678 657 701 930" style="text-align: center; font-size: 8px;"> 第1.7.6図 ホース敷設ルート図 (2/2) </div>	<div data-bbox="842 756 1252 799" style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block;"> 泊3号炉との比較対象なし </div>	<div data-bbox="1397 432 1850 1222" style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="1890 512 1948 1187" style="font-size: 8px;"> 第1.7.7図 可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 ホース敷設ルート図 (2/2) </div> <div data-bbox="1962 799 1991 850" style="border: 1px solid black; width: 15px; height: 15px; margin: 0 auto;"></div> <div data-bbox="1962 400 1991 791" style="font-size: 8px;"> 特記事項の内容は機密情報に属しますので公開できません。 </div>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

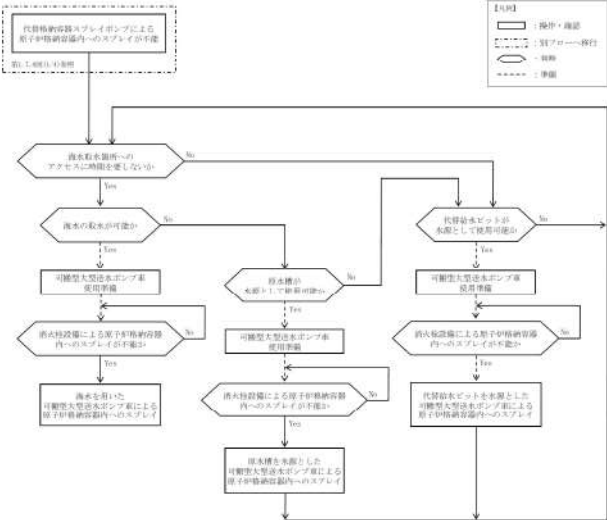
大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【比較のため、記載順序入れ替え】</p> <p>第1.7.3図 格納容器の過圧破損を防止するための対応手順（交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時）</p>	<p>泊3号炉との比較対象なし</p>	<p>(1) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の対応手段の選択 (1/2)</p> <p>第1.7.8図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (1/4)</p>	<p>【大阪】 記載方針の相違 （女川審査実績の反映）</p>

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="203 756 613 799" style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block;">泊3号炉との比較対象なし</div>	<div data-bbox="844 756 1254 799" style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block;">泊3号炉との比較対象なし</div>	<p data-bbox="1384 480 1957 501">(1) 交流動力電源及び原子炉補機冷却機能健全時の対応手段の選択 (2/2)</p>  <p data-bbox="1429 1082 1935 1102">第1.7.8図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (2/4)</p>	<p data-bbox="2022 683 2159 906">【大飯】設備の相違（相違理由①） ・泊3号炉は、可搬型大型送水ポンプ車の水源の選択の手順を本フローで整理している。</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【凡例】 操作・確認 : 操作・確認 判断 : 判断 重大事故等対応設備 : 重大事故等対応設備</p>	<p>【凡例】 プラント状態 : プラント状態 判断 : 判断 重大事故等対応設備 : 重大事故等対応設備</p>	<p>(2) 全交流動力電源喪失又は原子炉補機冷却機能喪失時の対応手段の選択 (1/2)</p> <p>【凡例】 操作・確認 : 操作・確認 判断 : 判断 重大事故等対応設備 : 重大事故等対応設備</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯】 記載方針の相違 (女川審査実績の反映)</p> <p>【女川】 炉型の相違による 設備の相違</p>
<p>第 1.7.7 図 格納容器の過圧破損を防止するための対応手順 (全交流動力電源又は原子炉補機冷却機能喪失)</p>	<p>第 1.7-22 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート</p>	<p>第 1.7.8 図 重大事故等時の対応手段選択フローチャート (3/4)</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3 / 4号炉

【女川2号炉の添付資料1.7.1を掲載】

添付資料 1.7.1

審査基準、基準規則と対処設備との対応表 (1/5)

技術的能力審査基準 (1.7)	番号	設置許可基準規則 (50条)	技術基準規則 (65条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、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過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>② 発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>③ 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（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過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、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過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>② 発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>③ 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（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過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。</p>	⑨
<p>【解釈】 1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同程度の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第1項に規定する「原子炉格納容器バウンダリを維持」とは、境界圧力及び境界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをい、 「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同程度の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—	
<p>(1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止 a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器代替蒸発冷却系、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>a) 格納容器代替蒸発冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p>	⑩	
<p>b) 格納容器代替蒸発冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の予備は、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための予備は、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットによるものであること。</p>	③	<p>② 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設であるBWR及びアイスコンデンサ型格納容器を有するPWRをいう。</p>	—	
<p>(2) 緊急閉鎖 a) 格納容器圧力逃がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧状態を防止する手順等を整備すること。</p>	④	<p>③ 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同程度の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>a) 格納容器圧力逃がし装置を設置すること。</p>	⑪	
<p>(3) 現場操作等 a) 格納容器圧力逃がし装置の制御等は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。</p>	⑤	<p>b) 上記3 a) の格納容器圧力逃がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同程度の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p> <p>1) 格納容器圧力逃がし装置は、排気中に含まれる放射性物質を低減するものであること。</p>	⑫	
<p>b) 炉心の著しい損傷においても、現場において、人力で格納容器圧力逃がし装置の開閉操作ができるよう、建設又は修繕等の放射線防護対策がなされていること。</p>	⑥	<p>③ 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設であるBWR及びアイスコンデンサ型格納容器を有するPWRをいう。</p>	—	

※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淡水源（措置）
※2：フィルタ装置水・薬液供給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

泊発電所 3号炉

添付資料 1.7.1

審査基準、基準規則と対処設備との対応表 (1/6)

技術的能力審査基準 (1.7)	番号	設置許可基準規則 (五十条)	技術基準規則 (六十五条)	番号
<p>【本文】 発電用原子炉設置者において、炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p>	①	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、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過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>② 発電用原子炉施設（原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>③ 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（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過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。</p>	<p>【本文】 発電用原子炉施設には、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過圧による破損を防止するため、原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるものに限る。）には、前項の設備に加えて、原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備を設けなければならない。</p> <p>③ 前項の設備は、共通要因によって第一項の設備の過圧破損防止機能（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過圧による破損を防止するために必要な機能をいう。）と同時にその機能が損なわれるおそれがないよう、適切な措置を講じたものでなければならない。</p>	③
<p>【解釈】 1 「原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同程度の効果を有する措置を行うための手順等をいう。</p>	—	<p>【解釈】 1 第1項に規定する「原子炉格納容器バウンダリを維持」とは、境界圧力及び境界温度において評価される原子炉格納容器の漏えい率を超えることなく、原子炉格納容器内の放射性物質を閉じ込めておくことをい、 「原子炉格納容器バウンダリを維持しながら原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同程度の効果を有する措置を行うための設備をいう。</p>	—	
<p>(1) 原子炉格納容器の過圧破損の防止 a) 炉心の著しい損傷が発生した場合において原子炉格納容器の破損を防止するため、格納容器代替蒸発冷却系、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるために必要な手順等を整備すること。</p>	②	<p>a) 格納容器代替蒸発冷却系又は格納容器再循環ユニットを設置すること。</p>	④	
<p>b) 格納容器代替蒸発冷却系又は格納容器再循環ユニットによる原子炉格納容器内の圧力及び温度の低下の予備は、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットにより、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させるための予備は、格納容器圧力逃がし装置又は格納容器再循環ユニットによるものであること。</p>	—	<p>② 第2項に規定する「原子炉格納容器の構造上、炉心の著しい損傷が発生した場合において短時間のうちに原子炉格納容器の過圧による破損が発生するおそれがあるもの」とは、原子炉格納容器の容積が小さく炉心損傷後の事象進展が速い発電用原子炉施設であるBWR及びアイスコンデンサ型格納容器を有するPWRをいう。</p>	—	

【女川】
PWRとBWRに対する要求事項相違による附番の相違

【大飯】
記載方針の相違（女川審査実績の反映）

・大飯の比較対象となる添付資料1.7.2は後段に掲載している。
・泊は女川の審査実績を踏まえた構成としているため、本資料の比較対象は女川としている。

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3 / 4号炉

【女川2号炉の添付資料1.7.1を掲載】

審査基準、基準規則と対処設備との対応表 (2/5)

技術的能力審査基準 (1.7)	番号	設置許可基準規則 (50条)	技術基準規則 (65条)	番号
c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力速がし装置の隔離弁を操作できるように、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講ずること。	⑦	ii) 格納容器圧力速がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。	ii) 格納容器圧力速がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。	⑬
(4) 放射線防護 a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	⑧	iii) 格納容器圧力速がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力速がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。	iii) 格納容器圧力速がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力速がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。	⑭
		iv) また、格納容器圧力速がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。	iv) また、格納容器圧力速がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。	⑮
		v) 格納容器圧力速がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。	v) 格納容器圧力速がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。	⑯
		vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力速がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力速がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	⑰
		vii) ラブチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力速がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力で設定されたラブチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の空室充満を目的としたもの）を使用する場合はラブチャーディスクを強制的に手で破断する装置を設ける場合を除く。	vii) ラブチャーディスクを使用する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、格納容器圧力速がし装置の使用の妨げにならないよう、十分に低い圧力で設定されたラブチャーディスク（原子炉格納容器の隔離機能を目的としたものではなく、例えば、配管の空室充満を目的としたもの）を使用する場合はラブチャーディスクを強制的に手で破断する装置を設ける場合を除く。	⑱
		viii) 格納容器圧力速がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。	viii) 格納容器圧力速がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。	⑲
		ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	ix) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	⑳
		4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。	4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。	㉑

※1：「1.13 重大事故等の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）
※2：フィルタ装置水・薬液供給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

泊発電所3号炉

審査基準、基準規則と対処設備との対応表 (2/6)

技術的能力審査基準 (1.7)	番号	設置許可基準規則 (五十条)	技術基準規則 (六十五条)	番号
(2) 悪影響防止 a) 格納容器圧力速がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する手順等を整備すること。	-	3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) 格納容器圧力速がし装置を設置すること。	3 第2項に規定する「原子炉格納容器内の圧力を大気中に逃がすために必要な設備」とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 a) 格納容器圧力速がし装置を設置すること。	-
(3) 現場操作等 a) 格納容器圧力速がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。	-	b) 上記3a) の格納容器圧力速がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 1) 格納容器圧力速がし装置は、排気に含まれる放射性物質の量を低減するものであること。	b) 上記3a) の格納容器圧力速がし装置とは、以下に掲げる措置又はこれらと同等以上の効果を有する措置を行うための設備をいう。 1) 格納容器圧力速がし装置は、排気に含まれる放射性物質の量を低減するものであること。	-
		b) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力速がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	b) 格納容器圧力速がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。	-
		c) 隔離弁の駆動源が喪失した場合においても、格納容器圧力速がし装置の隔離弁を操作できるように、必要な資機材を近傍に配備する等の措置を講ずること。	ii) 格納容器圧力速がし装置は、可燃性ガスの爆発防止等の対策が講じられていること。	-
(4) 放射線防護 a) 使用後に高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	-	ii) 格納容器圧力速がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力速がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。	ii) 格納容器圧力速がし装置の配管等は、他の系統・機器（例えばSGTS）や他号機の格納容器圧力速がし装置等と共用しないこと。ただし、他への悪影響がない場合を除く。	-
		iv) また、格納容器圧力速がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。	iv) また、格納容器圧力速がし装置の使用に際しては、必要に応じて、原子炉格納容器の負圧破損を防止する設備を整備すること。	-
		v) 格納容器圧力速がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。	v) 格納容器圧力速がし装置の隔離弁は、人力により容易かつ確実に開閉操作ができること。	-
		vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力速がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	vi) 炉心の著しい損傷時においても、現場において、人力で格納容器圧力速がし装置の隔離弁の操作ができるよう、遮蔽又は遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	-
		vii) 原子炉格納容器の隔離機能を有するラブチャーディスクを設置する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、当該ラブチャーディスクを強制的に手で破断する装置を設置する場合は、この限りでない。	vii) 原子炉格納容器の隔離機能を有するラブチャーディスクを設置する場合は、バイパス弁を併置すること。ただし、当該ラブチャーディスクを強制的に手で破断する装置を設置する場合は、この限りでない。	-
		viii) 格納容器圧力速がし装置の空室充満、出水の浸入防止等のためにラブチャーディスクを設置する場合は、当該ラブチャーディスクは、格納容器圧力速がし装置の機能を損なうおそれがないよう十分に低い圧力で作動するものであること。	viii) 格納容器圧力速がし装置の空室充満、出水の浸入防止等のためにラブチャーディスクを設置する場合は、当該ラブチャーディスクは、格納容器圧力速がし装置の機能を損なうおそれがないよう十分に低い圧力で作動するものであること。	-
		ix) 格納容器圧力速がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。	ix) 格納容器圧力速がし装置は、長期的にも溶融炉心及び水没の悪影響を受けない場所に接続されていること。	-
		x) 排気により高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	x) 排気により高線量となるフィルター等からの被ばくを低減するための遮蔽等の放射線防護対策がなされていること。	-
		xi) 格納容器圧力速がし装置からの放射性物質を含む気体の排気は放射線量の变化によって検出するため、当該装置の排気口又はこれに接続する箇所に放射線量を測定することができる設備を設けること。	xi) 格納容器圧力速がし装置からの放射性物質を含む気体の排気は放射線量の变化によって検出するため、当該装置の排気口又はこれに接続する箇所に放射線量を測定することができる設備を設けること。	-
		4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。	4 第3項に規定する「適切な措置を講じたもの」とは、多様性及び可能な限り独立性を有し、位置的分散を図ることをいう。	-

相違理由
【女川】
設備の相違による対応手段の相違

【大飯】
記載方針の相違（女川審査実績の反映）
・大飯の比較対象となる添付資料1.7.2は後段に掲載しているため、本資料の比較対象は女川としている。

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉

【女川2号炉の添付資料1.7.1を掲載】

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/5)

■：重大事故等対処設備 □：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策						
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	対応手段	機器名称	常設 可設	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考	
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	代替循環冷却ポンプ	新設	① ③ ④ ⑤	-						
	残留熱除去系熱交換器	既設								
	原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）	既設								
	原子炉補機代替冷却水系	新設								
	大容量送水ポンプ（タイプ1）	新設								
	サブプレッションチェンバ	既設								
	残留熱除去系 配管・弁・ストレーナ	既設 新設								
	補給水系 配管・弁	既設 新設								
	スプレイ管	既設								
	ホース・接続口	新設								
	原子炉圧力容器	既設								
	原子炉格納容器	既設								
	非常用取水設備	既設								
	常設代替交流電源設備	新設								
	代替所内電気設備	新設								
	燃料補給設備	新設								
	淡水貯水槽（No.1）※1	新設								
	淡水貯水槽（No.2）※1	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】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）
 ※2：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合には必要な要員

泊発電所3号炉

審査基準，基準規則と対処設備との対応表 (3/6)

■：重大事故等対処設備 □：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

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								
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	対応手段	機器名称	常設 可設	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考			
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	格納容器スプレイポンプ	既設	① ③	-								
	燃料貯留水ビッド	既設										
	格納容器スプレイポンプ	既設										
	非常用貯心冷却設備 配管・弁	既設										
	原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁	既設 新設										
	スプレインゾル	既設										
	スプレインゾル	既設										
	原子炉格納容器	既設										
	原子炉格納容器	既設										
	原子炉格納容器	既設										
	非常用取水設備	既設 新設										
	非常用交流電源設備	既設 新設										
	C、D-格納容器再循環ユニット	既設			C、D-格納容器再循環ユニットによる	-	-	格納容器再循環ユニット	既設			自主対策と 名理由は本支 事案
	C、D-原子炉種補給加水ポンプ	既設										
	C、D-原子炉種補給加水ポンプ	既設										
	C、D-原子炉種補給加水ポンプ	既設										
	原子炉種補給加水サージタンク	既設										
	原子炉種補給加水サージタンク 圧力用 可搬型並列ユニット	新設										
	ホース・弁	既設										
	C、D-原子炉種補給加水ポンプ	既設										
C、D-原子炉種補給加水ポンプ/圧 力ストレーナ	既設											
C、D-原子炉種補給加水ポンプ/圧力 ストレーナ	既設											
原子炉種補給加水設備（原子炉種補給 水設備）配管・弁	既設											
原子炉種補給加水設備（原子炉種補給 水設備）配管・弁	既設											
原子炉格納容器	既設											
非常用取水設備	既設 新設											
可搬型並列交流電源（格納容器再循環 ユニット入口側及び出口側）	新設											
非常用交流電源設備	既設 新設											
代替格納容器スプレイポンプ	既設	① ② ③ ④	-	-								
燃料貯留水ビッド	既設											
燃料貯留水ビッド	既設											
非常用貯心冷却設備 配管・弁	既設											
原子炉格納容器（燃料貯留水設備）配管・弁	既設											
原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁	既設 新設											
スプレインゾル	既設											
スプレインゾル	既設											
原子炉格納容器	既設											
原子炉格納容器	既設											
非常用交流電源設備	既設 新設											
非常用交流電源設備	既設 新設											
代替格納容器スプレイポンプ	既設	① ③	-	-								
燃料貯留水ビッド	既設											
燃料貯留水ビッド	既設											
非常用貯心冷却設備 配管・弁	既設											
原子炉格納容器（燃料貯留水設備）配管・弁	既設											
原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁	既設 新設											
スプレインゾル	既設											
スプレインゾル	既設											
原子炉格納容器	既設											
原子炉格納容器	既設											
非常用交流電源設備	既設 新設											
非常用交流電源設備	既設 新設											
代替格納容器スプレイポンプ	既設	① ③	-	-								
燃料貯留水ビッド	既設											
燃料貯留水ビッド	既設											
非常用貯心冷却設備 配管・弁	既設											
原子炉格納容器（燃料貯留水設備）配管・弁	既設											
原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁	既設 新設											
スプレインゾル	既設											
スプレインゾル	既設											
原子炉格納容器	既設											
原子炉格納容器	既設											
非常用交流電源設備	既設 新設											
非常用交流電源設備	既設 新設											

【女川】
設備の相違による対応手段の相違

【大飯】
記載方針の相違（女川審査実績の反映）
 ・大飯の比較対象となる添付資料1.7.2は後段に掲載している。
 ・泊は女川の審査実績を踏まえた構成としているため、本資料の比較対象は女川としている。

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉

【女川2号炉の添付資料1.7.1を掲載】

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/5）

■：重大事故等対処設備 □：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策						
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	対応手段	機器名称	常設 可撤	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考	
原子炉格納容器格納容器減圧及び除熱（現場操作含む）	フィルタ装置	新設	① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑪ ⑫ ⑬ ⑭ ⑮ ⑯ ⑰ ⑱ ⑲ ⑳	原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）	薬液補給装置	可撤	230分	3名 (5名 ^{注1})	自主対策とする理由は本文参照	
	フィルタ装置出口側圧力開放板	新設			排水設備	常設	20分	3名	自主対策とする理由は本文参照	
	遠隔手動弁操作設備	新設								
	ホース延長回収車	新設								
	可搬型薬液ガム供給装置	新設								
	原子炉格納容器調気系配管・弁	既設 新設								
	原子炉格納容器フィルタベント系配管・弁	既設 新設								
	ホース・薬液供給用ヘッド・接続口	新設								
	ホース・注水用ヘッド・接続口	新設								
	原子炉格納容器（真空破壊装置を含む。）	既設								
	大容量送水ポンプ（タイプ1）	新設								
	淡水貯水槽（No.1）※1	新設								
	淡水貯水槽（No.2）※1	新設								
	屋内常設蓄電池直流電源設備	既設 新設								
	常設代替直流電源設備	新設								
可搬型代替直流電源設備	新設									
燃料補給設備	新設									

※1：「1.13 重大事故等の収束に必要な水の供給手順等」【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）
 ※2：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

泊発電所3号炉

審査基準，基準規則と対処設備との対応表（4/6）

■：重大事故等対処設備 □：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段				自主対策					
対応手段	機器名称	既設 新設	解釈 対応番号	対応手段	機器名称	常設 可撤	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 で使用可能か	備考
原子炉格納容器格納容器減圧及び除熱（現場操作含む）				原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）	電動機駆動消火ポンプ	常設	35分	3名	自主対策とする理由は本文参照
					ディーゼル駆動消火ポンプ	常設			
					ろ過水タンク	常設			
					可搬型ホース	可撤			
					大気防護設備（消火施設）配管・弁	常設			
					給水処理設備 配管・弁	常設			
					原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁	常設			
					スプレインズル	常設			
					スプレイリング	常設			
					原子炉格納容器	常設			
					非常用交流電源設備	常設			
					常用電源設備	常設			
原子炉格納容器格納容器減圧及び除熱（現場操作含む）				原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）	可搬型大型送水ポンプ車	可撤	225分	9名	自主対策とする理由は本文参照
					可搬型ホース・接続口	可撤			
					ホース延長・回収車（送水車用）	可撤			
					非常用中心冷却設備 配管・弁	常設			
					原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁	常設			
					スプレインズル	常設			
					スプレイリング	常設			
					原子炉格納容器	常設			
					非常用取水設備	常設			
					非常用交流電源設備	常設			
					燃料補給設備	常設 可撤			
					常設代替交流電源設備	常設 可撤			
原子炉格納容器格納容器減圧及び除熱（現場操作含む）				原子炉格納容器内の減圧及び除熱（現場操作含む）	可搬型大型送水ポンプ車	可撤	170分	9名	自主対策とする理由は本文参照
					可搬型ホース・接続口	可撤			
					ホース延長・回収車（送水車用）	可撤			
					代替給水ピット	常設			
					非常用中心冷却設備 配管・弁	常設			
					原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁	常設			
					スプレインズル	常設			
					スプレイリング	常設			
					原子炉格納容器	常設			
					非常用交流電源設備	常設			
					燃料補給設備	常設 可撤			
					常設代替交流電源設備	常設 可撤			

【女川】
設備の相違による対応手段の相違

【大飯】
記載方針の相違（女川審査実績の反映）
・大飯の比較対象となる添付資料1.7.2は後段に掲載している。
・泊は女川の審査実績を踏まえた構成としているため、本資料の比較対象は女川としている。

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉

【女川2号炉の添付資料1.7.1を掲載】

審査基準、基準規則と対処設備との対応表 (5/5)

■：重大事故等対処設備 □：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

重大事故等対処設備を使用した手段 審査基準の要求に適合するための手段			自主対策						
対応手段	機器名称	既設 新設	解説 対応番号	対応手段	機器名称	常設 可設	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 と使用可能か	備考
不活性ガス系 内（実機）による	可搬型窒素ガス供給装置	新設	① ④ ⑤	-	-	-	-	-	-
	ホース・薬液供給用ヘッダ・接続口	新設							
	原子炉格納容器減気系配管・弁	新設							
	原子炉格納容器フィルタバント系 配管・弁	新設							
	フィルタ装置	新設							
	常設代替交流電源設備	新設							
	燃料補給設備	新設							
原子炉格納容器 負圧 破損の 防止	可搬型窒素ガス供給装置	新設	① ④ ⑤	-	-	-	-	-	-
	ホース・薬液供給用ヘッダ・接続口	新設							
	原子炉格納容器減気系配管・弁	既設 新設							
	原子炉格納容器フィルタバント系 配管・弁	新設							
	原子炉格納容器	既設							
フィルタ装置	新設								
常設代替交流電源設備	新設								
燃料補給設備	新設								
-	-	-	-	原子炉格納容器内pH調整	原子炉格納容器pH調整系ポンプ 原子炉格納容器pH調整系貯蔵タンク 原子炉格納容器pH調整系配管・弁 原子炉格納容器 常設代替交流電源設備	常設 常設 常設 常設 常設	薬液注入開始まで20分	1名	自主対策とする理由は本文参照

※1：「1.13 重大事故等の取束に必要な水の供給手順等」【解説】1b) 項を満足するための代替淡水源（措置）
 ※2：フィルタ装置水・薬液補給接続口（建屋内）へホースを接続する場合に必要な要員

泊発電所3号炉

審査基準、基準規則と対処設備との対応表 (5/6)

■：重大事故等対処設備 □：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

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						
対応手段	機器名称	既設 新設	解説 対応番号	対応手段	機器名称	常設 可設	必要時間内に 使用可能か	対応可能な人数 と使用可能か	備考
可搬型大型 格納容器 減気系 ポンプ への 注水 による 注水 による 注水 による 注水 による 注水 による 注水 による 注水 による 注水 による	可搬型大型注水ポンプ車	可設	① ② ③ ④	-	可搬型大型注水ポンプ車	可設	225分	9名	自主対策とする理由は本文参照
	可搬型ホース・接続口	可設			可搬型ホース・接続口	可設			
	ホース延長・回収車（送水車用）	可設			ホース延長・回収車（送水車用）	可設			
	取水槽	常設			取水槽	常設			
	2次系取水タンク	常設			2次系取水タンク	常設			
	少過水タンク	常設			少過水タンク	常設			
	非常用中心冷却設備 配管・弁	常設			非常用中心冷却設備 配管・弁	常設			
	原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁	常設			原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁	常設			
	給水給熱設備 配管・弁	常設			給水給熱設備 配管・弁	常設			
	スプレインズル	常設			スプレインズル	常設			
	スプレイリング	常設			スプレイリング	常設			
	原子炉格納容器	常設			原子炉格納容器	常設			
	非常用交流電源設備	常設			非常用交流電源設備	常設			
	燃料補給設備	常設 可設			燃料補給設備	常設 可設			
	常設代替交流電源設備	常設 可設			常設代替交流電源設備	常設 可設			
可搬型大型注水ポンプ車	新設	① ② ③ ④	-	可搬型大型注水ポンプ車	新設	-	-	-	-
可搬型ホース・接続口	新設			可搬型ホース・接続口	新設				
ホース延長・回収車（送水車用）	新設			ホース延長・回収車（送水車用）	新設				
2次系取水タンク	新設			2次系取水タンク	新設				
原子炉格納容器減気系配管・弁	既設 新設			原子炉格納容器減気系配管・弁	既設 新設				
原子炉格納容器	既設 新設			原子炉格納容器	既設 新設				
非常用取水設備	既設 新設			非常用取水設備	既設 新設				
可搬型備用貯蔵設備（格納容器内貯蔵ユニット入口流量/出口流量）	新設			可搬型備用貯蔵設備（格納容器内貯蔵ユニット入口流量/出口流量）	新設				
2次系代替交流電源設備	既設 新設			2次系代替交流電源設備	既設 新設				
燃料補給設備	既設 新設			燃料補給設備	既設 新設				

相違理由

【女川】
設備の相違による対応手段の相違

【大飯】
記載方針の相違（女川審査実績の反映）
・大飯の比較対象となる添付資料1.7.2は後段に掲載している。
・泊は女川の審査実績を踏まえた構成としているため、本資料の比較対象は女川としている。

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

審査基準、基準規則と対処設備との対応表(6/6)

■：重大事故等対処設備 □：重大事故等対処設備（設計基準拡張）

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					
対応手段	機器名称	既設新設	解除 対応 番号	対応手段	機器名称	常設 可撤	必要時限内に 使用可能か	対応可能な 人数で 使用可能か	備考
-	-	-	-	原子炉格納容器内へのスプレイング	原子炉格納容器スプレイポンプ	常設	45分	3名	自主対策とする理由は本文参照
					可搬型ホース	可撤			
					燃料取扱用ホース	常設			
					原子炉格納容器スプレイポンプ	常設			
					非常用炉心冷却設備 配管・弁	常設			
					原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁	常設			
					スプレインゾル	常設			
					スプレイリング	常設			
					原子炉格納容器	常設			
					原子炉機械冷却設備（原子炉機械冷却水設備）配管・弁	常設			
常設代替交流電源設備	常設可撤								
-	-	-	-	原子炉格納容器内へのスプレイング	ディーゼル駆動消火ポンプ	常設	35分	3名	自主対策とする理由は本文参照
					ろ過水タンク	常設			
					可搬型ホース	可撤			
					火災防護設備（消火栓設備）配管・弁	常設			
					給水処理設備 配管・弁	常設			
					原子炉格納容器スプレイ設備 配管・弁	常設			
					スプレインゾル	常設			
					スプレイリング	常設			
					原子炉格納容器	常設			
					常設代替交流電源設備	常設可撤			

【女川】
設備の相違による対応手段の相違

【大飯】
記載方針の相違（女川審査実績の反映）
・大飯の比較対象となる添付資料1.7.2は後段に掲載している。
・泊は女川の審査実績を踏まえた構成としているため、本資料の比較対象は女川としている。

泊3号炉との比較対象は
女川2号炉の添付資料1.7.1参照

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

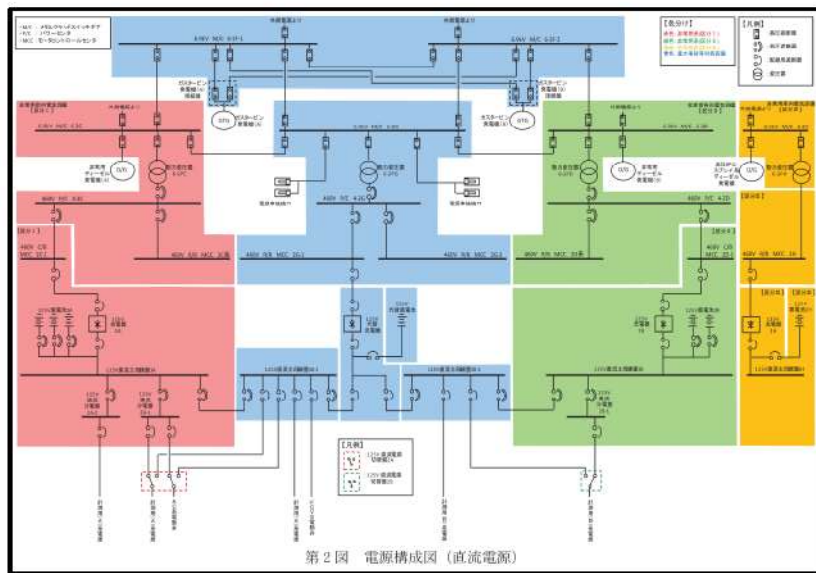
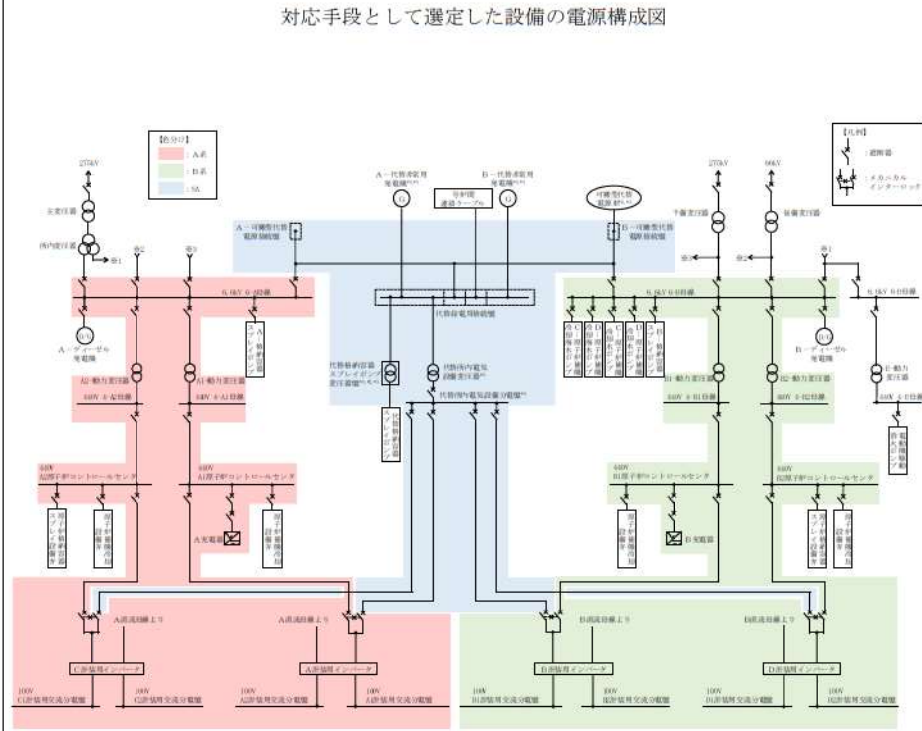
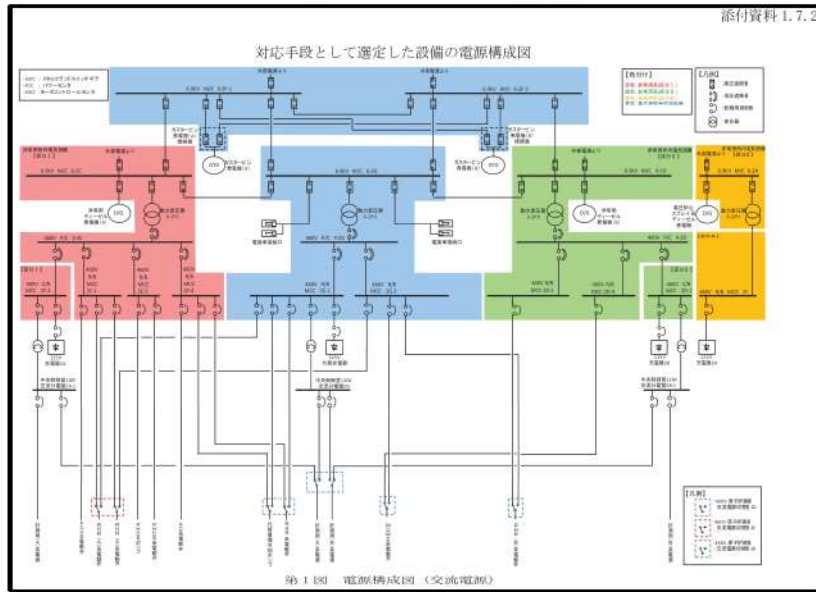
大飯発電所3/4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

【女川2号炉の添付資料1.7.2を掲載】

添付資料 1.7.2



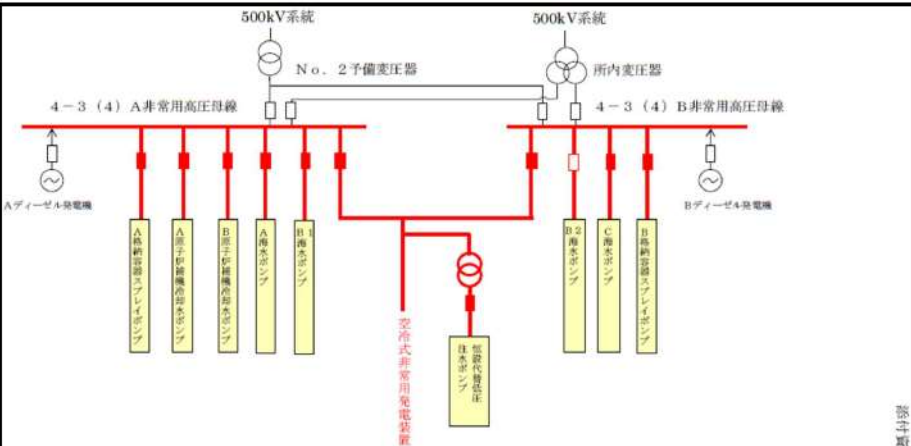
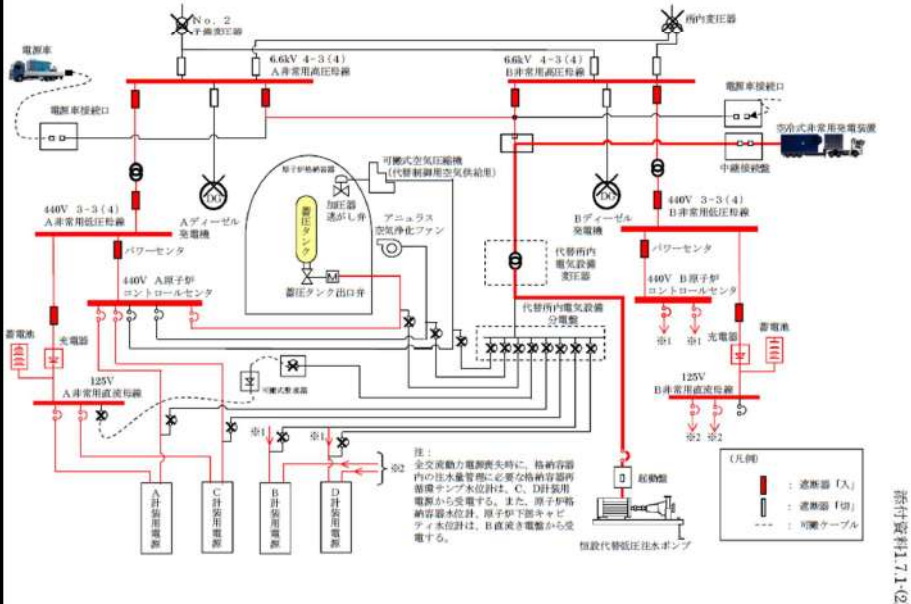
【女川】
 設備の相違による電源構成の相違

【女川】設備の相違
 ・泊は、直流電源の給電対象設備なし。

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【大飯3/4号炉の添付資料1.7.1を掲載】</p>  <p>500kV系統 No. 2予備変圧器 500kV系統 所内変圧器 4-3 (4) A非正常用高圧母線 4-3 (4) B非正常用高圧母線 Aディーゼル発電機 Bディーゼル4発電機 空冷式非正常用発電装置 恒設代替圧注水ポンプ</p> <p>添付資料1.7.1(1)</p>	<p>比較対象は泊3号炉の添付資料1.7.2を参照</p>	
 <p>6.6kV 4-3 (4) A非正常用高圧母線 6.6kV 4-3 (4) B非正常用高圧母線 440V 3-3 (4) A非正常用低圧母線 440V B非正常用低圧母線 125V A非正常用直流母線 125V B非正常用直流母線 Aディーゼル発電機 Bディーゼル発電機 A計装用電源 C計装用電源 B計装用電源 D計装用電源 恒設代替圧注水ポンプ</p> <p>添付資料1.7.1(2)</p>		<p>【大飯】 記載方針の相違（女川審査実績の反映） ・泊との比較箇所は、添付資料1.7.2第1図 電源構成図（交流電源）である。 ・泊は流路及び給電に使用する設備を記載 ・泊は代替所内電気設備による給電も含めて1つの図で記載している。</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉

添付資料1.7.2

Table with 10 columns: 設備の名称, 設備の概要, 設備の位置, 設備の仕様, 設備の材質, 設備の構造, 設備の取組, 設備の運用, 設備の保守, 設備の検査. Rows include items like 燃料格納容器, 燃料冷却システム, 圧力抑制システム, etc.

第1-表2 重大事故等対応組織の構成に関する設備の取組みを記載する。

泊発電所3号炉

相違理由

比較対象は泊3号炉の添付資料1.7.1を参照

【大飯】
記載方針の相違（女川審査実績の反映）
・大飯の比較対象となる泊の添付資料1.7.1は前段で整理している。
・泊は女川の審査実績を踏まえた構成としているため、本資料の比較対象は女川としている。

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉						泊発電所3号炉						相違理由
多様性拡張設備仕様						添付資料1.7.3						相違理由
機器名称	常設 /可撤	耐震性	容量	揚程	台数	機器名称	常設 /可撤	耐震性	容量	揚程	台数	設備の相違 (相違理由①)
液化窒素供給設備	常設	—	約4,900ℓ	—	1基	窒素供給装置	常設	Cクラス	約8,000L	—	1基	
電動消火ポンプ	常設	Cクラス	約1,200m ³ /h	約83m	1台	電動機駆動消火ポンプ	常設	Cクラス	約390m ³ /h	138m	1台	
ディーゼル消火ポンプ	常設	Cクラス	約1,200m ³ /h	約55m	1台	ディーゼル駆動消火ポンプ	常設	Cクラス	約390m ³ /h	133m	1台	
No. 2 淡水タンク	常設	Cクラス	約8,000m ³	—	1基	ろ過水タンク	常設	Cクラス	約1,500m ³	—	4基	
A格納容器スプレイポンプ（自己冷却）	常設	Sクラス	約1,200m ³ /h	約175m	1台	可撤型大型送水ポンプ車	可撤	転倒評価	約300m ³ /h	吐出圧力 約1.3MPa [seage]	4台+予備2台	
燃料取替用水ピット	常設	Sクラス	3号炉：約2,900m ³ (4号炉：約2,100m ³)	—	1基	代替給水ピット	常設	Cクラス	約473m ³	—	1基	
						原水槽	常設	Cクラス	約5,000m ³	—	2基	
						2次系純水タンク	常設	Cクラス	約1,500m ³	—	2基	
						B-格納容器スプレイポンプ	常設	Sクラス	約940m ³ /h	約170m	1台	
						燃料取替用水ピット	常設	Sクラス	約2,000m ³	—	1基	

添付資料1.7.3

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.4(1)</p> <p style="text-align: center;">A、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却</p> <p>【原子炉補機冷却水系加圧操作】</p> <p>1. 操作概要 格納容器内の熱を輸送する原子炉補機冷却水の沸騰を防止するため、原子炉補機冷却水系の加圧を行う。</p> <p>2. 必要要員数及び操作時間 必要要員数：2名/ユニット 操作時間(想定)：35分 操作時間(実績)：31分（現場移動時間を含む。）</p> <p>3. 操作の成立性 アクセス性：ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、アクセス可能である。 作業環境：事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、作業エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においても作業可能である。 また、汚染が予想されることから個人線量計を携帯し、全面マスク等を着用する。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料1.7.4-(1)</p> <p style="text-align: center;">C、D一格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却</p> <p>【原子炉補機冷却系加圧操作】</p> <p>1. 操作概要 原子炉格納容器内の熱を輸送する原子炉補機冷却水の沸騰を防止するため、原子炉補機冷却水系の加圧を行う。</p> <p>2. 操作場所 周辺補機棟T.P.43.6m</p> <p>3. 必要要員数及び操作時間 必要要員数：2名 操作時間(想定)：60分 操作時間(訓練実績等)：41分（現場移動、放射線防護具着用時間を含む。）</p> <p>4. 操作の成立性 移動経路：ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、建屋内照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 作業環境：事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、作業エリアに設置されている照明はバッテリー内蔵型であり、事故環境下においても作業可能である。 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、ゴム手袋等)を装備又は携行して作業を行う。</p>	<p>記載方針の相違 (女川実績の反映) ・操作又は作業場所の追加 ・以降、同様の相違理由は省略する。</p> <p>記載表現の相違 (女川実績の反映) ・泊は「実績」及び「模擬」を「訓練実績等」で統一。 ・放射線防護具着用時間を含めていることを記載。(伊方、玄海と同様) ・以降、同様の相違理由は省略する。</p> <p>記載表現の相違 (女川実績の反映)</p> <p>記載表現の相違 ・泊は状況に応じて防護具を着用する記載(女川と同様) ・以降、同様の相違理由は省略する。</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>操作性：通常行う弁操作と同等であり、容易に操作可能である。また、可搬型ホース接続についてはクイックカブラ式であり容易に接続可能である。操作専用工具もポンペ付近に設置している。</p> <p>連絡手段：事故環境下において通常連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し、確実に連絡可能である。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div data-bbox="224 351 533 582"> <p>①窒素ポンペ（原子炉補機冷却水サージタンク加圧用）可搬型ホース取付け （原子炉周辺建屋 E.L.+42.6m）</p> </div> <div data-bbox="571 351 880 582"> <p>②原子炉補機冷却水系加圧操作 （原子炉周辺建屋 E.L.+42.6m）</p> </div> </div>	<p>操作性：通常行う弁操作と同じであり、容易に操作可能である。また、可搬型ホース接続についてはクイックカブラ式であり容易に接続可能である。操作専用工具もポンペ付近に設置している。</p> <p>連絡手段：事故環境下において通常連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し、確実に中央制御室へ連絡することが可能である。</p> <div style="display: flex; flex-wrap: wrap; justify-content: space-around;"> <div data-bbox="1220 327 1422 486"> <p>原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスポンペ （周辺補機棟 T.P. 43.6m）</p> </div> <div data-bbox="1579 327 1792 486"> <p>原子炉補機冷却水系加圧系統構成 （周辺補機棟 T.P. 43.6m）</p> </div> <div data-bbox="1220 566 1422 726"> <p>原子炉補機冷却水サージタンク窒素供給ホースカブラ接続 （周辺補機棟 T.P. 43.6m）</p> </div> <div data-bbox="1579 566 1792 726"> <p>原子炉補機冷却水系加圧操作 （周辺補機棟 T.P. 43.6m）</p> </div> </div>	<p>記載表現の相違 （女川実績の反映）</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

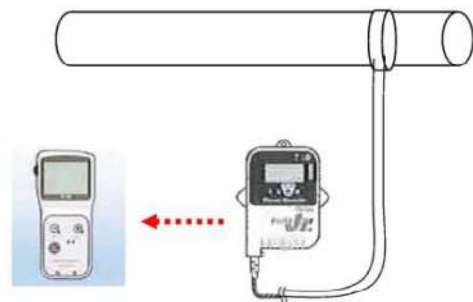
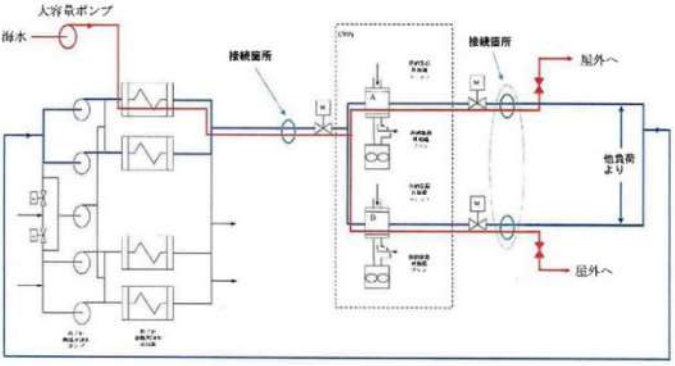
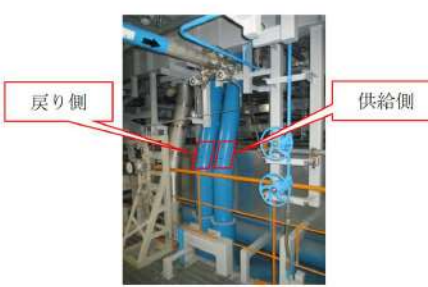

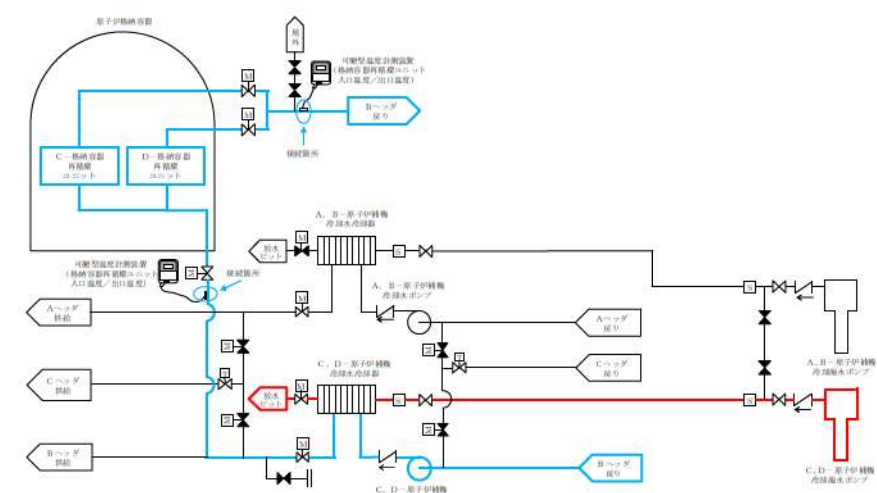
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.4-(2)</p> <p>【可搬型温度計測装置取付け】</p> <p>1. 作業概要 A、D格納容器再循環ユニットでの冷却状況を確認するために、可搬型温度計測装置を取付ける。</p> <p>2. 必要要員数及び作業時間 必要要員数：1名 作業時間（想定）：45分 作業時間（模擬）：45分（現場移動時間を含む。）</p> <p>3. 作業の成立性 アクセス性：ヘッドライト、懐中電灯等を携行し、暗所でも移動できる。 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。 作業環境：周囲温度は通常運転状態と同等である。可搬型温度計測装置の保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、事故環境下においても作業できる。 汚染が予想されることから、個人線量計を携帯し、全面マスク等を着用する。</p> <p>作業性：可搬型温度計測装置の取付け作業は、一般的な作業であり、容易に実施できる。</p> <p>連絡手段：事故環境下において通常の連絡手段が不能となった場合でも、携行型通話装置にて確実に連絡できる。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料1.7.4-(2)</p> <p>【可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）取付け】</p> <p>1. 作業概要 C、D格納容器再循環ユニットでの冷却状況を確認するために、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）を取付ける。</p> <p>2. 作業場所 原子炉補助建屋T.P. 17.8m 周辺補機棟T.P. 10.3m（中間床）</p> <p>3. 必要要員数及び作業時間 必要要員数：2名 作業時間（想定）：60分 作業時間（訓練実績等）：47分（現場移動、放射線防護具着用時間を含む。）</p> <p>4. 作業の成立性 移動経路：ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、建屋内照明消灯時においてもアクセス可能である。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。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 作業環境：事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）の保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、事故環境下においても作業可能である。 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、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。</p> <p>作業性：可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）の取付け作業は、一般的な作業であり、容易に実施できる。</p> <p>連絡手段：事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し、確実に中央制御室へ連絡することが可能である。</p>	<p>記載表現の相違 ・泊は「可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）」を省略せずに記載する。（以降同様の相違理由は省略。）</p> <p>記載表現の相違 （女川実績の反映）</p> <p>記載表現の相違</p> <p>記載表現の相違 （女川実績の反映）</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">大飯発電所3/4号炉</p>  <p style="text-align: center;">データコレクタ 温度ロガー</p> <p style="text-align: center;">① 可搬型温度計測装置取付けイメージ</p>  <p style="text-align: center;">② 温度計設置場所の概略系統図（予定）</p>	 <p style="text-align: center;">戻り側 供給側</p> <p style="text-align: center;">可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット 入口温度/出口温度）設置場所 （周辺補機棟 T.P. 10. 3m（中間床））</p>  <p style="text-align: center;">可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット 入口温度/出口温度） （左：データコレクタ、右：温度ロガー）</p> <p style="text-align: center;">SUSバンド取付け</p>  <p style="text-align: center;">可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度）設置場所の概要図</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

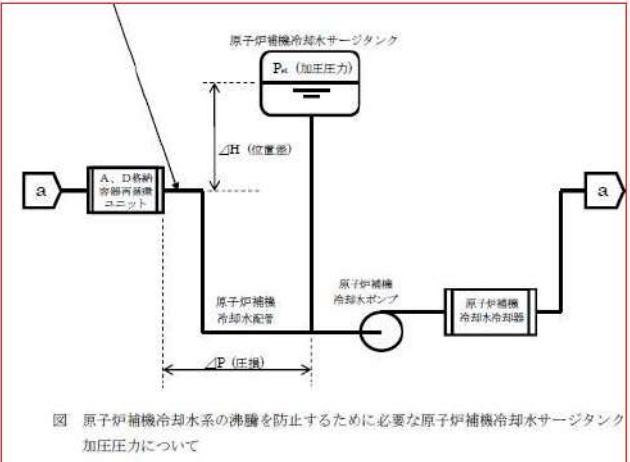
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.5</p> <p style="text-align: center;">原子炉補機冷却水サージタンク加圧について</p> <p>重大事故等時における格納容器内の除熱手段として、A、D格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し除熱を行う格納容器内自然対流冷却がある。</p> <p>格納容器内自然対流冷却では、格納容器内の熱を除去する過程で原子炉補機冷却水の温度が上昇し、原子炉補機冷却水の沸騰により補機冷却機能が喪失することを防止するため、格納容器内自然対流冷却に先立ち窒素ポンベにより原子炉補機冷却水サージタンクを加圧する。</p> <p>加圧設定値 0.25MPa [gage] は、「原子炉格納容器の除熱機能喪失シーケンス」における格納容器内ピーク温度に到達した場合において格納容器再循環ユニットに通水しても原子炉補機冷却水系が沸騰しない圧力としている。</p> <p>有効性評価「原子炉格納容器の除熱機能喪失シーケンス」における格納容器内自然対流冷却では、格納容器内最高温度は約 140℃であり、この飽和蒸気圧力は 0.26MPa [gage] である。</p> <p style="text-align: center;">【参考とした、玄海3/4号炉の添付資料 1.7.5 を掲載】（比較箇所のみ抜粋）</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>加圧設定値 0.34MPa [gage] は、格納容器が最高使用圧力の状態において格納容器再循環ユニットに通水しても原子炉補機冷却水系が沸騰しない圧力としている。</p> <p>有効性評価「格納容器除熱機能喪失シーケンス」における自然対流冷却では、格納容器内最高温度は約 140℃であり、この飽和蒸気圧力は 0.26MPa [gage] であることから加圧設定値 0.34MPa [gage] であれば、原子炉補機冷却水系が沸騰することはない。</p> </div> <p>そのため下記に示すとおり、静水頭差、並びに、配管及び弁類圧損を考慮し、加圧設定値 0.25MPa [gage] であれば、A、D格納容器再循環ユニット出口部の圧力は、0.26MPa [gage] より大きくなり、原子炉補機冷却水系が沸騰することはない。</p> <p>なお、安全弁設定値は加圧設定値より高いため、安全弁を動作させないための処置は不要である。原子炉補機冷却水系の沸騰を防止するためには、以下の関係が必要である。</p> $P_0 (A、D格納容器再循環ユニット出口部の圧力) > P_{sat} (飽和蒸気圧力)$ $\Delta P + \Delta H + P_{st} > P_{sat}$ <p>従って、原子炉補機冷却水サージタンク加圧圧力 (P_{st}) は以下を満足する圧力として、0.25MPa [gage] で加圧する。</p> $P_{st} > P_{sat} - \Delta H - \Delta P$ <p>ここで、</p> <ul style="list-style-type: none"> P_{st} : 原子炉補機冷却水サージタンク加圧圧力、0.25MPa [gage] P_{sat} : 格納容器ピーク温度の飽和蒸気圧力、0.26MPa [gage] ΔH : 静水頭（原子炉補機冷却水サージタンクとの位置差）による印加圧力、0MPa [gage] ΔP : A、D格納容器再循環ユニット下流における配管及び弁類圧損、 MPa [gage] とする。 <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin-left: 100px;"> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p> </div>	<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.5</p> <p style="text-align: center;">原子炉補機冷却水サージタンク加圧について</p> <p>重大事故等時における原子炉格納容器内の除熱手段として、C、D-格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し除熱を行う格納容器内自然対流冷却がある。</p> <p>格納容器内自然対流冷却では、原子炉格納容器内の熱を除去する過程で原子炉補機冷却水の温度が上昇し、原子炉補機冷却水の沸騰により原子炉補機冷却機能が喪失することを防止するため、格納容器内自然対流冷却に先立ち原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスポンベにより原子炉補機冷却水サージタンクを加圧する。</p> <p>加圧設定値0.28MPa [gage] は、有効性評価「原子炉格納容器の除熱機能喪失 大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」における原子炉格納容器内ピーク温度に到達した場合において格納容器再循環ユニットに通水しても原子炉補機冷却水系が沸騰しない圧力としている。</p> <p>有効性評価「原子炉格納容器の除熱機能喪失 大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」における格納容器内自然対流冷却では、格納容器内最高温度は約135℃であり、この飽和蒸気圧力は0.212MPa [gage] であることから加圧設定値0.28MPa [gage] であれば、原子炉補機冷却水系が沸騰することはない。</p> <p>なお、安全弁設定値は加圧設定値より高いため、安全弁を動作させないための処置は不要である。</p>	<p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は設備名称を簡略化して記載しない ・記載表現の相違（女川審査実績の反映） <p>運用の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は飽和蒸気圧力以上に加圧することから、静水頭差、配管及び弁類圧損の考慮は不要である。飽和蒸気圧力以上に加圧する方針は、伊方3号炉、玄海3/4号炉及び川内1/2号炉と同様である。

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

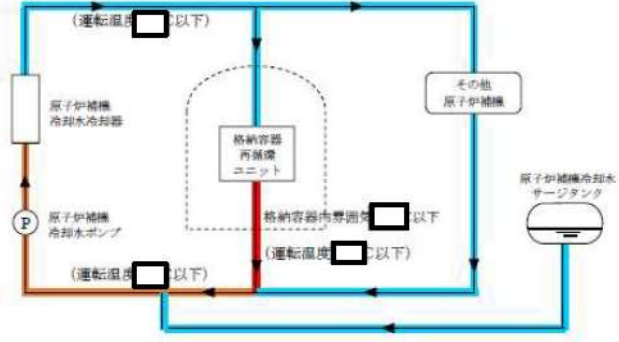
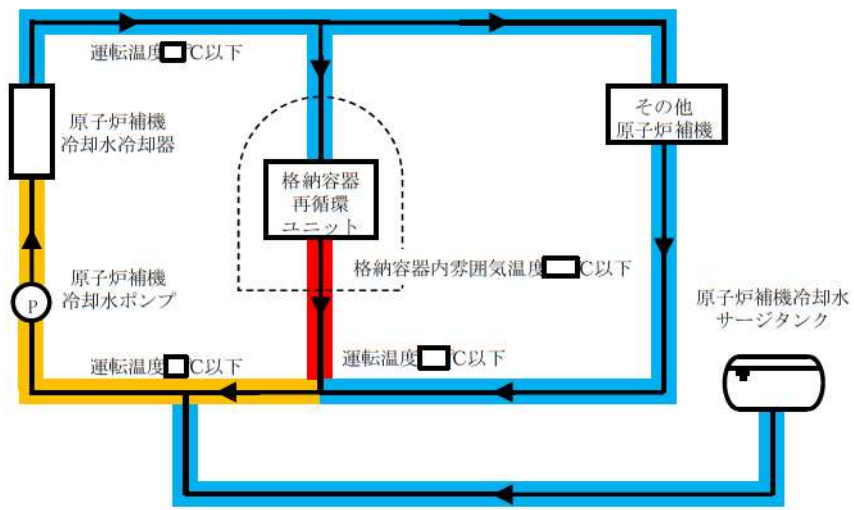
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>P_a : A、D格納容器再循環ユニット出口部の圧力(= $\Delta P + \Delta H + P_{st}$, 図参照)</p> <p>$P_a$(A、D格納容器再循環ユニット出口部の圧力) = (A、D格納容器再循環ユニット下流で損失する圧損) + (位置差) + (原子炉補機冷却水サージタンク加圧圧力) = $\Delta P + \Delta H + P_{st}$</p>  <p>図 原子炉補機冷却水系の沸騰を防止するために必要な原子炉補機冷却水サージタンク加圧圧力について</p> <p>1. 原子炉補機冷却水サージタンク設備概要について 最高使用圧力：0.34MPa [gage] (安全弁動作設定値) 最高使用温度：95℃ 加圧設定値：0.25MPa [gage] (窒素ポンベ設置本数：3本) 通常運転圧力：4.9～29kPa [gage]</p> <p>参考資料：原子炉補機冷却水サージタンク設計上の最高使用温度の保守性について</p>	<p>1. 原子炉補機冷却水サージタンク設備概要について 最高使用圧力：0.34MPa [gage] (安全弁動作設定値) 最高使用温度：95℃ 加圧設定値：0.28MPa [gage] (原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスポンベ設置本数：4本) 通常運転圧力：0.005～0.04MPa [gage]</p> <p>参考資料：原子炉補機冷却水サージタンク設計上の最高使用温度の保守性について</p>	<p>設備名称の相違 設計の相違 ・予備のポンペ本数の違いから設置本数が相違する。大飯は、予備1本、泊は、予備2本。</p>
以上	以上	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">参考資料</p> <p style="text-align: center;">原子炉補機冷却水サージタンク設計上の最高使用温度の保守性について</p> <p>原子炉格納容器の除熱機能喪失時（大LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗）の原子炉補機冷却水系の運転状態を図1に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水サージタンク出口配管の原子炉補機冷却水戻り母管との接続位置は、再循環ユニット戻り配管の原子炉補機冷却水戻り母管への合流点より下流側である。 原子炉補機冷却水冷却器から冷却水（運転温度 35℃以下）が供給され、格納容器再循環ユニットからの戻り配管（運転温度 □℃以下）からの冷却水（約 □m³/h）とその他原子炉補機からの戻り配管からの冷却水（約 □m³/h）が合流した母管における原子炉補機冷却水の運転温度は、□℃以下となる。 原子炉補機冷却水サージタンク及びその出口配管の運転温度は、運転温度 □℃以下の母管に出口配管が接続されてこと、また、サージタンク側から加圧することから、戻り母管の運転温度 □℃以下より相対的に低くなる。  <p style="text-align: center;">図1 原子炉補機冷却水系の運転状態（原子炉格納容器の除熱機能喪失時）</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> 枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。 </div>	<p style="text-align: right;">参考資料</p> <p style="text-align: center;">原子炉補機冷却水サージタンク設計上の最高使用温度の保守性について</p> <p>原子炉格納容器の除熱機能喪失時（大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）の原子炉補機冷却水系の運転状態を図1に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水サージタンク出口配管の原子炉補機冷却水戻り母管との接続位置は、格納容器再循環ユニット戻り配管の原子炉補機冷却水戻り母管への合流点より下流側である。 原子炉補機冷却水冷却器から冷却水（運転温度 □℃以下）が供給され、格納容器再循環ユニットからの戻り配管（運転温度 □℃以下）からの冷却水（約 □m³/h）とその他原子炉補機からの戻り配管からの冷却水（約 □m³/h）が合流した母管における原子炉補機冷却水の運転温度は、□℃以下となる。 原子炉補機冷却水サージタンク及びその出口配管の運転温度は、運転温度 □℃以下の母管に出口配管が接続されていること、また、サージタンク側から加圧することから、戻り母管の運転温度（□℃以下）より相対的に低くなる。  <p style="text-align: center;">図1 原子炉補機冷却水系の運転状態（原子炉格納容器の除熱機能喪失時）</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> □ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません </div>	<p style="text-align: center;">相違理由</p> <p>記載表現の相違（女川審査実績の反映）</p> <p>・泊は、系統を示す場合に、「〇〇系」の表現に統一している。以降同様の相違理由は、記載を省略する。</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>以上を踏まえて、原子炉補機冷却水系統における重大事故等対処設備としての最高使用温度の考え方を図2に示す。</p>	<p>以上を踏まえて、原子炉補機冷却水系統における重大事故等対処設備としての最高使用温度の考え方を図2に示す。</p>	
<ul style="list-style-type: none"> 格納容器再循環ユニットから戻り母管までの間の運転温度は□℃以下であり、戻り母管との合流点から下流側の運転温度は□℃以下であるが、保守的に設計上の重大事故等時の使用温度は、175℃と設定している。 原子炉補機冷却水供給配管の運転温度は35℃以下であり、また、その他原子炉補機からの戻り配管の運転温度は□℃より低くなるが、設計基準対象施設としての仕様を考慮して、保守的に設計上の重大事故等時の使用温度として設計基準対象施設の最高使用温度である95℃を設定している。 格納容器内の格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水供給配管の運転温度は35℃以下であるが、格納容器内雰囲気温度を考慮して、保守的に設計上の重大事故等時の使用温度として144℃を設定している。 原子炉補機冷却水サージタンク及びその出口配管の運転温度は、□℃より相対的に低くなるが、設計基準対象施設としての仕様を考慮して、保守的に設計上の重大事故等時の使用温度として設計基準対象施設の最高使用温度である95℃を設定している。 	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器再循環ユニットから戻り母管までの間の運転温度は□℃以下であり、戻り母管との合流点から下流側の運転温度は□℃以下であるが、保守的に設計上の重大事故等時の使用温度は、163℃と設定している。 原子炉補機冷却水供給配管の運転温度は□℃以下であり、また、その他原子炉補機からの戻り配管の運転温度は□℃より低くなるが、設計基準対象施設としての仕様を考慮して、保守的に設計上の重大事故等時の使用温度として設計基準対象施設の最高使用温度である95℃を設定している。 格納容器内の格納容器再循環ユニットへの原子炉補機冷却水供給配管の運転温度は□℃以下であるが、格納容器内雰囲気温度を考慮して、保守的に設計上の重大事故等時の使用温度として141℃を設定している。 原子炉補機冷却水サージタンク及びその出口配管の運転温度は、□℃より相対的に低くなるが、設計基準対象施設としての仕様を考慮して、保守的に設計上の重大事故等時の使用温度として設計基準対象施設の最高使用温度である95℃を設定している。 	
<p>図2 原子炉補機冷却水系統における重大事故等対処設備としての設計上の最高使用温度</p>	<p>図2 原子炉補機冷却水系統における重大事故等対処設備としての設計上の最高使用温度</p>	
<p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>	<p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.6-(1)</p> <p>大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却</p> <p>【大容量ポンプ配置】</p> <p>1. 作業概要 大容量ポンプを吉見橋又は3、4号海水ポンプ室へ配置する。海水ストレーナが使用不能の場合、放水路ピット横へ配置する。</p> <p>2. 必要要員数及び作業時間 必要要員数：20名/ユニット 作業時間(想定)：30分 作業時間(模擬)：30分以内（昼間、夜間に実施、現場移動時間を含む。）</p> <p>3. 作業の成立性 アクセス性：夜間においても、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、アクセス可能である。 作業環境：大容量ポンプ保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、作業可能である。 また、汚染が予想されることから個人線量計を携帯し、全面マスク等を着用する。 作業性：大容量ポンプは、車両として移動可能な設計であり容易に移動できる。 連絡手段：事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバー、衛星電話（アイサットフォン）を携帯しており、確実に連絡可能である。</p> <div style="border: 2px solid black; width: 150px; height: 100px; margin: 20px auto;"></div> <p style="text-align: center;">① 大容量ポンプ (屋外)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 20px auto;"> 枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。 </div>	<div style="border: 2px solid black; padding: 10px; display: inline-block;"> 比較対象は泊3号炉の添付資料1.7.6-(1)参照 </div>	<p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊は可搬型大型送水ポンプ車の保管場所への移動時間と配置時間を含めて次ページの添付資料1.7.6-(1)にて作業の成立性を整理している。(女川と同様)。

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.6-(2)</p> <p>【大容量ポンプ可搬型ホース等の運搬及び設置（水中ポンプの設置含む。）】</p> <p>1. 作業概要 水中ポンプを設置し大容量ポンプへ接続する。大容量ポンプから海水ストレーナまで供給するために可搬型ホース等を設置する。海水ストレーナが使用不能の場合、放水路ピット横海水管トンネルへ可搬型ホース等を設置する。</p> <p>2. 必要要員数及び作業時間 必要要員数：20名/ユニット（海水ストレーナ可搬型ホース接続と同時作業。） 作業時間（想定）：3時間 作業時間（実績）：2.5時間（昼間、夜間に実施。）</p> <p>3. 作業の成立性 アクセス性：夜間においても、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、アクセス可能である。 作業環境：可搬型ホース等の保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、作業可能である。 また、汚染が予想されることから個人線量計を携帯し、全面マスク等を着用する。</p> <p>作業性： 大容量ポンプの水中ポンプの設置要領は、他の水中ポンプ設置と同等であり、作業は実施可能である。</p> <p>また、可搬型ホースの接続はワンタッチ式であり、容易に接続可能である。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料1.7.6-(1)</p> <p>可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D-格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却</p> <p>【可搬型大型送水ポンプ車、可搬型ホース等の設置（水中ポンプの設置含む。）】</p> <p>1. 作業概要 可搬型大型送水ポンプ車によるC、D-格納容器再循環ユニットへの冷却水（海水）を流通するための可搬型大型送水ポンプ車、可搬型ホース等を設置する。海水取水箇所へ水中ポンプを設置し可搬型大型送水ポンプ車へ接続する。</p> <p>2. 作業場所 屋外（海水取水箇所周辺及び原子炉建屋周辺） 原子炉補助建屋T.P. 10.3m（故意による大型航空機の衝突その他テロリズムによる影響がある場合）</p> <p>3. 必要要員数及び作業時間 必要要員数：6名 作業時間（想定）：250分 作業時間（訓練実績等）：167分（現場移動、放射線防護具着用時間を含む。）</p> <p>4. 作業の成立性 移動経路：夜間においても、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、アクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 作業環境：可搬型大型送水ポンプ車等の保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、作業可能である。 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、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。 なお、冬季間の屋外作業では防寒服等の着用が必要となるが、夏季と冬季での作業時間に相違がないことを訓練実績等で確認している。</p> <p>作業性：可搬型大型送水ポンプ車は、車両として移動可能な設計であり容易に移動できる。</p> <p>屋外の可搬型ホースの敷設は、ホース延長・回収車（送水車用）を使用することから、容易に実施可能である。</p> <p>また、可搬型ホースの接続は、汎用の結合金具であり、容易に実施可能である。</p>	<p>記載方針の相違 ・大飯は前ページの添付資料 1.7.6-(1)に資料タイトルを記載 記載表現の相違</p> <p>設備の相違 ・可搬型大型送水ポンプ車を使った代替補機冷却において、大飯は原子炉補機冷却海水設備（SWS）の海水ストレーナ等を接続口として使用し、原子炉補機冷却水設備を介して格納容器再循環ユニットに海水を供給するが、泊では原子炉補機冷却水設備（CCWS）に接続口を設けて格納容器再循環ユニットに海水を供給する。</p> <p>・大飯は前ページの添付資料 1.7.6-(1)に記載</p> <p>設備の相違 ・泊はホース延長・回収車（送水車用）による可搬型ホース敷設の作業の容易性を記載している。（女川と同様） ・泊の可搬型ホースの接続は「汎用の結合金具」である（女川と同様）</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																
<p>連絡手段：事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバー、衛星電話（アイサットフォン）を携帯しており、確実に連絡可能である。</p> <p>【海水ストレーナ側への可搬型ホース接続】</p> <p>【放水路ピット側への可搬型ホース敷設】</p> <p>【水中ポンプ設置】</p> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>	<p>海水取水箇所へ吊り下げて設置する水中ポンプは、軽量なものであり人力で降下設置できる。</p> <p>連絡手段：事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、無線連絡設備（携帯型）、衛星電話設備（携帯型）を携帯しており、確実に中央制御室へ連絡することが可能である。</p> <p>可搬型ホース敷設箇所</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>敷設ルート</th> <th>敷設長さ</th> <th>ホース口径</th> <th>本数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>海水取水箇所(3号炉取水ビットスクリーン室)～可搬型大型送水ポンプ車原子炉補機冷却水南側接続口</td> <td>約 200m×2系統 約 150m×1系統</td> <td>150A</td> <td>約 4本×2系統 約 3本×1系統</td> </tr> <tr> <td>海水取水箇所(3号炉取水ビットスクリーン室)～可搬型大型送水ポンプ車原子炉補機冷却水東側接続口</td> <td>約 450m×1系統</td> <td>150A</td> <td>約 9本×1系統</td> </tr> <tr> <td>海水取水箇所(3号炉取水ビットスクリーン室)～可搬型大型送水ポンプ車原子炉補機冷却水屋内接続口</td> <td>約 750m×2系統</td> <td>150A</td> <td>約 15本×2系統</td> </tr> </tbody> </table> <p>ホース延長・回収車（送水車用）による可搬型ホース敷設 (屋外)</p> <p>可搬型ホース(150A)接続前</p> <p>可搬型ホース(150A)接続後</p> <p>可搬型大型送水ポンプ車の設置 ポンプ車周辺のホース敷設 (屋外)</p> <p>海水取水箇所への水中ポンプ設置 (屋外)</p>	敷設ルート	敷設長さ	ホース口径	本数	海水取水箇所(3号炉取水ビットスクリーン室)～可搬型大型送水ポンプ車原子炉補機冷却水南側接続口	約 200m×2系統 約 150m×1系統	150A	約 4本×2系統 約 3本×1系統	海水取水箇所(3号炉取水ビットスクリーン室)～可搬型大型送水ポンプ車原子炉補機冷却水東側接続口	約 450m×1系統	150A	約 9本×1系統	海水取水箇所(3号炉取水ビットスクリーン室)～可搬型大型送水ポンプ車原子炉補機冷却水屋内接続口	約 750m×2系統	150A	約 15本×2系統	<p>・泊の可搬型大型送水ポンプ車の水中ポンプは人力により設置が可能。</p> <p>設備名称の相違 記載表現の相違 (女川実績の反映)</p> <p>記載内容の相違 ・泊は当該手段で敷設する可搬型ホースの距離等を整理している。(玄海, 川内と同様)</p>
敷設ルート	敷設長さ	ホース口径	本数															
海水取水箇所(3号炉取水ビットスクリーン室)～可搬型大型送水ポンプ車原子炉補機冷却水南側接続口	約 200m×2系統 約 150m×1系統	150A	約 4本×2系統 約 3本×1系統															
海水取水箇所(3号炉取水ビットスクリーン室)～可搬型大型送水ポンプ車原子炉補機冷却水東側接続口	約 450m×1系統	150A	約 9本×1系統															
海水取水箇所(3号炉取水ビットスクリーン室)～可搬型大型送水ポンプ車原子炉補機冷却水屋内接続口	約 750m×2系統	150A	約 15本×2系統															

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.6-(3)</p> <p>【海水ストレーナへの可搬型ホース接続】</p> <p>1. 作業概要 大容量ポンプから海水ストレーナまで供給するために、海水ストレーナ洗浄配管に可搬型ホースを接続する。海水ストレーナが使用不能の場合、放水路ピット横海水管トンネル内のA系海水管マンホールを開放し、アダプタを取付け、可搬型ホースを接続する。</p> <p>2. 必要要員数及び作業時間 必要要員数：20名/ユニット（水中ポンプの設置、大容量ポンプ可搬型ホース等の運搬及び設置と同時作業。） 作業時間(想定)：3時間 作業時間(実績)：海水ストレーナへの接続 15分、 放水路ピット横海水管トンネル内のA系海水管への接続 90分</p> <p>3. 作業の成立性 3. 作業の成立性 アクセス性：夜間においても、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、アクセス可能である。 作業環境：可搬型ホース等の保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、作業可能である。 作業性：海水ストレーナへの可搬型ホース接続及びA系海水管マンホール開放、アダプタ取付けは、一般的な作業（フランジ取外し、取付け。）と同等作業であり、容易に実施可能である。 また、汚染が予想されることから個人線量計を携帯し、全面マスク等を着用する。 連絡手段：事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、トランシーバー、衛星電話（アイサットフォン）を携帯しており、確実に連絡可能である。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: flex-start;"> <div style="text-align: center;"> <p>① 可搬型ホース接続 (屋外)</p>  </div> <div style="text-align: center;"> <p>② 可搬型ホース接続 (屋外)</p>  </div> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: flex-start; margin-top: 10px;"> <div style="text-align: center;"> <p>① A系海水管マンホール アダプタ取付け (海水管トンネル)</p>  </div> </div>	<div style="border: 1px solid black; padding: 10px; width: fit-content; margin: auto;"> <p>比較対象なし</p> </div>	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 可搬型大型送水ポンプ車を使った代替補機冷却において、大飯は原子炉補機冷却海水設備（SWS）の海水ストレーナ等を接続口として使用し、原子炉補機冷却海水設備を介して制御用空気圧縮機に海水を供給するが、泊では原子炉補機冷却海水設備（CCWS）に接続口を設けて制御用空気圧縮機に海水を供給する。

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.6-(4)</p> <p>【ディスタンスピース取替え（海水系～原子炉補機冷却水系）】</p> <p>1. 作業概要 A、D格納容器再循環ユニットへ海水を通水するために、ディスタンスピースを閉止用から通水用に取り替える。</p> <p>2. 必要要員数及び作業時間 必要要員数：3名/ユニット 作業時間(想定)：60分 作業時間(実績)：55分（現場移動時間を含む。）</p> <p>3. 作業の成立性 アクセス性：ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、アクセス可能である。 作業環境：ディスタンスピース取替え作業エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから事故環境下においても作業可能である。 また、汚染が予想されることから個人線量計を携帯し、全面マスク等を着用する。 作業性：ディスタンスピースの取替え作業は、一般的なフランジガスケット取替え作業と同等であり、容易に取替えが可能である。 連絡手段：事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し、確実に連絡可能である。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: flex-start;"> <div style="text-align: center;">  <p>① 作業エリア (制脚建屋 E.L.+7.0m)</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>② ディスタンスピース</p> </div> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: flex-start; margin-top: 20px;"> <div style="text-align: center;">  <p>③ ディスタンスピース取替え (制脚建屋 E.L.+7.0m)</p> </div> </div>	<div style="border: 1px solid black; padding: 10px; width: fit-content; margin: auto;">比較対象なし</div>	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大飯は海水系母管を經由して原子炉補機冷却水系へ代替補機冷却水（海水）を供給する手順であり、系統間を接続するためにディスタンスピースの取替え作業が必要。 ・泊は海水系母管を經由しない手順であり、原子炉補機冷却水系へ直接ホース接続し、代替補機冷却水（海水）を供給する。

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.6-(5)</p> <p>【系統構成】</p> <p>1. 操作概要 全交流動力電源喪失時、A、D格納容器再循環ユニットへ海水を通水するための系統構成を行う。 系統構成は緊急安全対策要員によるディスタンスピース取替え作業と連携して行う。</p> <p>2. 必要要員数及び操作時間 [A、D格納容器再循環ユニットの系統構成] 必要要員数：3名/ユニット 操作時間(想定)：3時間 操作時間(実績)：2.3時間</p> <p>[補機冷却海水通水の系統構成] 必要要員数：3名/ユニット 操作時間(想定)：3時間 操作時間(実績)：52分</p> <p>3. 操作の成立性 アクセス性：ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、アクセス可能である。</p> <p>作業環境：事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから事故環境下においても作業可能である。また、汚染が予想されることから個人線量計を携帯し、全面マスク等を着用する。</p> <p>操作性：通常行う弁操作と同等であり、容易に操作可能である。</p> <p>連絡手段：事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し、確実に連絡可能である。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料1.7.6-(2)</p> <p>【系統構成】</p> <p>1. 操作概要 全交流動力電源喪失時、C、D-格納容器再循環ユニットへ海水を通水するための系統構成を行う。</p> <p>2. 操作場所 周辺補機棟T.P.2.3m, T.P.2.3m(中間床), T.P.10.3m, T.P.17.8m, T.P.24.8m, T.P.43.6m 原子炉補助建屋T.P.-1.7m, T.P.10.3m</p> <p>3. 必要要員数及び操作時間 (1) 系統構成 必要要員数：2名 操作時間(想定)：120分 操作時間(訓練実績等)：64分(現場移動、放射線防護具着用時間を含む。)</p> <p>(2) 系統構成(通水前)、通水操作 必要要員数：2名 操作時間(想定)：50分 操作時間(訓練実績等)：32分(現場移動、放射線防護具着用時間を含む。)</p> <p>4. 操作の成立性 移動経路：ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、建屋内照明消灯時においてもアクセス可能である。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。</p> <p>作業環境：事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。また、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、事故環境下においても作業可能である。</p> <p>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、ゴム手袋等)を装備又は携行して作業を行う。</p> <p>操作性：通常行う弁操作と同じであり、容易に操作可能である。</p> <p>連絡手段：事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し、確実に中央制御室へ連絡することが可能である。</p>	<p>設備の相違</p> <p>・大飯は海水系母管を経由して原子炉補機冷却水系へ代替補機冷却水(海水)を供給する手順であり、系統間を接続するためにディスタンスピースの取替え作業が必要。</p> <p>・泊は海水系母管を経由しない手順であり、原子炉補機冷却水系へ直接ホース接続し、代替補機冷却水(海水)を供給する。</p> <p>記載表現の相違</p> <p>記載表現の相違(女川実績の反映)</p> <p>記載表現の相違(女川実績の反映)</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;">  <p>① A、D格納容器再循環ユニット戻りライン (原子炉周辺建屋 E.L.+17.1m)</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>② 海水供給ライン止め弁 (制御建屋 E.L.+7.0m)</p> </div> </div>	<div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;">  <p>補機冷却水（海水）通水系統構成 (原子炉補助建屋 T.P. 10.3m)</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>補機冷却水（海水）通水系統構成 (周辺補機棟 T.P. 43.6m)</p> </div> </div> <div style="text-align: center; margin-top: 20px;">  <p>補機冷却水（海水） 通水開始前系統構成 (周辺補機棟 T.P. 17.8m)</p> </div>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

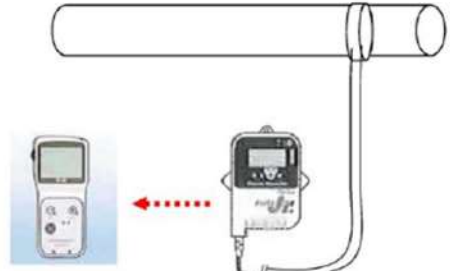
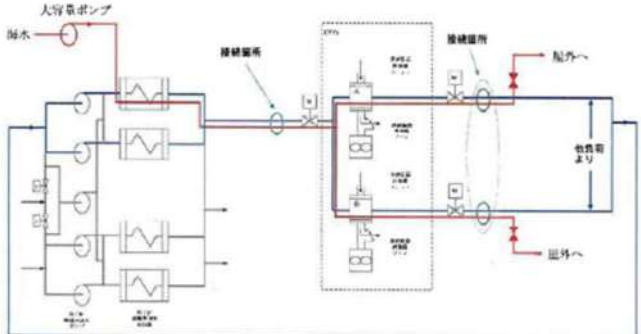




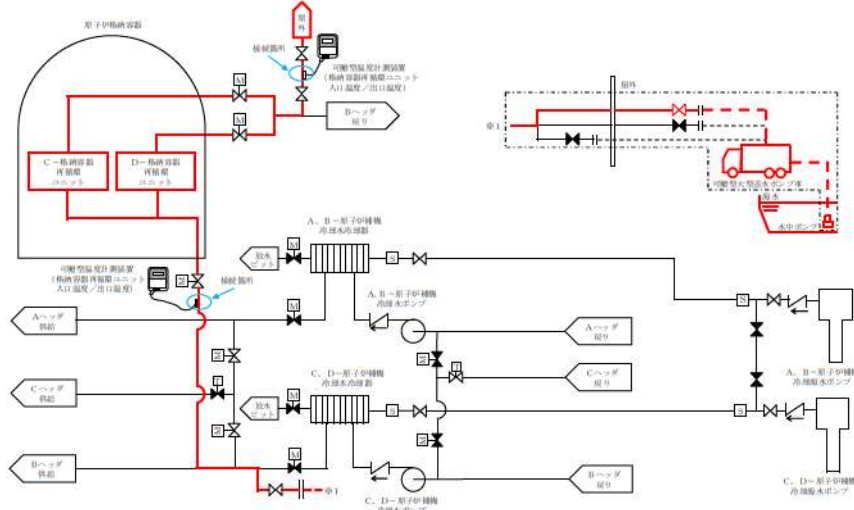
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.6-(6)</p> <p>【可搬型温度計測装置取付け】</p> <p>1. 作業概要 A、D格納容器再循環ユニットでの冷却状況を確認するために、可搬型温度計測装置を取付ける。</p> <p>2. 必要要員数及び作業時間 必要要員数：1名 作業時間（想定）：45分 作業時間（模擬）：45分（現場移動時間を含む。）</p> <p>3. 作業の成立性 アクセス性：ヘッドライト、懐中電灯等を携行し、暗所でも移動できる。 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。 作業環境：周囲温度は通常運転状態と同等である。可搬型温度計測装置の保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、事故環境下においても作業できる。 汚染が予想されることから、個人線量計を携帯し、全面マスク等を着用する。 作業性：可搬型温度計測装置の取付け作業は、一般的な作業であり、容易に実施できる。 連絡手段：事故環境下において通常の連絡手段が不能となった場合でも、携行型通話装置にて確実に連絡できる。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料1.7.6-(3)</p> <p>【可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）取付け】</p> <p>1. 作業概要 C、D格納容器再循環ユニットでの冷却状況を確認するために、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）を取付ける。</p> <p>2. 作業場所 周辺補機棟T.P.10.3m（中間床）、T.P.17.8m</p> <p>3. 必要要員数及び作業時間 必要要員数：2名 作業時間（想定）：60分 作業時間（訓練実績等）：50分（現場移動、放射線防護具着用時間を含む。）</p> <p>4. 作業の成立性 移動経路：ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、建屋内照明消灯時においてもアクセス可能である。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。また、アクセスルート上に支障となる設備はない。 作業環境：事故環境下における室温は通常運転状態と同等である。可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）の保管エリア、運搬ルート及び設置エリア周辺には、作業を行う上で支障となる設備はなく、また、ヘッドライト、懐中電灯等を携行していることから、事故環境下においても作業可能である。 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、ゴム手袋等）を装備又は携行して作業を行う。 作業性：可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）の取付け作業は、一般的な作業であり、容易に実施できる。 連絡手段：事故環境下において通常の連絡手段が使用不能となった場合でも、携行型通話装置を使用し、確実に中央制御室へ連絡することが可能である。</p>	<p>記載表現の相違 (女川実績の反映)</p> <p>記載表現の相違</p> <p>記載表現の相違 (女川実績の反映)</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

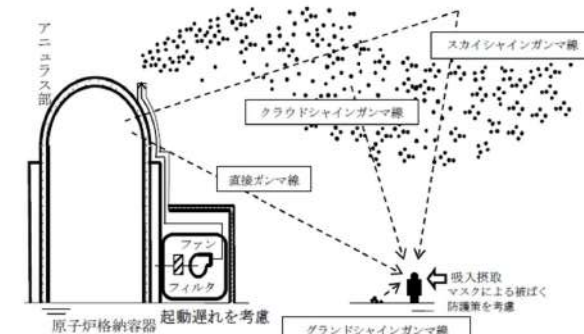
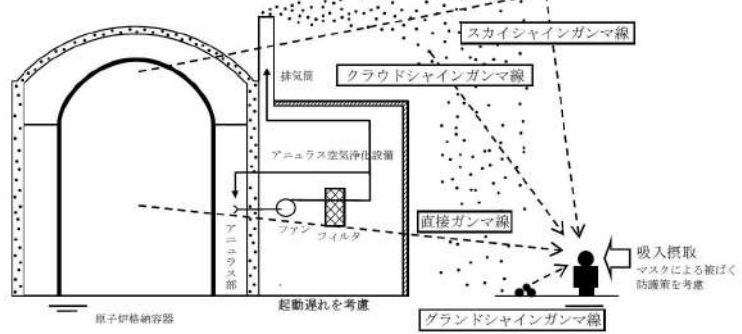
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">大飯発電所3/4号炉</p> <div style="text-align: center;">  <p>データコレクタ 温度ロガー</p> </div> <p style="text-align: center;">① 可搬型温度計測装置取付けイメージ</p> <div style="text-align: center;">  <p>② 温度計設置場所の概略系統図（予定）</p> </div>	<div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;">  <p>可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度）設置場所（供給側） （周辺補機棟 T.P. 10.3m（中間床））</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度）設置場所（排水側） （周辺補機棟 T.P. 17.8m）</p> </div> </div> <div style="text-align: center; margin-top: 20px;">  <p>可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度） （左：データコレクタ，右：温度ロガー）</p> </div> <div style="text-align: center; margin-top: 20px;">  <p>SUSバンド取付け</p> </div> <div style="text-align: center; margin-top: 20px;">  <p>可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度）設置場所の概要図</p> </div>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 1.6.13</p> <p><u>重大事故に係る屋外作業員に対する被ばく評価について</u></p> <p>1. 評価事象</p> <p>評価事象については、有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、作業員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスとして、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力及び温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断LOCA時にECCS注水および格納容器スプレイ注水に失敗するシーケンスとする。本事故シーケンスは、炉心溶融が早く、原子炉内の放射性物質は、早期に格納容器内へ大量に放出される。また、事象進展中は、格納容器の限界圧力を下回るため、格納容器破損防止は図られるが、格納容器内圧が高く推移することから、格納容器内圧に対応した貫通部などのリークパスからの漏えい量が多くなるとともに、早期の漏えいに伴う放出のため、放射能の減衰も小さいことから、放出放射エネルギーの総量は多くなり、被ばく評価としては厳しくなる。</p> <p>2. 考慮する被ばく経路</p> <p>考慮する被ばく経路は、以下のとおりとする。第2-1図に、経路イメージ図を示す。</p> <p>(1) 建屋内からのガンマ線による被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・直接ガンマ線 ・スカイシャインガンマ線 <p>(2) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・クラウドシャインによる外部被ばく ・グラウンドシャインによる外部被ばく ・吸入摂取による内部被ばく  <p style="text-align: center;">第2-1図 被ばく経路イメージ</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.7</p> <p><u>重大事故に係る屋外作業員に対する被ばく評価について</u></p> <p>1. 評価事象</p> <p>評価事象については、有効性評価で想定する格納容器破損モードのうち、作業員の被ばくの観点から結果が最も厳しくなる事故収束に成功した事故シーケンスとして、格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧破損モードにおいて想定している、大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故シーケンスとする。本事故シーケンスは、炉心溶融が早く、原子炉格納容器内の放射性物質は、早期に原子炉格納容器内へ大量に放出される。また、事象進展中は、原子炉格納容器の限界圧力を下回るため、格納容器破損防止は図られるが、原子炉格納容器内圧が高く推移することから、原子炉格納容器内圧に対応した貫通部等のリークパスからの漏えい量が多くなるとともに、早期の漏えいに伴う放出のため、放射能の減衰も小さいことから、放出放射エネルギーの総量は多くなり、被ばく評価としては厳しくなる。</p> <p>2. 考慮する被ばく経路</p> <p>考慮する被ばく経路は、以下のとおりとする。第2-1図に、経路イメージ図を示す。</p> <p>(1) 建屋内からのガンマ線による被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・直接ガンマ線 ・スカイシャインガンマ線 <p>(2) 大気中へ放出された放射性物質による被ばく</p> <ul style="list-style-type: none"> ・クラウドシャインによる外部被ばく ・グラウンドシャインによる外部被ばく ・吸入摂取による内部被ばく  <p style="text-align: center;">第2-1図 被ばく経路イメージ</p>	<p>【大飯】 記載箇所の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊と大飯では重大事故等に使用する設備及び要員が異なるため、被ばく評価対象の屋外作業が異なる。 <p>【大飯】 記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は有効性評価の表現と統一。

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

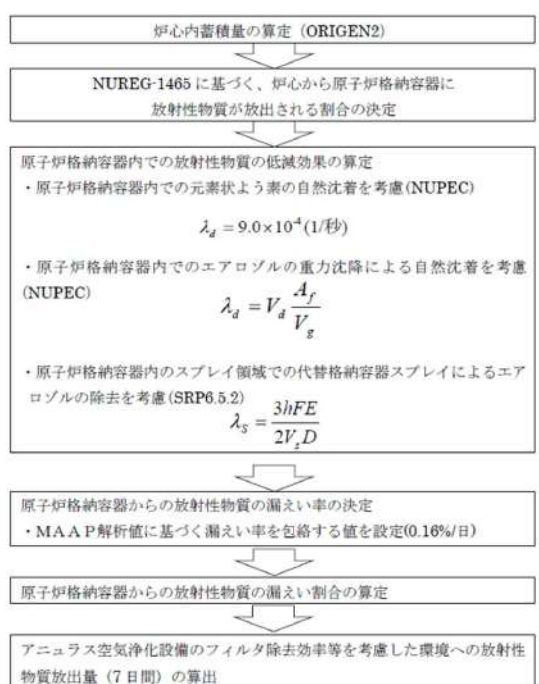
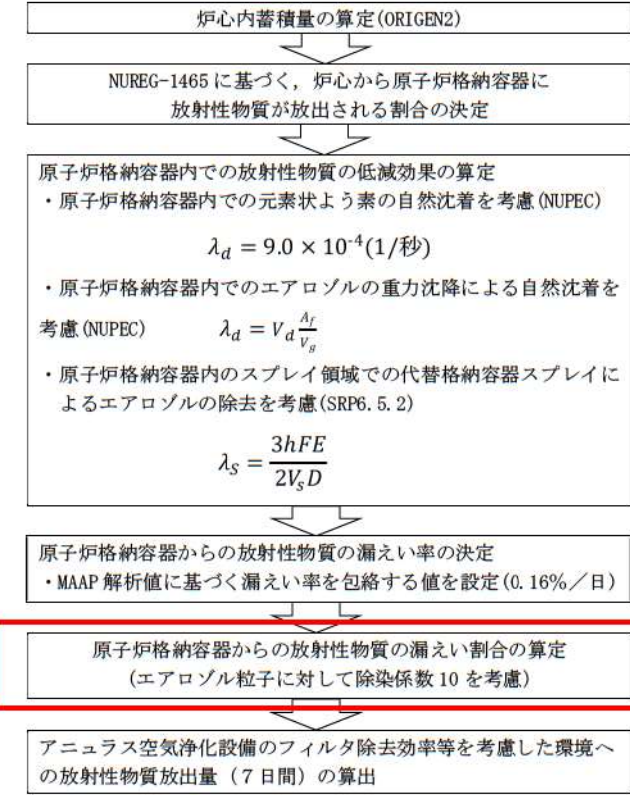
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. 評価対象作業</p> <p>評価対象とする作業は、事象発生直後から早期に行い作業時間の長い運転員等及び緊急安全対策要員が実施する作業として、「送水車による注水」及び「大容量ポンプ準備」の作業とする。これらの作業は同一の緊急安全対策要員により断続的に実施されるため、被ばく線量は各作業時の被ばく線量の合計となる。</p> <p>評価対象作業の選定の考え方については、別紙1に示す。</p>	<p>3. 評価対象作業</p> <p>評価対象とする作業は、事象発生後から早期に行い、作業時間の長い災害対策要員が実施する作業として、「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」、「使用済燃料ピットへの注水確保（海水）」及び「原子炉補機冷却水系への通水確保（海水）」の作業とする。これらの作業は同一の災害対策要員により断続的に実施されるため、被ばく線量は各作業時の被ばく線量の合計となる。</p> <p>評価対象作業の選定の考え方については、別紙1に示す。</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊の評価対象作用は事象発生約7.5時間後から開始する屋外作業のため「直後」としない。 ・大飯の評価対象作業は事象発生約2.5時間後から開始する屋外作業。 <p>【大飯】 設備、運用の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊と大飯では重大事故等に使用する設備及び要員が異なるため、被ばく評価対象の屋外作業が異なる。以降、同様の相違理由は記載省略。

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4. 評価条件</p> <p>4.1. 大気中への放出放射エネルギーの評価</p> <p>放射性物質の大気中への放出量評価のプロセスを第4-1図に示す。</p>  <p>第4-1図 大気中への放射性物質放出量評価の概略プロセス</p> <p>原子炉格納容器内に放出される放射性物質は、ORIGEN2コードで評価した炉心内蓄積量及びNUREG-1465の原子炉格納容器内への放出割合、放出時間を基に設定して評価する。また、よう素の化学形態については適切に考慮する。</p> <p>原子炉格納容器内に放出された放射性物質の沈着等を考慮する。原子炉格納容器からの漏えい率については、0.16%/日とし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効率については設計値を用いる。</p> <p>大気中への放射性物質の放出低減機能を有するアニュラス空気浄化設備の起動時間については、全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れを考慮した評価とする。</p> <p>第4-2図～第4-5図に希ガス、よう素、セシウム並びにその他核種の大気放出過程を、第4-6図～第4-11図に、希ガス、よう素及びセシウムの大気中への放出放射エネルギーの推移グラフを示す。</p>	<p>4. 評価条件</p> <p>4.1. 大気中への放出放射エネルギーの評価</p> <p>放射性物質の大気中への放出量算定の概略を第4-1図に示す。</p>  <p>第4-1図 大気中への放射性物質放出量評価の概略プロセス</p> <p>原子炉格納容器内に放出される放射性物質は、ORIGEN2コードで評価した炉心内蓄積量及びNUREG-1465の原子炉格納容器内への放出割合、放出時間を基に設定して評価する。また、よう素の化学形態については適切に考慮する。</p> <p>原子炉格納容器内に放出された放射性物質の沈着等を考慮する。原子炉格納容器からの漏えい率については0.16%/日とし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効率については設計値を用いる。</p> <p>また、原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果（除染係数は10）を考慮する。</p> <p>大気中への放射性物質の放出低減機能を有するアニュラス空気浄化設備の起動時間については、全交流動力電源喪失及び最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れを考慮した評価とする。</p> <p>第4-2図～第4-5図に希ガス、よう素、セシウム並びにその他核種の大気放出過程を、第4-6図～第4-11図に、希ガス、よう素及びセシウムの大気中への放出放射エネルギーの推移グラフを示す。</p>	<p>【大飯】女川実績反映</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果は女川実績を反映し、最悪条件となるよう10として評価した（有効性評価で説明、以降、「貫通部DFの相違」と記載）。 <p>【大飯】貫通部DFの相違</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4.2. 大気拡散の評価 被ばく評価に用いる相対濃度及び相対線量は、大飯発電所3号炉及び4号炉からの放出として、2010年1月～2010年12月の1年間における気象データを使用する。 3号炉、4号炉それぞれから評価点までの距離及び方位を考慮して、気象指針に基づく大気拡散の評価にしたがい、実効放出継続時間を1時間として計算した値を年間について小さいほうから順に並べた累積出現頻度97%にあたる値を用いる。また、放出形態は、アンユラス空気浄化設備のファン起動までは地上放出とし、ファン起動後は排気筒放出として評価する。</p> <p>4.3. 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくについては、作業場所、施設の位置、建屋の配置、形状等から評価する。直接ガンマ線はQADコード、スカイシャインガンマ線はSCATTERINGコードを用いて評価する。</p> <p>4.4. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線の評価 地表面に沈着した放射性物質（湿性沈着を考慮）からのガンマ線についても考慮する。 なお、4.で述べた評価条件については、第4-1表～第4-7表に整理する。</p> <p>5. 評価のプロセス 4.の条件に従い、各作業場所での線量率の時間推移を算出する。作業員が各作業場所に滞在する時間より、被ばく線量評価を実施する。 今回の評価対象の作業員の対応手順と所要時間を第5-1表に示す。</p> <p>6. 放射線管理上の防護装備について 評価を行う作業については、屋外作業となるため、全面マスク、汚染防護服（タイベック）、個人線量計、ゴム手袋等を着用することとし、被ばく評価において全面マスクの着用を考慮する。</p> <p>7. 評価結果 第7-1表に評価結果を、第7-1図に線量評価点を示す。 「送水車による注水」及び「大容量ポンプ準備」の作業について、作業員の被ばくはそれぞれ約56.2mSv、約11.2mSvであり、合計は約67.4mSvであることから、作業期間中100mSvを下回ることを確認した。</p>	<p>4.2. 大気拡散の評価 被ばく評価に用いる相対濃度及び相対線量は、泊発電所3号炉からの放出として、1997年1月～1997年12月の1年間における気象データを使用する。 3号炉から評価点までの距離及び方位を考慮して、気象指針に基づく大気拡散の評価に従い、実効放出継続時間を1時間として計算した値を年間について小さいほうから順に並べた累積出現頻度97%に当たる値を用いる。また、放出形態は、アンユラス空気浄化設備のファン起動までは地上放出とし、ファン起動後は排気筒放出として評価する。</p> <p>4.3. 建屋内の放射性物質からのガンマ線の評価 建屋内の放射性物質からの直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線による被ばくについては、作業場所、施設の位置、建屋の配置、形状等から評価する。直接ガンマ線はQADコード、スカイシャインガンマ線はSCATTERINGコードを用いて評価する。</p> <p>4.4. 地表面に沈着した放射性物質からのガンマ線の評価 地表面に沈着した放射性物質（湿性沈着を考慮）からのガンマ線についても考慮する。 なお、4.で述べた評価条件については、第4-1表～第4-7表に整理する。</p> <p>5. 評価のプロセス 4.の条件に従い、各作業場所での線量率の時間推移を算出する。作業員が各作業場所に滞在する時間より、被ばく線量評価を実施する。 今回の評価対象の作業員の対応手順と所要時間を第5-1表に示す。</p> <p>6. 放射線管理上の防護装備について 評価を行う作業については、屋外作業となるため、全面マスク、汚染防護服（タイベック）、個人線量計、ゴム手袋等を着用することとし、被ばく評価において全面マスクの着用を考慮する。</p> <p>7. 評価結果 第7-1表に評価結果を、第7-1図から第7-3図に線量評価点を示す。 「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」、「使用済燃料ピットへの注水確保（海水）」及び「原子炉補機冷却水系への通水確保（海水）」の作業それぞれについて、作業員の被ばく線量はそれぞれ約39mSv、約18mSv及び約23mSvであり、合計は約80mSvであることから、作業期間中100mSvを下回ることを確認した。</p>	<p>【大飯】名称の相違 【大飯】個別解析の相違</p> <p>【大飯】 設備、運用の相違 ・泊の屋外作業員の合計被ばく線量は美浜3号炉の約86.7mSvと同等である。</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>単位：Bq (GROSS 値)</p> <p>第4-2 図 希ガスの大気放出過程</p>	<p>放出量と蓄積量は有効数字2桁に四捨五入した値を記載</p> <p>単位：Bq (GROSS 値)</p> <p>第4-2図 希ガスの大気放出過程</p> <p>アンユラス負圧達成時間(78分)までは直接大気に放出するとして評価</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所 3/4号炉	泊発電所 3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">単位：Bq (GROSS 値)</p> <p style="text-align: center;">第4-3 図 よう素の大气放出過程</p>	<p style="text-align: center;">単位：Bq (GROSS 値)</p> <p style="text-align: center;">第4-3図 よう素の大气放出過程</p> <p style="text-align: right;">【大飯】貫通部 DFの相違</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">単位：Bq (GROSS 値)</p> <p style="text-align: center;">第4-4 図 セシウムの大気放出過程</p>	<p style="text-align: center;">単位：Bq (GROSS 値)</p> <p>放出量と蓄積量は有効数字2桁に四捨五入した値を記載</p> <p style="text-align: center;">第4-4図 セシウムの大気放出過程</p> <p>アニュラス負圧達成時間（78分）までは直接大気に放出するとして評価</p>	<p>【大飯】貫通部 DF の相違</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

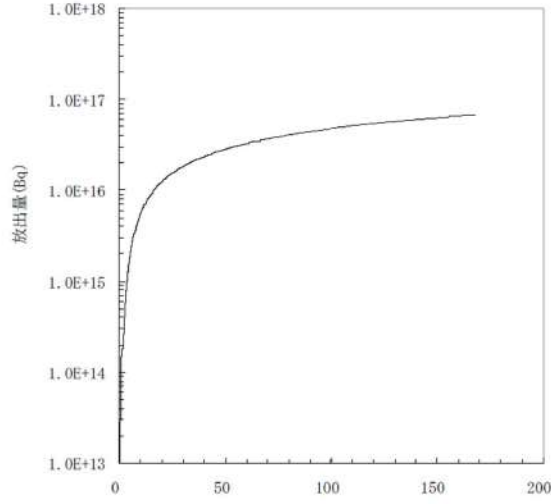
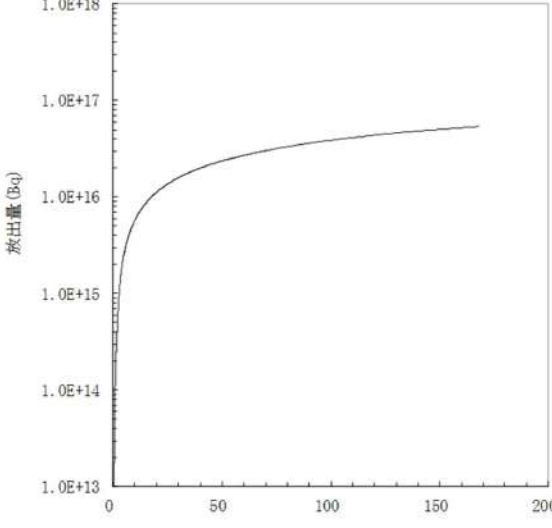
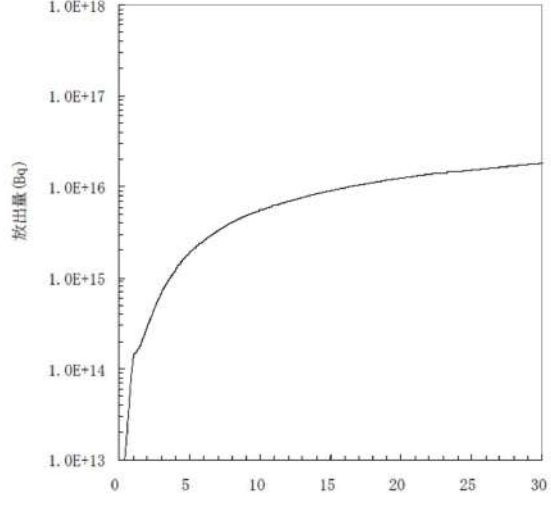
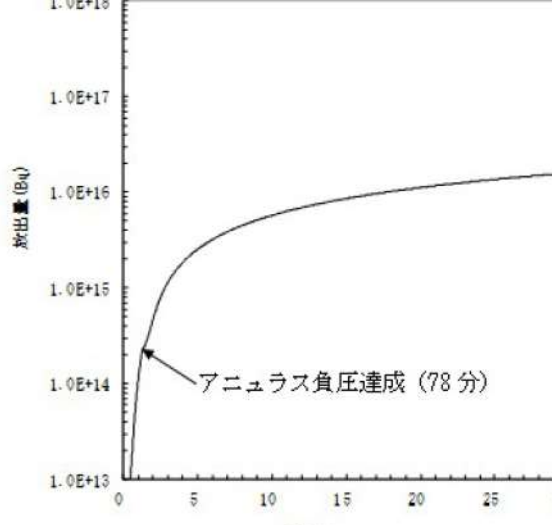
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所 3/4号炉	泊発電所 3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">単位：Bq (GROSS 値)</p> <p style="text-align: center;">第 4-5 図 その他核種の大気放出過程</p>	<p style="text-align: center;">単位：Bq (GROSS 値)</p> <p style="text-align: center;">第4-5図 その他核種の大気放出過程</p> <p style="text-align: right;">アヌーラス負圧達成時間（78分）までは直接大気に放出するとして評価</p>	<p style="color: red;">【大飯】貫通部 DF の相違</p>

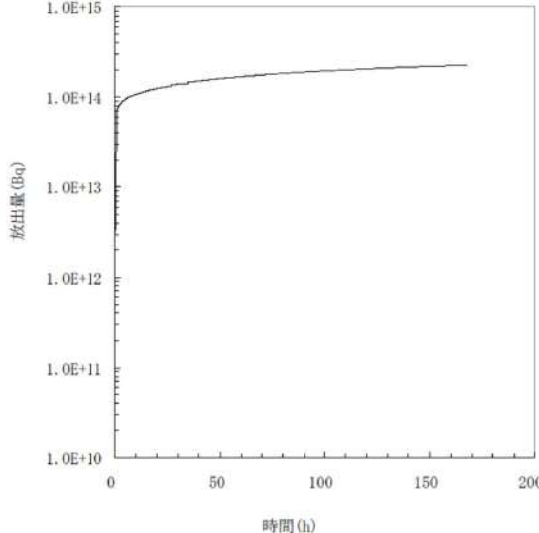
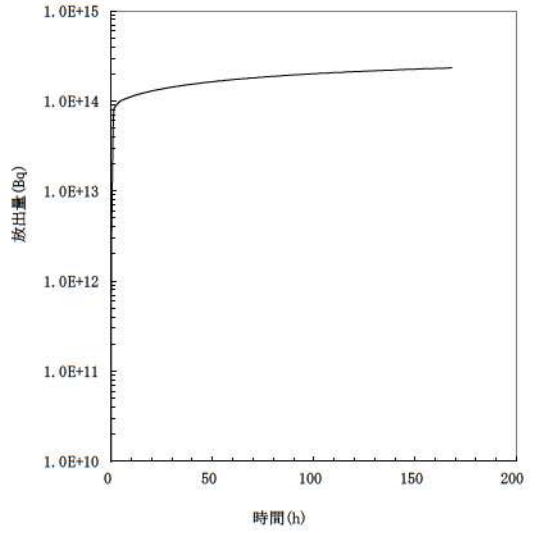
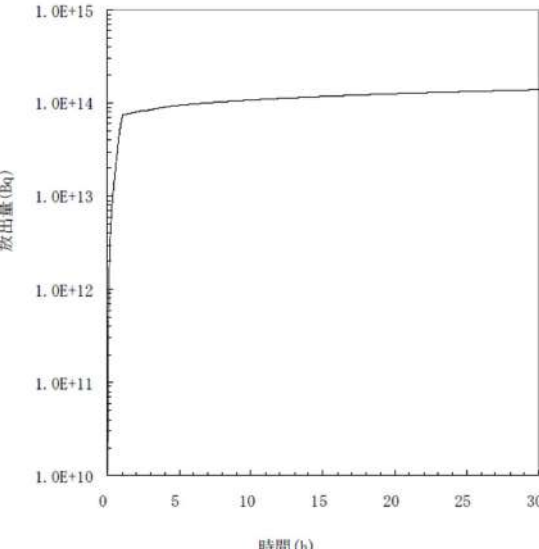
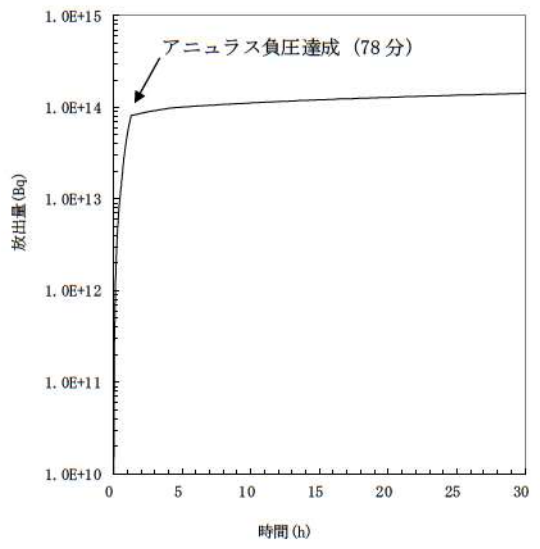
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="526 694 593 710">時間 (h)</p>	 <p data-bbox="1478 694 1545 710">時間 (h)</p>	<p data-bbox="2004 172 2150 223">【大飯】個別解析結果の相違</p>
<p data-bbox="224 726 873 742">第4-6図 希ガス積算放出放射能(Gross値)の推移 (7日間(168時間))</p>	<p data-bbox="1187 726 1836 742">第4-6図 希ガス積算放出放射能(Gross値)の推移 (7日間(168時間))</p>	
 <p data-bbox="526 1340 593 1356">時間 (h)</p>	 <p data-bbox="1478 1340 1545 1356">時間 (h)</p> <p data-bbox="1411 1173 1702 1197">アニュラス負圧達成 (78分)</p>	
<p data-bbox="268 1396 828 1412">第4-7図 希ガス積算放出放射能(Gross値)の推移 (30時間)</p>	<p data-bbox="1220 1364 1780 1380">第4-7図 希ガス積算放出放射能(Gross値)の推移 (30時間)</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

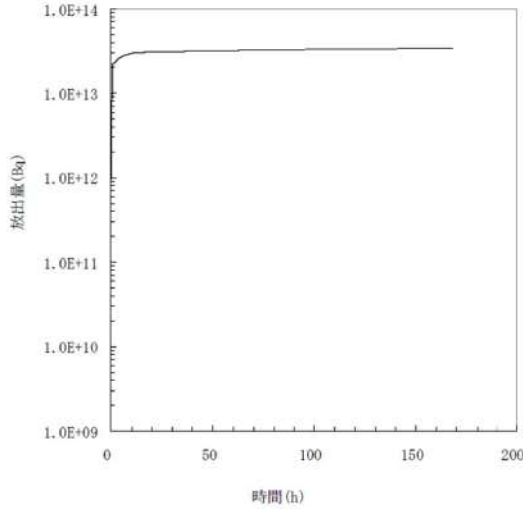
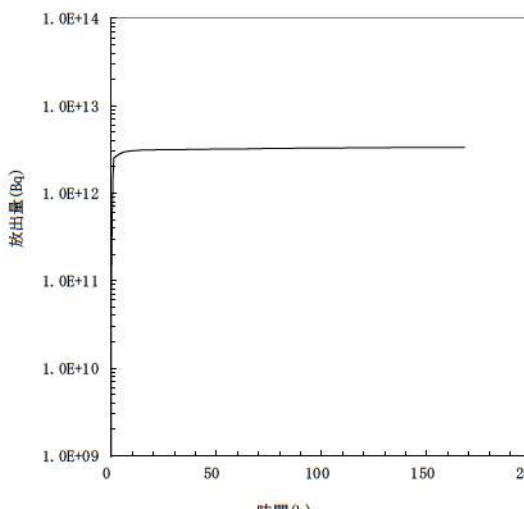
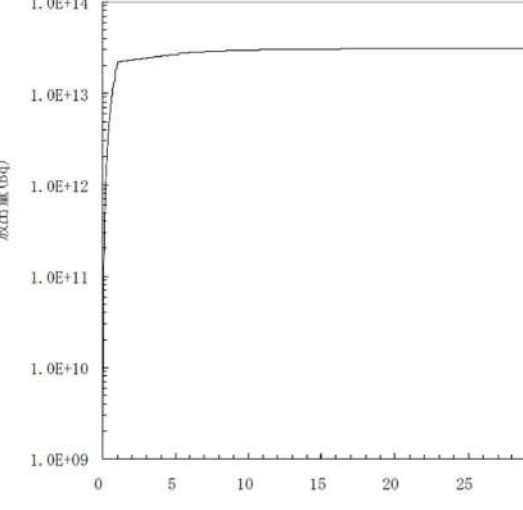
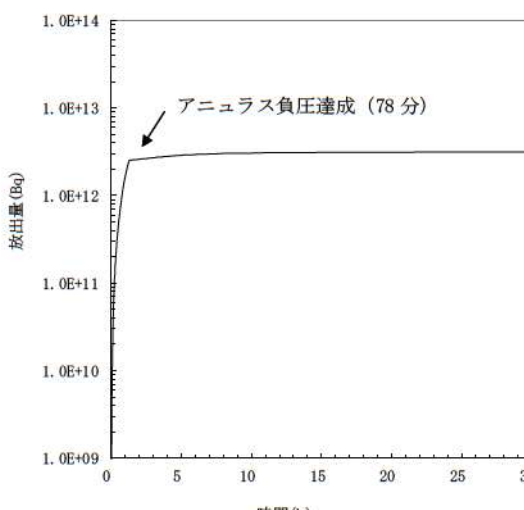
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>【大飯】個別解析結果の相違</p>
<p>第4-8 図 よう素積算放出放射能(Gross 値)の推移 (7日間(168時間))</p>	<p>第4-8図 よう素積算放出放射能(Gross値)の推移 (7日間(168時間))</p>	
		
<p>第4-9 図 よう素積算放出放射能(Gross 値)の推移 (30時間)</p>	<p>第4-9図 よう素積算放出放射能(Gross値)の推移 (30時間)</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>【大飯】個別解析結果の相違</p>
<p>第4-10 図 セシウム積算放出放射能量(Gross 値)の推移 (7日間(168時間))</p>	<p>第4-10図 セシウム積算放出放射能量(Gross値)の推移 (7日間(168時間))</p>	
		
<p>第4-11 図 セシウム積算放出放射能量(Gross 値)の推移 (30時間)</p>	<p>第4-11図 セシウム積算放出放射能量(Gross値)の推移 (30時間)</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所 3/4号炉			泊発電所 3号炉			相違理由
第4-1表 大気中への放出量評価条件(1/2)			第4-1表 大気中への放出量評価条件(1/2)			
評価条件	使用値	選定理由	評価条件	使用値	選定理由	
炉心熱出力	炉心熱出力 (3,411 MWt) の 102 %	定格値に定常誤差 (+2 %) を考慮。	炉心熱出力	炉心熱出力 (2,852 MWt) の 102 %	定格値に定常誤差 (+2 %) を考慮。	
原子炉運転時間	最高 40,000 時間	長半減期種の蓄積により、評価が厳しくなるようサイクル末期に設定。	原子炉運転時間	最高 40,000 時間 (ウラン燃料) 最高 30,000 時間 (MOX 燃料)	評価対象炉心は、深ぼく平面において厳しくなる MOX 燃料燃焼炉心を設定。	
サイクル数 (バッチ数)	4		サイクル数 (バッチ数)	4 (ウラン燃料), 3 (MOX 燃料) 燃料比率は、3/4 : ウラン燃料 1/4 : MOX 燃料	長半減期種の蓄積により、評価が厳しくなるようサイクル末期に設定。	
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量、放出時間	希ガス類：100 % よう素類：75 % Cs 類：75 % Te 類：30.5 % Ba 類：12 % Ru 類：0.5 % Ce 類：0.55 % La 類：0.52 % 放出時間も NUREG-1465 に基づく	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、核分裂生成物放出量が大きくなる低圧シークエンス (大破断 LOCA + ECCS 失敗 + 格納容器スプレイ失敗シークエンスを含む) を代表する NUREG-1465 記載の放出割合、放出時間 (Gap Release ~ Late in-Vessel までを考慮) を設定。(別紙 2 参照)	原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量、放出時間	Xe 類：100 %、I 類：75 % Cs 類：75 %、Te 類：30.5 % Ba 類：12 %、Ru 類：0.5 % Ce 類：0.55 %、La 類：0.52 % 放出時間も NUREG-1465 に基づく	評価対象が炉心損傷後であることを踏まえ、核分裂生成物放出量が大きくなる低圧シークエンス (大破断 LOCA + ECCS 失敗 + 格納容器スプレイ失敗シークエンスを含む) を代表する NUREG-1465 記載の放出割合 (Gap Release ~ Late in-Vessel までを考慮) を設定。(別紙 2 参照)	
よう素の形態	粒子状よう素：5 % 元素状よう素：91 % 有機よう素：4 %	既設の格納容器スプレイ失敗を想定して、pH 調整ができず、pH=7 となると限らないため、pH による有機よう素割合を保守的に設定するために、E.G.1.195 のよう素割合に基づき設定。(別紙 3 参照)	よう素の形態	粒子状よう素：5 % 元素状よう素：91 % 有機よう素：4 %	既設の格納容器スプレイ失敗を想定して、pH 調整ができず、pH=7 となると限らないため、pH による有機よう素割合を保守的に設定するために、E.G.1.195 のよう素割合に基づき設定。(別紙 3 参照)	
原子炉格納容器等への元素状よう素の沈着効果	沈着速度 9.0×10 ⁻⁴ (1/秒)	CSE A6 実験に基づき設定。(別紙 4 参照)	原子炉格納容器等への元素状よう素の沈着効果	沈着速度 9.0×10 ⁻⁴ (1/秒)	CSE A6 実験に基づき設定。(別紙 4 参照)	
原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果	沈着速度 6.94×10 ⁻³ (1/時)	重力沈着速度を用いたモデルを基に設定。(別紙 5 参照)	原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果	沈着速度 6.94×10 ⁻³ (1/時)	重力沈着速度を用いたモデルを基に設定。(別紙 5 参照)	
代替低圧注水ポンプスプレイ効果開始時間	54 分	選定した事故シークエンスに基づき、全交流動力電源喪失 + 最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値として設定。	代替格納容器スプレイによるスプレイ効果開始時間	60 分	選定した事故シークエンスに基づき、全交流動力電源喪失 + 最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値として設定。	
代替低圧注水ポンプスプレイによるエアロゾルの除去効果	除去速度 (DF≧50) 0.32 (1/時) 除去速度 (DF≧50) 0.036 (1/時)	SRP6.5.2 に示された評価式等に基づき設定。(別紙 6 参照)	代替格納容器スプレイによるエアロゾルのスプレイ除去効果	除去速度 (DF≧50) 0.38 (1/時) 除去速度 (DF≧50) 0.048 (1/時)	SRP6.5.2 に示された評価式等に基づき設定。(別紙 6 参照)	
原子炉格納容器からの漏えい率	0.16 %/日	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シークエンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する対象事故シークエンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率に余裕をみだした値を設定。(別紙 7 参照)	原子炉格納容器からの漏えい率	0.16 %/day	有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シークエンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する対象事故シークエンスの原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率に余裕をみだした値を設定。(別紙 7 参照)	

【大飯】個別設計の相違
 ・設計の相違による差はあるが、同様の考え方で評価を実施している。

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																	
<p align="center">第4-1表 大気中への放出量評価条件(2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価条件</th> <th>使用値</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器からの漏えい割合</td> <td>アンユラス部：97% アンユラス部以外：3%</td> <td>現行許認可（添付書類⑩）の考え方に同じ。</td> </tr> <tr> <td>アンユラス部体積</td> <td>13,100 m³</td> <td>設計値として設定。</td> </tr> <tr> <td>アンユラス空気浄化設備ファン流量</td> <td>9.36×10⁴ m³/時 (60分後起動)</td> <td>ファン1台の起動を想定。 (選定した事故シナリオに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値)</td> </tr> <tr> <td>アンユラス負圧達成時間</td> <td>62分</td> <td>選定した事故シナリオに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値 (起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間2分の合計)。起動遅れ時間60分は、空冷式非常用発電装置による電源回復操作及び代替制御用空気供給設備によるアンユラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定。</td> </tr> <tr> <td>アンユラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率</td> <td>0～62分：0% 62分～：99%</td> <td>使用条件での設計値を基に設定。 (別紙8参照)</td> </tr> <tr> <td>アンユラス空気浄化設備よう素フィルタによる除去効率</td> <td>0～62分：0% 62分～：95%</td> <td>使用条件での設計値を基に設定。 (別紙8参照)</td> </tr> </tbody> </table> <p align="center">第4-2表 大気中への放出放射能評価結果(7日積算)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価項目</th> <th>評価結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">希ガス</td> <td>Gross値</td> <td>約 6.7×10¹⁶ Bq</td> </tr> <tr> <td>ガンマ線エネルギー 0.5 MeV換算値</td> <td>約 1.0×10¹⁶ Bq</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">よう素</td> <td>Gross値</td> <td>約 2.3×10¹⁴ Bq</td> </tr> <tr> <td>I-131等価量 (成人実効線量係数換算)</td> <td>約 7.7×10¹³ Bq</td> </tr> <tr> <td>セシウム</td> <td>Gross値</td> <td>約 3.4×10¹³ Bq</td> </tr> <tr> <td>上記以外の核種</td> <td>Gross値</td> <td>約 7.6×10¹³ Bq</td> </tr> </tbody> </table>	評価条件	使用値	選定理由	原子炉格納容器からの漏えい割合	アンユラス部：97% アンユラス部以外：3%	現行許認可（添付書類⑩）の考え方に同じ。	アンユラス部体積	13,100 m ³	設計値として設定。	アンユラス空気浄化設備ファン流量	9.36×10 ⁴ m ³ /時 (60分後起動)	ファン1台の起動を想定。 (選定した事故シナリオに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値)	アンユラス負圧達成時間	62分	選定した事故シナリオに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値 (起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間2分の合計)。起動遅れ時間60分は、空冷式非常用発電装置による電源回復操作及び代替制御用空気供給設備によるアンユラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定。	アンユラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率	0～62分：0% 62分～：99%	使用条件での設計値を基に設定。 (別紙8参照)	アンユラス空気浄化設備よう素フィルタによる除去効率	0～62分：0% 62分～：95%	使用条件での設計値を基に設定。 (別紙8参照)	評価項目	評価結果	希ガス	Gross値	約 6.7×10 ¹⁶ Bq	ガンマ線エネルギー 0.5 MeV換算値	約 1.0×10 ¹⁶ Bq	よう素	Gross値	約 2.3×10 ¹⁴ Bq	I-131等価量 (成人実効線量係数換算)	約 7.7×10 ¹³ Bq	セシウム	Gross値	約 3.4×10 ¹³ Bq	上記以外の核種	Gross値	約 7.6×10 ¹³ Bq	<p align="center">第4-1表 大気中への放出量評価条件(2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価条件</th> <th>使用値</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効率(DP)</td> <td>希ガス：10% エアロゾル粒子：10% 無機よう素：1% 有機よう素：1%</td> <td>原子炉格納容器に対しては、原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果を考慮。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器からの漏えい割合</td> <td>アンユラス部：97% アンユラス部以外：3%</td> <td>現行許認可（添付書類⑩）の考え方に同じ。</td> </tr> <tr> <td>アンユラス部体積</td> <td>7,880 m³</td> <td>設計値として設定。</td> </tr> <tr> <td>アンユラス空気浄化設備ファン流量</td> <td>1.38×10⁴ m³/時 (80分後起動)</td> <td>ファン1台の起動を想定。 (選定した事故シナリオに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値)</td> </tr> <tr> <td>アンユラス負圧達成時間</td> <td>78分</td> <td>選定した事故シナリオに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値 (起動遅れ時間18分の合計)。起動遅れ時間60分は、代替非常用発電機による電源回復操作及びアンユラス空気浄化設備空作動弁代替空気供給等によるアンユラス空気浄化設備の復旧までに要する時間を想定。</td> </tr> <tr> <td>アンユラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率</td> <td>0～78分：0% 78分～：99%</td> <td>使用条件での設計値を基に設定。 (別紙8参照)</td> </tr> <tr> <td>アンユラス空気浄化設備よう素フィルタによる除去効率</td> <td>0～78分：0% 78分～：95%</td> <td>使用条件での設計値を基に設定。 (別紙8参照)</td> </tr> </tbody> </table> <p align="center">第4-2表 大気中への放出放射能評価結果(7日積算)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価項目</th> <th>評価結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">希ガス</td> <td>Gross値</td> <td>約 5.4×10¹⁶ Bq</td> </tr> <tr> <td>ガンマ線エネルギー 0.5 MeV換算値</td> <td>約 8.7×10¹⁵ Bq</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">よう素</td> <td>Gross値</td> <td>約 2.5×10¹⁴ Bq</td> </tr> <tr> <td>I-131等価量 (成人実効線量係数換算)</td> <td>約 8.2×10¹³ Bq</td> </tr> <tr> <td>セシウム</td> <td>Gross値</td> <td>約 3.4×10¹³ Bq</td> </tr> <tr> <td>上記以外の核種</td> <td>Gross値</td> <td>約 7.1×10¹³ Bq</td> </tr> </tbody> </table>	評価条件	使用値	選定理由	原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効率(DP)	希ガス：10% エアロゾル粒子：10% 無機よう素：1% 有機よう素：1%	原子炉格納容器に対しては、原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果を考慮。	原子炉格納容器からの漏えい割合	アンユラス部：97% アンユラス部以外：3%	現行許認可（添付書類⑩）の考え方に同じ。	アンユラス部体積	7,880 m ³	設計値として設定。	アンユラス空気浄化設備ファン流量	1.38×10 ⁴ m ³ /時 (80分後起動)	ファン1台の起動を想定。 (選定した事故シナリオに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値)	アンユラス負圧達成時間	78分	選定した事故シナリオに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値 (起動遅れ時間18分の合計)。起動遅れ時間60分は、代替非常用発電機による電源回復操作及びアンユラス空気浄化設備空作動弁代替空気供給等によるアンユラス空気浄化設備の復旧までに要する時間を想定。	アンユラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率	0～78分：0% 78分～：99%	使用条件での設計値を基に設定。 (別紙8参照)	アンユラス空気浄化設備よう素フィルタによる除去効率	0～78分：0% 78分～：95%	使用条件での設計値を基に設定。 (別紙8参照)	評価項目	評価結果	希ガス	Gross値	約 5.4×10 ¹⁶ Bq	ガンマ線エネルギー 0.5 MeV換算値	約 8.7×10 ¹⁵ Bq	よう素	Gross値	約 2.5×10 ¹⁴ Bq	I-131等価量 (成人実効線量係数換算)	約 8.2×10 ¹³ Bq	セシウム	Gross値	約 3.4×10 ¹³ Bq	上記以外の核種	Gross値	約 7.1×10 ¹³ Bq	<p>【大飯】個別設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 貫通部 DF の相違 貫通部 DF の相違以外では、設計の相違による差はあるが、同様の考え方で評価を実施している。
評価条件	使用値	選定理由																																																																																	
原子炉格納容器からの漏えい割合	アンユラス部：97% アンユラス部以外：3%	現行許認可（添付書類⑩）の考え方に同じ。																																																																																	
アンユラス部体積	13,100 m ³	設計値として設定。																																																																																	
アンユラス空気浄化設備ファン流量	9.36×10 ⁴ m ³ /時 (60分後起動)	ファン1台の起動を想定。 (選定した事故シナリオに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値)																																																																																	
アンユラス負圧達成時間	62分	選定した事故シナリオに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値 (起動遅れ時間60分+起動後負圧達成時間2分の合計)。起動遅れ時間60分は、空冷式非常用発電装置による電源回復操作及び代替制御用空気供給設備によるアンユラス空気浄化設備ダンパへの作動空気供給操作を想定。																																																																																	
アンユラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率	0～62分：0% 62分～：99%	使用条件での設計値を基に設定。 (別紙8参照)																																																																																	
アンユラス空気浄化設備よう素フィルタによる除去効率	0～62分：0% 62分～：95%	使用条件での設計値を基に設定。 (別紙8参照)																																																																																	
評価項目	評価結果																																																																																		
希ガス	Gross値	約 6.7×10 ¹⁶ Bq																																																																																	
	ガンマ線エネルギー 0.5 MeV換算値	約 1.0×10 ¹⁶ Bq																																																																																	
よう素	Gross値	約 2.3×10 ¹⁴ Bq																																																																																	
	I-131等価量 (成人実効線量係数換算)	約 7.7×10 ¹³ Bq																																																																																	
セシウム	Gross値	約 3.4×10 ¹³ Bq																																																																																	
上記以外の核種	Gross値	約 7.6×10 ¹³ Bq																																																																																	
評価条件	使用値	選定理由																																																																																	
原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効率(DP)	希ガス：10% エアロゾル粒子：10% 無機よう素：1% 有機よう素：1%	原子炉格納容器に対しては、原子炉格納容器からの漏えいに関する捕集効果を考慮。																																																																																	
原子炉格納容器からの漏えい割合	アンユラス部：97% アンユラス部以外：3%	現行許認可（添付書類⑩）の考え方に同じ。																																																																																	
アンユラス部体積	7,880 m ³	設計値として設定。																																																																																	
アンユラス空気浄化設備ファン流量	1.38×10 ⁴ m ³ /時 (80分後起動)	ファン1台の起動を想定。 (選定した事故シナリオに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値)																																																																																	
アンユラス負圧達成時間	78分	選定した事故シナリオに基づき、全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失を想定した起動遅れ時間を見込んだ値 (起動遅れ時間18分の合計)。起動遅れ時間60分は、代替非常用発電機による電源回復操作及びアンユラス空気浄化設備空作動弁代替空気供給等によるアンユラス空気浄化設備の復旧までに要する時間を想定。																																																																																	
アンユラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去効率	0～78分：0% 78分～：99%	使用条件での設計値を基に設定。 (別紙8参照)																																																																																	
アンユラス空気浄化設備よう素フィルタによる除去効率	0～78分：0% 78分～：95%	使用条件での設計値を基に設定。 (別紙8参照)																																																																																	
評価項目	評価結果																																																																																		
希ガス	Gross値	約 5.4×10 ¹⁶ Bq																																																																																	
	ガンマ線エネルギー 0.5 MeV換算値	約 8.7×10 ¹⁵ Bq																																																																																	
よう素	Gross値	約 2.5×10 ¹⁴ Bq																																																																																	
	I-131等価量 (成人実効線量係数換算)	約 8.2×10 ¹³ Bq																																																																																	
セシウム	Gross値	約 3.4×10 ¹³ Bq																																																																																	
上記以外の核種	Gross値	約 7.1×10 ¹³ Bq																																																																																	
		<p>【大飯】個別解析結果の相違</p>																																																																																	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉		泊発電所3号炉		相違理由
第4-3表 大気中拡散条件		第4-3表 大気中拡散条件		
項目	使用値	使用値	選定理由	
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	ガウスプルームモデル	大気拡散評価モデルを設定。	
気象資料	大飯発電所における1年間の気象資料(2010.1~2010.12)	泊発電所における1年間の気象資料(1997年1月~1997年12月)	建屋影響を受ける大気拡散評価を実施。大飯発電所において観測された1年間の気象資料を使用。(別紙9参照)	
実効放出継続時間	全核種：1時間	全核種：1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定。	
放出源及び放出源高さ	排気筒 73m 地上 0m	排気筒 73.1m 地上 0m	放出源高さは、アニュラス空気浄化設備が起動前は、地上放出として地上高さを、アニュラス空気浄化設備が起動後は、排気筒放出として排気筒高さを設定している。	
累積出現頻度	97%	97%	従前の大気拡散の評価と同様に設定。	
建屋の影響	考慮する	考慮する	放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮。正方位から風向軸がずれる場合の濃度分布を考慮。	
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉格納容器	原子炉格納容器	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として設定。	
放射性物質濃度の評価点及び着目方位	第4表参照	第4表参照	作業員の移動経路及び作業場所に従って適切な評価点を設定。	
建屋投影面積	2.8×10 ⁴ m ²	2,700 m ²	原子炉格納容器の地表面から上側の最小投影面積として設定。	
形状係数	1/2	1/2	規行許認可(添付書類六)の考え方に同じ。	
評価条件	使用値	使用値	選定理由	
大気拡散評価モデル	ガウスプルームモデル	ガウスプルームモデル	大気拡散評価モデルを設定。	
気象条件	泊発電所における1年間の気象資料(1997年1月~1997年12月)	泊発電所における1年間の気象資料(1997年1月~1997年12月)	建屋影響を受ける大気拡散評価を実施。泊発電所において観測された1年間の気象資料を使用。(別紙9参照)	
実効放出継続時間	全核種：1時間	全核種：1時間	保守的に最も短い実効放出継続時間を設定。	
放出源及び放出源高さ	排気筒 73.1m 地上 0m	排気筒 73.1m 地上 0m	放出源高さは、アニュラス空気浄化設備が起動前は、地上放出として地上高さを、アニュラス空気浄化設備が起動後は、排気筒放出として排気筒高さを設定している。	
累積出現頻度	97%	97%	従前の大気拡散の評価と同様に設定。	
建屋の影響	考慮する	考慮する	放出点から近距離の建屋の影響を受けるため、建屋による巻き込み現象を考慮。正方位から風向軸がずれる場合の濃度分布を考慮。	
巻き込みを生じる代表建屋	原子炉格納容器	原子炉格納容器	放出源から最も近く、巻き込みの影響が最も大きい建屋として設定。	
放射性物質濃度の評価点及び着目方位	第4表参照	第4表参照	作業員の移動経路及び作業場所に従って適切な評価点を設定。	
建屋投影面積	2,700 m ²	2,700 m ²	原子炉格納容器の地表面から上側の最小投影面積として設定。	
形状係数	1/2	1/2	規行許認可(添付書類六)の考え方に同じ。	

【大飯】個別設計の相違
 ・設計の相違による差はあるが、同様の考え方で評価を実施している。

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉										泊発電所3号炉										相違理由
3号機					4号機					3号機					4号機					
評価点	評価距離 (m)※	着目方位	評価方位	評価距離 (m)※	着目方位	評価方位	相対濃度 X/Q (s/m ³)	相対線量 D/Q (Gy/Bq)	評価点	評価距離 (m)※	着目方位	評価方位	相対濃度 x/Q (s/m ³)	相対線量 D/Q (Gy/Bq)	【大飯】個別解析結果の相違					
①	53 m	6	NNE, N, NNW, NW, WNW, W	130 m	3	NE, NNE, N	地上放出：5.7×10 ⁻⁴ 排気筒放出：1.9×10 ⁻⁴	地上放出：5.3×10 ⁻¹⁸ 排気筒放出：1.0×10 ⁻¹⁸	③	80 m	5	SE, SSE, S, SST, SW	地上放出：約2.2×10 ⁻⁴ 排気筒放出：約8.9×10 ⁻⁵	地上放出：約2.5×10 ⁻¹⁸ 排気筒放出：約3.3×10 ⁻¹⁸						
②	54 m	6	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE	170 m	2	NE, ENE	地上放出：4.8×10 ⁻⁴ 排気筒放出：1.7×10 ⁻⁴	地上放出：4.1×10 ⁻¹⁸ 排気筒放出：4.7×10 ⁻¹⁹	⑥	40 m	9	NNE, NE, ENE, E, ESE, SE, SSE, S, SST	地上放出：約3.6×10 ⁻⁴ 排気筒放出：約1.6×10 ⁻⁴	地上放出：約2.5×10 ⁻¹⁸ 排気筒放出：約5.7×10 ⁻¹⁹						
③	100 m	3	ENE, E, ESE	210 m	2	NE, ENE	地上放出：3.1×10 ⁻⁴ 排気筒放出：1.2×10 ⁻⁴	地上放出：2.7×10 ⁻¹⁸ 排気筒放出：4.0×10 ⁻¹⁹	⑦	40 m	6	N, NNE, NE, ENE, E, ESE	地上放出：約2.5×10 ⁻⁴ 排気筒放出：約1.3×10 ⁻⁴	地上放出：約1.7×10 ⁻¹⁸ 排気筒放出：約4.6×10 ⁻¹⁹						
④	170 m	3	SE, SSE, S	170 m	2	ESE, SE	地上放出：2.3×10 ⁻⁴ 排気筒放出：7.5×10 ⁻⁵	地上放出：2.8×10 ⁻¹⁸ 排気筒放出：4.7×10 ⁻¹⁹	⑧	30 m	8	W, WNW, NW, NNW, N, NNE	地上放出：約4.4×10 ⁻⁴ 排気筒放出：約1.4×10 ⁻⁴	地上放出：約2.6×10 ⁻¹⁸ 排気筒放出：約5.0×10 ⁻¹⁹						
⑤	130 m	3	SW, WSW, W	53 m	6	W, WNW, NW, NNW, N, NNE	地上放出：5.3×10 ⁻⁴ 排気筒放出：1.8×10 ⁻⁴	地上放出：4.2×10 ⁻¹⁸ 排気筒放出：9.1×10 ⁻¹⁹	⑨	60 m	6	SW, WSW, W, WNW, NW	地上放出：約3.9×10 ⁻⁴ 排気筒放出：約1.7×10 ⁻⁴	地上放出：約2.8×10 ⁻¹⁸ 排気筒放出：約3.5×10 ⁻¹⁹						
										⑩	220 m	2	SW, WSW	地上放出：約3.4×10 ⁻⁴ 排気筒放出：約1.3×10 ⁻⁴	地上放出：約2.2×10 ⁻¹⁸ 排気筒放出：約3.2×10 ⁻¹⁹					

※ 放出源から評価点までの水平距離

第4-4表 相対濃度及び相対線量

※ 放出源から評価点までの水平距離

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所 3 / 4号炉

第4-5表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件

評価条件	使用値	選定理由
以下の事項を除き、大気中への放出量評価条件と同様		
原子炉格納容器内線源強度分布	原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物が均一に分布	原子炉格納容器内に均一に分布するとして設定。
アンユラス内線源強度分布	アンユラス内に放出された核分裂生成物が均一に分布	アンユラス内に均一に分布するとして設定。
原子炉格納容器遮蔽厚さ	PCCVドーム部：1.0m PCCV円筒部：1.2m	原子炉格納容器（外部遮蔽）の厚さはドーム部1.1m～1.3m、円筒部1.3mであるが、線量計算では安全側にドーム部1.0m、円筒部1.2mの厚さでモデル化
アンユラス壁厚さ	アンユラス上部：考慮しない アンユラス下部：0.9m 設計値に施工誤差（5mm）を考慮	建築物の設計値に基づき設定。
直接線・スカイシャイン線評価コード	直接線量評価： QAD コード (QAD-CGGP2R Ver.1.04) スカイシャイン線量評価： SCATTERING コード (SCATTERING Ver.90m)	QAD 及び SCATTERING は共に3次元形状の遮蔽解析コードであり、ガンマ線の線量を計算することができる。計算に必要な主な条件は、線源条件、遮蔽体条件であり、これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。従って、設計基準事故を超える事故における線量評価に適用可能である。QAD 及び SCATTERING はそれぞれ許認可での使用実績がある。

第4-6表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる建屋内の7日間積算線源強度

代表エネルギー (MeV/dia)	エネルギー範囲 (MeV/dia)	原子炉格納容器内積算線源強度 (MeV)	アンユラス内積算線源強度 (MeV)
0.1	E ≤ 0.1	2.2E+23	2.3E+19
0.125	0.1 < E ≤ 0.15	2.1E+22	2.3E+17
0.225	0.15 < E ≤ 0.3	2.4E+23	1.1E+19
0.375	0.3 < E ≤ 0.45	4.1E+23	2.0E+18
0.575	0.45 < E ≤ 0.7	1.9E+24	9.9E+18
0.85	0.7 < E ≤ 1	1.8E+24	7.2E+18
1.25	1 < E ≤ 1.5	6.4E+23	3.4E+18
1.75	1.5 < E ≤ 2	1.0E+23	1.0E+18
2.25	2 < E ≤ 2.5	9.7E+22	3.9E+18
2.75	2.5 < E ≤ 3	7.9E+21	2.5E+17
3.5	3 < E ≤ 4	8.1E+20	2.3E+16
5	4 < E ≤ 6	1.5E+20	4.0E+15
7	6 < E ≤ 8	1.0E+19	2.5E+07
9.5	8 < E	1.0E+12	3.5E+06

泊発電所 3号炉

第4-5表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価条件

評価条件	使用値	選定理由
以下の事項を除き、大気中への放出量評価条件と同様		
原子炉格納容器内線源強度分布	原子炉格納容器内に放出された核分裂生成物が均一に分布	原子炉格納容器内に均一に分布するとして設定。
原子炉格納容器遮蔽厚さ	ドーム部：0.9 m～1.0 m 円筒部：1.0 m 施工誤差 5 mm を考慮する	外部遮蔽厚さはドーム部 0.9 m～1.0 m、円筒部 1.0 m である。線量計算では、設計値に施工誤差（5 mm）を考慮してモデル化。
直接線・スカイシャイン線評価コード	直接線量評価： QAD コード (QAD-CGGP2R Ver.1.04) スカイシャイン線量評価： SCATTERING コード (SCATTERING Ver.90m)	QAD 及び SCATTERING は共に3次元形状の遮蔽解析コードであり、ガンマ線の線量を計算することができる。計算に必要な主な条件は、線源条件、遮蔽体条件であり、これらの条件が与えられれば線量評価は可能である。従って、設計基準事故を超える事故における線量評価に適用可能である。QAD 及び SCATTERING はそれぞれ許認可での使用実績がある。

第4-6表 直接ガンマ線及びスカイシャインガンマ線の評価に用いる建屋内の7日間積算線源強度

代表エネルギー (MeV/dia)	エネルギー範囲 (MeV/dia)	原子炉格納容器内積算線源強度 (MeV)
0.1	E ≤ 0.1	1.7×10 ²²
0.125	0.1 < E ≤ 0.15	1.6×10 ²²
0.225	0.15 < E ≤ 0.3	1.9×10 ²²
0.375	0.3 < E ≤ 0.45	3.3×10 ²²
0.575	0.45 < E ≤ 0.7	1.4×10 ²⁴
0.85	0.7 < E ≤ 1	1.9×10 ²⁴
1.25	1 < E ≤ 1.5	5.0×10 ²³
1.75	1.5 < E ≤ 2	1.2×10 ²³
2.25	2 < E ≤ 2.5	7.2×10 ²²
2.75	2.5 < E ≤ 3	5.8×10 ²¹
3.5	3 < E ≤ 4	5.8×10 ²⁰
5	4 < E ≤ 6	1.1×10 ²⁰
7	6 < E ≤ 8	2.6×10 ¹⁸
9.5	8 < E	4.0×10 ¹⁷

相違理由

【大飯】設計の相違
 ・大飯は PCCV のため、アンユラスが外部遮蔽の外にあり、アンユラス部を線源とした直接線及びスカイシャイン線の評価において、アンユラス内線源強度分布を記載している。

【大飯】個別解析結果の相違

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																														
<p>第4-7表 線量換算係数、呼吸率、地表への沈着速度及びマスクの防護係数の条件</p> <table border="1" data-bbox="293 228 819 600"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>使用値</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>線量換算係数</td> <td>成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10⁻⁸ Sv/Bq I-132 : 3.1×10⁻⁸ Sv/Bq I-133 : 4.0×10⁻⁹ Sv/Bq I-134 : 1.5×10⁻¹⁰ Sv/Bq I-135 : 9.2×10⁻¹⁰ Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10⁻⁸ Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10⁻⁹ Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10⁻⁸ Sv/Bq</td> <td>ICRP Publication 71に基づく。</td> </tr> <tr> <td>呼吸率 (成人活動時の呼吸率)</td> <td>1.2 m³/h</td> <td>成人活動時の呼吸率を設定。 ICRP Publication 71に基づく。</td> </tr> <tr> <td>地表への沈着速度</td> <td>1.2 cm/秒</td> <td>評価点での気象条件を踏まえた地表面沈着速度を基に、塵性沈着を考慮した地表面沈着速度を乾性沈着の4倍として設定。 乾性沈着速度は、NUREG/CR-4551 Vol.2¹⁾より0.3cm/sと設定(別紙10参照)</td> </tr> <tr> <td>マスクによる防護係数</td> <td>50</td> <td>性能上期待できる値を設定。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	使用値	選定理由	線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10 ⁻⁸ Sv/Bq I-132 : 3.1×10 ⁻⁸ Sv/Bq I-133 : 4.0×10 ⁻⁹ Sv/Bq I-134 : 1.5×10 ⁻¹⁰ Sv/Bq I-135 : 9.2×10 ⁻¹⁰ Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10 ⁻⁸ Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10 ⁻⁹ Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10 ⁻⁸ Sv/Bq	ICRP Publication 71に基づく。	呼吸率 (成人活動時の呼吸率)	1.2 m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定。 ICRP Publication 71に基づく。	地表への沈着速度	1.2 cm/秒	評価点での気象条件を踏まえた地表面沈着速度を基に、塵性沈着を考慮した地表面沈着速度を乾性沈着の4倍として設定。 乾性沈着速度は、NUREG/CR-4551 Vol.2 ¹⁾ より0.3cm/sと設定(別紙10参照)	マスクによる防護係数	50	性能上期待できる値を設定。	<p>第4-7表 線量換算係数、呼吸率、地表への沈着速度及びマスクの防護係数の条件</p> <table border="1" data-bbox="1205 228 1805 568"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>使用値</th> <th>選定理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>線量換算係数</td> <td>成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10⁻⁸ Sv/Bq I-132 : 3.1×10⁻⁸ Sv/Bq I-133 : 4.0×10⁻⁹ Sv/Bq I-134 : 1.5×10⁻¹⁰ Sv/Bq I-135 : 9.2×10⁻¹⁰ Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10⁻⁸ Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10⁻⁹ Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10⁻⁸ Sv/Bq</td> <td>ICRP Publication 71に基づく。</td> </tr> <tr> <td>呼吸率</td> <td>1.2 m³/h</td> <td>成人活動時の呼吸率を設定。 ICRP Publication 71に基づく。</td> </tr> <tr> <td>地表への沈着速度</td> <td>1.2 cm/秒</td> <td>塵性沈着を考慮した地表面沈着速度を乾性沈着の4倍として設定。 乾性沈着速度はNUREG/CR-4551 Vol.2より0.3cm/秒と設定(別紙10参照)</td> </tr> <tr> <td>マスクによる防護係数</td> <td>50</td> <td>性能上期待できる値を設定。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	使用値	選定理由	線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10 ⁻⁸ Sv/Bq I-132 : 3.1×10 ⁻⁸ Sv/Bq I-133 : 4.0×10 ⁻⁹ Sv/Bq I-134 : 1.5×10 ⁻¹⁰ Sv/Bq I-135 : 9.2×10 ⁻¹⁰ Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10 ⁻⁸ Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10 ⁻⁹ Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10 ⁻⁸ Sv/Bq	ICRP Publication 71に基づく。	呼吸率	1.2 m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定。 ICRP Publication 71に基づく。	地表への沈着速度	1.2 cm/秒	塵性沈着を考慮した地表面沈着速度を乾性沈着の4倍として設定。 乾性沈着速度はNUREG/CR-4551 Vol.2より0.3cm/秒と設定(別紙10参照)	マスクによる防護係数	50	性能上期待できる値を設定。	
項目	使用値	選定理由																														
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10 ⁻⁸ Sv/Bq I-132 : 3.1×10 ⁻⁸ Sv/Bq I-133 : 4.0×10 ⁻⁹ Sv/Bq I-134 : 1.5×10 ⁻¹⁰ Sv/Bq I-135 : 9.2×10 ⁻¹⁰ Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10 ⁻⁸ Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10 ⁻⁹ Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10 ⁻⁸ Sv/Bq	ICRP Publication 71に基づく。																														
呼吸率 (成人活動時の呼吸率)	1.2 m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定。 ICRP Publication 71に基づく。																														
地表への沈着速度	1.2 cm/秒	評価点での気象条件を踏まえた地表面沈着速度を基に、塵性沈着を考慮した地表面沈着速度を乾性沈着の4倍として設定。 乾性沈着速度は、NUREG/CR-4551 Vol.2 ¹⁾ より0.3cm/sと設定(別紙10参照)																														
マスクによる防護係数	50	性能上期待できる値を設定。																														
項目	使用値	選定理由																														
線量換算係数	成人実効線量換算係数を使用 (主な核種を以下に示す) I-131 : 2.0×10 ⁻⁸ Sv/Bq I-132 : 3.1×10 ⁻⁸ Sv/Bq I-133 : 4.0×10 ⁻⁹ Sv/Bq I-134 : 1.5×10 ⁻¹⁰ Sv/Bq I-135 : 9.2×10 ⁻¹⁰ Sv/Bq Cs-134 : 2.0×10 ⁻⁸ Sv/Bq Cs-136 : 2.8×10 ⁻⁹ Sv/Bq Cs-137 : 3.9×10 ⁻⁸ Sv/Bq	ICRP Publication 71に基づく。																														
呼吸率	1.2 m ³ /h	成人活動時の呼吸率を設定。 ICRP Publication 71に基づく。																														
地表への沈着速度	1.2 cm/秒	塵性沈着を考慮した地表面沈着速度を乾性沈着の4倍として設定。 乾性沈着速度はNUREG/CR-4551 Vol.2より0.3cm/秒と設定(別紙10参照)																														
マスクによる防護係数	50	性能上期待できる値を設定。																														

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

第5-1表 作業員の対応手順と所要時間（「送水車による注水」及び「大容量ポンプ準備」）

項目 【注】作業者の対応手順と所要時間	作業員		経過時間(分)																							
	作業員	作業内容	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24
送水車による注水	作業員	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水
大容量ポンプ準備	作業員	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備

表中の黄色の作業が今回の被ばく評価の対象である。

第5-1表 作業員の対応手順と所要時間（長期作業）

作業項目	作業員	作業内容	経過時間(分)																							
			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24
送水車による注水	作業員	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水	送水車による注水
大容量ポンプ準備	作業員	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備	大容量ポンプ準備

【大飯】
 設備、運用の相違

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

第7-1表 評価結果

作業項目	詳細作業	作業開始時間 (事象発生から)	作業時間	作業員が受ける積算線量 (mSv) (マスク着用) *1			線量評価 評価点	
				合計線量	クラウドシヤイン 内部 被ばく	外部 被ばく		グラウンド シヤイン
送水車による注水	要員移動・車両配置	3時間	20分	約13.9	約0.1	約0.2	約13.0	①
	送水車通り配置・敷設作業	3時間20分	60分	約4.1	約0.2	約0.2	約2.8	③
	可搬型ホース敷設	4時間20分	65分	約3.3	約0.1	約0.2	約2.3	④
		5時間25分	40分	約24.9	約0.2	約0.2	約23.6	⑤
		6時間5分	15分	約9.1	約0.1	約0.1	約8.6	①
		6時間20分	20分	約1.0	約0.1	約0.1	約0.6	③
小計				約56.2	約0.8	約1.0	約50.9	-
大容量ポンプ準備	大容量ポンプ配置	7時間30分	30分	約1.3	約0.1	約0.1	約0.8	③
	大容量ポンプ通水ライン準備	8時間	90分	約6.1	約0.2	約0.3	約4.1	②
	可搬型ホース接続	9時間30分	90分	約3.0	約0.1	約0.2	約1.7	③
	大容量ポンプ起動・通水	14時間	30分	約0.8	約0.1	約0.1	約0.4	③
小計				約11.2	約0.3	約0.5	約7.0	-
合計				約67.4	約1.1	約1.6	約57.9	-

*1：線量の合計は、線数処理の関係で一致しない場合がある。

第7-1表 評価結果

作業項目	詳細項目	作業時間 (事象発生からの 作業開始時間)	要員が受ける線量 (mSv) 【マスクあり】			線量評価点	
			合計**2	クラウド 線量**3	クラウド 線量**3	クラウド 線量**3	直接スカイ シヤイン線量
燃料取扱用水 ピクへの補給 (海水)	可搬型ホース敷設、接続、可搬型大型送水ポンプ車の設置	3時間20分 (事後7時間30分)	約39	約1.9	約0.39	約37	⑧、⑬、⑭、⑮、⑯、⑰、⑱、⑲、⑳、㉑、㉒
	使用済燃料ピクへの注水確保 (海水)	1時間40分 (事後13時間)	約18	約0.8	約0.17	約16	⑧、⑬、⑭、⑮、⑯
原子炉補機冷却水系への通水確保 (海水)	可搬型ホース敷設、接続、可搬型大型送水ポンプ車の設置	4時間10分 (事後18時間)	約23	約1.3	約0.12	約21	⑧、⑬、⑭、⑮、⑯、⑰、⑱、⑲、⑳、㉑、㉒

*1：線量の合計は、端数処理の関係で一致しない場合がある。
 *2：作業項目毎の線量の合計は、有効数字2桁で切上げた結果である。
 *3：有効数字2桁で四捨五入した結果である。

泊発電所3号炉

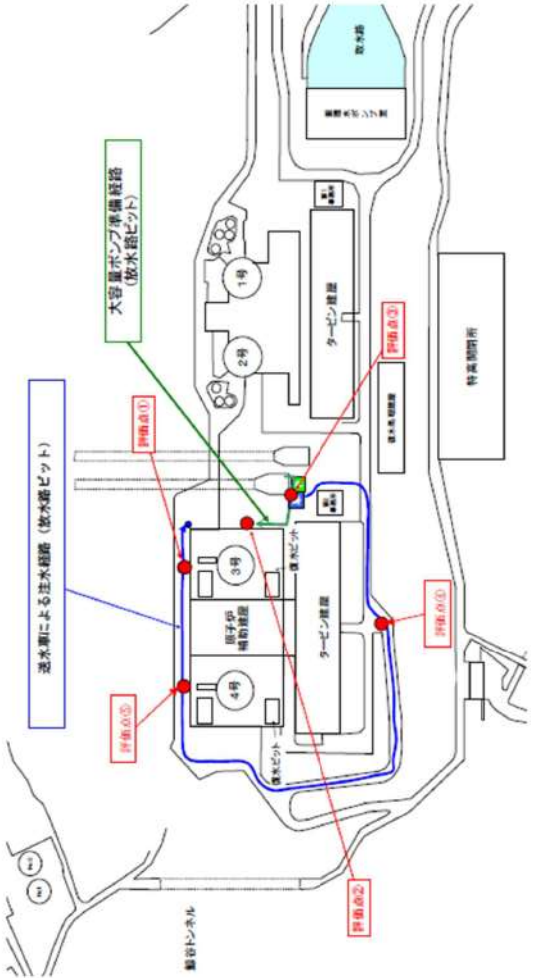
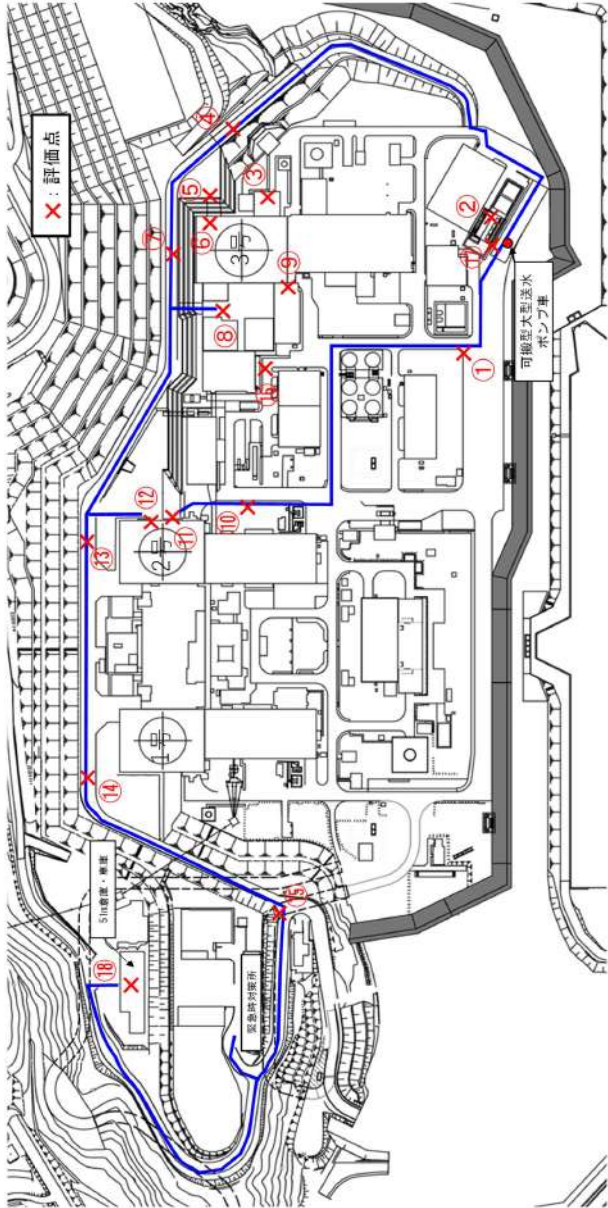
相違理由
 【大飯】
 設備、運用の相違

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="817 367 851 949">第7-1図 評価点位置（「送水車による注水」及び「大容量ポンプ準備」）</p>	 <p data-bbox="1758 422 1792 1125">第7-1図 燃料取替用水ピットへの補給（海水）の作業動線と評価点</p>	<p data-bbox="2004 143 2139 199">【大飯】 設備、運用の相違</p>

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

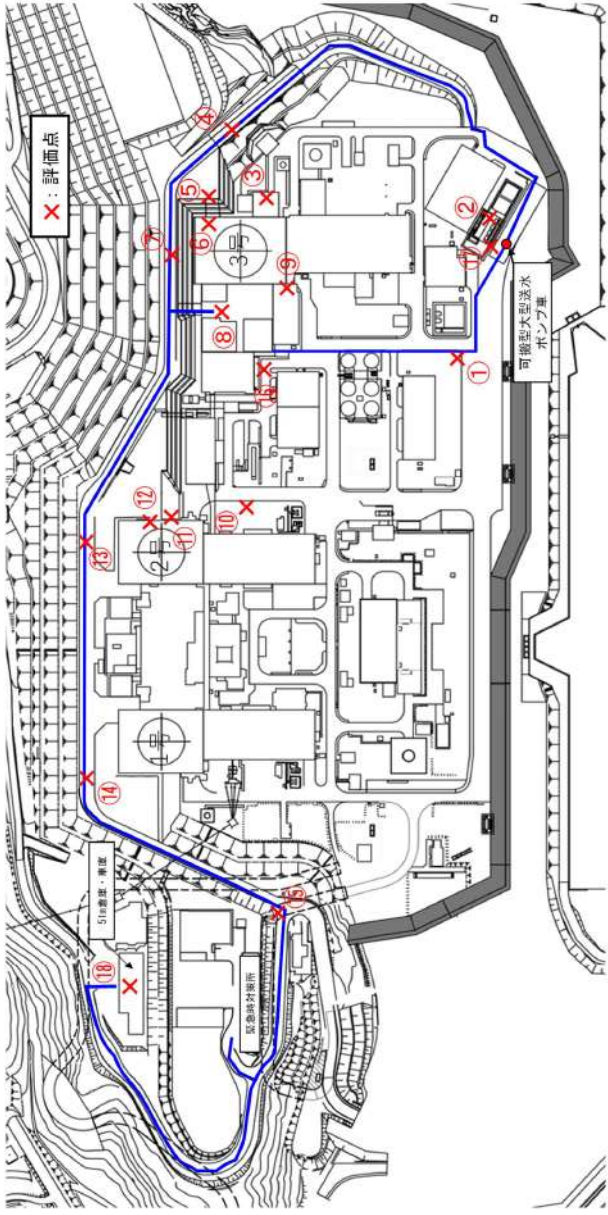
大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>第7-2図 使用済燃料ピットへの注水確保（海水）の作業動線と評価点</p>	<p>【大飯】 設備、運用の相違</p>

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>第7-3図 原子炉補機冷却水系への通水確保（海水）の作業動線と評価点</p>	<p>【大飯】 設備、運用の相違</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>別紙一覧</p> <p>別紙1. 評価対象作業の選定および評価点、評価時間設定の考え方について</p> <p>別紙2. 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について</p> <p>別紙3. よう素の化学形態の設定について</p> <p>別紙4. 原子炉格納容器等への元素状よう素の沈着効果について</p> <p>別紙5. 原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について</p> <p>別紙6. スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について</p> <p>別紙7. 原子炉格納容器漏えい率の設定について</p> <p>別紙8. アニュラス空気浄化設備フィルタ除去効率の設定について</p> <p>別紙9. 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について</p> <p>別紙10. 湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について</p>	<p>別紙一覧</p> <p>別紙1. 評価対象作業の選定及び評価点、評価時間設定の考え方について</p> <p>別紙2. 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について</p> <p>別紙3. よう素の化学形態の設定について</p> <p>別紙4. 原子炉格納容器等への元素状よう素の沈着効果について</p> <p>別紙5. 原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について</p> <p>別紙6. スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について</p> <p>別紙7. 原子炉格納容器漏えい率の設定について</p> <p>別紙8. アニュラス空気浄化設備フィルタ除去効率の設定について</p> <p>別紙9. 被ばく評価に用いた気象資料の代表性について</p> <p>別紙10. 湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について</p>	

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

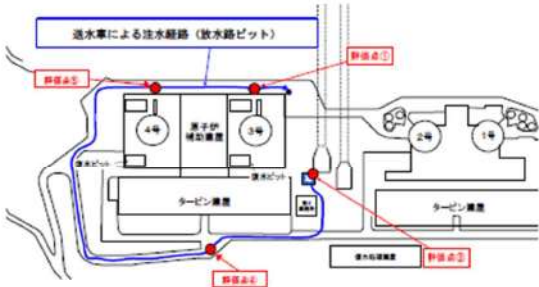
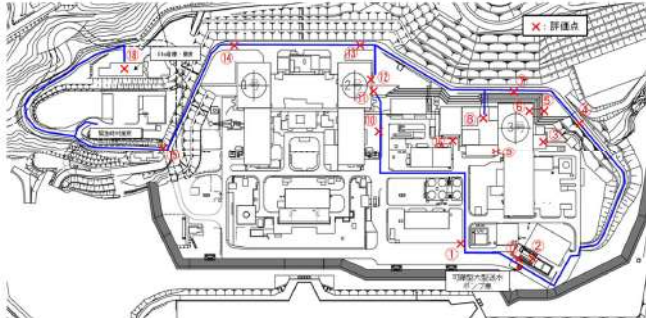
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別紙1</p> <p>評価対象作業の選定および評価点、評価時間設定の考え方について</p> <p>1. 評価対象作業の選定の考え方について</p> <p>1.1 基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運転員及び緊急安全対策要員の作業の中で、事故後早期に作業（操作）を開始すること、原子炉格納容器の近傍での作業時間が長いこと等により、被ばくの観点で最も厳しい作業を対象とする。 ・原子炉格納容器及び下部アンユラス以外の遮蔽を考慮できず被ばく線量が大きくなる屋外作業を対象とする。 <p>なお、評価にあたっては、3号炉及び4号炉が同時に発災するものとする。</p> <p>1.2 評価対象作業の選定</p> <p>評価対象作業として、運転員等の作業に比べて、屋外での作業時間が長い緊急安全対策要員の作業から、被ばく評価対象作業を選定する。</p> <p>緊急安全対策要員の作業の中で、事故発生後早期に作業を開始し、原子炉格納容器の近傍での作業時間が長い「送水車による注水（放水路ピット）」及び「大容量ポンプ準備（放水路ピット）」における屋外作業を対象とする。</p> <p>緊急安全対策要員の作業を表1-1に整理する。</p>	<p style="text-align: right;">別紙1</p> <p>評価対象作業の選定及び評価点、評価時間設定の考え方について</p> <p>1. 評価対象作業の選定の考え方について</p> <p>1.1 基本的な考え方</p> <ul style="list-style-type: none"> ・運転員及び災害対策要員の作業の中で、事故後早期に作業（操作）を開始すること、原子炉格納容器の近傍での作業時間が長いこと等により、被ばくの観点で最も厳しい作業を対象とする。 ・原子炉格納容器以外の遮蔽を考慮できず被ばく線量が大きくなる屋外作業を対象とする。 <p>1.2 評価対象作業の選定</p> <p>評価対象作業として、運転員の作業に比べて、屋外での作業時間が長い災害対策要員の作業から、被ばく評価対象作業を選定する。</p> <p>災害対策要員の作業の中で、事故発生後早期に作業を開始し、原子炉格納容器の近傍での作業時間が長い「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」、「使用済燃料ピットへの注水確保（海水）」及び「原子炉補機冷却水系への通水確保（海水）」における屋外作業を対象とする。</p> <p>災害対策要員の作業を表1-1に整理する。</p>	<p>【大飯】 設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大飯はPCCVのため、アンユラスが外部遮蔽の外にあり、アンユラス部を線源とした直接線及びスカイライン線の評価において、アンユラス壁の遮蔽を別途評価している。 ・泊の設計は鋼製CVの先行実績である高浜3/4号炉と同様。 ・泊は3号炉単独申請のまとめ資料。 <p>【大飯】 設備、運用の相違</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 評価点、評価時間の設定の考え方について</p> <p>2.1 送水車による注水作業</p> <p>本作業については、要員移動・車両配置、可搬型ホース等の送水車廻り配置・敷設作業、送水車から可搬式代替低圧注水ポンプ用の仮設水槽までの可搬型ホース敷設、送水車の起動・可搬型ホース監視という流れの作業である。</p> <p>ホース敷設ルートについては、送水車による注水作業で複数選定している取水場所から接続口への敷設ルートのうち、原子炉格納容器の近傍での作業時間が長く、被ばくの観点で厳しいルートを選定する。</p> <p>評価点については、基本的には各作業を実施する場所を評価点として選定するが、要員移動・車両配置は保守的に評価点①で代表させ、ホース敷設作業は作業動線上の3点を代表点として選定する。</p> <p>評価時間及び作業開始時間については、表1-1 に示す時間を設定する。</p> 	<p>2. 評価点・評価時間の設定の考え方について</p> <p>各作業の動線は複数検討しているが、被ばく線量の観点で最も厳しい動線で評価を行う。</p> <p>図2-1から図2-3に示すとおり、現場での作業ステップ毎の動線を考慮して複数の評価点を設定し、直接線及びスカイシャイン線の線量評価では、評価点間の移動時は3号炉原子炉格納容器に近い評価点を代表点として用い、評価点位置で作業を実施する場合はその評価点を代表点として用いる。各代表点での評価時間配分については、移動時間及び作業時間を考慮して設定する。</p> <p>グランドシャイン線及びクラウドシャイン線の線量評価では、作業ステップ毎において当該動線上に3号炉原子炉格納容器を中心とする各方位での最近接評価点（③、⑥、⑦、⑧、⑨、⑩）がある場合はこれを代表点として用い、該当しない場合は、当該動線上の最近接評価点と同一方位かつ更に3号炉格納容器に近い位置に前後の作業ステップの動線の代表点がある場合はこれを代表点として用いる。これに該当しない場合は、当該動線上の最近接評価点と同一方位かつ更に3号炉格納容器に近い位置に同一作業内の他の作業ステップの動線上の評価点がある場合はこれを代表点として用い、これにも該当しない場合は、当該動線上の最近接評価点を代表点として用いる。</p> <p>評価時間及び作業開始時間については、表1-1に示す時間を設定する。</p>  <p>図2-1 作業動線と評価点（燃料取替用水ピットへの補給（海水））</p>	<p>【大飯】記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載方針は異なるが、被ばく評価に使用する代表点の設定方法について記載している。 ・泊は3つの作業についてまとめて記載。

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

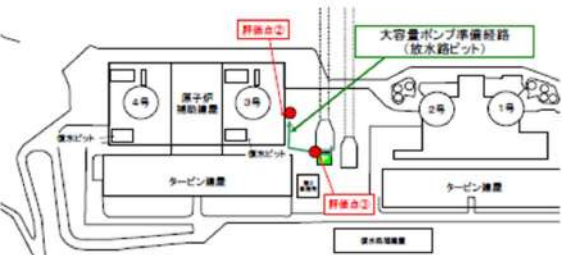
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="443 767 667 815" style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block;">比較対象なし</div>	<div data-bbox="1182 153 1827 475" style="text-align: center;"> </div> <div data-bbox="1328 491 1686 547" style="text-align: center;"> <p>図2-2 作業動線と評価点 (使用済燃料ピットへの通水確保 (海水))</p> </div> <div data-bbox="1182 676 1827 999" style="text-align: center;"> </div> <div data-bbox="1317 1015 1697 1070" style="text-align: center;"> <p>図2-3 作業動線と評価点 (原子炉補機冷却水系への注水確保 (海水))</p> </div>	<p>【大飯】 設備、運用の相違</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2.2 大容量ポンプ準備作業</p> <p>本作業については、大容量ポンプ配備、大容量ポンプ通水ライン準備・可搬型ホース接続、大容量ポンプ起動・通水という流れの作業である。</p> <p>ホース敷設ルートについては、大容量ポンプ準備作業で複数選定されている取水場所から接続口への敷設ルートのうち、原子炉格納容器の近傍での作業時間が長く、被ばくの観点で厳しい敷設ルートを選定する。</p> <p>評価点については、基本的には各作業を実施する場所を評価点として選定するが、大容量ポンプ配備は保守的に評価点③で代表させる。また、大容量ポンプ通水ライン準備・可搬型ホース接続は海水管への接続口周辺の評価点②における作業、放水路ビット周辺の評価点③における作業及び両地点間にホースを敷設する作業から構成されるが、これらのうちホース敷設作業については保守的に評価点②で代表させる。</p> <p>評価時間及び作業開始時間については、表1-1 に示す時間を設定する。</p>  <p>3. 作業開始時間を遅らせた場合の線量の低減について</p> <p>評価対象とした2つの作業については、使命時間（それぞれ約15.1時間、24時間）に対して8時間以上余裕を持って完了することが可能である。</p> <p>以上から使命時間までに作業完了するように作業開始すると仮定した場合には、被ばく線量が低減することは明らかであり、適切な線量管理の下、被ばく線量の低減を図ることは可能である。</p>	<p>3. 作業開始時間を遅らせた場合の線量の低減について</p> <p>評価対象とした3つの作業については、使命時間（それぞれ約12.9時間、約3.2日、24時間）に対して余裕を持って完了することが可能である。</p> <p>以上から使命時間までに作業完了するように作業開始すると仮定した場合には、被ばく線量が低減することは明らかであり、適切な線量管理の下、被ばく線量の低減を図ることは可能である。</p>	<p>【大飯】記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 記載方針は異なるが、被ばく評価に使用する代表点の設定方法について記載している。 泊は3種類の作業についてまとめて記載。 <p>【大飯】記載表現の相違</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由														
<p>4. 屋内の作業の扱いについて</p> <p>事故初期に行う屋内作業の中で最も長い作業時間は、緊急安全対策要員の作業の「大容量ポンプ準備（海水系統、格納容器再循環ユニット通水ライン準備（弁操作）」の4時間であり、「送水車による注水（放水路ピット）」及び「大容量ポンプ準備（放水路ピット）」の約8時間より短い。また、屋内作業は原子炉格納容器及び下部アンジュラス以外の遮蔽を考慮でき、屋外作業に比べて線量率は低くなることから、「送水車による注水（放水路ピット）」及び「大容量ポンプ準備（放水路ピット）」の被ばく評価によって代表できる。</p> <p>また、1.2で評価対象作業として選定された屋外作業を実施する緊急安全対策要員は、屋内作業として「中央制御室非常用循環系ダンパ開処置」及び「B充てんポンプ（自己冷却）ディスタンスピース取替え」の作業を行うが、原子炉格納容器及び下部アンジュラス以外の遮蔽を考慮できることから、屋内作業による被ばくへの寄与は小さく、作業期間中100mSvを下回る。</p> <p>5. 長期的な作業の扱いについて</p> <p>長期的な作業として、送水車、大容量ポンプ等への給油作業があるが、これらの作業については、要員の交替が可能であり、適切な線量管理のもと、作業を継続していくことが可能である。</p>	<p>4. 屋内作業の扱いについて</p> <p>事故初期に行う屋内作業の中で最も長い作業時間は、運転員の作業の「B-アニュラス空気浄化系空気作動弁及びダンパへの代替空気供給」、「B-充てんポンプ（自己冷却）系統構成、ベンディング、通水」及び「可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット起動準備、起動」の2時間5分であり、「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」の4時間10分より短い。また、屋内作業は原子炉格納容器以外の遮蔽を考慮でき、屋外作業に比べて線量率は低くなることから、「燃料取替用水ピットへの補給（海水）」、「使用済燃料ピットへの注水確保（海水）」及び「原子炉補機冷却水系への通水確保（海水）」の被ばく評価によって代表できる。</p> <p>また、1.2で評価対象作業として選定された屋外作業を実施する災害対策要員は、以下の表に示す屋内作業を行うが、原子炉格納容器以外の遮蔽を考慮できることから、屋内作業による被ばくへの寄与は小さく、作業期間中100mSvを下回る。</p> <table border="1" data-bbox="1171 517 1850 780"> <thead> <tr> <th>要員</th> <th>屋内作業</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>災害対策要員A</td> <td>非常用母線受電準備及び受電</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員B</td> <td>非常用母線受電準備及び受電</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員C</td> <td>B-アニュラス空気浄化系空気作動弁及びダンパへの代替空気供給、B-充てんポンプ（自己冷却）系統構成、ベンディング、通水</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員D</td> <td>代替格納容器スプレイポンプ起動準備、蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え、中央制御室非常用循環系ダンパ開処置</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員E</td> <td>可搬型計測器接続</td> </tr> <tr> <td>災害対策要員F</td> <td>試料採取室排気系ダンパ閉処置、蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え、中央制御室非常用循環系ダンパ開処置</td> </tr> </tbody> </table> <p>表3-1 屋外作業員の被ばく管理上考慮する屋内作業</p> <p>5. 災害対策要員について</p> <p>災害対策要員の勤務形態は、通常時から4班2交代のサイクルで運用していることから、比較的長時間が経過した後の屋外作業においては、現実的には発電所構外からの参集要員との交代も可能である。</p> <p>6. 長期的な作業の扱いについて</p> <p>長期的な作業として、可搬型大型送水ポンプ車、可搬側大容量海水送水ポンプ車等への給油作業があるが、これらの作業については、要員の交代が可能であり、適切な線量管理のもと、作業を継続していくことが可能である。</p>	要員	屋内作業	災害対策要員A	非常用母線受電準備及び受電	災害対策要員B	非常用母線受電準備及び受電	災害対策要員C	B-アニュラス空気浄化系空気作動弁及びダンパへの代替空気供給、B-充てんポンプ（自己冷却）系統構成、ベンディング、通水	災害対策要員D	代替格納容器スプレイポンプ起動準備、蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え、中央制御室非常用循環系ダンパ開処置	災害対策要員E	可搬型計測器接続	災害対策要員F	試料採取室排気系ダンパ閉処置、蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え、中央制御室非常用循環系ダンパ開処置	<p>【大飯】 設備、運用の相違</p> <p>【大飯】記載表現の相違</p> <p>【大飯】 設備、運用の相違</p> <p>【大飯】記載方針の相違</p> <p>・泊の重大事故等の要員が24時間交代勤務する運用としており、本被ばく評価では、交代を考慮していないが、初期対応の災害対策要員の被ばく低減に寄与すること記載。</p> <p>【大飯】記載表現の相違</p>
要員	屋内作業															
災害対策要員A	非常用母線受電準備及び受電															
災害対策要員B	非常用母線受電準備及び受電															
災害対策要員C	B-アニュラス空気浄化系空気作動弁及びダンパへの代替空気供給、B-充てんポンプ（自己冷却）系統構成、ベンディング、通水															
災害対策要員D	代替格納容器スプレイポンプ起動準備、蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え、中央制御室非常用循環系ダンパ開処置															
災害対策要員E	可搬型計測器接続															
災害対策要員F	試料採取室排気系ダンパ閉処置、蓄電池室換気系ダンパ開処置、コントロールセンタコネクタ差替え、中央制御室非常用循環系ダンパ開処置															

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																												
<p style="text-align: center;">別紙2</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について</p> <p>本評価では、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について、重大事故時までの洞察を含む米国の代表的なソースタームであるNUREG-1465に示された放出割合、放出時間を用いている。</p> <p>1. NUREG-1465の放出割合、放出時間の適用性について</p> <p>NUREG-1465¹のソースタームは、燃料被覆管破損時点より、原子炉格納容器が破損しデブリが炉外に放出される状態に至るまでを対象としたものであり、本評価で想定している事故シーケンスと同様のシーケンスについても対象に含まれている。NUREG-1465で対象としているシーケンスを第1表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第1表 NUREG-1465で対象としているシーケンス</p> <table border="1" data-bbox="313 558 761 1069"> <caption>Table 3.2 PWR Source Term Contributing Sequences</caption> <thead> <tr> <th>Plant</th> <th>Sequence</th> <th>Description</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">Surrey</td> <td>AG</td> <td>LOCA (hot leg), no containment heat removal systems</td> </tr> <tr> <td>TMLB¹</td> <td>LOOP no PCS and no AFWS</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>Interfacing system LOCA</td> </tr> <tr> <td>S3B</td> <td>SBO with RCP seal LOCA</td> </tr> <tr> <td>S2D-δ</td> <td>SBLOCA, no ECCS and H₂ combustion</td> </tr> <tr> <td>Zion</td> <td>S2DCR</td> <td>LOCA (2nd), no ECCS no CSRS</td> </tr> <tr> <td>S2DCF1</td> <td>LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H₂ burn or DCH fails containment</td> </tr> <tr> <td>S2DCF2</td> <td>S2DCF1 except late H₂ or overpressure failure of containment</td> </tr> <tr> <td>TMLU</td> <td>Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment</td> </tr> <tr> <td>Oconee 3</td> <td>TMLB¹</td> <td>SBO, no active ESF systems</td> </tr> <tr> <td>SIDCF</td> <td>LOCA (2nd), no ESF systems</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">Sequoyah</td> <td>S3HF1</td> <td>LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded</td> </tr> <tr> <td>S3HF2</td> <td>S3HF1 with hot leg induced LOCA</td> </tr> <tr> <td>3HF3</td> <td>S3HF1 with dry reactor cavity</td> </tr> <tr> <td>S3B</td> <td>LOCA (2nd) with SBO</td> </tr> <tr> <td>TBA</td> <td>SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment</td> </tr> <tr> <td>ACD</td> <td>LOCA (hot leg), no ECCS no CS</td> </tr> <tr> <td>S3B1</td> <td>SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven APW operates</td> </tr> <tr> <td>S3HF</td> <td>LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS</td> </tr> <tr> <td>S3H</td> <td>LOCA (RCP seal) no ECC recirculation</td> </tr> <tr> <td>SBO</td> <td>Station Blackout</td> <td>LOCA Loss of Coolant Accident</td> </tr> <tr> <td>RCP</td> <td>Reactor Coolant Pump</td> <td>DCH Direct Containment Heating</td> </tr> <tr> <td>PCS</td> <td>Power Conversion System</td> <td>ESF Engineered Safety Feature</td> </tr> <tr> <td>CS</td> <td>Containment Spray</td> <td>CSRS CS Recirculation System</td> </tr> <tr> <td>ATWS</td> <td>Anticipated Transient Without Scram</td> <td>LOOP Loss of Offsite Power</td> </tr> </tbody> </table> <p>NUREG-1465では、重大事故時に炉心から原子炉格納容器へ放出される核分裂生成物の割合について第2表のような事象進展各フェーズに対する放出割合、放出時間を設定している。</p> <p>NUREG-1465の中でも述べられているように、NUREG-1465のソースタームは炉心溶融に至る種々の事故シーケンスを基にした代表的なソースタームである。特に、炉心損傷後に環境に放出される放射性物質が大きくなる観点で支配的なシーケンスとして、本評価で対象としている「大破断LOCA時にECCS注入およびCVスプレイ注入を失敗するシーケンス」を含む低圧シーケンスを代表するよう設定されたものである。</p> <p>¹ Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants</p>	Plant	Sequence	Description	Surrey	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems	TMLB ¹	LOOP no PCS and no AFWS	V	Interfacing system LOCA	S3B	SBO with RCP seal LOCA	S2D-δ	SBLOCA, no ECCS and H ₂ combustion	Zion	S2DCR	LOCA (2 nd), no ECCS no CSRS	S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H ₂ burn or DCH fails containment	S2DCF2	S2DCF1 except late H ₂ or overpressure failure of containment	TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment	Oconee 3	TMLB ¹	SBO, no active ESF systems	SIDCF	LOCA (2 nd), no ESF systems	Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded	S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA	3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity	S3B	LOCA (2 nd) with SBO	TBA	SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment	ACD	LOCA (hot leg), no ECCS no CS	S3B1	SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven APW operates	S3HF	LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS	S3H	LOCA (RCP seal) no ECC recirculation	SBO	Station Blackout	LOCA Loss of Coolant Accident	RCP	Reactor Coolant Pump	DCH Direct Containment Heating	PCS	Power Conversion System	ESF Engineered Safety Feature	CS	Containment Spray	CSRS CS Recirculation System	ATWS	Anticipated Transient Without Scram	LOOP Loss of Offsite Power	<p style="text-align: center;">別紙2</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について</p> <p>本評価では、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について、重大事故時までの洞察を含む米国の代表的なソースタームであるNUREG-1465に示された放出割合、放出時間を用いている。</p> <p>1. NUREG-1465の放出割合、放出時間の適用性について</p> <p>NUREG-1465¹のソースタームは、燃料被覆管破損時点より、原子炉容器が破損しデブリが炉外に放出される状態に至るまでを対象としたものであり、本評価で想定している事故シーケンスと同様のシーケンスについても対象に含まれている。NUREG-1465で対象としているシーケンスを第1表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第1表 NUREG-1465で対象としているシーケンス</p> <table border="1" data-bbox="1254 558 1702 1069"> <caption>Table 3.2 PWR Source Term Contributing Sequences</caption> <thead> <tr> <th>Plant</th> <th>Sequence</th> <th>Description</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">Surrey</td> <td>AG</td> <td>LOCA (hot leg), no containment heat removal systems</td> </tr> <tr> <td>TMLB¹</td> <td>LOOP no PCS and no AFWS</td> </tr> <tr> <td>V</td> <td>Interfacing system LOCA</td> </tr> <tr> <td>S3B</td> <td>SBO with RCP seal LOCA</td> </tr> <tr> <td>S2D-δ</td> <td>SBLOCA, no ECCS and H₂ combustion</td> </tr> <tr> <td>Zion</td> <td>S2DCR</td> <td>LOCA (2nd), no ECCS no CSRS</td> </tr> <tr> <td>S2DCF1</td> <td>LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H₂ burn or DCH fails containment</td> </tr> <tr> <td>S2DCF2</td> <td>S2DCF1 except late H₂ or overpressure failure of containment</td> </tr> <tr> <td>TMLU</td> <td>Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment</td> </tr> <tr> <td>Oconee 3</td> <td>TMLB¹</td> <td>SBO, no active ESF systems</td> </tr> <tr> <td>SIDCF</td> <td>LOCA (2nd), no ESF systems</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">Sequoyah</td> <td>S3HF1</td> <td>LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded</td> </tr> <tr> <td>S3HF2</td> <td>S3HF1 with hot leg induced LOCA</td> </tr> <tr> <td>3HF3</td> <td>S3HF1 with dry reactor cavity</td> </tr> <tr> <td>S3B</td> <td>LOCA (2nd) with SBO</td> </tr> <tr> <td>TBA</td> <td>SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment</td> </tr> <tr> <td>ACD</td> <td>LOCA (hot leg), no ECCS no CS</td> </tr> <tr> <td>S3B1</td> <td>SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven APW operates</td> </tr> <tr> <td>S3HF</td> <td>LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS</td> </tr> <tr> <td>S3H</td> <td>LOCA (RCP seal) no ECC recirculation</td> </tr> <tr> <td>SBO</td> <td>Station Blackout</td> <td>LOCA Loss of Coolant Accident</td> </tr> <tr> <td>RCP</td> <td>Reactor Coolant Pump</td> <td>DCH Direct Containment Heating</td> </tr> <tr> <td>PCS</td> <td>Power Conversion System</td> <td>ESF Engineered Safety Feature</td> </tr> <tr> <td>CS</td> <td>Containment Spray</td> <td>CSRS CS Recirculation System</td> </tr> <tr> <td>ATWS</td> <td>Anticipated Transient Without Scram</td> <td>LOOP Loss of Offsite Power</td> </tr> </tbody> </table> <p>NUREG-1465では、重大事故時に炉心から原子炉格納容器へ放出される核分裂生成物の割合について第2表のような事象進展各フェーズに対する放出割合、放出時間を設定している。</p> <p>NUREG-1465の中でも述べられているように、NUREG-1465のソースタームは炉心溶融に至る種々の事故シーケンスを基にした代表的なソースタームである。特に、炉心損傷後に環境に放出される放射性物質が大きくなる観点で支配的なシーケンスとして、本評価で対象としている「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故シーケンス」を含む低圧シーケンスを代表するよう設定されたものである。</p> <p>¹ Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants</p>	Plant	Sequence	Description	Surrey	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems	TMLB ¹	LOOP no PCS and no AFWS	V	Interfacing system LOCA	S3B	SBO with RCP seal LOCA	S2D-δ	SBLOCA, no ECCS and H ₂ combustion	Zion	S2DCR	LOCA (2 nd), no ECCS no CSRS	S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H ₂ burn or DCH fails containment	S2DCF2	S2DCF1 except late H ₂ or overpressure failure of containment	TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment	Oconee 3	TMLB ¹	SBO, no active ESF systems	SIDCF	LOCA (2 nd), no ESF systems	Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded	S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA	3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity	S3B	LOCA (2 nd) with SBO	TBA	SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment	ACD	LOCA (hot leg), no ECCS no CS	S3B1	SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven APW operates	S3HF	LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS	S3H	LOCA (RCP seal) no ECC recirculation	SBO	Station Blackout	LOCA Loss of Coolant Accident	RCP	Reactor Coolant Pump	DCH Direct Containment Heating	PCS	Power Conversion System	ESF Engineered Safety Feature	CS	Containment Spray	CSRS CS Recirculation System	ATWS	Anticipated Transient Without Scram	LOOP Loss of Offsite Power	<p>相違理由</p> <p>【大飯】記載表現の相違 ・泊は有効性評価の名称と統一させた。</p>
Plant	Sequence	Description																																																																																																																												
Surrey	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems																																																																																																																												
	TMLB ¹	LOOP no PCS and no AFWS																																																																																																																												
	V	Interfacing system LOCA																																																																																																																												
	S3B	SBO with RCP seal LOCA																																																																																																																												
	S2D-δ	SBLOCA, no ECCS and H ₂ combustion																																																																																																																												
Zion	S2DCR	LOCA (2 nd), no ECCS no CSRS																																																																																																																												
S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H ₂ burn or DCH fails containment																																																																																																																													
S2DCF2	S2DCF1 except late H ₂ or overpressure failure of containment																																																																																																																													
TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment																																																																																																																													
Oconee 3	TMLB ¹	SBO, no active ESF systems																																																																																																																												
SIDCF	LOCA (2 nd), no ESF systems																																																																																																																													
Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded																																																																																																																												
	S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA																																																																																																																												
	3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity																																																																																																																												
	S3B	LOCA (2 nd) with SBO																																																																																																																												
	TBA	SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment																																																																																																																												
	ACD	LOCA (hot leg), no ECCS no CS																																																																																																																												
	S3B1	SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven APW operates																																																																																																																												
	S3HF	LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS																																																																																																																												
	S3H	LOCA (RCP seal) no ECC recirculation																																																																																																																												
	SBO	Station Blackout	LOCA Loss of Coolant Accident																																																																																																																											
RCP	Reactor Coolant Pump	DCH Direct Containment Heating																																																																																																																												
PCS	Power Conversion System	ESF Engineered Safety Feature																																																																																																																												
CS	Containment Spray	CSRS CS Recirculation System																																																																																																																												
ATWS	Anticipated Transient Without Scram	LOOP Loss of Offsite Power																																																																																																																												
Plant	Sequence	Description																																																																																																																												
Surrey	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems																																																																																																																												
	TMLB ¹	LOOP no PCS and no AFWS																																																																																																																												
	V	Interfacing system LOCA																																																																																																																												
	S3B	SBO with RCP seal LOCA																																																																																																																												
	S2D-δ	SBLOCA, no ECCS and H ₂ combustion																																																																																																																												
Zion	S2DCR	LOCA (2 nd), no ECCS no CSRS																																																																																																																												
S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H ₂ burn or DCH fails containment																																																																																																																													
S2DCF2	S2DCF1 except late H ₂ or overpressure failure of containment																																																																																																																													
TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment																																																																																																																													
Oconee 3	TMLB ¹	SBO, no active ESF systems																																																																																																																												
SIDCF	LOCA (2 nd), no ESF systems																																																																																																																													
Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded																																																																																																																												
	S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA																																																																																																																												
	3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity																																																																																																																												
	S3B	LOCA (2 nd) with SBO																																																																																																																												
	TBA	SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment																																																																																																																												
	ACD	LOCA (hot leg), no ECCS no CS																																																																																																																												
	S3B1	SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven APW operates																																																																																																																												
	S3HF	LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS																																																																																																																												
	S3H	LOCA (RCP seal) no ECC recirculation																																																																																																																												
	SBO	Station Blackout	LOCA Loss of Coolant Accident																																																																																																																											
RCP	Reactor Coolant Pump	DCH Direct Containment Heating																																																																																																																												
PCS	Power Conversion System	ESF Engineered Safety Feature																																																																																																																												
CS	Containment Spray	CSRS CS Recirculation System																																																																																																																												
ATWS	Anticipated Transient Without Scram	LOOP Loss of Offsite Power																																																																																																																												

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所 3 / 4号炉

第2表 原子炉格納容器への放出割合 (NUREG-1465 Table3.13)

Table 3.13 PWR Releases Into Containment*				
	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.3	2.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.35	0.25	0.1
Alkali Metals	0.05	0.25	0.35	0.1
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

* Values shown are fractions of core inventory.
 ** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group
 *** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

事象進展の各フェーズは大きく以下のように整理されている。

・Gap-Release/Early In-Vessel

燃料被覆管損傷後のギャップからの放出 (Gap-Release) と、燃料の溶融に伴う原子炉容器損傷までの炉心からの放出 (Early In-Vessel) を想定。

・Ex-Vessel/Late In-Vessel

原子炉容器損傷後、炉外の溶融炉心からの放出 (Ex-Vessel) 及び1次系に沈着した核分裂生成物の放出 (Late In-Vessel) を想定。

事象が発生してから炉心が溶融を開始し、原子炉容器が破損する事象進展のタイミングについて、MAAPを用いた大飯3号機及び4号機の解析結果とNUREG-1465の想定を比較すると、第3表のとおりとなる。

第3表 溶融を開始から原子炉容器が破損するまでのタイミングの比較

	燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間
MAAP	0～約21分	約21分～約1.4時間
NUREG-1465	0～30分	30分～1.8時間

泊発電所 3号炉

第2表 原子炉格納容器への放出期間及び放出割合 (NUREG-1465 Table3.13)

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.3	2.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.35	0.25	0.1
Alkali Metals	0.05	0.25	0.35	0.1
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

* Values shown are fractions of core inventory.
 ** See Table 3.8 for a listing of the elements in each group
 *** Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

事象進展の各フェーズは大きく以下のように整理されている。

・Gap-Release/Early In-Vessel

燃料被覆管損傷後のギャップからの放出 (Gap-Release) と、燃料の溶融に伴う原子炉容器損傷までの炉心からの放出 (Early In-Vessel) を想定。

・Ex-Vessel/Late In-Vessel

原子炉容器損傷後、炉外の溶融炉心からの放出 (Ex-Vessel) 及び1次系に沈着した核分裂生成物の放出 (Late In-Vessel) を想定。

事象が発生してから炉心が溶融を開始し、原子炉容器が破損する事象進展のタイミングについて、MAAPを用いた泊発電所3号炉の解析結果とNUREG-1465の想定を比較すると、第3表のとおりとなる。

第3表 溶融開始から原子炉容器が破損するまでのタイミングの比較

	燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間
MAAP 解析結果	0～約19分	約19分～約1.6時間
NUREG-1465	0～30分	30分～1.8時間

【大飯】個別解析による相違

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>炉心溶融開始および原子炉容器損傷のタイミングについては、ほぼ同じであり、核分裂生成物が大量に放出される初期の事象進展に大きな差はないと判断している。</p> <p>NUREG-1465のソースタームは、低燃焼度燃料を対象としている。そのため、米国において、NUREG-1465のソースターム（以下、「更新ソースターム」という）を高燃焼度燃料及びMOX燃料に適用する場合の課題に関し、1999年に第461回ACRS (Advisory Committee on Reactor Safeguards) 全体会議において議論がなされている。そこでは、ACRSから、高燃焼度燃料及びMOX燃料への適用について判断するためには解析ツールの改良及び実験データの収集が必要とコメントがなされている。これに対し、NRCスタッフは、実質的にソースタームへの影響はないと考えられると説明している。</p> <p>その後、各放出フェーズの継続時間及び各核種グループの放出割合に与える影響等について専門家パネルでの議論が行われており、その結果がERI/NRC02-2022(2002年11月)にまとめられ公開されている。この議論の結果として、以下に示す通り、解決すべき懸案事項が挙げられているものの、高燃焼度燃料及びMOX燃料に対しても更新ソースタームの適用について否定されているものではない。</p> <div data-bbox="116 502 723 603" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>Finally, there is a general expectation that the physical and chemical forms of the revised source terms as defined in NUREG-1465 are applicable to high burnup and MOX fuels. (ERI/NRC 02-202 第4章)</p> </div> <p>議論された高燃焼度燃料は、燃料集合体の最大燃焼度75GWd/t、炉心の平均燃焼度50GWd/tを対象としている。</p> <p>専門家パネルの議論の結論として示された、各フェーズの継続時間及び格納容器内への放出割合のうち高燃焼度燃料について、第4表に示す(ERI/NRC02-202Table 3.1)。表のカッコ内の数値は、NUREG-1465の値を示している。また、複数の数値が同一の欄に併記されているのは、パネル内で単一の数値が合意されなかった場合における各専門家の推奨値である。それぞれの核種についてNUREG-1465と全く一致しているとは限らないが、NUREG-1465 から大きく異なるような数値は提案されていない。</p> <p>以上の議論の結果として、ERI/NRC02-202では、引用した英文のとおり高燃焼度燃料に対してもNUREG-1465のソースタームを適用できるものと結論付けている。</p> <p>なお、米国の規制基準であるRegulatory Guideの1.183においては、NUREG-1465記載の放出割合を燃料棒で最大62GWd/tまでの燃焼度の燃料まで適用できるものと定めている。</p> <p>2 ACCIDENT SOURCE TERMS FOR LIGHT-WATER NUCLEAR POWER PLANTS: HIGH BURNUP AND MIXED OXIDE FUELS</p>	<p>炉心溶融開始及び原子炉容器損傷のタイミングについては、ほぼ同じであり、核分裂生成物が大量に放出される初期の事象進展に大きな差はないと判断している。</p> <p>NUREG-1465のソースタームは、低燃焼度燃料を対象としている。そのため、米国において、NUREG-1465のソースターム（以下、「更新ソースターム」という）を高燃焼度燃料及びMOX燃料に適用する場合の課題に関し、1999年に第461回ACRS (Advisory Committee on Reactor Safeguards) 全体会議において議論がなされている。そこでは、ACRSから、高燃焼度燃料及びMOX燃料への適用について判断するためには解析ツールの改良及び実験データの収集が必要とコメントがなされている。これに対し、NRCスタッフは、実質的にソースタームへの影響はないと考えられると説明している。</p> <p>その後、各放出フェーズの継続時間、各核種グループの放出割合に与える影響等について専門家パネルでの議論が行われており、その結果がERI/NRC02-2022(2002年11月)にまとめられ公開されている。この議論の結果として、以下に示す通り、解決すべき懸案事項が挙げられているものの、高燃焼度燃料及びMOX燃料に対しても更新ソースタームの適用について否定されているものではない。</p> <div data-bbox="1205 502 1803 590" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>Finally, there is a general expectation that the physical and chemical forms of the revised source terms as defined in NUREG-1465 are applicable to high burnup and MOX fuels. (ERI/NRC 02-202 第4章)</p> </div> <p>議論された高燃焼度燃料は、燃料集合体の最大燃焼度75GWd/t、炉心の平均燃焼度50GWd/tを対象としている。</p> <p>専門家パネルの議論の結論として示された、各フェーズの継続時間及び原子炉格納容器内への放出割合について、第4-1表及び第4-2表に示す(ERI/NRC 02-202 Table 3.1及びTable 3.12)。表のカッコ内の数値は、NUREG-1465の値を示している。また、複数の数値が同一の欄に併記されているのは、パネル内で単一の数値が合意されなかった場合における各専門家の推奨値である。それぞれの核種についてNUREG-1465と全く一致しているとは限らないが、NUREG-1465から大きく異なるような数値は提案されていない。</p> <p>以上の議論の結果として、ERI/NRC 02-202では、引用した英文のとおり高燃焼度燃料に対してもNUREG-1465のソースタームを適用できるものと結論付けている。</p> <p>なお、米国の規制基準であるRegulatory Guideの1.183においては、NUREG-1465記載の放出割合を燃料棒で最大62GWd/tまでの燃焼度の燃料まで適用できるものと定めている。</p> <p>2 ACCIDENT SOURCE TERMS FOR LIGHT-WATER NUCLEAR POWER PLANTS: HIGH BURNUP AND MIXED OXIDE FUELS</p>	<p>記載表現の相違</p> <p>【大飯】記載方針の相違 ・泊はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心を選定しているため、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料についても記載している。</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																														
<p>3.2 Release Fractions¹⁰</p> <p>The core inventory release fractions, by radionuclide groups, for the gap release and early in-vessel damage phases for DBA LOCAs are listed in Table 1 for BWRs and Table 2 for PWRs. These fractions are applied to the equilibrium core inventory described in Regulatory Position 3.1.</p> <p>For non-LOCA events, the fractions of the core inventory assumed to be in the gap for the various radionuclides are given in Table 3. The release fractions from Table 3 are used in conjunction with the fission product inventory calculated with the maximum core radial peaking factor.</p> <p>¹⁰ The release fractions listed here have been determined to be acceptable for use with currently approved LWR fuel with a peak burnup up to 67,000 MWD/MTU. The data in this section may not be applicable to cores containing mixed oxide (MOX) fuel.</p>	<p>3.2 Release Fractions¹⁰</p> <p>The core inventory release fractions, by radionuclide groups, for the gap release and early in-vessel damage phases for DBA LOCAs are listed in Table 1 for BWRs and Table 2 for PWRs. These fractions are applied to the equilibrium core inventory described in Regulatory Position 3.1.</p> <p>For non-LOCA events, the fractions of the core inventory assumed to be in the gap for the various radionuclides are given in Table 3. The release fractions from Table 3 are used in conjunction with the fission product inventory calculated with the maximum core radial peaking factor.</p> <p>¹⁰ The release fractions listed here have been determined to be acceptable for use with currently approved LWR fuel with a peak burnup up to 67,000 MWD/MTU. The data in this section may not be applicable to cores containing mixed oxide (MOX) fuel.</p>																																																																																																																																																																																															
<p>第4表 ERI/NRC 02-202における格納容器への放出（高燃焼度燃料）</p> <p>Table 3.1 PWR Releases Into Containment (High Burnup Fuel)¹</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>Duration (Hours)</th> <th>Gap Release</th> <th>Early In-Vessel</th> <th>Ex-Vessel</th> <th>Late In-Vessel</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.4 (0.5)²</td> <td>1.4 (1.3)</td> <td>2.0 (2.0)</td> <td>10.0 (10.0)</td> <td>0 (0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Gases</td> <td>0.05; 0.07; 0.07; 0.07; 0.07 (0.07)</td> <td>0.43; 0.43; 0.43; 0.45; 1.0TR (0.99)</td> <td>0.3 (0)</td> <td>0 (0)</td> </tr> <tr> <td>Halogens</td> <td>0.03 (0.03)</td> <td>0.35; 0.95TR (0.35)</td> <td>0.25 (0.25)</td> <td>0.2 (0.1)</td> </tr> <tr> <td>Alkali Metals</td> <td>0.01 (0.01)</td> <td>0.25; 0.90TR (0.25)</td> <td>0.33 (0.33)</td> <td>0.1 (0.1)</td> </tr> <tr> <td>Tellurium group</td> <td>0.001 (0)</td> <td>0.10; 0.30; 0.30; 0.35; 0.7TR (0.01)</td> <td>0.40 (0.25)</td> <td>0.20 (0.005)</td> </tr> <tr> <td>Barium, Strontium</td> <td>0 (0)</td> <td>0.02; *** (0.02)</td> <td>0.1 (0.1)</td> <td>0 (0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Metals</td> <td>(0)</td> <td>(0.0025)</td> <td>(0.0025)</td> <td>(0)</td> </tr> <tr> <td>Mo, Tc</td> <td>0</td> <td>0.11; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR⁴</td> <td>0.42; 0.02; 0.2; 0.2; TR</td> <td>0.6; 0.05; 0.05; TR</td> </tr> <tr> <td>Ru, Rh, Pd</td> <td>0</td> <td>0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR</td> <td>0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR</td> <td>0.01; 0.01; 0.01; 0.10; TR</td> </tr> <tr> <td>Cesium group</td> <td>(0)</td> <td>(0.0005)</td> <td>(0.005)</td> <td>(0)</td> </tr> <tr> <td>Ce</td> <td>0</td> <td>0.0002; 0.0005; 0.01; 0.01; 0.02TR</td> <td>0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Pu, Zr</td> <td>0</td> <td>0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR</td> <td>0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Np</td> <td>0</td> <td>0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR</td> <td>0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides (see group)⁵</td> <td>0; 0; 0; 0; 0</td> <td>0.0005; 0.002; 0.01; 0.0002TR</td> <td>0.005; 0.01; 0.01 (0.005)</td> <td>0; 0; 0; 0; 0</td> </tr> <tr> <td>La, Eu, Pr, Nd</td> <td>0; 0</td> <td>0.0002; 0.002TR</td> <td>0.005; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> <tr> <td>Y, Nd, Am, Cm</td> <td>0; 0</td> <td>0.0002; 0.002TR</td> <td>0.005; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> <tr> <td>Nb</td> <td>0; 0</td> <td>0.002; 0.002TR</td> <td>0.005; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> <tr> <td>Pu, Sm</td> <td>0; 0</td> <td>0.0002; 0.002TR</td> <td>0.005; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> </tbody> </table> <p>¹ The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).</p> <p>² TR = total release. The practice in France is to assign all releases following the gap release phase to the early in-vessel phase.</p> <p>³ NE = No entry. The panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.</p> <p>⁴ Barium should not be treated the same as Strontium. There is experimental evidence that barium is much more volatile than strontium. VERCORs and HEVI (ORNL) experiments cited, show a 50% release from the fuel and a 10% delivery to the containment. Strontium has a 10% release from fuel and 2% to the containment, based upon all data available to date.</p> <p>⁵ Three panel members retained the NUREG-1465 lanthanide grouping, e.g., one group, while two panel members subdivided the group into four subgroups.</p>	Duration (Hours)	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel	0.4 (0.5) ²	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)	0 (0)	Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; 0.07 (0.07)	0.43; 0.43; 0.43; 0.45; 1.0TR (0.99)	0.3 (0)	0 (0)	Halogens	0.03 (0.03)	0.35; 0.95TR (0.35)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)	Alkali Metals	0.01 (0.01)	0.25; 0.90TR (0.25)	0.33 (0.33)	0.1 (0.1)	Tellurium group	0.001 (0)	0.10; 0.30; 0.30; 0.35; 0.7TR (0.01)	0.40 (0.25)	0.20 (0.005)	Barium, Strontium	0 (0)	0.02; *** (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)	Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)	Mo, Tc	0	0.11; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR ⁴	0.42; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0.6; 0.05; 0.05; TR	Ru, Rh, Pd	0	0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.01; 0.10; TR	Cesium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)	Ce	0	0.0002; 0.0005; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0	Pu, Zr	0	0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0	Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0	Lanthanides (see group) ⁵	0; 0; 0; 0; 0	0.0005; 0.002; 0.01; 0.0002TR	0.005; 0.01; 0.01 (0.005)	0; 0; 0; 0; 0	La, Eu, Pr, Nd	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR	Y, Nd, Am, Cm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR	Nb	0; 0	0.002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR	Pu, Sm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR	<p>第4-1表 ERI/NRC 02-202における原子炉格納容器への放出（高燃焼度燃料）</p> <p>Table 3.1 PWR Releases Into Containment (High Burnup Fuel)¹</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>Duration (Hours)</th> <th>Gap Release</th> <th>Early In-Vessel</th> <th>Ex-Vessel</th> <th>Late In-Vessel</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.4 (0.5)²</td> <td>1.4 (1.3)</td> <td>2.0 (2.0)</td> <td>10.0 (10.0)</td> <td>0 (0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Gases</td> <td>0.05; 0.07; 0.07; 0.07; 0.07 (0.07)</td> <td>0.43; 0.43; 0.43; 0.45; 1.0TR (0.99)</td> <td>0.3 (0)</td> <td>0 (0)</td> </tr> <tr> <td>Halogen</td> <td>0.03 (0.03)</td> <td>0.35; 0.95TR (0.35)</td> <td>0.25 (0.25)</td> <td>0.2 (0.1)</td> </tr> <tr> <td>Alkali Metals</td> <td>0.01 (0.01)</td> <td>0.25; 0.90TR (0.25)</td> <td>0.33 (0.33)</td> <td>0.1 (0.1)</td> </tr> <tr> <td>Tellurium group</td> <td>0.001 (0)</td> <td>0.10; 0.30; 0.30; 0.35; 0.7TR (0.01)</td> <td>0.40 (0.25)</td> <td>0.20 (0.005)</td> </tr> <tr> <td>Barium, Strontium</td> <td>0 (0)</td> <td>0.02; *** (0.02)</td> <td>0.1 (0.1)</td> <td>0 (0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Metals</td> <td>(0)</td> <td>(0.0025)</td> <td>(0.0025)</td> <td>(0)</td> </tr> <tr> <td>Mo, Tc</td> <td>0</td> <td>0.15; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR⁴</td> <td>0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR</td> <td>0.6; 0.05; 0.05; TR</td> </tr> <tr> <td>Ru, Rh, Pd</td> <td>0</td> <td>0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR</td> <td>0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR</td> <td>0.01; 0.01; 0.01; 0.10; TR</td> </tr> <tr> <td>Cesium group</td> <td>(0)</td> <td>(0.0005)</td> <td>(0.005)</td> <td>(0)</td> </tr> <tr> <td>Ce</td> <td>0</td> <td>0.0002; 0.0005; 0.01; 0.01; 0.02TR</td> <td>0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Pu, Zr</td> <td>0</td> <td>0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR</td> <td>0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Np</td> <td>0</td> <td>0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR</td> <td>0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides (see group)⁵</td> <td>0; 0; 0; 0; 0</td> <td>0.0005; 0.002; 0.01 (0.0002)</td> <td>0.005; 0.01; 0.01 (0.005)</td> <td>0; 0; 0; 0; 0</td> </tr> <tr> <td>La, Eu, Pr, Nd</td> <td>0; 0</td> <td>0.0002; 0.002TR</td> <td>0.005; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> <tr> <td>Y, Nd, Am, Cm</td> <td>0; 0</td> <td>0.0002; 0.002TR</td> <td>0.005; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> <tr> <td>Nb</td> <td>0; 0</td> <td>0.002; 0.002TR</td> <td>0.005; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> <tr> <td>Pu, Sm</td> <td>0; 0</td> <td>0.0002; 0.002TR</td> <td>0.005; TR</td> <td>0; TR</td> </tr> </tbody> </table> <p>¹ Note that it was the panel's understanding that only about 1/3 of the core will be high burnup fuel. This is a significant deviation from the past when accident analyses were performed for cores that were uniformly burned usually to 39 GWd/t.</p> <p>² TR = total release. The practice in France is to assign all releases following the gap release phase to the early in-vessel phase.</p> <p>³ NE = No entry. The panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.</p> <p>⁴ Barium should not be treated the same as Strontium. There is experimental evidence that barium is much more volatile than strontium. VERCORs and HEVI (ORNL) experiments cited, show a 50% release from the fuel and a 10% delivery to the containment. Strontium has a 10% release from fuel and 2% to the containment, based upon all data available to date.</p> <p>⁵ Three panel members retained the NUREG-1465 lanthanide grouping, e.g., one group, while two panel members subdivided the group into four subgroups.</p>	Duration (Hours)	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel	0.4 (0.5) ²	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)	0 (0)	Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; 0.07 (0.07)	0.43; 0.43; 0.43; 0.45; 1.0TR (0.99)	0.3 (0)	0 (0)	Halogen	0.03 (0.03)	0.35; 0.95TR (0.35)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)	Alkali Metals	0.01 (0.01)	0.25; 0.90TR (0.25)	0.33 (0.33)	0.1 (0.1)	Tellurium group	0.001 (0)	0.10; 0.30; 0.30; 0.35; 0.7TR (0.01)	0.40 (0.25)	0.20 (0.005)	Barium, Strontium	0 (0)	0.02; *** (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)	Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)	Mo, Tc	0	0.15; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR ⁴	0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0.6; 0.05; 0.05; TR	Ru, Rh, Pd	0	0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.01; 0.10; TR	Cesium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)	Ce	0	0.0002; 0.0005; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0	Pu, Zr	0	0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0	Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0	Lanthanides (see group) ⁵	0; 0; 0; 0; 0	0.0005; 0.002; 0.01 (0.0002)	0.005; 0.01; 0.01 (0.005)	0; 0; 0; 0; 0	La, Eu, Pr, Nd	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR	Y, Nd, Am, Cm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR	Nb	0; 0	0.002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR	Pu, Sm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR	
Duration (Hours)	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel																																																																																																																																																																																												
0.4 (0.5) ²	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)	0 (0)																																																																																																																																																																																												
Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; 0.07 (0.07)	0.43; 0.43; 0.43; 0.45; 1.0TR (0.99)	0.3 (0)	0 (0)																																																																																																																																																																																												
Halogens	0.03 (0.03)	0.35; 0.95TR (0.35)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)																																																																																																																																																																																												
Alkali Metals	0.01 (0.01)	0.25; 0.90TR (0.25)	0.33 (0.33)	0.1 (0.1)																																																																																																																																																																																												
Tellurium group	0.001 (0)	0.10; 0.30; 0.30; 0.35; 0.7TR (0.01)	0.40 (0.25)	0.20 (0.005)																																																																																																																																																																																												
Barium, Strontium	0 (0)	0.02; *** (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)																																																																																																																																																																																												
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)																																																																																																																																																																																												
Mo, Tc	0	0.11; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR ⁴	0.42; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0.6; 0.05; 0.05; TR																																																																																																																																																																																												
Ru, Rh, Pd	0	0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.01; 0.10; TR																																																																																																																																																																																												
Cesium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)																																																																																																																																																																																												
Ce	0	0.0002; 0.0005; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0																																																																																																																																																																																												
Pu, Zr	0	0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0																																																																																																																																																																																												
Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0																																																																																																																																																																																												
Lanthanides (see group) ⁵	0; 0; 0; 0; 0	0.0005; 0.002; 0.01; 0.0002TR	0.005; 0.01; 0.01 (0.005)	0; 0; 0; 0; 0																																																																																																																																																																																												
La, Eu, Pr, Nd	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR																																																																																																																																																																																												
Y, Nd, Am, Cm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR																																																																																																																																																																																												
Nb	0; 0	0.002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR																																																																																																																																																																																												
Pu, Sm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR																																																																																																																																																																																												
Duration (Hours)	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel																																																																																																																																																																																												
0.4 (0.5) ²	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)	0 (0)																																																																																																																																																																																												
Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; 0.07 (0.07)	0.43; 0.43; 0.43; 0.45; 1.0TR (0.99)	0.3 (0)	0 (0)																																																																																																																																																																																												
Halogen	0.03 (0.03)	0.35; 0.95TR (0.35)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)																																																																																																																																																																																												
Alkali Metals	0.01 (0.01)	0.25; 0.90TR (0.25)	0.33 (0.33)	0.1 (0.1)																																																																																																																																																																																												
Tellurium group	0.001 (0)	0.10; 0.30; 0.30; 0.35; 0.7TR (0.01)	0.40 (0.25)	0.20 (0.005)																																																																																																																																																																																												
Barium, Strontium	0 (0)	0.02; *** (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)																																																																																																																																																																																												
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)																																																																																																																																																																																												
Mo, Tc	0	0.15; 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR ⁴	0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0.6; 0.05; 0.05; TR																																																																																																																																																																																												
Ru, Rh, Pd	0	0.0025; 0.0025; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.01; 0.10; TR																																																																																																																																																																																												
Cesium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)																																																																																																																																																																																												
Ce	0	0.0002; 0.0005; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0																																																																																																																																																																																												
Pu, Zr	0	0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0																																																																																																																																																																																												
Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0																																																																																																																																																																																												
Lanthanides (see group) ⁵	0; 0; 0; 0; 0	0.0005; 0.002; 0.01 (0.0002)	0.005; 0.01; 0.01 (0.005)	0; 0; 0; 0; 0																																																																																																																																																																																												
La, Eu, Pr, Nd	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR																																																																																																																																																																																												
Y, Nd, Am, Cm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR																																																																																																																																																																																												
Nb	0; 0	0.002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR																																																																																																																																																																																												
Pu, Sm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR																																																																																																																																																																																												
	<p>第4-2表 ERI/NRC 02-202における原子炉格納容器への放出（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）</p> <p>Table 3.12 MOX Releases Into Containment¹</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>Duration (Hours)</th> <th>Gap Release</th> <th>Early In-Vessel</th> <th>Ex-Vessel</th> <th>Late In-Vessel</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.3; 0.4; 0.4; 0.4; 0.4 (0.5)²</td> <td>1.4; 1.4; 1.4; 1.4; 1.3 (1.3)</td> <td>2.0 (2.0)</td> <td>10.0 (10.0)</td> <td>0 (0)</td> </tr> <tr> <td>Noble Gases</td> <td>0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)</td> <td>0.45; 0.45; 0.45; 0.45; 0.95 TR³ (0.95)</td> <td>0.2; 0.3; 0.3; TR (0)</td> <td>0 (0)</td> </tr> <tr> <td>Halogens</td> <td>0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)</td> <td>0.325; 0.35; 0.35; 0.375; 0.95TR (0.35)</td> <td>0.15; 0.2; 0.25; 0.25; TR (0.25)</td> <td>0.2; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.1)</td> </tr> <tr> <td>Alkali Metals</td> <td>0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)</td> <td>0.22; 0.30; 0.30; 0.30; 0.65TR (0.25)</td> <td>0.25; 0.25; 0.30; 0.30; TR (0.35)</td> <td>0.10; 0.15; 0.15; 0.15; TR (0.1)</td> </tr> <tr> <td>Tellurium group</td> <td>0.0; 0.0; 0.005; 0.005 (0)</td> <td>0.1; 0.15; 0.2; 0.35; 0.7TR (0.05)</td> <td>0.4; 0.4; 0.4; 0.4; TR (0.25)</td> <td>0.1; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.005)</td> </tr> <tr> <td>Barium, Strontium</td> <td>0.0; 0.0; 0.0; 0.0; 0.0</td> <td>0.02; 0.02; 0.02; 0.02; 0.02</td> <td>0.02; 0.02; 0.02; 0.02; 0.02</td> <td>0.02; 0.02; 0.02; 0.02; 0.02</td> </tr> <tr> <td>Noble Metals</td> <td>(0)</td> <td>(0.0025)</td> <td>(0.0025)</td> <td>(0)</td> </tr> <tr> <td>Mo, Tc</td> <td>0</td> <td>0.1; 0.1; 0.1; 0.1; 0.1</td> <td>0.1; 0.1; 0.1; 0.1; 0.1</td> <td>0.1; 0.1; 0.1; 0.1; 0.1</td> </tr> <tr> <td>Ru, Rh, Pd</td> <td>0</td> <td>0.0025; 0.0025; 0.0025; 0.0025; 0.0025</td> <td>0.0025; 0.0025; 0.0025; 0.0025; 0.0025</td> <td>0.0025; 0.0025; 0.0025; 0.0025; 0.0025</td> </tr> <tr> <td>Cesium group</td> <td>(0)</td> <td>(0.0005)</td> <td>(0.005)</td> <td>(0)</td> </tr> <tr> <td>Ce</td> <td>0</td> <td>0.0002; 0.0002; 0.0002; 0.0002; 0.0002</td> <td>0.0002; 0.0002; 0.0002; 0.0002; 0.0002</td> <td>0.0002; 0.0002; 0.0002; 0.0002; 0.0002</td> </tr> <tr> <td>Pu, Zr</td> <td>0</td> <td>0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001</td> <td>0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001</td> <td>0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001</td> </tr> <tr> <td>Np</td> <td>0</td> <td>0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001</td> <td>0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001</td> <td>0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001</td> </tr> <tr> <td>Lanthanides</td> <td>0; 0; 0; 0; 0</td> <td>0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001</td> <td>0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001</td> <td>0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001</td> </tr> </tbody> </table> <p>¹ The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).</p> <p>² TR = total release. The practice in France is to not divide the source term into early in-vessel, ex-vessel, and late in-vessel phases.</p> <p>³ NE = No entry. The panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.</p> <p>⁴ The values in Table 3.12 are for releases from the MOX assemblies in the core and not from the LEU assemblies.</p>	Duration (Hours)	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel	0.3; 0.4; 0.4; 0.4; 0.4 (0.5) ²	1.4; 1.4; 1.4; 1.4; 1.3 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)	0 (0)	Noble Gases	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.45; 0.45; 0.45; 0.45; 0.95 TR ³ (0.95)	0.2; 0.3; 0.3; TR (0)	0 (0)	Halogens	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.325; 0.35; 0.35; 0.375; 0.95TR (0.35)	0.15; 0.2; 0.25; 0.25; TR (0.25)	0.2; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.1)	Alkali Metals	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.22; 0.30; 0.30; 0.30; 0.65TR (0.25)	0.25; 0.25; 0.30; 0.30; TR (0.35)	0.10; 0.15; 0.15; 0.15; TR (0.1)	Tellurium group	0.0; 0.0; 0.005; 0.005 (0)	0.1; 0.15; 0.2; 0.35; 0.7TR (0.05)	0.4; 0.4; 0.4; 0.4; TR (0.25)	0.1; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.005)	Barium, Strontium	0.0; 0.0; 0.0; 0.0; 0.0	0.02; 0.02; 0.02; 0.02; 0.02	0.02; 0.02; 0.02; 0.02; 0.02	0.02; 0.02; 0.02; 0.02; 0.02	Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)	Mo, Tc	0	0.1; 0.1; 0.1; 0.1; 0.1	0.1; 0.1; 0.1; 0.1; 0.1	0.1; 0.1; 0.1; 0.1; 0.1	Ru, Rh, Pd	0	0.0025; 0.0025; 0.0025; 0.0025; 0.0025	0.0025; 0.0025; 0.0025; 0.0025; 0.0025	0.0025; 0.0025; 0.0025; 0.0025; 0.0025	Cesium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)	Ce	0	0.0002; 0.0002; 0.0002; 0.0002; 0.0002	0.0002; 0.0002; 0.0002; 0.0002; 0.0002	0.0002; 0.0002; 0.0002; 0.0002; 0.0002	Pu, Zr	0	0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001	0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001	0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001	Np	0	0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001	0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001	0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001	Lanthanides	0; 0; 0; 0; 0	0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001	0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001	0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001	<p>【大飯】記載方針の相違 ・泊はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心を選定しているため、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料についても記載している。</p>																																																																																																																			
Duration (Hours)	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel																																																																																																																																																																																												
0.3; 0.4; 0.4; 0.4; 0.4 (0.5) ²	1.4; 1.4; 1.4; 1.4; 1.3 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)	0 (0)																																																																																																																																																																																												
Noble Gases	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.45; 0.45; 0.45; 0.45; 0.95 TR ³ (0.95)	0.2; 0.3; 0.3; TR (0)	0 (0)																																																																																																																																																																																												
Halogens	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.325; 0.35; 0.35; 0.375; 0.95TR (0.35)	0.15; 0.2; 0.25; 0.25; TR (0.25)	0.2; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.1)																																																																																																																																																																																												
Alkali Metals	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.22; 0.30; 0.30; 0.30; 0.65TR (0.25)	0.25; 0.25; 0.30; 0.30; TR (0.35)	0.10; 0.15; 0.15; 0.15; TR (0.1)																																																																																																																																																																																												
Tellurium group	0.0; 0.0; 0.005; 0.005 (0)	0.1; 0.15; 0.2; 0.35; 0.7TR (0.05)	0.4; 0.4; 0.4; 0.4; TR (0.25)	0.1; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.005)																																																																																																																																																																																												
Barium, Strontium	0.0; 0.0; 0.0; 0.0; 0.0	0.02; 0.02; 0.02; 0.02; 0.02	0.02; 0.02; 0.02; 0.02; 0.02	0.02; 0.02; 0.02; 0.02; 0.02																																																																																																																																																																																												
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)																																																																																																																																																																																												
Mo, Tc	0	0.1; 0.1; 0.1; 0.1; 0.1	0.1; 0.1; 0.1; 0.1; 0.1	0.1; 0.1; 0.1; 0.1; 0.1																																																																																																																																																																																												
Ru, Rh, Pd	0	0.0025; 0.0025; 0.0025; 0.0025; 0.0025	0.0025; 0.0025; 0.0025; 0.0025; 0.0025	0.0025; 0.0025; 0.0025; 0.0025; 0.0025																																																																																																																																																																																												
Cesium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)																																																																																																																																																																																												
Ce	0	0.0002; 0.0002; 0.0002; 0.0002; 0.0002	0.0002; 0.0002; 0.0002; 0.0002; 0.0002	0.0002; 0.0002; 0.0002; 0.0002; 0.0002																																																																																																																																																																																												
Pu, Zr	0	0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001	0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001	0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001																																																																																																																																																																																												
Np	0	0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001	0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001	0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001																																																																																																																																																																																												
Lanthanides	0; 0; 0; 0; 0	0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001	0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001	0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001; 0.0001																																																																																																																																																																																												

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉

その後も更新ソースタームを高燃焼度燃料やMOX燃料に適用する場合の課題に対して検討が行われており、2011年1月には、サンディア国立研究所から報告書が出されている。(SAND2011-0128⁽³⁾)

希ガスやハロゲンといった被ばく評価に大きく寄与する核種グループについて、高燃焼度燃料の放出割合は、第5表に示すとおり、低燃焼度燃料のそれと著しく異なるものではないことが示されている。

このことから、現段階においては、NUREG-1465の高燃焼度燃料の適用について否定されるものではないと考える。第6表にそれらのデータを整理した。

3 Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants Using High-Burnup or MOX Fuel

第5表 SAND2011-0128 における格納容器への放出（高燃焼度燃料）

Table 13. Comparison of PWR high burnup durations and release fractions (bold entries) with those recommended for PWRs in NUREG-1465 (parenthetical entries).

Duration (hours)	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release
	0.22 (0.5)	4.5 (1.5)	4.8 (2.5)	143 (10)
Release Fractions of Radionuclide Groups				
Noble Gases (Kr, Xe)	0.017 (0.05)	0.34 (0.05)	0.011 (0)	0.003 (0)
Halogens (Br, I)	0.004 (0.05)	0.37 (0.35)	0.011 (0.25)	0.21 (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	0.002 (0.05)	0.22 (0.25)	0.02 (0.35)	0.06 (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.0095 (0)	0.004 (0.15)	0.002 (0.1)	- (-)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.004 (0)	0.30 (0.25)	0.003 (0.005)	0.10 (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.08 (0.0025)	0.01 (0.0025)	0.03 (0)
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.005 (0.0025)	0.0025 (0.0025)	-
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁵ (2x10 ⁻⁵)	1.3x10 ⁻⁵ (0.002)	-
Cerium Group (Ce, Pr, Zr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁵ (2x10 ⁻⁵)	2.4x10 ⁻⁵ (0.005)	-

第6表 全放出期間での格納容器への放出割合の整理

	NUREG-1465	ERI/NRC 02-202 (高燃焼燃料) [※]	SAND 2011-0128 (高燃焼度燃料)
希ガス類	1.0	1.0	0.97
よう素類	0.75	0.85	0.60
Cs類	0.75	0.75	0.31

※ 複数の値が提示されているため、平均値を使用した。

泊発電所3号炉

その後も更新ソースタームを高燃焼度燃料やMOX燃料に適用する場合の課題に対して検討が行われており、2011年1月には、サンディア国立研究所から報告書が出されている。(Sandia Report SAND2011-0128⁽³⁾)
 希ガスやハロゲンといった被ばく評価に大きく寄与する核種グループについて、高燃焼度燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の放出割合は、第5-1表及び第5-2表に示すとおり、低燃焼度燃料のそれと著しく異なるものではないことが示されている。

このことから、現段階においては、NUREG-1465の高燃焼度燃料やウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の適用について否定されるものではないと考える。第6表にそれらのデータを整理した。

3 Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants Using High-Burnup or MOX Fuel

第5-1表 SAND2011-0128における原子炉格納容器への放出（高燃焼度燃料）

Table 13. Comparison of PWR high burnup durations and release fractions (bold entries) with those recommended for PWRs in NUREG-1465 (parenthetical entries).

Duration (hours)	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release
	0.22 (0.5)	4.5 (1.5)	4.8 (2.0)	143 (10)
Release Fractions of Radionuclide Groups				
Noble Gases (Kr, Xe)	0.017 (0.05)	0.34 (0.05)	0.011 (0)	0.003 (0)
Halogens (Br, I)	0.004 (0.05)	0.37 (0.35)	0.011 (0.25)	0.21 (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	0.002 (0.05)	0.22 (0.25)	0.02 (0.35)	0.06 (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	0.0095 (0)	0.004 (0.02)	0.004 (0.10)	0.003 (-)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.004 (0)	0.30 (0.25)	0.003 (0.005)	0.10 (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.08 (0.0025)	0.01 (0.0025)	0.03 (0)
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.006 (0.0025)	0.004 (0.0025)	-
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁵ (2x10 ⁻⁵)	1.3x10 ⁻⁵ (0.005)	-
Cerium Group (Ce, Pr, Zr, etc.)	-	1.5x10 ⁻⁵ (2x10 ⁻⁵)	2.4x10 ⁻⁵ (0.005)	-

第5-2表 SAND2011-0128における原子炉格納容器への放出（ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料）

Table 16. Comparison of proposed source term for an ice-condenser PWR with a 40% MOX core (bold entries) to the NUREG-1465 source term for PWRs (parenthetical entries).

Duration (hours)	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release
	0.36 (0.50)	4.4 (1.3)	6.5 (2.0)	16 (10)
Release Fractions of Radionuclide Groups				
Noble Gases (Kr, Xe)	0.028 (0.05)	0.86 (0.05)	0.05 (0)	0.026 (0)
Halogens (Br, I)	0.028 (0.050)	0.48 (0.35)	0.06 (0.25)	0.055 (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	0.014 (0.05)	0.44 (0.25)	0.07 (0.35)	0.025 (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	-	0.0015 (0.020)	0.008 (0.1)	3x10 ⁻⁶ (0)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	0.014 (0)	0.48 (0.05)	0.04 (0.005)	0.055 (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	0.27 (0.0025)	0.04 (0.0025)	0.024 (0)
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	0.005 (0.0025)	0.004 (0.0025)	3 x10 ⁻⁶ (0)
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	1.1 x10 ⁻⁵ (0.0002)	3 x10 ⁻⁶ (0.0002)	-
Cerium Group (Ce, Pr, Zr, etc.)	-	1.0 x10 ⁻⁵ (0.0005)	5 x10 ⁻⁶ (0.0005)	-

第6表 全放出期間での格納容器への放出割合の整理

	NUREG-1465	ERI/NRC 02-202 (高燃焼度燃料) [※]	ERI/NRC 02-202 (MOX燃料) [※]	SAND 2011-0128 (高燃焼度燃料)	SAND 2011-0128 (MOX燃料)
希ガス類	1.0	1.0	1.0	0.97	0.98
よう素類	0.75	0.85	0.82	0.60	0.62
Cs類	0.75	0.75	0.75	0.31	0.55

※ 複数の値が提示されているため、平均値を使用した。

相違理由

【大飯】記載方針の相違
 ・泊はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心を選定しているため、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料についても記載している。

【大飯】記載方針の相違
 ・泊はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心を選定しているため、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料についても記載している。

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>以上のように、解決すべき懸案事項があるものの、現在の知見では、高燃焼度燃料及びMOX燃料に対しても更新ソースタームを否定されているものではないことがRegulatory Guide 1.183, ERI/NRC 02-202及びSandia Report に示されている。</p> <p>大飯3、4号炉の燃料集合体の最高燃焼度は、ウラン燃料で55GWd/tであることから、ERI/NRC 02-202における適用範囲、燃料集合体の最高燃焼度75GWd/t及びSandia Report の適用範囲、燃料集合体最高燃焼度59GWd/tと比較し適用範囲内にある。また、大飯3、4号炉の燃料棒最高燃焼度は61GWd/t であり、R.G.1.183 に示される適用範囲、燃料棒最高燃焼度62GWd/t の範囲内にある。このため、大飯3、4号炉に対し、使用を否定されていない更新ソースタームの適用は可能と判断される。</p> <p>ERI/NRC 02-202 に示された放出割合の数値については、専門家の意見も分かれていること、Sandia Report 記載の数値についても、MOX燃料については単一の格納容器の型式を対象とした解析にとどまっております、米国NRCにオーソライズされたものではないことを考慮し、今回の評価においては、NUREG-1465の数値を用いた。</p>	<p>以上のように、解決すべき懸案事項があるものの、現在の知見では、高燃焼度燃料及びMOX燃料に対しても更新ソースタームを否定されているものではないことがRegulatory Guide 1.183, ERI/NRC 02-202及びSandia Reportに示されている。</p> <p>泊発電所3号炉の燃料集合体の最高燃焼度は、ウラン燃料で55GWd/t、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で45GWd/tであることから、ERI/NRC 02-202における適用範囲、燃料集合体の最高燃焼度75GWd/t及びSandia Reportの適用範囲、燃料集合体最高燃焼度59GWd/tと比較し適用範囲内にある。また、泊発電所3号炉の燃料棒最高燃焼度はウラン燃料で61GWd/t、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料で53GWd/tであり、Regulatory Guide 1.183に示される適用範囲、燃料棒最高燃焼度62GWd/tの範囲内にある。このため、泊発電所3号炉に対し、使用を否定されていない更新ソースタームの適用は可能と判断される。</p> <p>ERI/NRC 02-202 に示された放出割合の数値については、専門家の意見も分かれていること、Sandia Report記載の数値についても、MOX燃料については単一の格納容器の型式を対象とした解析にとどまっております、米国NRCにオーソライズされたものではないことを考慮し、今回の評価においては、NUREG-1465の数値を用いた。</p>	<p>【大飯】記載方針の相違</p> <p>・泊はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心を選定しているため、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料についても記載している。</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 今回の評価モデルでの評価とMAAP解析での評価の比較について</p> <p>2.1 原子炉格納容器外への放出割合について</p> <p>「大破断LOCA時にECCS注入およびCVスプレイ注入を失敗するシーケンス」における原子炉格納容器外への放出割合について、今回の評価モデルでの評価結果とMAAP解析での評価結果についての比較を第7表にまた、比較方法を第8表に示す。</p> <p>今回の評価では、NUREG-1465に示されている割合で原子炉格納容器に放出された後、エアロゾルについては、原子炉格納容器等への沈着や代替格納容器スプレイによる除去を考慮し、原子炉格納容器外への放出割合を算出している。</p> <p>一方、MAAPコードでは、内蔵された評価式により、原子炉格納容器気相部からのエアロゾルの沈着による除去効果として水蒸気凝縮に伴う壁面・水面への沈着、重力沈降等を模擬しており、原子炉格納容器内気相部温度等を用いて、原子炉格納容器外への放出割合を算出している。</p> <p>炉心から原子炉格納容器内への放出割合については、本評価で用いたモデルでの評価のほうが、MAAP解析での評価よりも大きな数値となっており、保守的な評価であることが確認できる。</p> <p>これは、MAAPコードに内蔵されたエアロゾルの自然沈着等の評価式による低減効果が、今回の評価での低減効果に比べて大きいためである。よって、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定については、米国の代表的なソースタームであるNUREG-1465に示された放出割合を用いることで保守的に評価できると考える。</p>	<p>2. 今回の評価モデルでの評価とMAAP解析での評価の比較について</p> <p>2.1 原子炉格納容器外への放出割合について</p> <p>「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故シーケンス」における原子炉格納容器外への放出割合について、原子炉格納容器貫通部のエアロゾル粒子に対するDFを1とした場合の、今回の評価モデルでの評価結果とMAAP解析での評価結果についての比較を第7表に、また、比較方法を第8表に示す。</p> <p>今回の評価では、NUREG-1465に示されている割合で原子炉格納容器に放出された後、エアロゾルについては、原子炉格納容器等への沈着や代替格納容器スプレイによる除去を考慮し、原子炉格納容器外への放出割合を算出している。</p> <p>一方、MAAPコードでは、内蔵された評価式により、原子炉格納容器気相部からのエアロゾルの沈着による除去効果として水蒸気凝縮に伴う壁面・水面への沈着、重力沈降等を模擬しており、原子炉格納容器内気相部温度等を用いて、原子炉格納容器外への放出割合を算出している。</p> <p>原子炉格納容器からの放出割合については、本評価で用いたモデルでの評価のほうが、MAAP解析での評価よりも大きな数値となっており、保守的な評価であることが確認できる。</p> <p>また、原子炉格納容器貫通部のエアロゾル粒子に対するDFを10とした場合においても、それぞれの核種グループに対して同等の除染効果が発生するため、検討結果に影響はない。</p> <p>これは、MAAPコードに内蔵されたエアロゾルの自然沈着等の評価式による低減効果が、今回の評価での低減効果に比べて大きいためである。よって、原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定については、米国の代表的なソースタームであるNUREG-1465に示された放出割合を用いることで保守的に評価できると考える。</p>	<p>【大飯】記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊では貫通部DFが変更となった場合の影響について記載。 <p>【大飯】記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊は50条と同様の表現として原子炉格納容器からの放出割合について記載した。 泊では貫通部DFが変更となった場合の影響について記載。

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉										泊発電所3号炉			相違理由
第7表 MAAPコードによるソースターム解析をした評価結果と今回の評価結果の比較										第7表 MAAPコードによるソースターム解析をした評価結果と今回の評価結果の比較			【大飯】個別解析による相違
		希ガス類	よう素類	Cs類 ^{*2}	Te類	Ba類	Ru類	Ce類	La類	核種グループ	本評価で用いたモデル	MAAP解析 ^{*2}	
MAAPコードによる評価 ^{*1}	CV内への放出割合	1.0×10 ⁰	9.3×10 ⁻¹	9.2×10 ⁻¹	8.0×10 ⁻¹	3.2×10 ⁻⁰	8.0×10 ⁻²	3.7×10 ⁻¹	4.6×10 ⁻¹	希ガス類	約1.1×10 ⁻²	約9.8×10 ⁻²	
	CV外への放出割合	8.9×10 ⁻²	2.8×10 ⁻⁴	1.8×10 ⁻⁶	1.5×10 ⁻⁶	6.0×10 ⁻²	1.5×10 ⁻⁶	6.9×10 ⁻⁶	8.7×10 ⁻⁶	よう素類	約3.8×10 ⁻⁴	約3.0×10 ⁻⁴	
今回の評価(NUREG-1465に基づく) ^{*1}	CV内への放出割合	1.0×10 ⁰	7.5×10 ⁻¹	7.5×10 ⁻¹	3.1×10 ⁻¹	1.2×10 ⁻¹	5.0×10 ⁻²	5.5×10 ⁻¹	5.2×10 ⁻¹	Cs類	約2.0×10 ⁻⁴	約1.9×10 ⁻⁵	
	CV外への放出割合	1.1×10 ⁻²	3.6×10 ⁻⁶	2.2×10 ⁻⁸	8.9×10 ⁻⁸	3.5×10 ⁻⁶	1.5×10 ⁻⁶	1.6×10 ⁻⁶	1.5×10 ⁻⁶	Te類	約8.0×10 ⁻⁵	約1.5×10 ⁻⁵	
										Ba類	約3.2×10 ⁻⁵	約6.9×10 ⁻⁷	
										Ru類	約1.3×10 ⁻⁵	約1.3×10 ⁻⁵	
										Ce類	約1.4×10 ⁻⁵	約4.7×10 ⁻⁵	
										La類	約1.4×10 ⁻⁵	約7.4×10 ⁻⁵	

※1 表における割合の数値は、有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値である。
 ※2 MAAPコードによるCs類の放出割合の評価においては、放出割合・放出時間の異なるCsIとCsOHそれぞれについて評価し、CsIとCsOHそれぞれの放出量の評価結果を合計してCs類の評価結果としている。

*1 表における割合の数値は、有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値である。
 *2 Csのように複数の化学形態（CsI、CsOHグループ）を有する核種については、Csの炉心内蓄積量に対するそれぞれの化学形態グループの放出割合を合計している。

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第8表 MAAPコードによる放出量と本評価による放出量の比較方法</p>	<p>第8表 MAAPコードによる放出量と本評価による放出量の比較方法</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
<p>2. 2 原子炉格納容器内の線源強度等について</p> <p>MAAP解析では、原子炉格納容器内を多区画に分割しており、原子炉格納容器内の各区画に対して固有の線源強度を設定することが可能となる。これにより、遮蔽体としては、原子炉格納容器内の遮蔽構造物（1次遮蔽、2次遮蔽等）を考慮した現実的な遮蔽を考慮したモデルを設定することができる。</p> <p>一方、本評価で用いたモデルでは、原子炉格納容器内を1つの区画としたモデルを設定し、原子炉格納容器内の線源に対して代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器の下部区画への移行を考慮し、上部区画及び下部区画に均一に分布した線源強度を設定している。また、遮蔽体としては、外部遮蔽のみを考慮したモデルとしている。</p> <p>MAAP解析において、原子炉格納容器内の遮蔽構造物による現実的な遮蔽効果を考慮した場合、遮蔽構造物に囲まれている区画の線量の低減効果が大きく、直接線及びスカイシャイン線の観点で線量に寄与する領域は上部区画となる。</p> <p>直接線及びスカイシャイン線の線源強度について、本評価で用いたモデルでの下部区画へ移行した放射性物質を除いた線源強度と、MAAP解析での上部区画の線源強度の比較を行った。結果を第9表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第9表 原子炉格納容器内の線源強度における 本評価で用いたモデルでの評価とMAAP解析での評価の比較</p> <table border="1" data-bbox="291 750 813 821"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>本評価で用いたモデル</th> <th>MAAP解析</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>線源強度 (MeV)</td> <td>約 4.0×10^{24}</td> <td>約 3.2×10^{24}</td> </tr> </tbody> </table> <p>第9表に示すとおり、本評価で用いたモデルでの直接線及びスカイシャイン線の評価が線源強度の観点でより保守的な値となっている。更に本評価で用いたモデルの評価では、下部区画へ移行した放射性物質に対して外部遮蔽以外の遮蔽構造物の遮蔽効果を見込んでいない。</p> <p>2.1及び2.2より、本評価で用いたモデルでの評価は、MAAP解析での評価と比較して保守的に評価できる。</p>	項目	本評価で用いたモデル	MAAP解析	線源強度 (MeV)	約 4.0×10^{24}	約 3.2×10^{24}	<p>2.2 原子炉格納容器内の線源強度等について</p> <p>MAAP解析では、原子炉格納容器内を多区画に分割しており、原子炉格納容器内の各区画に対して固有の線源強度を設定することが可能となる。これにより、遮蔽体としては、原子炉格納容器内の遮蔽構造物（1次遮へい、2次遮へい等）を考慮した現実的な遮蔽を考慮したモデルを設定することができる。</p> <p>一方、本評価で用いたモデルでは、原子炉格納容器内を1つの区画としたモデルを設定し、原子炉格納容器内の線源に対して代替格納容器スプレイによる原子炉格納容器の下部区画への移行を考慮し、上部区画及び下部区画に均一に分布した線源強度を設定している。また、遮蔽体としては、外部遮へいのみを考慮したモデルとしている。</p> <p>MAAP解析において、原子炉格納容器内の遮蔽構造物による現実的な遮蔽効果を考慮した場合、遮蔽構造物に囲まれている区画の線量の低減効果が大きく、直接線及びスカイシャイン線の観点で線量に寄与する領域は上部区画となる。</p> <p>直接線及びスカイシャイン線の線源強度について、本評価で用いたモデルでの下部区画へ移行した放射性物質を除いた線源強度と、MAAP解析での上部区画の線源強度の比較を行った。結果を第9表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第9表 原子炉格納容器内の線源強度における 本評価で用いたモデルでの評価とMAAP解析での評価の比較</p> <table border="1" data-bbox="1149 762 1865 834"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>本評価で用いたモデル</th> <th>MAAP解析</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>線源強度 (MeV)</td> <td>約 3.1×10^{24}</td> <td>約 2.5×10^{24}</td> </tr> </tbody> </table> <p>第9表に示すとおり、本評価で用いたモデルでの直接線及びスカイシャイン線の評価が線源強度の観点でより保守的な値となっている。さらに本評価で用いたモデルの評価では、下部区画へ移行した放射性物質に対して外部遮蔽以外の遮蔽構造物の遮蔽効果を見込んでいない。</p> <p>2.1及び2.2より、本評価で用いたモデルでの評価は、MAAP解析での評価と比較して保守的に評価できる。</p>	項目	本評価で用いたモデル	MAAP解析	線源強度 (MeV)	約 3.1×10^{24}	約 2.5×10^{24}	<p>【大飯】個別解析の相違</p> <p>【大飯】記載表現の相違</p>
項目	本評価で用いたモデル	MAAP解析												
線源強度 (MeV)	約 4.0×10^{24}	約 3.2×10^{24}												
項目	本評価で用いたモデル	MAAP解析												
線源強度 (MeV)	約 3.1×10^{24}	約 2.5×10^{24}												

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉 (添付資料)	泊発電所3号炉 (添付資料)	相違理由																																																												
<p>各核種グループの内訳について</p> <p>NUREG-1465の高燃焼度燃料やMOX燃料の適用については、現在の知見では、否定されるものではないものの、高燃焼度燃料及びMOX燃料に対するNUREG-1465の適用に関する専門家での議論の中で、NUREG-1465に比べて大きな放出割合が提案されている核種グループもある。本評価で用いたモデルでの評価において、各核種グループの内訳を確認する。</p> <p>環境に放出される放射性物質について、NUREG-1465に示される各核種グループの内訳としてI-131等価量換算値を第10-1表に、ガンマ線エネルギー0.5MeV換算値を第10-2表に示す。MOX燃料に対するNUREG-1465の適用に関する専門家での議論の中で、NUREG-1465に比べて大きな放出割合が提案されているTe類やRu類については、大気中への放射性物質における寄与割合は小さく、本評価の観点には大きな影響を及ぼすものではない。</p> <p>第10-1表 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳 (I-131等価量換算)</p> <table border="1" data-bbox="241 598 777 893"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>放出放射能 (注1、2、3) (Bq)</th> <th>内訳 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>約 0.0</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>ヨウ素類</td> <td>約 7.7×10^{13}</td> <td>62</td> </tr> <tr> <td>Cs類</td> <td>約 1.9×10^{13}</td> <td>16</td> </tr> <tr> <td>Te類</td> <td>約 4.2×10^{12}</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>Ba類</td> <td>約 7.7×10^{12}</td> <td>6</td> </tr> <tr> <td>Ru類</td> <td>約 4.9×10^{11}</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>Ce類</td> <td>約 9.4×10^{12}</td> <td>8</td> </tr> <tr> <td>La類</td> <td>約 5.7×10^{12}</td> <td>5</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>約 1.2×10^{14}</td> <td>100</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 7日間積算放出量 (注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値</p>	核種グループ	放出放射能 (注1、2、3) (Bq)	内訳 (%)	希ガス類	約 0.0	0	ヨウ素類	約 7.7×10^{13}	62	Cs類	約 1.9×10^{13}	16	Te類	約 4.2×10^{12}	3	Ba類	約 7.7×10^{12}	6	Ru類	約 4.9×10^{11}	<1	Ce類	約 9.4×10^{12}	8	La類	約 5.7×10^{12}	5	合計	約 1.2×10^{14}	100	<p>各核種グループの内訳について</p> <p>NUREG-1465の高燃焼度燃料やウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の適用については、現在の知見では、否定されるものではないものの、高燃焼度燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料に対するNUREG-1465の適用に関する専門家での議論の中で、NUREG-1465に比べて大きな放出割合が提案されている核種グループもある。本評価で用いたモデルでの評価において、各核種グループの内訳を確認する。</p> <p>環境に放出される放射性物質について、NUREG-1465に示される各核種グループの内訳としてI-131等価量換算値を第10-1表に、ガンマ線エネルギー0.5MeV換算値を第10-2表に示す。ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料に対するNUREG-1465の適用に関する専門家での議論の中で、NUREG-1465に比べて大きな放出割合が提案されているTe類やRu類については、大気中への放射性物質における寄与割合は小さく、本評価の観点には大きな影響を及ぼすものではない。</p> <p>第10-1表 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳 (I-131等価量換算)</p> <table border="1" data-bbox="1245 582 1765 973"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>放出放射能^(注1、2) (Bq)</th> <th>内訳 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>約 0.0×10^0</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>ヨウ素類</td> <td>約 7.9×10^{13}</td> <td>92</td> </tr> <tr> <td>Cs類</td> <td>約 1.7×10^{12}</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>Te類</td> <td>約 3.8×10^{11}</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>Ba類</td> <td>約 6.1×10^{11}</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>Ru類</td> <td>約 5.9×10^{10}</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>Ce類</td> <td>約 2.2×10^{12}</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>La類</td> <td>約 1.7×10^{12}</td> <td>2</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>約 8.6×10^{13}</td> <td>100</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 7日間積算放出量 (注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値</p>	核種グループ	放出放射能 ^(注1、2) (Bq)	内訳 (%)	希ガス類	約 0.0×10^0	0	ヨウ素類	約 7.9×10^{13}	92	Cs類	約 1.7×10^{12}	2	Te類	約 3.8×10^{11}	<1	Ba類	約 6.1×10^{11}	<1	Ru類	約 5.9×10^{10}	<1	Ce類	約 2.2×10^{12}	3	La類	約 1.7×10^{12}	2	合計	約 8.6×10^{13}	100	<p>【大飯】記載表現の相違</p>
核種グループ	放出放射能 (注1、2、3) (Bq)	内訳 (%)																																																												
希ガス類	約 0.0	0																																																												
ヨウ素類	約 7.7×10^{13}	62																																																												
Cs類	約 1.9×10^{13}	16																																																												
Te類	約 4.2×10^{12}	3																																																												
Ba類	約 7.7×10^{12}	6																																																												
Ru類	約 4.9×10^{11}	<1																																																												
Ce類	約 9.4×10^{12}	8																																																												
La類	約 5.7×10^{12}	5																																																												
合計	約 1.2×10^{14}	100																																																												
核種グループ	放出放射能 ^(注1、2) (Bq)	内訳 (%)																																																												
希ガス類	約 0.0×10^0	0																																																												
ヨウ素類	約 7.9×10^{13}	92																																																												
Cs類	約 1.7×10^{12}	2																																																												
Te類	約 3.8×10^{11}	<1																																																												
Ba類	約 6.1×10^{11}	<1																																																												
Ru類	約 5.9×10^{10}	<1																																																												
Ce類	約 2.2×10^{12}	3																																																												
La類	約 1.7×10^{12}	2																																																												
合計	約 8.6×10^{13}	100																																																												

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																												
<p>第10-2表 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳 (ガンマ線エネルギー0.5MeV換算)</p> <table border="1" data-bbox="277 256 826 563"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>放出放射能 (注1, 2, 3) (Bq)</th> <th>内訳 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>希ガス類</td><td>約 1.0×10^{16}</td><td>92</td></tr> <tr><td>ヨウ素類</td><td>約 6.1×10^{14}</td><td>6</td></tr> <tr><td>Cs類</td><td>約 1.7×10^{14}</td><td>2</td></tr> <tr><td>Te類</td><td>約 2.9×10^{13}</td><td><1</td></tr> <tr><td>Ba類</td><td>約 2.0×10^{13}</td><td><1</td></tr> <tr><td>Ru類</td><td>約 8.6×10^{11}</td><td><1</td></tr> <tr><td>Ce類</td><td>約 1.3×10^{12}</td><td><1</td></tr> <tr><td>La類</td><td>約 3.7×10^{12}</td><td><1</td></tr> <tr><td>合計</td><td>約 1.1×10^{16}</td><td>100</td></tr> </tbody> </table> <p>(注1) 7日間積算放出量 (注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値</p>	核種グループ	放出放射能 (注1, 2, 3) (Bq)	内訳 (%)	希ガス類	約 1.0×10^{16}	92	ヨウ素類	約 6.1×10^{14}	6	Cs類	約 1.7×10^{14}	2	Te類	約 2.9×10^{13}	<1	Ba類	約 2.0×10^{13}	<1	Ru類	約 8.6×10^{11}	<1	Ce類	約 1.3×10^{12}	<1	La類	約 3.7×10^{12}	<1	合計	約 1.1×10^{16}	100	<p>第10-2表 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳 (γ線エネルギー0.5MeV換算)</p> <table border="1" data-bbox="1227 236 1780 651"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>放出放射能^(注1, 2) (Bq)</th> <th>内訳 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>希ガス類</td><td>約 8.7×10^{15}</td><td>93</td></tr> <tr><td>ヨウ素類</td><td>約 6.2×10^{14}</td><td>7</td></tr> <tr><td>Cs類</td><td>約 1.7×10^{13}</td><td><1</td></tr> <tr><td>Te類</td><td>約 3.1×10^{12}</td><td><1</td></tr> <tr><td>Ba類</td><td>約 1.7×10^{12}</td><td><1</td></tr> <tr><td>Ru類</td><td>約 9.9×10^{10}</td><td><1</td></tr> <tr><td>Ce類</td><td>約 1.1×10^{11}</td><td><1</td></tr> <tr><td>La類</td><td>約 2.9×10^{11}</td><td><1</td></tr> <tr><td>合計</td><td>約 9.3×10^{15}</td><td>100</td></tr> </tbody> </table> <p>(注1) 7日間積算放出量 (注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値</p>	核種グループ	放出放射能 ^(注1, 2) (Bq)	内訳 (%)	希ガス類	約 8.7×10^{15}	93	ヨウ素類	約 6.2×10^{14}	7	Cs類	約 1.7×10^{13}	<1	Te類	約 3.1×10^{12}	<1	Ba類	約 1.7×10^{12}	<1	Ru類	約 9.9×10^{10}	<1	Ce類	約 1.1×10^{11}	<1	La類	約 2.9×10^{11}	<1	合計	約 9.3×10^{15}	100	
核種グループ	放出放射能 (注1, 2, 3) (Bq)	内訳 (%)																																																												
希ガス類	約 1.0×10^{16}	92																																																												
ヨウ素類	約 6.1×10^{14}	6																																																												
Cs類	約 1.7×10^{14}	2																																																												
Te類	約 2.9×10^{13}	<1																																																												
Ba類	約 2.0×10^{13}	<1																																																												
Ru類	約 8.6×10^{11}	<1																																																												
Ce類	約 1.3×10^{12}	<1																																																												
La類	約 3.7×10^{12}	<1																																																												
合計	約 1.1×10^{16}	100																																																												
核種グループ	放出放射能 ^(注1, 2) (Bq)	内訳 (%)																																																												
希ガス類	約 8.7×10^{15}	93																																																												
ヨウ素類	約 6.2×10^{14}	7																																																												
Cs類	約 1.7×10^{13}	<1																																																												
Te類	約 3.1×10^{12}	<1																																																												
Ba類	約 1.7×10^{12}	<1																																																												
Ru類	約 9.9×10^{10}	<1																																																												
Ce類	約 1.1×10^{11}	<1																																																												
La類	約 2.9×10^{11}	<1																																																												
合計	約 9.3×10^{15}	100																																																												

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別紙3</p> <p style="text-align: center;">よう素の化学形態の設定について</p> <p>本評価では、よう素の化学形態に対する存在割合としてR.G.1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors” で示されたよう素の存在割合を用いている。</p> <p>原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定に用いたNUREG-1465にもよう素の化学形態に対する存在割合についての記載があるが、原子炉格納容器内の液相のpHが7以上の場合とされている。(放出全よう素のうち元素状よう素は5%を超えないこと、有機よう素は元素状よう素の3% (0.15%) を超えない (95%が粒子状))。</p> <p>本評価で想定するシーケンスのように、既設の格納容器スプレイの喪失も想定し、pH調整がされない可能性がある場合には、元素状よう素への転換割合が大きくなるとの知見もあり、元素状よう素の存在割合が大きくなれば有機よう素の存在割合も大きくなる。元素状よう素はC V内での自然沈着により一定の低減効果が見込めるのに対し、有機よう素は同様の低減効果を見込めないことから、原子炉格納容器外部への放出の観点からは有機よう素の形態が重要であることを踏まえ、本評価ではよう素の化学形態毎の存在割合の設定について以下のとおり検討、設定した。</p> <p>NUREG-1465では、よう素の化学形態毎の存在割合に関してpH<7の場合での直接的な値の記述はないが、よう素の化学形態毎の設定に関して、NUREG/CR-5732” Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents” を引用している。NUREG/CR-5732では、pHとよう素の存在割合に係る知見として、pHの低下に伴って元素状よう素への転換割合が増加する知見を示すとともに、pH調整がなされる場合及びなされない場合それぞれについて、重大事故等時のよう素形態に関して複数のプラントに対する評価を行っている。</p> <p>pH調整がなされている場合の結果を第1表、pH調整がなされない場合の結果を第2表に示す。PWRでドライ型格納容器を持つSurryの評価結果では、pHが調整されている場合は、ほぼ全量がI⁻となって粒子状よう素になるのに対して、pHが調整されていない場合には、ほぼ全量が元素状よう素となる。また、有機よう素についても、非常に小さい割合であるが、pH調整されている場合よりも、pH調整されていない場合のほうが、より多くなる結果が示されている。</p>	<p style="text-align: right;">別紙3</p> <p style="text-align: center;">よう素の化学形態の設定について</p> <p>本評価では、よう素の化学形態に対する存在割合としてR.G.1.195 “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light Water Nuclear Power Reactors” で示されたよう素の存在割合を用いている。</p> <p>原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定に用いたNUREG-1465にもよう素の化学形態に対する存在割合についての記載があるが、原子炉格納容器内の液相のpHが7以上の場合とされている。(放出全よう素のうち元素状よう素は5%を超えないこと、有機よう素は元素状よう素の3% (0.15%) を超えない (95%が粒子状))。</p> <p>本評価で想定するシーケンスのように、既設の格納容器スプレイの喪失も想定し、pH調整がされない可能性がある場合には、元素状よう素への転換割合が大きくなるとの知見もあり、元素状よう素の存在割合が大きくなれば有機よう素の存在割合も大きくなる。元素状よう素は原子炉格納容器内での自然沈着により一定の低減効果が見込めるのに対し、有機よう素は同様の低減効果を見込めないことから、原子炉格納容器外部への放出の観点からは有機よう素の形態が重要であることを踏まえ、本評価ではよう素の化学形態ごとの存在割合の設定について以下のとおり検討、設定した。</p> <p>NUREG-1465では、よう素の化学形態毎の存在割合に関してpH<7の場合での直接的な値の記述はないが、よう素の化学形態ごとの設定に関して、NUREG/CR-5732” Iodine Chemical Forms in LWR Severe Accidents” を引用している。NUREG/CR-5732では、pHとよう素の存在割合に係る知見として、pHの低下に伴って元素状よう素への転換割合が増加する知見を示すとともに、pH調整がなされる場合及びなされない場合それぞれについて、重大事故等時のよう素の化学形態に関して複数のプラントに対する評価を行っている。</p> <p>pH調整がなされている場合の結果を第1表、pH調整がなされない場合の結果を第2表に示す。PWRでドライ型格納容器を持つSurryの評価結果では、pHが調整されている場合は、ほぼ全量がI⁻となって粒子状よう素になるのに対して、pHが調整されていない場合には、ほぼ全量が元素状よう素となる。また、有機よう素についても、非常に小さい割合であるが、pH調整されている場合よりも、pH調整されていない場合のほうが、より多くなる結果が示されている。</p>	<p>【大飯】記載表現の相違</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉

第1表 重大事故時のpH調整した場合のよう素化学形態 (NUREG/CR-5732、Table 3.6)

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (f)	I ₂ (f)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	0.05	0.03	99.92	0.001
	TQUV γ	0.01	0.03	99.96	0.0003
Peach Bottom	AE γ	0.002	0.03	99.97	0.0001
	TC2 γ	0.02	0.03	99.95	0.0004
Sequoyah	TBA	0.21	0.03	99.76	0.004
Surry	TMLB' γ	1.9	0.03	98.0	0.03
	AB γ	2.4	0.03	97.5	0.03

第2表 重大事故時のpH調整を考慮しない場合のよう素化学形態 (NUREG/CR-5732、Table 3.7)

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (f)	I ₂ (f)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	26.6	15.3	58.0	0.2
	TQUV γ	6.6	18.3	75.1	0.06
Peach Bottom	AE γ	1.6	21.6	76.8	0.01
	TC2 γ	10.9	18.0	71.0	0.07
Sequoyah	TBA	69.2	9.9	20.5	0.4
Surry	TMLB' γ	97.1	1.5	0.7	0.7
	AB γ	97.6	1.2	0.6	0.6

このように、重大事故等時の環境条件を考慮した今回の評価の場合には、NUREG/CR-5732で示されるpH調整されていないSurryの評価結果による素の存在割合に近いこと、被ばく評価上の保守性等も考慮した適切な評価条件を設定すること、といった観点から考察し、R.G.1.195のよう素の化学形態毎の存在割合（第3表参照）を用いることとした。

第3表 NUREG-1465 とR.G.1.195 におけるよう素の化学形態毎の存在割合の比較

	NUREG-1465	R.G.1.195
元素状よう素	4.85 %	91 %
有機よう素	0.15 %	4 %
粒子状よう素	95 %	5 %

泊発電所3号炉

第1表 重大事故時のpH調整した場合のよう素化学形態 (NUREG/CR-5732、Table 3.6)

Table 3.6 Distribution of iodine species for pH controlled above 7

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (f)	I ₂ (f)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	0.05	0.03	99.92	0.001
	TQUV γ	0.01	0.03	99.96	0.0003
Peach Bottom	AE γ	0.002	0.03	99.97	0.0001
	TC2 γ	0.02	0.03	99.95	0.0004
Sequoyah	TBA	0.21	0.03	99.76	0.004
Surry	TMLB' γ	1.9	0.03	98.0	0.03
	AB γ	2.4	0.03	97.5	0.03

第2表 重大事故時のpH調整を考慮しない場合のよう素化学形態 (NUREG/CR-5732、Table 3.7)

Table 3.7 Distribution of iodine species for uncontrolled pH

Plant	Accident	Fraction of total iodine in containment (%)			
		I ₂ (g)	I ₂ (f)	I ₂ (f)	CH ₃ I (g)
Grand Gulf	TC γ	26.6	15.3	58.0	0.2
	TQUV γ	6.6	18.3	75.1	0.06
Peach Bottom	AE γ	1.6	21.6	76.8	0.01
	TC2 γ	10.9	18.0	71.0	0.07
Sequoyah	TBA	69.2	9.9	20.5	0.4
Surry	TMLB' γ	97.1	1.5	0.7	0.7
	AB γ	97.6	1.2	0.6	0.6

このように、重大事故等時の環境条件を考慮した今回の評価の場合には、NUREG/CR-5732で示されるpH調整されていないSurryの評価結果による素の存在割合に近いこと、被ばく評価上の保守性等も考慮した適切な評価条件を設定すること、といった観点から考察し、R.G.1.195のよう素の化学形態ごとの存在割合（第3表参照）を用いることとした。

第3表 NUREG-1465 とR.G.1.195 におけるよう素の化学形態ごとの存在割合の比較

	NUREG-1465	R.G.1.195
元素状よう素	4.85 %	91 %
有機よう素	0.15 %	4 %
粒子状よう素	95 %	5 %

【大飯】記載表現の相違

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

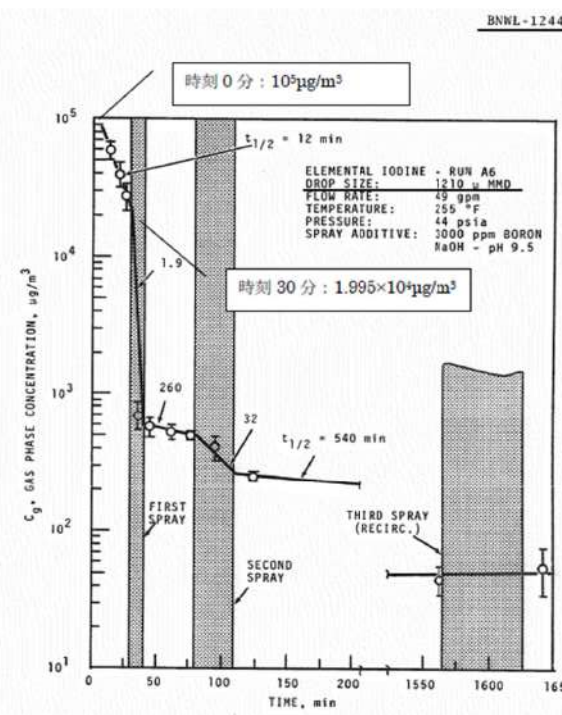
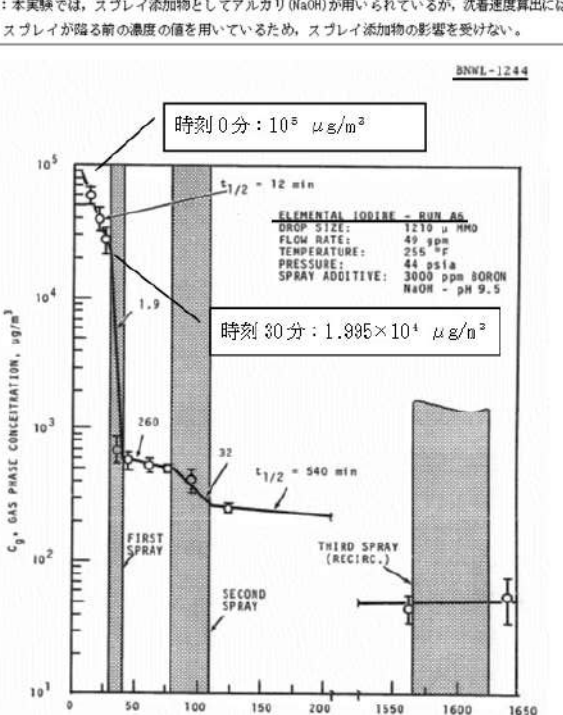
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別紙4</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器等への元素状ヨウ素の沈着効果について</p> <p>原子炉格納容器内における元素状ヨウ素の自然沈着について、財団法人原子力発電技術機構（以下「NUPEC」とする。）による検討「平成9年度NUREG-1465のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」において、CSE A6実験に基づく値が示されている。</p> <p>数値の算出に関する概要を以下に示す。</p> <p>原子炉格納容器内での元素状ヨウ素の沈着速度をλ_dとすると、原子炉格納容器内における元素状ヨウ素の濃度ρの濃度変化は以下の式で表される。</p> $\frac{d\rho}{dt} = -\lambda_d \rho$ <p>ρ : 原子炉格納容器内における元素状ヨウ素の濃度 ($\mu\text{g}/\text{m}^3$) λ_d : 自然沈着率 (1/s)</p> <p>これを解くことで、原子炉格納容器内での元素状ヨウ素の沈着速度λ_dは時刻t_0における元素状ヨウ素濃度ρ_0と時刻t_1における元素状ヨウ素濃度ρ_1を用いて、以下のように表される。</p> $\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \log\left(\frac{\rho_1}{\rho_0}\right)$ <p>なお、NUPEC報告書では、Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Spray in the Containment Systems Experiments” の記載（CSEA6実験）より、「CSE A6実験の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻0分で濃度$10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$であったものが、時刻30分で$1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$となる。」それを上式に代入することで、元素状ヨウ素の自然沈着速度$9.0 \times 10^{-4} (1/\text{s})$を算出している。これは事故初期のよう素の浮遊量が多く、スプレイが降っていない状態下での挙動を模擬するためと考えられる。なお、米国SRP6.5.2では原子炉格納容器内の元素状ヨウ素濃度が1/200になるまでは元素状ヨウ素の除去が見込まれるとしている。</p> <p>今回の事故シーケンスの場合、元素状ヨウ素がDF(除染係数)=200に到達する時期は、「Gap-Release」～「Late In-Vessel」の放出が終了した時点（放出開始から11.8時間）となる。原子炉格納容器に浮遊している放射性物質質量が放出された放射性物質質量の数100分の1程度に低下する時点までは自然沈着速度がほぼ一定であることがわかっており、原子炉格納容器内の元素状ヨウ素はその大部分が事故初期の自然沈着速度に応じて除去される。よって、ここでは代表的に事故初期の自然沈着速度を適用している。</p>	<p style="text-align: right;">別紙4</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器等への元素状ヨウ素の沈着効果について</p> <p>原子炉格納容器内における元素状ヨウ素の自然沈着について、財団法人原子力発電技術機構（以下「NUPEC」とする。）による検討「平成9年度 NUREG-1465のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」において、CSE A6実験に基づく値が示されている。</p> <p>数値の算出に関する概要を以下に示す。</p> <p>原子炉格納容器内での元素状ヨウ素の沈着速度をλ_dとすると、原子炉格納容器内における元素状ヨウ素の濃度ρの濃度変化は以下の式で表される。</p> $\frac{d\rho}{dt} = -\lambda_d \rho$ <p>ρ : 原子炉格納容器内における元素状ヨウ素の濃度 ($\mu\text{g}/\text{m}^3$) λ_d : 自然沈着率 (1/s)</p> <p>これを解くことで、原子炉格納容器内での元素状ヨウ素の沈着速度λ_dは時刻t_0における元素状ヨウ素濃度ρ_0と時刻t_1における元素状ヨウ素濃度ρ_1を用いて、以下のように表される。</p> $\lambda_d = -\frac{1}{t_1 - t_0} \log\left(\frac{\rho_1}{\rho_0}\right)$ <p>なお、NUPEC報告書では、Nuclear Technology “Removal of Iodine and Particles by Spray in the Containment Systems Experiments” の記載（CSEA6実験）より、「CSE A6実験の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻0分で濃度$10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$であったものが、時刻30分で$1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$となる。」それを上式に代入することで、元素状ヨウ素の自然沈着速度$9.0 \times 10^{-4} (1/\text{s})$を算出している。これは事故初期のよう素の浮遊量が多く、スプレイが降っていない状態下での挙動を模擬するためと考えられる。なお、米国SRP6.5.2では原子炉格納容器内の元素状ヨウ素濃度が1/200になるまでは元素状ヨウ素の除去が見込まれるとしている。</p> <p>今回の事故シーケンスの場合、元素状ヨウ素がDF(除染係数)=200に到達する時期は、「Gap-Release」～「Late In-Vessel」の放出が終了した時点（放出開始から11.8時間）となる。原子炉格納容器に浮遊している放射性物質質量が放出された放射性物質質量の数100分の1程度に低下する時点までは自然沈着速度がほぼ一定であることがわかっており、原子炉格納容器内の元素状ヨウ素はその大部分が事故初期の自然沈着速度に応じて除去される。よって、ここでは代表的に事故初期の自然沈着速度を適用している。</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>CSE A6実験の詳細は前述のNuclear Technologyの論文においてBNWL-1244が引用されている。参考として、BNWL-1244記載の原子炉格納容器内元素状ヨウ素の時間変化を次に示す。この中で元素状ヨウ素の初期濃度は$10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$となっており、3号炉及び4号炉の原子炉格納容器に浮遊するヨウ素の濃度と同程度である。</p> <p>参考： BNWL-1244, "Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays—Containment Systems Experiment Interim Report"</p>  <p>FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6</p>	<p>CSE A6実験の詳細は前述のNuclear Technologyの論文においてBNWL-1244が引用されている。参考として、BNWL-1244記載の原子炉格納容器内元素状ヨウ素の時間変化を次に示す。この中で元素状ヨウ素の初期濃度は$10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$となっており、泊発電所3号炉の原子炉格納容器に浮遊するヨウ素の濃度と同程度である。</p> <p>参考：BNWL-1244, "Removal of Iodine and Particles from Containment Atmospheres by Sprays—Containment Systems Experiment Interim Report"</p> <p>注：本実験では、スプレー添加物としてアルカリ(NaOH)が用いられているが、沈着速度算出にはスプレーが降る前の濃度の値を用いているため、スプレー添加物の影響を受けない。</p>  <p>FIGURE 9. Concentration of Elemental Iodine in the Main Room, Run A6</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																								
<p>(添付)</p> <p>CSE実験の適用性について</p> <p>CSE実験の条件と大飯3、4号炉の比較について第1表にまとめる。また、NUPECの報告書においては、スプレイ水が添加される前の期間のよう素濃度を基に自然沈着速度を設定しているため、スプレイ水によるCV内壁等への濡れはない。これは、CV内壁等の濡れによるよう素の沈着促進を無視していることから保守的な取り扱いと考える。</p> <p>第1表 CSE 実験条件と大飯3、4号炉の比較</p> <table border="1" data-bbox="107 416 719 683"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="3">CSE 実験の Run No.</th> <th rowspan="2">大飯3、4号炉 解析結果</th> </tr> <tr> <th>A-6⁽¹⁾⁽²⁾</th> <th>A-5⁽²⁾</th> <th>A-11⁽²⁾</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>雰囲気</td> <td>蒸気+空気</td> <td>同左</td> <td>同左</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>雰囲気圧力 (MPaG)</td> <td>約0.20</td> <td>約0.22</td> <td>約0.24</td> <td>約0.43⁽²⁾</td> </tr> <tr> <td>雰囲気温度 (°C)</td> <td>約120</td> <td>約120</td> <td>約150</td> <td>約144⁽²⁾</td> </tr> <tr> <td>スプレイ</td> <td>間欠的に有り⁽¹⁾</td> <td>なし</td> <td>なし</td> <td>あり (元素状よう素に対しては自然沈着のみ考慮)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(1)R.K.Hilliard et al, "Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment", Nucl. Technol. Vol 10 pp499-519, 1971 (2)R.K.Hilliard et al, "Removal of iodine and particles from containment atmospherics by sprays", BNWL-1244 (3)R.K.Hilliard and L.F.Coleman, "Natural transport effects on fission product behavior in the containment systems experiment", BNWL-1457</p> <p>※1：自然沈着速度の算出には第1回目のスプレイが降る前の格納容器内よう素濃度の値を用いている。 ※2：格納容器過圧破損防止シーケンスの解析値 ※3：格納容器過温破損防止シーケンスの解析値</p>		CSE 実験の Run No.			大飯3、4号炉 解析結果	A-6 ⁽¹⁾⁽²⁾	A-5 ⁽²⁾	A-11 ⁽²⁾	雰囲気	蒸気+空気	同左	同左	同左	雰囲気圧力 (MPaG)	約0.20	約0.22	約0.24	約0.43 ⁽²⁾	雰囲気温度 (°C)	約120	約120	約150	約144 ⁽²⁾	スプレイ	間欠的に有り ⁽¹⁾	なし	なし	あり (元素状よう素に対しては自然沈着のみ考慮)	<p>CSE実験の適用性について</p> <p>CSE実験の条件と泊発電所3号炉の比較について第1表にまとめる。また、NUPECの報告書においては、スプレイ水が添加される前の期間のよう素濃度を基に自然沈着速度を設定しているため、スプレイ水による原子炉格納容器内壁等への濡れはない。これは、原子炉格納容器内壁等の濡れによるよう素の沈着促進を無視していることから保守的な取り扱いと考える。</p> <p>第1表 CSE実験条件と泊発電所3号炉の比較</p> <table border="1" data-bbox="1205 400 1803 598"> <thead> <tr> <th rowspan="2"></th> <th colspan="3">CSE実験の Run No.</th> <th rowspan="2">泊発電所3号炉 解析結果</th> </tr> <tr> <th>A-6⁽¹⁾⁽²⁾</th> <th>A-5⁽²⁾</th> <th>A-11⁽²⁾</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>雰囲気</td> <td>蒸気+空気</td> <td>同左</td> <td>同左</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>雰囲気圧力 (MPaG)</td> <td>約0.20</td> <td>約0.22</td> <td>約0.24</td> <td>約0.325⁽²⁾</td> </tr> <tr> <td>雰囲気温度 (°C)</td> <td>約120</td> <td>約120</td> <td>約120</td> <td>約138⁽²⁾</td> </tr> <tr> <td>スプレイ</td> <td>間欠的に有り⁽¹⁾</td> <td>なし</td> <td>なし</td> <td>あり (元素状よう素に対しては自然沈着のみ考慮)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(1)R.K.Hilliard et al., "Removal of iodine and particles by sprays in the containment systems experiment", Nucl. Technol. Vol 10 pp499-519, 1971 (2)R.K.Hilliard et al., "Removal of iodine and particles from containment atmospherics by sprays", BNWL-1244 (3)R.K.Hilliard and L.F.Coleman, "Natural transport effects on fission product behavior in the containment systems experiment", BNWL-1457</p> <p>*1：自然沈着速度の算出には第1回目のスプレイが降る前の格納容器内よう素濃度の値を用いている。 *2：格納容器過圧破損防止シーケンスの解析値 *3：格納容器過温破損防止シーケンスの解析値</p>		CSE実験の Run No.			泊発電所3号炉 解析結果	A-6 ⁽¹⁾⁽²⁾	A-5 ⁽²⁾	A-11 ⁽²⁾	雰囲気	蒸気+空気	同左	同左	同左	雰囲気圧力 (MPaG)	約0.20	約0.22	約0.24	約0.325 ⁽²⁾	雰囲気温度 (°C)	約120	約120	約120	約138 ⁽²⁾	スプレイ	間欠的に有り ⁽¹⁾	なし	なし	あり (元素状よう素に対しては自然沈着のみ考慮)	<p>【大飯】記載表現の相違</p>
		CSE 実験の Run No.				大飯3、4号炉 解析結果																																																				
	A-6 ⁽¹⁾⁽²⁾	A-5 ⁽²⁾	A-11 ⁽²⁾																																																							
雰囲気	蒸気+空気	同左	同左	同左																																																						
雰囲気圧力 (MPaG)	約0.20	約0.22	約0.24	約0.43 ⁽²⁾																																																						
雰囲気温度 (°C)	約120	約120	約150	約144 ⁽²⁾																																																						
スプレイ	間欠的に有り ⁽¹⁾	なし	なし	あり (元素状よう素に対しては自然沈着のみ考慮)																																																						
	CSE実験の Run No.			泊発電所3号炉 解析結果																																																						
	A-6 ⁽¹⁾⁽²⁾	A-5 ⁽²⁾	A-11 ⁽²⁾																																																							
雰囲気	蒸気+空気	同左	同左	同左																																																						
雰囲気圧力 (MPaG)	約0.20	約0.22	約0.24	約0.325 ⁽²⁾																																																						
雰囲気温度 (°C)	約120	約120	約120	約138 ⁽²⁾																																																						
スプレイ	間欠的に有り ⁽¹⁾	なし	なし	あり (元素状よう素に対しては自然沈着のみ考慮)																																																						

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉

自然沈着のみのケース（A-5,A-11）の容器内気相部濃度を以下に示す。初期の沈着については、スプレイあり（A-6）の場合と大きな差は認められない。また、初期濃度より1/200以上低下した後に沈着が緩やかになること（カットオフ）が認められる。

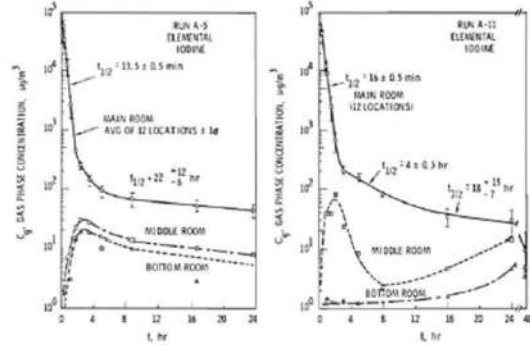


FIGURE B-5. Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-5
 FIGURE B-6. Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-11

第2表 CSE実験における沈着の等価半減期

	A-6 ⁽²⁾	A-5 ⁽³⁾	A-11 ⁽³⁾
初期	12分	13.5分	16分
カットオフ後 (ノミナル値)	540分(9時間) ^{*4}	22時間	18時間
カットオフ後 (誤差込)	— (記載なし)	34時間	33時間

※4：スプレイが行われた後の値

泊発電所3号炉

自然沈着のみのケース（A-5,A-11）の容器内気相部濃度を以下に示す。初期の沈着については、スプレイあり（A-6）の場合と大きな差は認められない。また、初期濃度より1/200以上低下した後に沈着が緩やかになること（カットオフ）が認められる。

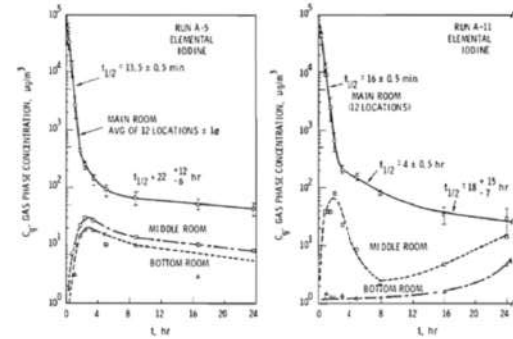


FIGURE B-5. Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-5
 FIGURE B-6. Concentration of Elemental Iodine in Gas Space, Run A-11

第2表 CSE実験における沈着の等価半減期

	A-6 ⁽²⁾	A-5 ⁽³⁾	A-11 ⁽³⁾
初期	12分	13.5分	16分
カットオフ後 (ノミナル値)	540分(9時間) ^{*4}	22時間	18時間
カットオフ後 (誤差込)	— (記載なし)	34時間	33時間

※4：スプレイが行われた後の値

相違理由

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																														
<p>後期の沈着の影響評価として、感度解析を実施した。条件を第3表に、結果を第4表に示す。これより、カットオフ後の沈着速度はCV外への元素状よう素の放出割合に対して影響が小さいため、現行の評価条件は妥当と考える。</p> <p style="text-align: center;">第3表 感度解析条件</p> <table border="1" data-bbox="112 359 728 526"> <thead> <tr> <th></th> <th>ベース条件</th> <th>感度解析</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>等価半減期 (初期)</td> <td>12分 (沈着速度 $9E-4 \text{ s}^{-1}$)</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>等価半減期 (カットオフ DF=200 後)</td> <td>同上</td> <td>40時間 (A-5実験結果の34時間(誤差込み)に余裕を見た値)</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">第4表 感度解析結果</p> <table border="1" data-bbox="112 574 728 662"> <thead> <tr> <th></th> <th>ベース条件</th> <th>感度解析</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>よう素のCV外への放出割合 (炉心インベントリ比)</td> <td>$3.6E-4$ (1.00) ^{*1}</td> <td>$3.7E-4$ (1.03) ^{*1}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 カッコ内はベース条件に対する割合</p> <p>今回の評価では、CSE実験における実験開始後30分までの元素状よう素の濃度減少から求めた自然沈着率を使用している。ここで、CSE実験において、DF=200に達する時間までの元素状よう素の濃度減少から自然沈着率を求めた場合の影響を以下に示す。</p> <p>CV内の自然沈着率を設定した根拠としているA-6試験については、スプレイされることでスプレイによる除去効果があるため、初期濃度に対してDF=200に達するまでの傾きは、現状の評価に使用している自然沈着のみの傾きよりも大きく、除去効率は大きくなる。</p> <p>また、スプレイされない試験の結果として、同じくCSEの試験結果(A-5、A-11試験)を基に自然沈着率を用いた場合においては、前述のとおり、初期の自然沈着率は現状の評価に使用している自然沈着率と大きな違いはない。さらに、A-5試験及びA-11試験のCV内のよう素濃度はDF=200付近まで沈着速度は低下していない。したがって、DF=200まで一定の自然沈着率を用いることは問題ないと考えられる。</p> <p>なお、仮にA-5試験及びA-11試験のうち等価半減期の長いA-11試験の結果から得られる等価半減期16分を用いてよう素のCV外への放出割合について算出した結果を表5に示す。評価結果は表5に示すとおり、他の試験結果から得られる自然沈着率を用いても現状のA-6試験結果から得られる自然沈着率と比べて差異は小さいと言える。</p>		ベース条件	感度解析	等価半減期 (初期)	12分 (沈着速度 $9E-4 \text{ s}^{-1}$)	同左	等価半減期 (カットオフ DF=200 後)	同上	40時間 (A-5実験結果の34時間(誤差込み)に余裕を見た値)		ベース条件	感度解析	よう素のCV外への放出割合 (炉心インベントリ比)	$3.6E-4$ (1.00) ^{*1}	$3.7E-4$ (1.03) ^{*1}	<p>後期の沈着の影響評価として、感度解析を実施した。条件を第3表に、結果を第4表に示す。これより、カットオフ後の沈着速度は原子炉格納容器外への元素状よう素の放出割合に対して影響が小さいため、現行の評価条件は妥当と考える。本評価は原子炉格納容器貫通部のエアロゾル粒子に対するDFを1とした場合の結果であるが、原子炉格納容器貫通部のエアロゾル粒子に対するDFを10とした場合においても、同様な傾向となる。</p> <p style="text-align: center;">第3表 感度解析条件</p> <table border="1" data-bbox="1198 375 1803 502"> <thead> <tr> <th></th> <th>ベース条件</th> <th>感度解析</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>等価半減期 (初期)</td> <td>12分 (沈着速度 $9E-4 \text{ s}^{-1}$)</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>等価半減期 (カットオフ DF=200 後)</td> <td>同上</td> <td>40時間 (A-5実験結果の34時間(誤差込み)に余裕を見た値)</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">第4表 感度解析結果</p> <table border="1" data-bbox="1198 574 1803 662"> <thead> <tr> <th></th> <th>ベース条件</th> <th>感度解析</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>よう素の原子炉格納容器外への放出割合 (炉心インベントリ比)</td> <td>$3.6E-4$ (1.00) [*]</td> <td>$3.7E-4$ (1.03) [*]</td> </tr> </tbody> </table> <p>※カッコ内はベース条件に対する割合</p> <p>今回の評価では、CSE実験における実験開始後30分までの元素状よう素の濃度減少から求めた自然沈着率を使用している。ここで、CSE実験において、DF=200に達する時間までの元素状よう素の濃度減少から自然沈着率を求めた場合の影響を以下に示す。</p> <p>原子炉格納容器内の自然沈着率を設定した根拠としているA-6試験については、スプレイされることでスプレイによる除去効果があるため、初期濃度に対してDF=200に達するまでの傾きは、現状の評価に使用している自然沈着のみの傾きよりも大きく、除去効率は大きくなる。</p> <p>また、スプレイされない試験の結果として、同じくCSEの試験結果(A-5、A-11試験)を基に自然沈着率を用いた場合においては、前述のとおり、初期の自然沈着率は現状の評価に使用している自然沈着率と大きな違いはない。さらに、A-5試験及びA-11試験の原子炉格納容器内のよう素濃度はDF=200付近まで沈着速度は低下していない。したがって、DF=200まで一定の自然沈着率を用いることは問題ないと考えられる。</p> <p>なお、仮にA-5試験及びA-11試験のうち等価半減期の長いA-11試験の結果から得られる等価半減期16分を用いてよう素の原子炉格納容器外への放出割合について算出した結果を表5に示す。評価結果は第5表に示すとおり、他の試験結果から得られる自然沈着率を用いても現状のA-6試験結果から得られる自然沈着率と比べて差異は小さいといえる。本評価は原子炉格納容器貫通部のエアロゾル粒子に対するDFを1とした場合の結果であるが、原子炉格納容器貫通部のエアロゾル粒子に対するDFを10とした場合においても、同様な傾向となる。</p>		ベース条件	感度解析	等価半減期 (初期)	12分 (沈着速度 $9E-4 \text{ s}^{-1}$)	同左	等価半減期 (カットオフ DF=200 後)	同上	40時間 (A-5実験結果の34時間(誤差込み)に余裕を見た値)		ベース条件	感度解析	よう素の原子炉格納容器外への放出割合 (炉心インベントリ比)	$3.6E-4$ (1.00) [*]	$3.7E-4$ (1.03) [*]	<p>【大飯】記載表現の相違</p> <p>【大飯】記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は原子炉格納容器貫通部 DF の影響について記載した。 <p>【大飯】記載表現の相違</p> <p>【大飯】記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は原子炉格納容器貫通部 DF の影響について記載した。
	ベース条件	感度解析																														
等価半減期 (初期)	12分 (沈着速度 $9E-4 \text{ s}^{-1}$)	同左																														
等価半減期 (カットオフ DF=200 後)	同上	40時間 (A-5実験結果の34時間(誤差込み)に余裕を見た値)																														
	ベース条件	感度解析																														
よう素のCV外への放出割合 (炉心インベントリ比)	$3.6E-4$ (1.00) ^{*1}	$3.7E-4$ (1.03) ^{*1}																														
	ベース条件	感度解析																														
等価半減期 (初期)	12分 (沈着速度 $9E-4 \text{ s}^{-1}$)	同左																														
等価半減期 (カットオフ DF=200 後)	同上	40時間 (A-5実験結果の34時間(誤差込み)に余裕を見た値)																														
	ベース条件	感度解析																														
よう素の原子炉格納容器外への放出割合 (炉心インベントリ比)	$3.6E-4$ (1.00) [*]	$3.7E-4$ (1.03) [*]																														

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																						
<p>第5表 自然沈着率を変動させた場合のよう素のCV外への放出割合</p> <table border="1" data-bbox="257 207 855 411"> <thead> <tr> <th>申請ケース</th> <th>感度解析①</th> <th>感度解析②</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>等価半減期(初期)</td> <td>12分</td> <td>16分^{*1}</td> </tr> <tr> <td>等価半減期(DF200到達後)</td> <td>同上</td> <td>40時間^{*2}</td> </tr> <tr> <td>よう素のCV外への放出割合</td> <td>約3.6E-04</td> <td>約3.7E-04</td> </tr> <tr> <td>申請ケースに対する比</td> <td>1.00</td> <td>1.03</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：A-11試験の結果より設定した値 ※2：A-5試験の結果に余裕を見込んで設定した値</p> <p>また、自然沈着率は評価する体系の区画体積と内面積の比である比表面積の影響を受け、比表面積が大きいほど自然沈着率は大きくなる。</p> <p>そこで、CSEの試験体系と大飯3、4号炉の比表面積について第6表に示す。第6表に示すとおり、CSEの試験体系と大飯3、4号炉は同等の比表面積となっており、CSEの試験で得られた沈着速度は大飯3、4号炉に適用可能である。</p> <p>第6表 CSE試験と大飯3、4号炉の比表面積の比較</p> <table border="1" data-bbox="257 734 855 853"> <thead> <tr> <th></th> <th>CSE試験体系</th> <th>大飯3、4号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>体積(m³)</td> <td>約600</td> <td>約73,000</td> </tr> <tr> <td>表面積(m²)</td> <td>約570</td> <td>約74,000</td> </tr> <tr> <td>比表面積(m⁻¹)</td> <td>約0.96</td> <td>約1.01</td> </tr> </tbody> </table>	申請ケース	感度解析①	感度解析②	等価半減期(初期)	12分	16分 ^{*1}	等価半減期(DF200到達後)	同上	40時間 ^{*2}	よう素のCV外への放出割合	約3.6E-04	約3.7E-04	申請ケースに対する比	1.00	1.03		CSE試験体系	大飯3、4号炉	体積(m ³)	約600	約73,000	表面積(m ²)	約570	約74,000	比表面積(m ⁻¹)	約0.96	約1.01	<p>第5表 自然沈着率を変動させた場合のよう素の原子炉格納容器外への放出割合</p> <table border="1" data-bbox="1146 231 1861 422"> <thead> <tr> <th>申請ケース</th> <th>感度解析①</th> <th>感度解析②</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>等価半減期(初期)</td> <td>12分</td> <td>16分^{*1}</td> </tr> <tr> <td>等価半減期(DF=200到達後)</td> <td>同上</td> <td>40時間^{*2}</td> </tr> <tr> <td>よう素の原子炉格納容器外への放出割合</td> <td>約3.6E-04</td> <td>約3.7E-04</td> </tr> <tr> <td>申請ケースに対する比</td> <td>1.00</td> <td>1.03</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：A-11試験の結果より設定した値 ※2：A-5試験の結果に余裕を見込んで設定した値</p> <p>また、自然沈着率は評価する体系の区画体積と内面積の比である比表面積の影響を受け、比表面積が大きいほど自然沈着率は大きくなる。</p> <p>そこで、CSEの試験体系と泊発電所3号炉の比表面積について第6表に示す。第6表に示すとおり、CSEの試験体系と泊発電所3号炉は同等の比表面積となっており、CSEの試験で得られた沈着速度は泊発電所3号炉に適用可能である。</p> <p>第6表 CSE試験と泊発電所3号炉の比表面積の比較</p> <table border="1" data-bbox="1205 734 1803 842"> <thead> <tr> <th></th> <th>CSE試験体系</th> <th>泊発電所3号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>体積(m³)</td> <td>約800</td> <td>約85,500</td> </tr> <tr> <td>表面積(m²)</td> <td>約570</td> <td>約89,000</td> </tr> <tr> <td>比表面積(m⁻¹)</td> <td>約0.96</td> <td>約1.05</td> </tr> </tbody> </table>	申請ケース	感度解析①	感度解析②	等価半減期(初期)	12分	16分 ^{*1}	等価半減期(DF=200到達後)	同上	40時間 ^{*2}	よう素の原子炉格納容器外への放出割合	約3.6E-04	約3.7E-04	申請ケースに対する比	1.00	1.03		CSE試験体系	泊発電所3号炉	体積(m ³)	約800	約85,500	表面積(m ²)	約570	約89,000	比表面積(m ⁻¹)	約0.96	約1.05	<p>【大飯】記載表現の相違</p>
申請ケース	感度解析①	感度解析②																																																						
等価半減期(初期)	12分	16分 ^{*1}																																																						
等価半減期(DF200到達後)	同上	40時間 ^{*2}																																																						
よう素のCV外への放出割合	約3.6E-04	約3.7E-04																																																						
申請ケースに対する比	1.00	1.03																																																						
	CSE試験体系	大飯3、4号炉																																																						
体積(m ³)	約600	約73,000																																																						
表面積(m ²)	約570	約74,000																																																						
比表面積(m ⁻¹)	約0.96	約1.01																																																						
申請ケース	感度解析①	感度解析②																																																						
等価半減期(初期)	12分	16分 ^{*1}																																																						
等価半減期(DF=200到達後)	同上	40時間 ^{*2}																																																						
よう素の原子炉格納容器外への放出割合	約3.6E-04	約3.7E-04																																																						
申請ケースに対する比	1.00	1.03																																																						
	CSE試験体系	泊発電所3号炉																																																						
体積(m ³)	約800	約85,500																																																						
表面積(m ²)	約570	約89,000																																																						
比表面積(m ⁻¹)	約0.96	約1.05																																																						

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																										
<p>参考-1：CSE試験体系</p> <p style="text-align: center;">TABLE I Physical Conditions Common to All Spray Experiments</p> <table border="1" data-bbox="235 236 795 534"> <tr> <td>Volume above deck including drywell</td> <td>21 005 ft³</td> <td>595 m³</td> </tr> <tr> <td>Surface area above deck including drywell</td> <td>6 140 ft²</td> <td>569 m²</td> </tr> <tr> <td>Surface area/volume</td> <td>0.293/ft</td> <td>0.958/m</td> </tr> <tr> <td>Cross-section area, main vessel</td> <td>490 ft²</td> <td>45.5 m²</td> </tr> <tr> <td>Cross-section area, drywell</td> <td>95 ft²</td> <td>8.8 m²</td> </tr> <tr> <td>Volume, middle room</td> <td>2 089 ft³</td> <td>59 m³</td> </tr> <tr> <td>Surface area, middle room</td> <td>1 363 ft²</td> <td>127 m²</td> </tr> <tr> <td>Volume, lower room</td> <td>3 384 ft³</td> <td>96 m³</td> </tr> <tr> <td>Surface area, lower room</td> <td>2 057 ft²</td> <td>191 m²</td> </tr> <tr> <td>Total volume of all rooms</td> <td>26 477 ft³</td> <td>751 m³</td> </tr> <tr> <td>Total surface area, all rooms</td> <td>9 560 ft²</td> <td>888 m²</td> </tr> <tr> <td>Drop fall height to deck</td> <td>33.8 ft</td> <td>10.3 m</td> </tr> <tr> <td>Drop fall height to drywell bottom</td> <td>50.5 ft</td> <td>15.4 m</td> </tr> </table> <table border="1" data-bbox="235 534 795 622"> <tr> <td>Surface coating</td> <td colspan="2">All interior surfaces coated with phenolic paint^a</td> </tr> <tr> <td>Thermal insulation</td> <td colspan="2">All exterior surfaces covered with 1-in. Fiberglas insulation^b</td> </tr> </table> <p>^aTwo coats Phenoline 302 over one coat Phenoline 300 primer. The Carboline Co., St. Louis, Missouri. ^bk = 0.027 Btu/(h ft²) (°F/ft) at 200°F, Type PF-615, Owens-Corning Fiberglas Corp.</p>	Volume above deck including drywell	21 005 ft ³	595 m ³	Surface area above deck including drywell	6 140 ft ²	569 m ²	Surface area/volume	0.293/ft	0.958/m	Cross-section area, main vessel	490 ft ²	45.5 m ²	Cross-section area, drywell	95 ft ²	8.8 m ²	Volume, middle room	2 089 ft ³	59 m ³	Surface area, middle room	1 363 ft ²	127 m ²	Volume, lower room	3 384 ft ³	96 m ³	Surface area, lower room	2 057 ft ²	191 m ²	Total volume of all rooms	26 477 ft ³	751 m ³	Total surface area, all rooms	9 560 ft ²	888 m ²	Drop fall height to deck	33.8 ft	10.3 m	Drop fall height to drywell bottom	50.5 ft	15.4 m	Surface coating	All interior surfaces coated with phenolic paint ^a		Thermal insulation	All exterior surfaces covered with 1-in. Fiberglas insulation ^b		<p>参考-1：CSE試験体系</p> <p style="text-align: center;">TABLE I Physical Conditions Common to All Spray Experiments</p> <table border="1" data-bbox="1220 236 1758 518"> <tr> <td>Volume above deck including drywell</td> <td>21 005 ft³</td> <td>595 m³</td> </tr> <tr> <td>Surface area above deck including drywell</td> <td>6 140 ft²</td> <td>569 m²</td> </tr> <tr> <td>Surface area/volume</td> <td>0.293/ft</td> <td>0.958/m</td> </tr> <tr> <td>Cross-section area, main vessel</td> <td>490 ft²</td> <td>45.5 m²</td> </tr> <tr> <td>Cross-section area, drywell</td> <td>95 ft²</td> <td>8.8 m²</td> </tr> <tr> <td>Volume, middle room</td> <td>2 089 ft³</td> <td>59 m³</td> </tr> <tr> <td>Surface area, middle room</td> <td>1 363 ft²</td> <td>127 m²</td> </tr> <tr> <td>Volume, lower room</td> <td>3 384 ft³</td> <td>96 m³</td> </tr> <tr> <td>Surface area, lower room</td> <td>2 057 ft²</td> <td>191 m²</td> </tr> <tr> <td>Total volume of all rooms</td> <td>26 477 ft³</td> <td>751 m³</td> </tr> <tr> <td>Total surface area, all rooms</td> <td>9 560 ft²</td> <td>888 m²</td> </tr> <tr> <td>Drop fall height to deck</td> <td>33.8 ft</td> <td>10.3 m</td> </tr> <tr> <td>Drop fall height to drywell bottom</td> <td>50.5 ft</td> <td>15.4 m</td> </tr> </table> <table border="1" data-bbox="1220 518 1758 598"> <tr> <td>Surface coating</td> <td colspan="2">All interior surfaces coated with phenolic paint^a</td> </tr> <tr> <td>Thermal insulation</td> <td colspan="2">All exterior surfaces covered with 1-in. Fiberglas insulation^b</td> </tr> </table> <p>^aTwo coats Phenoline 302 over one coat Phenoline 300 primer. The Carboline Co., St. Louis, Missouri. ^bk = 0.027 Btu/(h ft²) (°F/ft) at 200°F, Type PF-615, Owens-Corning Fiberglas Corp.</p>	Volume above deck including drywell	21 005 ft ³	595 m ³	Surface area above deck including drywell	6 140 ft ²	569 m ²	Surface area/volume	0.293/ft	0.958/m	Cross-section area, main vessel	490 ft ²	45.5 m ²	Cross-section area, drywell	95 ft ²	8.8 m ²	Volume, middle room	2 089 ft ³	59 m ³	Surface area, middle room	1 363 ft ²	127 m ²	Volume, lower room	3 384 ft ³	96 m ³	Surface area, lower room	2 057 ft ²	191 m ²	Total volume of all rooms	26 477 ft ³	751 m ³	Total surface area, all rooms	9 560 ft ²	888 m ²	Drop fall height to deck	33.8 ft	10.3 m	Drop fall height to drywell bottom	50.5 ft	15.4 m	Surface coating	All interior surfaces coated with phenolic paint ^a		Thermal insulation	All exterior surfaces covered with 1-in. Fiberglas insulation ^b		
Volume above deck including drywell	21 005 ft ³	595 m ³																																																																																										
Surface area above deck including drywell	6 140 ft ²	569 m ²																																																																																										
Surface area/volume	0.293/ft	0.958/m																																																																																										
Cross-section area, main vessel	490 ft ²	45.5 m ²																																																																																										
Cross-section area, drywell	95 ft ²	8.8 m ²																																																																																										
Volume, middle room	2 089 ft ³	59 m ³																																																																																										
Surface area, middle room	1 363 ft ²	127 m ²																																																																																										
Volume, lower room	3 384 ft ³	96 m ³																																																																																										
Surface area, lower room	2 057 ft ²	191 m ²																																																																																										
Total volume of all rooms	26 477 ft ³	751 m ³																																																																																										
Total surface area, all rooms	9 560 ft ²	888 m ²																																																																																										
Drop fall height to deck	33.8 ft	10.3 m																																																																																										
Drop fall height to drywell bottom	50.5 ft	15.4 m																																																																																										
Surface coating	All interior surfaces coated with phenolic paint ^a																																																																																											
Thermal insulation	All exterior surfaces covered with 1-in. Fiberglas insulation ^b																																																																																											
Volume above deck including drywell	21 005 ft ³	595 m ³																																																																																										
Surface area above deck including drywell	6 140 ft ²	569 m ²																																																																																										
Surface area/volume	0.293/ft	0.958/m																																																																																										
Cross-section area, main vessel	490 ft ²	45.5 m ²																																																																																										
Cross-section area, drywell	95 ft ²	8.8 m ²																																																																																										
Volume, middle room	2 089 ft ³	59 m ³																																																																																										
Surface area, middle room	1 363 ft ²	127 m ²																																																																																										
Volume, lower room	3 384 ft ³	96 m ³																																																																																										
Surface area, lower room	2 057 ft ²	191 m ²																																																																																										
Total volume of all rooms	26 477 ft ³	751 m ³																																																																																										
Total surface area, all rooms	9 560 ft ²	888 m ²																																																																																										
Drop fall height to deck	33.8 ft	10.3 m																																																																																										
Drop fall height to drywell bottom	50.5 ft	15.4 m																																																																																										
Surface coating	All interior surfaces coated with phenolic paint ^a																																																																																											
Thermal insulation	All exterior surfaces covered with 1-in. Fiberglas insulation ^b																																																																																											

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

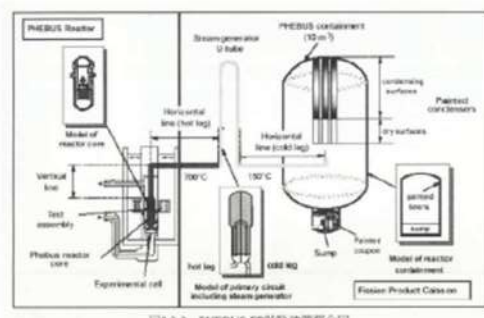
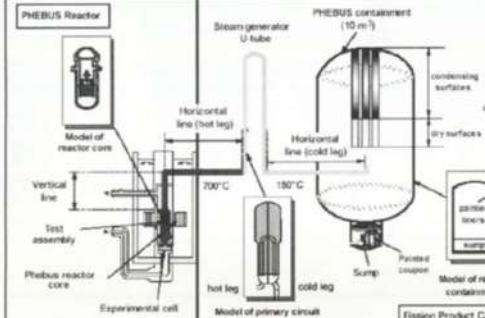
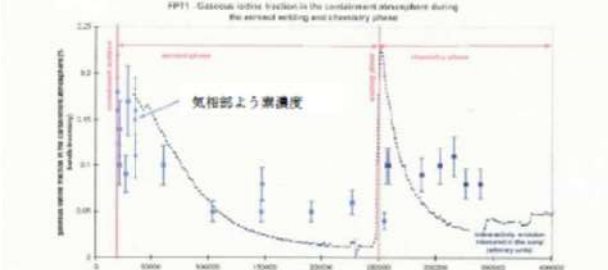
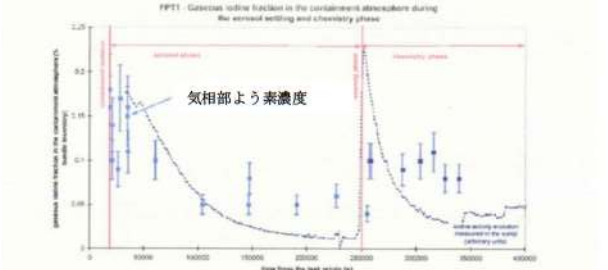
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p><u>参考-2：その他の知見(PHEBUS FP 試験)に対する考察について</u></p> <p>PHEBUS-FP計画は、カダラッシュ研究所のPHEBUS研究炉を用いて、炉心から格納容器に至るFPが移行する過程を、ホットレグ、コールドレグ配管、蒸気発生器等を設置した原子炉システムを模擬した体系で総合的な実験を行ったものである。</p> <p>試験は約23GWd/t燃焼した使用済み燃料を18本、未照射燃料棒2本等を使用し、十分な水蒸気雰囲気下で1996年7月に実施された。</p> <p>PHEBUS FP試験装置の概念図を第1図に示す。</p> <p>試験は出力を上昇させて燃料を損傷させるフェーズの後、1次回路系が閉じられて格納容器が隔離される。この状態で2日程度の格納容器が隔離されたエアロゾルフェーズ、約20分の格納容器下部に沈積したFPを下部サンプルに洗い出す洗浄フェーズが取られ格納容器内のFP濃度の測定が行われる。その後、2日程度の格納容器のよう素の化学挙動を確認する化学フェーズが取られ、サンプル水を含めたFP挙動が調べられる。</p> <p>PHEBUS FP試験の結果を第2図に示す。エアロゾルフェーズにおける格納容器内のガス状よう素（元素状よう素及び有機よう素）の割合は放出後の時間が経過するにつれて約0.05%（炉心インベントリ比）まで十分低下することが分かり、また時間の経過とともに濃度低下の傾向が小さくなることわかる。測定データがエアロゾルフェーズ（格納容器隔離後）の値であり、FP放出後数時間経過していることから、この挙動はCSE実験と同様の傾向である。</p> <p>以上から、より新しい知見であるPHEBUS FP試験がCSE実験の結果と同様の傾向であると判断できるものの、参照資料(1)、(2)で整理されたPHEBUS FP試験では事故初期からの沈着速度が示されていないため、無機よう素の沈着速度が示されているCSE実験を評価上適用することとしている。</p> <p>(1)原子力発電技術機構、重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書、平成15年 (2)原子力発電技術機構、重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（要約版）、平成15年</p>	<p><u>参考-2：その他の知見(PHEBUS FP試験)に対する考察について</u></p> <p>PHEBUS-FP計画は、カダラッシュ研究所のPHEBUS研究炉を用いて、炉心から格納容器に至るFPが移行する過程をホットレグ、コールドレグ配管、蒸気発生器等を設置した原子炉システムを模擬した体系で総合的な実験を行ったものである。</p> <p>試験は約23GWd/t燃焼した使用済み燃料を18本、未照射燃料棒2本等を使用し、十分な水蒸気雰囲気下で1996年7月に実施された。</p> <p>PHEBUS FP試験装置の概念図を第1図に示す。</p> <p>試験は出力を上昇させて燃料を損傷させるフェーズの後、1次回路系が閉じられて格納容器が隔離される。この状態で2日程度の格納容器が隔離されたエアロゾルフェーズ、約20分の格納容器下部に沈積したFPを下部サンプルに洗い出す洗浄フェーズが取られ格納容器内のFP濃度の測定が行われる。その後、2日程度の格納容器のよう素の化学挙動を確認する化学フェーズが取られ、サンプル水を含めたFP挙動が調べられる。</p> <p>PHEBUS FP試験の結果を第2図に示す。エアロゾルフェーズにおける格納容器内のガス状よう素（元素状よう素及び有機よう素）の割合は放出後の時間が経過するにつれて約0.05%（炉心インベントリ比）まで十分低下することが分かり、また時間の経過とともに濃度低下の傾向が小さくなることわかる。測定データがエアロゾルフェーズ（格納容器隔離後）の値であり、FP放出後数時間経過していることから、この挙動はCSE実験と同様の傾向である。</p> <p>以上から、より新しい知見であるPHEBUS FP試験がCSE実験の結果と同様の傾向であると判断できるものの、参照資料(1)、(2)で整理されたPHEBUS FP試験では事故初期からの沈着速度が示されていないため、無機よう素の沈着速度が示されているCSE実験を評価上適用することとしている。</p> <p>(1)原子力発電技術機構、重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書、平成15年 (2)原子力発電技術機構、重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（要約版）、平成15年</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図1.3-2 PHEBUS-FP試験装置概念図</p> <p>第1図 PHEBUS FP試験装置(1)</p>	 <p>図1.3-2 PHEBUS-FP試験装置概念図</p> <p>第1図 PHEBUS FP試験装置(1)</p>	
<p>試験結果 - 格納容器内気相中ガス状ヨウ素割合(1) -</p>  <p>●格納容器内のガス状ヨウ素割合(炉心インベントリに対する割合)は、1707&フェーズ初期で約0.2%から後期で0.05%程度まで徐々に減少、洗浄後の化学フェーズでは0.1%程度とほぼ一定(注)格納容器(インベントリ)に対する割合では、それぞれ約0.3%、0.08%、0.15% (格納容器への放出割合が約94%のため)</p> <p>第2図 PHEBUS FP試験結果(2)</p>	<p>試験結果 - 格納容器内気相中ガス状ヨウ素割合(1) -</p>  <p>●格納容器内のガス状ヨウ素割合(炉心インベントリに対する割合)は、1707&フェーズ初期で約0.2%から後期で0.05%程度まで徐々に減少、洗浄後の化学フェーズでは0.1%程度とほぼ一定(注)格納容器(インベントリ)に対する割合では、それぞれ約0.3%、0.08%、0.15% (格納容器への放出割合が約94%のため)</p> <p>第2図 PHEBUS FP試験結果(2)</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別紙5</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について</p> <p>原子炉格納容器内におけるエアロゾルの自然沈着について、財団法人 原子力発電技術機構（以下「NUPEC」とする。）による検討「平成9年度NUREG-1465のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」（平成10年3月）（以下「NUPEC報告書」とする。）において、エアロゾルの重力沈着速度を用いたモデルが検討されている。 このモデルの概要を以下に示す。</p> <p>原子炉格納容器内での重力沈降速度をV_dとすると、原子炉格納容器内の核分裂生成物の沈着による減少率は、原子炉格納容器内が一様に混合されているものとし、以下の式から求められる。なお、大飯発電所3号炉及び4号炉の原子炉格納容器床面積及び原子炉格納容器自由体積の値を用いている。</p> $\lambda_d = V_d \frac{A_f}{V_g} = 1.93 \times 10^{-6} (1/s) = 6.94 \times 10^{-3} (1/h)$ <p>λ_d : 自然沈着率 (1/s) V_d : 重力沈降速度 (m/s) A_f : 原子炉格納容器床面積 (m²) (大飯発電所3号炉及び4号炉 1,452 m²) V_g : 原子炉格納容器自由体積 (m³) (大飯発電所3号炉及び4号炉 72,900 m³)</p> <p>ここで、V_dの算出については、エアロゾルが沈降する際の終端速度を求める式であるストークスの式を適用し、以下のように表される。</p> $V_d = \frac{2r_p^2(\rho_p - \rho_g)g}{9\mu_g} \approx \frac{2r_p^2\rho_p g}{9\mu_g}$ <p>r_p : エアロゾル半径(m) ρ_p : エアロゾル密度(kg/m³) ρ_g : 気体の密度(kg/m³) g : 重力加速度(m/s²) μ_g : 気体の粘度(Pa・s)</p> <p>各パラメータの値を第1表にまとめる。なお、ここで示したパラメータはNUPEC報告書に記載されている値である。</p>	<p style="text-align: right;">別紙5</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について</p> <p>原子炉格納容器内におけるエアロゾルの自然沈着について、財団法人 原子力発電技術機構（以下、「NUPEC」とする。）による検討「平成9年度 NUREG-1465のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書」（平成10年3月）（以下、「NUPEC報告書」とする。）において、エアロゾルの重力沈着速度を用いたモデルが検討されている。 このモデルの概要を以下に示す。</p> <p>原子炉格納容器内での重力沈降速度をV_dとすると、原子炉格納容器内の核分裂生成物の沈着による減少率は、原子炉格納容器内が一様に混合されているものとし、以下の式から求められる。なお、泊発電所3号炉の原子炉格納容器床面積及び原子炉格納容器自由体積の値を用いている。</p> $\lambda_d = V_d \frac{A_f}{V_g} = 6.65 \times 10^{-3} (1/h)$ <p>λ_d : 自然沈着率 (1/s) V_d : 重力沈降速度 (m/s) A_f : 原子炉格納容器床面積 (m²) (泊発電所3号炉 1,250m²) V_g : 原子炉格納容器自由体積 (m³) (泊発電所3号炉 65,500m³)</p> <p>ここで、V_dの算出については、エアロゾルが沈降する際の終端速度を求める式であるストークスの式を適用し、以下のように表される。</p> $V_d = \frac{2r_p^2(\rho_p - \rho_g)g}{9\mu_g} \approx \frac{2r_p^2\rho_p g}{9\mu_g}$ <p>r_p : エアロゾル半径(m) ρ_p : エアロゾル密度(kg/m³) ρ_g : 気体の密度(kg/m³) g : 重力加速度(m/s²) μ_g : 気体の粘度(Pa・s)</p> <p>各パラメータの値を第1表にまとめる。なお、ここで示したパラメータはNUPEC報告書に記載されている値である。</p>	<p style="text-align: center;">【大飯】個別設計による相違</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																				
<p style="text-align: center;">第1表 評価に用いたパラメータ</p> <table border="1" data-bbox="168 191 772 375"> <thead> <tr> <th>パラメータ</th> <th>値</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>エアロゾル半径 r_p (m)</td> <td>0.5×10^{-6}</td> <td>粒径 $1\mu\text{m}$ のエアロゾルを想定</td> </tr> <tr> <td>エアロゾル密度 ρ_p (kg/m³)</td> <td>3.2×10^3</td> <td>NUPEC 報告書より</td> </tr> <tr> <td>気体の密度 ρ_g (kg/m³)</td> <td>—</td> <td>エアロゾル密度と比べ小さいため無視</td> </tr> <tr> <td>重力加速度 g (m/s²)</td> <td>9.8</td> <td>理科年表より</td> </tr> <tr> <td>気体の粘度 μ_g (Pa·s)</td> <td>1.8×10^{-5}</td> <td>NUPEC 報告書より</td> </tr> </tbody> </table> <p>(参考) NUPEC「平成9年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成10年3月）」抜粋</p> <p>(1) 自然沈着</p> <ul style="list-style-type: none"> ・希ガス 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。 ・有機ヨウ素（ガス） 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。 ・無機ヨウ素（ガス） 9.0×10^{-4} (1/s)：自然沈着率 (λ_d) CSE A6実験⁽³⁾の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻0分で濃度 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ であったものが、時刻30分で $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となる。 $\lambda_d = -\frac{1}{30 \times 60} \log \left(\frac{1.995 \times 10^4}{10^5} \right) = 9.0 \times 10^{-4} \text{ (1/s)}$ ・CsI(エアロゾル) 1.9×10^{-6} (1/s)：自然沈着率 (λ_d) $1\mu\text{m}$ の大きさのエアロゾルの重力沈降速度を用い、雰囲気中に一様に混合していると仮定して、格納容器床面積と自由体積との比を乗じて求められる。 $V_d = \frac{2r_p^2(\rho_p - \rho_g)g}{9\mu_g} = \frac{2r_p^2\rho_pg}{9\mu_g}$ $= \frac{2 \times (1 \times 10^{-6})^2 \times 3.2 \times 10^3 \times 9.8}{9 \times 1.8 \times 10^{-5}} = 9.68 \times 10^{-7} \text{ (m/s)}$ $\lambda_d = V_d \frac{A_c}{V_c} = 9.68 \times 10^{-7} \times \frac{\pi \times 21.5^2}{73700} = 1.9 \times 10^{-6} \text{ (1/s)}$ ・Cs,Te,Sr,Ru,Ce,La Cslと同じ扱いとする。 	パラメータ	値	備考	エアロゾル半径 r_p (m)	0.5×10^{-6}	粒径 $1\mu\text{m}$ のエアロゾルを想定	エアロゾル密度 ρ_p (kg/m ³)	3.2×10^3	NUPEC 報告書より	気体の密度 ρ_g (kg/m ³)	—	エアロゾル密度と比べ小さいため無視	重力加速度 g (m/s ²)	9.8	理科年表より	気体の粘度 μ_g (Pa·s)	1.8×10^{-5}	NUPEC 報告書より	<p style="text-align: center;">第1表 評価に用いたパラメータ</p> <table border="1" data-bbox="1198 207 1803 359"> <thead> <tr> <th>パラメータ</th> <th>値</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>エアロゾル半径 r_p (m)</td> <td>0.5×10^{-6}</td> <td>粒径 $1\mu\text{m}$ のエアロゾルを想定</td> </tr> <tr> <td>エアロゾル密度 ρ_p (kg/m³)</td> <td>3.2×10^3</td> <td>NUPEC 報告書より</td> </tr> <tr> <td>気体の密度 ρ_g (kg/m³)</td> <td>—</td> <td>エアロゾル密度と比べ小さいため無視</td> </tr> <tr> <td>重力加速度 g (m/s²)</td> <td>9.8</td> <td>理科年表より</td> </tr> <tr> <td>気体の粘度 μ_g (Pa·s)</td> <td>1.8×10^{-5}</td> <td>NUPEC 報告書より</td> </tr> </tbody> </table> <p>(参考) NUPEC「平成9年度 NUREG-1465 のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成10年3月）」抜粋</p> <p>(1) 自然沈着</p> <ul style="list-style-type: none"> ・希ガス 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。 ・有機ヨウ素（ガス） 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。 ・無機ヨウ素（ガス） 9.0×10^{-4} (1/s)：自然沈着率 (λ_d) CSE A6実験⁽³⁾の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻0分で濃度 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ であったものが、時刻30分で $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となる。 $\lambda_d = -\frac{1}{30 \times 60} \log \left(\frac{1.995 \times 10^4}{10^5} \right) = 9.0 \times 10^{-4} \text{ (1/s)}$ ・CsI(エアロゾル) 1.9×10^{-6} (1/s)：自然沈着率 (λ_d) $1\mu\text{m}$ の大きさのエアロゾルの重力沈降速度を用い、雰囲気中に一様に混合していると仮定して、格納容器床面積と自由体積との比を乗じて求められる。 $V_d = \frac{2r_p^2(\rho_p - \rho_g)g}{9\mu_g} = \frac{2r_p^2\rho_pg}{9\mu_g}$ $= \frac{2 \times (1 \times 10^{-6})^2 \times 3.2 \times 10^3 \times 9.8}{9 \times 1.8 \times 10^{-5}} = 9.68 \times 10^{-7} \text{ (m/s)}$ $\lambda_d = V_d \frac{A_c}{V_c} = 9.68 \times 10^{-7} \times \frac{\pi \times 21.5^2}{73700} = 1.9 \times 10^{-6} \text{ (1/s)}$ ・Cs,Te,Sr,Ru,Ce,La Cslと同じ扱いとする。 	パラメータ	値	備考	エアロゾル半径 r_p (m)	0.5×10^{-6}	粒径 $1\mu\text{m}$ のエアロゾルを想定	エアロゾル密度 ρ_p (kg/m ³)	3.2×10^3	NUPEC 報告書より	気体の密度 ρ_g (kg/m ³)	—	エアロゾル密度と比べ小さいため無視	重力加速度 g (m/s ²)	9.8	理科年表より	気体の粘度 μ_g (Pa·s)	1.8×10^{-5}	NUPEC 報告書より	
パラメータ	値	備考																																				
エアロゾル半径 r_p (m)	0.5×10^{-6}	粒径 $1\mu\text{m}$ のエアロゾルを想定																																				
エアロゾル密度 ρ_p (kg/m ³)	3.2×10^3	NUPEC 報告書より																																				
気体の密度 ρ_g (kg/m ³)	—	エアロゾル密度と比べ小さいため無視																																				
重力加速度 g (m/s ²)	9.8	理科年表より																																				
気体の粘度 μ_g (Pa·s)	1.8×10^{-5}	NUPEC 報告書より																																				
パラメータ	値	備考																																				
エアロゾル半径 r_p (m)	0.5×10^{-6}	粒径 $1\mu\text{m}$ のエアロゾルを想定																																				
エアロゾル密度 ρ_p (kg/m ³)	3.2×10^3	NUPEC 報告書より																																				
気体の密度 ρ_g (kg/m ³)	—	エアロゾル密度と比べ小さいため無視																																				
重力加速度 g (m/s ²)	9.8	理科年表より																																				
気体の粘度 μ_g (Pa·s)	1.8×10^{-5}	NUPEC 報告書より																																				

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

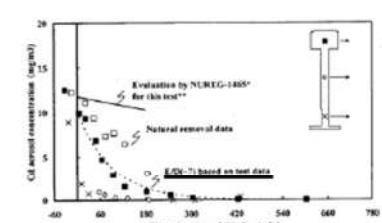
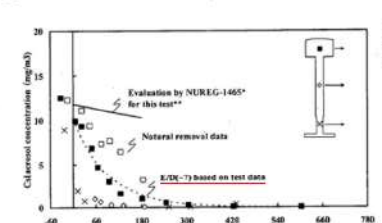
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別紙6</p> <p style="text-align: center;">スプレーによるエアロゾルの除去速度の設定について</p> <p>重大事故等時に炉心から格納容器へ放出されるガス状、粒子状の放射性物質は、沈着や拡散だけでなくスプレーによる除去等の効果によっても、原子炉格納容器内での挙動に影響を受ける。従って、NUREG-1465やMAAPにはこれらの挙動に係る評価式、評価モデル或いは実験に基づき設定された値等が示されており、審査ガイドでもこれら効果の考慮について示されている。</p> <p>このうちエアロゾルに対するスプレー効果の考慮について、本評価で知見として参考としたNUREG-1465ではその効果について適切に考慮することとされていることも踏まえ、SRP6.5.2において示されるエアロゾルに対するスプレー効果及びNUPEC実験結果に基づいたスプレー効率を用いることとしている。設定の考え方について以下に整理した。</p> <p>1. SRP6.5.2エアロゾルに対するスプレー効果の式</p> <p>米国SRP6.5.2では、スプレー領域におけるスプレーによるエアロゾルの除去速度を以下の式により算出している。</p> <p>この評価式は、米国新設プラント(US-APWR、AP-1000)の設計基準事象に対する評価においても用いられており、また、シビアアクシデント解析コードであるMELCOR やMAAPに組み込まれているものである。</p> $\lambda_S = \frac{3hFE}{2V_S D}$ <p> λ_S : スプレー除去速度 h : スプレー液滴落下高さ V_S : スプレー領域の体積 F : スプレー流量 E : 捕集効率 D : スプレー液滴直径 </p>	<p style="text-align: right;">別紙6</p> <p style="text-align: center;">スプレーによるエアロゾルの除去速度の設定について</p> <p>重大事故等時に炉心から原子炉格納容器へ放出されるガス状、粒子状の放射性物質は、沈着や拡散だけでなくスプレーによる除去等の効果によっても、原子炉格納容器内での挙動に影響を受ける。したがって、NUREG-1465やMAAPにはこれらの挙動に係る評価式、評価モデルあるいは実験に基づき設定された値等が示されており、審査ガイドでもこれら効果の考慮について示されている。</p> <p>このうちエアロゾルに対するスプレー効果の考慮について、本評価で知見として参考としたNUREG-1465ではその効果について適切に考慮することとされていることも踏まえ、SRP6.5.2において示されるエアロゾルに対するスプレー効果及びNUPEC実験結果に基づいたスプレー効率を用いることとしている。設定の考え方について以下に整理した。</p> <p>1. SRP6.5.2エアロゾルに対するスプレー効果の式</p> <p>米国SRP6.5.2では、スプレー領域におけるスプレーによるエアロゾルの除去速度を以下の式により算出している。</p> <p>この評価式は、米国新設プラント(US-APWR、AP-1000)の設計基準事象に対する評価においても用いられており、また、シビアアクシデント解析コードであるMELCORやMAAPに組み込まれているものである。</p> $\lambda_S = \frac{3hFE}{2V_S D}$ <p> λ_S : スプレー除去速度 h : スプレー液滴落下高さ V_S : スプレー領域の体積 F : スプレー流量 E : 捕集効率 D : スプレー液滴直径 </p> <p>また、米国R.G.1.195でもエアロゾルのスプレー効果として、下記のとおりSRP6.5.2が適用可能としていることから、本評価にも用いている。</p> <div style="border: 1px solid red; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>2.3 Reduction in airborne radioactivity in the containment by containment spray systems that have been designed and are maintained in accordance with Chapter 6.5.2 of the SRP¹</p> <p>(Ref. A-1) may be credited. An acceptable model for the removal of iodine and particulates is described in Chapter 6.5.2 of the SRP.</p> </div>	<p>【大飯】 記載方針の相違 泊はエアロゾルのスプレー効果に関する記載の充実化を行っている</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. スプレイ効率 (E/D) の設定について</p> <p>今回の評価では、E/Dを7と設定した。その妥当性について以下に示す。</p> <p>(1) NUPEC試験</p> <p>「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書平成15年3月財団法人原子力発電技術機構」において、シビアアクシデント時のスプレイの効果について模擬試験及び評価が以下のとおり実施されている。その結果を適用し、本評価ではスプレイ効率 (E/D) を7と設定する。</p> <p>なお、エアロゾルに対するスプレイ効果については、エアロゾルの除染係数 (DF) がある値に達すると除去速度が緩やかになるというNUREG/CR-0009の結果に基づき、今回の評価では、除去速度が緩やかになる時点のDFを「カットオフDF」と定義し、SRP6.5.2にて提案されているカットオフDFと同じ50と設定した。SRP6.5.2ではDF50到達以降は、E/Dを1/10とするとの考え方も示されており、その考えに従い、カットオフDF50を超えた後のスプレイ効果については、E/D=0.7と設定した。</p> <div data-bbox="224 478 784 845"> <p>さらに、同図中には前述のBWRの場合の結果と同様に、NUREG-1465⁽⁹⁾から評価したエアロゾル濃度計算値を実線及び破線で示した。これから、PWRの場合にもNUREG-1465で用いているE/D=1の値はスプレイによる除去効果を過小評価し、この場合のE/Dの値は約7で試験結果とほぼ一致することが分かる。これは、BWRの場合と同様に蒸気凝縮（拡散泳動）によるエアロゾル除去効果がスプレイ期間中の予測値よりも大きいことを示している。</p>  <p>*スプレイによる除去係数およびこれに含まれる捕集効率Eと液滴直径Dの比</p> $\lambda_{sp} = \frac{3hF E}{2V D}$ $E/D = 1(m^{-1})$ <p>**代表的なPWR条件</p> <p>h=18(m) V=12.0(m³) F=0.020(m³/hr)</p> </div> <p>図3.2-12 PWR模擬試験（基本条件）結果とNUREG-1465評価値との比較</p>	<p>2. スプレイ効率 (E/D) の設定について</p> <p>今回の評価では、E/Dを7と設定した。その妥当性について以下に示す。</p> <p>(1) NUPEC試験</p> <p>「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書平成15年3月財団法人原子力発電技術機構」において、シビアアクシデント時のスプレイの効果について模擬試験及び評価が以下のとおり実施されている。その結果を適用し、本評価ではスプレイ効率 (E/D) を7と設定する。</p> <p>なお、エアロゾルに対するスプレイ効果については、エアロゾルの除染係数 (DF) がある値に達すると除去速度が緩やかになるというNUREG/CR-0009の結果に基づき、今回の評価では、除去速度が緩やかになる時点のDFを「カットオフDF」と定義し、SRP6.5.2にて提案されているカットオフDFと同じ50と設定した。SRP6.5.2ではDF50到達以降は、E/Dを1/10とするとの考え方も示されており、その考えに従い、カットオフDF50を超えた後のスプレイ効果については、E/D=0.7と設定した。</p> <div data-bbox="1232 478 1792 845"> <p>さらに、同図中には前述のBWRの場合の結果と同様に、NUREG-1465⁽⁹⁾から評価したエアロゾル濃度計算値を実線及び破線で示した。これから、PWRの場合にもNUREG-1465で用いているE/D=1の値はスプレイによる除去効果を過小評価し、この場合のE/Dの値は約7で試験結果とほぼ一致することが分かる。これは、BWRの場合と同様に蒸気凝縮（拡散泳動）によるエアロゾル除去効果がスプレイ期間中の予測値よりも大きいことを示している。</p>  <p>*スプレイによる除去係数およびこれに含まれる捕集効率Eと液滴直径Dの比</p> $\lambda_{sp} = \frac{3hF E}{2V D}$ $E/D = 1(m^{-1})$ <p>**代表的なPWR条件</p> <p>h=18(m) V=12.0(m³) F=0.020(m³/hr)</p> </div> <p>図3.2-12 PWR模擬試験（基本条件）結果とNUREG-1465評価値との比較</p>	
<p>(2) 大飯発電所3号炉及び4号炉への適用</p> <p>大飯発電所3号炉及び4号炉の今回の評価では、NUPEC 模擬試験に基づき、E/D=7としている。</p> <p>NUPEC模擬試験では、PCCV4ループプラントのシビアアクシデント状況を想定し、スプレイによる除去効果を確認した結果、スプレイ粒径1.5mmの条件の下で、E/D=7との結果が得られている。</p> <p>CSE 実験での結果から、温度、圧力等の条件の違いがスプレイ効率に与える影響は小さいのに対し、スプレイ粒径は大きく影響を与えることがわかる（添付-1参照）。</p> <p>よって、NUPECの試験結果であるE/D=7を適用するためには、スプレイ粒径が1.5mmを上回らないことを確認する必要がある。</p> <p>スプレイ粒径については、スプレイノズルを放出される際の流速で決まるものであり、大飯発電所3号機及び4号機の場合、スプレイ粒径1.5 mm 以下を達成するためには、スプレイポンプ流量120 m³/hが必要である。</p> <p>今回の評価で用いた大飯発電所3号炉及び4号炉の代替格納容器スプレイ流量は130 m³/h (> 120 m³/h)であり、スプレイ粒径1.5 mm 以下を達成できているため、E/D=7を適用することは妥当である。</p>	<p>(2) 泊発電所3号炉への適用</p> <p>泊発電所3号炉の今回の評価では、NUPEC模擬試験に基づき、E/D=7としている。</p> <p>NUPEC模擬試験では、PCCV4ループプラントのシビアアクシデント状況を想定し、スプレイによる除去効果を確認した結果、スプレイ粒径1.5mm条件の下で、E/D=7との結果が得られている。</p> <p>PCCVプラントと鋼鉄CVプラントの泊発電所3号炉では、重大事故時の温度や圧力について若干の差があると思われるが、CSE実験での結果から、温度、圧力等の条件の違いがスプレイ効率に与える影響は小さいのに対し、スプレイ粒径は大きく影響を与えることがわかる（添付-1参照）。</p> <p>よって、NUPECの試験結果であるE/D=7を適用するためには、スプレイ粒径が1.5mmを上回らないことを確認する必要がある。</p> <p>スプレイ粒径については、スプレイノズルを放出される際の流速で決まるものであり、泊発電所3号炉の場合、スプレイ粒径1.5mm以下を達成するためには、スプレイポンプ流量100m³/h以上が必要である。</p> <p>今回の評価で用いた泊発電所3号炉の代替格納容器スプレイ流量は140m³/h(>100m³/h)であり、スプレイ粒径1.5mm以下を達成できているため、E/D=7を適用することは妥当である。</p>	<p>【大飯】記載表現の相違 ・鋼製 CV である泊においても知見が活用できることを記載している。 【大飯】個別解析による相違</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

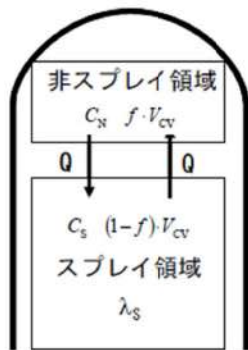
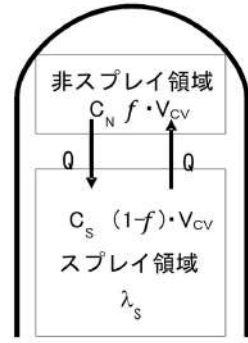
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【伊方3号炉まとめ資料 添付資料1.7.1 より抜粋】</p> <p>3. エアロゾル除去速度の算出</p> <p>1. で示したSRP6. 5. 2のエアロゾルに対するスプレイ領域でのスプレイ効果の式を用いて、2. で示したスプレイ効率 (E/D) 及び伊方3号炉でのスプレイ液滴落下高さ、スプレイ領域の体積、スプレイ流量にてエアロゾル除去速度を算出した。</p> <p>ここでの評価では、今回の評価事象を考慮し、スプレイするための動的機器を代替格納容器スプレイポンプとする。この場合、代替格納容器スプレイは流量も小さく、そのカバー範囲も小さい。そのため、評価においては、原子炉格納容器内でスプレイ水がかからない領域（非スプレイ領域）があることを考慮して、エアロゾル除去速度を算出している。</p> <p>非スプレイ領域においては、スプレイによるエアロゾル除去効果を直接的に見込むことはできないが、原子炉格納容器内空気の対流による混合効果によって、非スプレイ領域内空気がスプレイ領域に移行することで、間接的に除去される。</p> <p>米国Regulatory Guide 1. 183では、スプレイによるエアロゾルの除去効果を評価する際には非スプレイ領域を考慮すること、スプレイ領域と非スプレイ領域の混合割合は非スプレイ領域が1時間に2回循環するとしていることから、今回の評価でも、非スプレイ領域を考慮し、混合割合は非スプレイ領域が1時間に2回循環することとする。</p> <p>評価の概略図を以下に示す。格納容器内全体積Vに対する非スプレイ領域の体積割合をfとし、非スプレイ領域においてはスプレイによる除去効果がないものとする。領域iにおける浮遊エアロゾル濃度をC_iとし、非スプレイ領域とスプレイ領域の間には、流量Qの空気循環があり、スプレイ領域へ移行したエアロゾルはスプレイにより除去されると考える。</p>	<p>3. エアロゾル除去速度の算出</p> <p>1. で示したSRP6. 5. 2のエアロゾルに対するスプレイ領域でのスプレイ効果の式を用い、2. で示したスプレイ効率 (E/D)、泊3号炉でのスプレイ液滴落下高さ、スプレイ領域の体積及びスプレイ流量にてエアロゾル除去速度を算出した。</p> <p>ここでの評価では、今回の評価事象を考慮し、スプレイするための動的機器を代替格納容器スプレイポンプとする。この場合、代替格納容器スプレイは流量も小さく、そのカバー範囲も小さい。そのため、評価においては、原子炉格納容器内でスプレイ水がかからない領域（非スプレイ領域）があることを考慮して、エアロゾル除去速度を算出している。</p> <p>非スプレイ領域においては、スプレイによるエアロゾル除去効果を直接的に見込むことはできないが、原子炉格納容器内空気の対流による混合効果によって、非スプレイ領域内空気がスプレイ領域に移行することで、間接的に除去される。</p> <p>米国Regulatory Guide 1. 183では、スプレイによるエアロゾルの除去効果を評価する際には非スプレイ領域を考慮すること、スプレイ領域と非スプレイ領域の混合割合は非スプレイ領域が1時間に2回循環するとしていることから、今回の評価でも、非スプレイ領域を考慮し、混合割合は非スプレイ領域が1時間に2回循環することとする（添付-2 参照）。</p> <p>評価の概略図を以下に示す。原子炉格納容器内全体積V_{CV}に対する非スプレイ領域の体積割合をfとし、非スプレイ領域においてはスプレイによる除去効果がないものとする。領域iにおける浮遊エアロゾル濃度をC_iとし、非スプレイ領域とスプレイ領域の間には、流量Qの空気循環があり、スプレイ領域へ移行したエアロゾルはスプレイにより除去されると考える。</p>	<p>【大飯】 記載方針の相違 ・泊は伊方実績の反映としてエアロゾル除去速度の算出についても記載している ・伊方3号炉のまとめ資料を掲載し比較した。</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

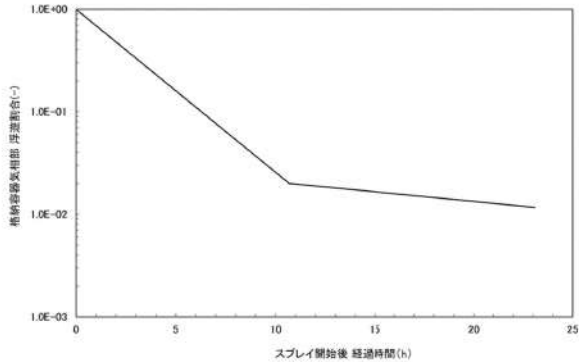
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【伊方3号炉まとめ資料 添付資料1.7.1 より抜粋】</p>  <p>このモデルにおける非スプレイ領域及びスプレイ領域のエアロゾル濃度の時間変化及び格納容器内の浮遊エアロゾル量は、次式で評価した。</p> $\begin{cases} \frac{dC_N}{dt} = -\frac{1}{f \cdot T} \cdot (C_N - C_S) \\ \frac{dC_S}{dt} = \frac{1}{(1-f) \cdot T} \cdot (C_N - C_S) - (\lambda_S \cdot C_S) \\ N_E(t) = (f \cdot C_N + (1-f) \cdot C_S) \cdot V_{CV} \end{cases}$ <p> C_i : 領域 i における浮遊エアロゾル濃度 (Bq/m³) N_E : 非スプレイ領域考慮時の CV 内エアロゾル量 (Bq) f : 非スプレイ領域体積割合 (-) (伊方発電所3号炉 93%) T : 原子炉格納容器内空気混合時間 (h) $T \equiv \frac{V_{CV}}{Q}$: (原子炉格納容器内の空気が十分に混合するまでの時間) V_{CV} : 原子炉格納容器内自由体積 (m³) (伊方発電所3号炉 67,400m³) Q : 原子炉格納容器内空気循環流量 (m³/h) (伊方発電所3号炉 125,000m³) λ_S : スプレイ領域のスプレイによるエアロゾル除去係数 (h⁻¹) V_S : スプレイ領域体積 (添字 N : 非スプレイ領域、S : スプレイ領域) </p>	 <p>このモデルにおける非スプレイ領域及びスプレイ領域のエアロゾル濃度の時間変化及び原子炉格納容器内の浮遊エアロゾル量は、次式で評価した。</p> $\begin{cases} \frac{dC_N}{dt} = -\frac{1}{f \cdot T} \cdot (C_N - C_S) \\ \frac{dC_S}{dt} = \frac{1}{(1-f) \cdot T} \cdot (C_N - C_S) - (\lambda_S \cdot C_S) \\ N_E(t) = (f \cdot C_N + (1-f) \cdot C_S) \cdot V_{CV} \end{cases}$ <p> C_i : 領域 i における浮遊エアロゾル濃度 (Bq/m³) N_E : 非スプレイ領域考慮時の原子炉格納容器内エアロゾル量 (Bq) f : 非スプレイ領域体積割合 (-) (泊発電所3号炉 93%) T : 原子炉格納容器内空気混合時間 (h) $T \equiv \frac{V_{CV}}{Q}$: (原子炉格納容器内の空気が十分に混合するまでの時間) V_{CV} : 原子炉格納容器内自由体積 (m³) (泊発電所3号炉 65,500 m³) Q : 原子炉格納容器内空気循環流量 (m³/h) (泊発電所3号炉 122,000 m³) λ_S : スプレイ領域のスプレイによるエアロゾル除去係数 (h⁻¹) V_S : スプレイ領域体積 (添字 N : 非スプレイ領域、S : スプレイ領域) </p>	<p>【大飯】 記載方針の相違 ・泊は伊方実績の反映としてエアロゾル除去速度の算出についても記載している ・伊方3号炉のまとめ資料を掲載し比較した。</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
<p>【伊方3号炉まとめ資料 添付資料1.7.1 より抜粋】</p> <p>ただし、λ_sはスプレイ領域における除去係数であり、原子炉格納容器全体の体積から非スプレイ領域を差し引いた残りの領域でのスプレイ除去係数である。よって、SRP6.5.2で示されている「V_s」は、スプレイ領域体積として、$V_{cv} \times (1-f)$として考える。</p> <p>上記モデルを使用し、非スプレイ領域を考慮した原子炉格納容器内全体の浮遊エアロゾルのスプレイ除去速度を算出し、以下のように設定した。</p> <p>【伊方3号炉まとめ資料 59条 補足資料より抜粋】</p> <p>なお、エアロゾルに対するスプレイ効果については、エアロゾルの除染係数 (DF) がある値に達すると除去速度が緩やかになるという NUREG/CR-0009 の結果に基づき、今回の評価では、除去速度が緩やかになる時点のDFを「カットオフDF」と定義し、SRP6.5.2にて提案されているカットオフDFと同じ50と設定した。SRP6.5.2ではカットオフDFが50を到達以降は、E/Dを1/10とするとの考え方も示されており、その考えに従い、カットオフDF50を超えた後のスプレイ効果については、E/D=0.7として除去速度を算出した。</p> <p>以上のことから、本評価におけるスプレイによるエアロゾル除去速度としては以下のように設定した。</p> <p>【伊方3号炉まとめ資料 添付資料1.7.1 を抜粋】</p> <table border="1" data-bbox="324 817 781 938"> <thead> <tr> <th>カットオフ DF</th> <th>エアロゾル除去速度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DF < 50</td> <td>0.35 (1/時)</td> </tr> <tr> <td>DF ≥ 50</td> <td>0.042 (1/時)</td> </tr> </tbody> </table>	カットオフ DF	エアロゾル除去速度	DF < 50	0.35 (1/時)	DF ≥ 50	0.042 (1/時)	<p>ただし、λ_sはスプレイ領域における除去係数であり、原子炉格納容器全体の体積から非スプレイ領域を差し引いた残りの領域でのスプレイ除去係数である。よって、SRP6.5.2で示されている「V_s」は、スプレイ領域体積として、$V_{cv} \times (1-f)$として考える。</p> <p>上記モデルを使用し、非スプレイ領域を考慮した原子炉格納容器内全体の浮遊エアロゾルのスプレイ除去速度を算出した。</p> <p>なお、エアロゾルに対するスプレイ効果については、エアロゾルの除染係数 (DF) がある値に達すると除去速度が緩やかになるというNUREG/CR-0009の結果に基づき、今回の評価では、除去速度が緩やかになる時点のDFを「カットオフDF」と定義し、SRP6.5.2にて提案されているカットオフDFと同じ50と設定した。SRP6.5.2ではカットオフDFが50を到達以降は、E/Dを1/10とするとの考え方も示されており、その考えに従い、カットオフDF50を超えた後のスプレイ効果については、E/D=0.7として除去速度を算出した。</p> <p>以上のことから、本評価におけるスプレイによるエアロゾル除去速度として第1表のように設定した。</p> <p>また、第1表をグラフで表したスプレイ除去効果のモデルを第1図に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1303 805 1715 943"> <caption>第1表 エアロゾル除去速度</caption> <thead> <tr> <th>カットオフ DF</th> <th>エアロゾル除去速度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>DF < 50</td> <td>0.36 (1/時)</td> </tr> <tr> <td>DF ≥ 50</td> <td>0.043 (1/時)</td> </tr> </tbody> </table>  <p>第1図 スプレイ除去効果のモデル</p>	カットオフ DF	エアロゾル除去速度	DF < 50	0.36 (1/時)	DF ≥ 50	0.043 (1/時)	<p>【大飯】 記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は伊方実績の反映としてエアロゾル除去速度の算出についても記載している ・伊方3号炉のまとめ資料を掲載し比較した。 <p>【伊方】 記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊ではカットオフDFについて考え方を記載している。 ・伊方でも他条文(59条)では記載しているため掲載した。 ・なお、伊方もカットオフDFを考慮していることは表に記載があり、同様の評価条件である。
カットオフ DF	エアロゾル除去速度													
DF < 50	0.35 (1/時)													
DF ≥ 50	0.042 (1/時)													
カットオフ DF	エアロゾル除去速度													
DF < 50	0.36 (1/時)													
DF ≥ 50	0.043 (1/時)													

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所 3 / 4号炉

添付-1

CSE データ（“Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment” Nuclear Technology Vol.10, 1971）

CSE での各試験での条件表を以下に示す。

TABLE II
Experimental Conditions—CSE Spray Tests

	Run A-3	Run A-4	Run A-6	Run A-7	Run A-8	Run A-9
Atmosphere	Air	Air	Steam-air	Steam-air	Steam-air	Steam-air
Temperature, °F	77	77	250	250	250	250
Pressure, psia	14.6	14.6	44	59	48	44
Nozzle type	*	*	†	†	†	†
Drop MMD, µ ^l	1210	1210	1210	1210	1710	1220
Geometric standard deviation, σ	1.53	1.53	1.53	1.53	1.50	1.50
Number of nozzles	5	13	13	13	12	13
Spray rate, gal/min	12.8	46.8	49	49	50.5	145
Total spray volume, gal	640	1950	1950	1950	2020	2200
Spray solution	*	*	†	†	†	†

*Spraying Systems Co. 3/4 703, full cone.
 †225 ppm boron as H₂BO₃ in NaOH, pH 9.5.
 ‡3000 ppm boron as H₂BO₃ in NaOH, pH 9.5.
 §3000 ppm boron as H₂BO₃ in demineralized water pH 5.
 ¶Spraying Systems Co. 3/8 AS9, hollow cone.
 ††Spraying Systems Co. 3/4 AS9, hollow cone.
 ‡‡Mass median diameter.

また、この条件で得られたスプレイ効率の結果を以下に示す。

TABLE IX
Summary of Initial Spray Washout Coefficients

Run No.	λ _s Observed, min ⁻¹ a			
	Elemental Iodine	Particulate Iodine	Iodine on Charcoal Paper	Total Inorganic ^b Iodine
A-3	0.126	0.055	0.058	0.125
A-4	0.495	0.277	0.063	0.43
A-6	0.330	0.32	0.154	0.31
A-7	0.315	0.31	0	0.20
A-8	1.08	0.99	0.365	0.96
A-9	1.20	1.15	0.548	1.14

a For first spray period, corrected for natural removal on vessel surfaces.
 b Includes iodine deposited on Maypack inlet.

この結果から、温度及び圧力を変化させて試験を実施したA-4、A-6及びA-7での” Particulate Iodine”の結果を比較すると、数割の範囲で一致しており、大きな差は生じていない。これに対し、スプレイ粒径を小さくしたA-8では、3倍以上スプレイ効率が向上していることがわかる。

泊発電所 3号炉

相違理由

添付-1

CSEデータ（“Removal of Iodine and Particles by Sprays in the Containment Systems Experiment” Nuclear Technology Vol.10, 1971）

CSEでの各試験での条件表を以下に示す。

TABLE II
Experimental Conditions—CSE Spray Tests

	Run A-3	Run A-4	Run A-6	Run A-7	Run A-8	Run A-9
Atmosphere	Air	Air	Steam-air	Steam-air	Steam-air	Steam-air
Temperature, °F	77	77	250	250	250	250
Pressure, psia	14.6	14.6	44	59	48	44
Nozzle type	*	*	†	†	†	†
Drop MMD, µ ^l	1210	1210	1210	1210	1710	1220
Geometric standard deviation, σ	1.53	1.53	1.53	1.53	1.50	1.50
Number of nozzles	5	13	13	13	12	13
Spray rate, gal/min	12.8	46.8	49	49	50.5	145
Total spray volume, gal	640	1950	1950	1950	2020	2200
Spray solution	*	*	†	†	†	†

*Spraying Systems Co. 3/4 703, full cone.
 †225 ppm boron as H₂BO₃ in NaOH, pH 9.5.
 ‡3000 ppm boron as H₂BO₃ in NaOH, pH 9.5.
 §3000 ppm boron as H₂BO₃ in demineralized water pH 5.
 ¶Spraying Systems Co. 3/8 AS9, hollow cone.
 ††Spraying Systems Co. 3/4 AS9, hollow cone.
 ‡‡Mass median diameter.

また、この条件で得られたスプレイ効率の結果を以下に示す。

TABLE IX
Summary of Initial Spray Washout Coefficients

Run No.	λ _s Observed, min ⁻¹ a			
	Elemental Iodine	Particulate Iodine	Iodine on Charcoal Paper	Total Inorganic ^b Iodine
A-3	0.126	0.055	0.058	0.125
A-4	0.495	0.277	0.063	0.43
A-6	0.330	0.32	0.154	0.31
A-7	0.315	0.31	0	0.20
A-8	1.08	0.99	0.365	0.96
A-9	1.20	1.15	0.548	1.14

a For first spray period, corrected for natural removal on vessel surfaces.
 b Includes iodine deposited on Maypack inlet.

この結果から、温度及び圧力を変化させて試験を実施したA-4、A-6及びA-7での” Particulate Iodine”の結果を比較すると、数割の範囲で一致しており、大きな差は生じていない。これに対し、スプレイ粒径を小さくしたA-8では、3倍以上スプレイ効率が向上していることがわかる。

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="443 767 669 815" style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block;">比較対象なし</div>	<div data-bbox="1899 145 1973 165" style="text-align: right;">添付-2</div> <p style="text-align: center; color: blue;">スプレィ領域と非スプレィ領域の取り扱いについて</p> <p>エアロゾルの除去効果については、参考資料に示される条件で実施されたNUPEC試験を基にスプレィ効率と液滴径の比としてE/D=7を用いている。</p> <p>NUPEC試験では、下記のとおり原子炉格納容器自由体積及び代替スプレィ流量を模擬してスケールダウンした体系を用いていることから、E/D=7の中に原子炉格納容器内の流動の効果も加味されたものとなっている。</p> <div data-bbox="1207 443 1800 651" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>同様に、PWRの場合、代表プラントとして国内で運転中の大容量プラントである110万KW級の4ループを選定した。この場合、本試験で使用する模擬格納容器は実機と比較して体積比で約1/5900であり、一方、AM条件で使用するノズル数は全数の一部（基下段からのスプレィヘッドのみ、120箇程度）と少ないため、本試験で使用するスプレィノズルの個数は1個以下となる。すなわち、PWR模擬試験においては実機のスプレィノズルをそのまま使用できないため、FP除去効果に影響を及ぼすと考えられるAMスプレィ時の液滴径分布をできる限り模擬しうるシミュレータノズルを使用することとした。また、スプレィ流量に関しては、AM時のスプレィ流量が約120 ton/hrであり、これを1/5900でスケールダウンして、シミュレータノズル1個で0.34リットル/minを基準条件とした。</p> </div> <p>そのため、E/D=7を評価に用い、更に非スプレィ領域によってエアロゾルの除去が見込めない効果を取り込むことは下記のとおり保守的な扱いとなる。</p> <div data-bbox="1211 791 1800 1145" style="text-align: center;"> </div> <p style="text-align: center;">図1 スプレィ除去効果の比較</p>	<p>【大飯】 記載方針の相違（記載充実化）</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																								
<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block;">比較対象なし</div>	<p>(参考資料) NUPEC PWR模擬試験条件</p> <p style="text-align: center;">表3.2-3 PWR模擬試験条件</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th></th> <th>実機プラント</th> <th>本試験</th> <th>注記</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>対象シナリオ</td> <td>AHF</td> <td>同左</td> <td></td> </tr> <tr> <td>対象プラント</td> <td>PWR4ループ炉</td> <td>同左</td> <td></td> </tr> <tr> <td>CV体積</td> <td>71,700m³</td> <td>12.2m³</td> <td>初期水量2000m³を減じる。スケール比1/5877</td> </tr> <tr> <td>CV高さ</td> <td>20m</td> <td>同左</td> <td></td> </tr> <tr> <td>スプレイノズル個数</td> <td>120</td> <td>1</td> <td></td> </tr> <tr> <td>スプレイ流量</td> <td>120m³/hr</td> <td>0.34L/min</td> <td></td> </tr> <tr> <td>ノズル型式</td> <td>新倉EX554L</td> <td>シミュレータノズル</td> <td></td> </tr> <tr> <td>ノズル出口径</td> <td>10mm</td> <td>1.2mm</td> <td></td> </tr> <tr> <td>スプレイ液滴径</td> <td>1500(µm) (9°噴霧)</td> <td>1470(µm) (9°噴霧)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>散布形態</td> <td>約10hr 連続</td> <td>同左</td> <td></td> </tr> <tr> <td>スプレイ水温</td> <td>303K</td> <td>同左</td> <td></td> </tr> <tr> <td>スプレイ水質</td> <td>中性</td> <td>同左</td> <td></td> </tr> <tr> <td>CV初期全圧</td> <td>0.52MPa</td> <td>同左</td> <td></td> </tr> <tr> <td>水蒸気分圧</td> <td>0.39MPa</td> <td>同左</td> <td></td> </tr> <tr> <td>Air分圧</td> <td>0.12MPa</td> <td>同左</td> <td>N₂で代用</td> </tr> <tr> <td>H₂分圧</td> <td>0.01MPa</td> <td>同左</td> <td>Heで代用</td> </tr> <tr> <td>CV初期温度</td> <td>415K</td> <td>同左</td> <td></td> </tr> <tr> <td>CV初期水位</td> <td>(不明)</td> <td>100mm</td> <td>BWR基本ケースに合わせた</td> </tr> <tr> <td>エアロゾル種類</td> <td>CsI</td> <td>同左</td> <td></td> </tr> <tr> <td>CsI濃度</td> <td>0.01g/m³</td> <td>同左</td> <td></td> </tr> <tr> <td>CsI粒径</td> <td>1ミクロン</td> <td>同左</td> <td>幾何標準偏差は2.0</td> </tr> <tr> <td>試験中のCsI供給</td> <td>無し</td> <td>同左</td> <td></td> </tr> <tr> <td>崩壊熱</td> <td>3,411MWt</td> <td>4.3 kW</td> <td>実機は原子炉停止後10時間の崩壊熱レベル（定格出力の0.7%）、試験は一定で供給</td> </tr> <tr> <td>蒸気の状態</td> <td>飽和蒸気</td> <td>同左</td> <td></td> </tr> <tr> <td>蒸気供給高さ</td> <td>CV下部</td> <td>同左</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>		実機プラント	本試験	注記	対象シナリオ	AHF	同左		対象プラント	PWR4ループ炉	同左		CV体積	71,700m ³	12.2m ³	初期水量2000m ³ を減じる。スケール比1/5877	CV高さ	20m	同左		スプレイノズル個数	120	1		スプレイ流量	120m ³ /hr	0.34L/min		ノズル型式	新倉EX554L	シミュレータノズル		ノズル出口径	10mm	1.2mm		スプレイ液滴径	1500(µm) (9°噴霧)	1470(µm) (9°噴霧)		散布形態	約10hr 連続	同左		スプレイ水温	303K	同左		スプレイ水質	中性	同左		CV初期全圧	0.52MPa	同左		水蒸気分圧	0.39MPa	同左		Air分圧	0.12MPa	同左	N ₂ で代用	H ₂ 分圧	0.01MPa	同左	Heで代用	CV初期温度	415K	同左		CV初期水位	(不明)	100mm	BWR基本ケースに合わせた	エアロゾル種類	CsI	同左		CsI濃度	0.01g/m ³	同左		CsI粒径	1ミクロン	同左	幾何標準偏差は2.0	試験中のCsI供給	無し	同左		崩壊熱	3,411MWt	4.3 kW	実機は原子炉停止後10時間の崩壊熱レベル（定格出力の0.7%）、試験は一定で供給	蒸気の状態	飽和蒸気	同左		蒸気供給高さ	CV下部	同左		<p>【大飯】 記載方針の相違（記載充実化）</p>
	実機プラント	本試験	注記																																																																																																							
対象シナリオ	AHF	同左																																																																																																								
対象プラント	PWR4ループ炉	同左																																																																																																								
CV体積	71,700m ³	12.2m ³	初期水量2000m ³ を減じる。スケール比1/5877																																																																																																							
CV高さ	20m	同左																																																																																																								
スプレイノズル個数	120	1																																																																																																								
スプレイ流量	120m ³ /hr	0.34L/min																																																																																																								
ノズル型式	新倉EX554L	シミュレータノズル																																																																																																								
ノズル出口径	10mm	1.2mm																																																																																																								
スプレイ液滴径	1500(µm) (9°噴霧)	1470(µm) (9°噴霧)																																																																																																								
散布形態	約10hr 連続	同左																																																																																																								
スプレイ水温	303K	同左																																																																																																								
スプレイ水質	中性	同左																																																																																																								
CV初期全圧	0.52MPa	同左																																																																																																								
水蒸気分圧	0.39MPa	同左																																																																																																								
Air分圧	0.12MPa	同左	N ₂ で代用																																																																																																							
H ₂ 分圧	0.01MPa	同左	Heで代用																																																																																																							
CV初期温度	415K	同左																																																																																																								
CV初期水位	(不明)	100mm	BWR基本ケースに合わせた																																																																																																							
エアロゾル種類	CsI	同左																																																																																																								
CsI濃度	0.01g/m ³	同左																																																																																																								
CsI粒径	1ミクロン	同左	幾何標準偏差は2.0																																																																																																							
試験中のCsI供給	無し	同左																																																																																																								
崩壊熱	3,411MWt	4.3 kW	実機は原子炉停止後10時間の崩壊熱レベル（定格出力の0.7%）、試験は一定で供給																																																																																																							
蒸気の状態	飽和蒸気	同左																																																																																																								
蒸気供給高さ	CV下部	同左																																																																																																								

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別紙7</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器漏えい率の設定について</p> <p>原子炉格納容器からの漏えい率については、有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する事故シーケンスである「大破断LOCA時にECCS注入およびCVスプレイ注入を失敗するシーケンス」における原子炉格納容器内の圧力解析結果に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値を設定している。</p> <p>原子炉格納容器からの漏えい率は、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の0.9倍の圧力以下の場合(1)に示す式を、超える場合は(2)に示す式を使用する。</p> <p>(1) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の0.9倍以下の場合 最高使用圧力の0.9倍以下の漏えい率を保守的に評価するために差圧流の式より算出する。</p> $\frac{L_t}{L_d} = \sqrt{\frac{\Delta P_t}{\Delta P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_t}}$ <p>L : 漏えい率 L_d : 設計漏えい率 ΔP : 原子炉格納容器内外差圧 ρ : 原子炉格納容器内密度 d : 添え字“d”は漏えい試験時の状態を表す t : 添え字“t”は事故時の状態を表す</p> <p>(2) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の0.9倍より大きい場合 圧力が上昇すれば、流体は圧縮性流体の挙動を示すため、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の0.9倍より大きい場合は圧縮性流体の層流、乱流の状態を考慮する。漏えい率は差圧流の式、圧縮性流体の層流、または乱流を考慮した式の三式から得られる値のうち、最大の値とする。</p>	<p style="text-align: right;">別紙7</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器漏えい率の設定について</p> <p>原子炉格納容器からの漏えい率については、有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、原子炉格納容器内圧力が高く推移する事故シーケンスである「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故シーケンス」における原子炉格納容器内の圧力解析結果に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値を設定している。</p> <p>原子炉格納容器からの漏えい率は、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の0.9倍の圧力以下の場合(1)に示す式を、超える場合は(2)に示す式を使用する。</p> <p>(1) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の0.9倍以下の場合 最高使用圧力の0.9倍以下の漏えい率を保守的に評価するために差圧流の式より算出する。</p> $\frac{L_t}{L_d} = \sqrt{\frac{\Delta P_t}{\Delta P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_t}}$ <p>L : 漏えい率 L_d : 設計漏えい率 ΔP : 原子炉格納容器内外差圧 ρ : 原子炉格納容器内密度 d : 添え字“d”は漏えい試験時の状態を表す t : 添え字“t”は事故時の状態を表す</p> <p>(2) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の0.9倍より大きい場合 圧力が上昇すれば、流体は圧縮性流体の挙動を示すため、原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の0.9倍より大きい場合は圧縮性流体の層流、乱流の状態を考慮する。漏えい率は差圧流の式、圧縮性流体の層流、または乱流を考慮した式の3式から得られる値のうち、最大の値とする。</p>	<p>【大飯】記載表現の相違 ・泊は有効性評価での表現に合わせた</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> $\frac{L_t}{L_d} = \max \left[\begin{array}{l} \frac{\mu_t}{\mu_d} \cdot \frac{2k_t}{k_t-1} \cdot \frac{P_t}{P_d} \cdot \frac{\left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{1}{k_t}} - \frac{P_{leak,t}}{P_t}}{\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{1}{k_d}} - \frac{P_{leak,d}}{P_d}} \\ \frac{2k_t}{k_t-1} \cdot \frac{P_t}{P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_t} \cdot \frac{\left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{2}{k_t}} - \left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{k_t+1}{k_t}}}{\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{2}{k_d}} - \left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{k_d+1}{k_d}}} \\ \left(\frac{\Delta P_t}{\Delta P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_t} \right)^{\frac{1}{2}} \end{array} \right]$ </div> <div style="width: 45%;"> <p>圧縮性流体（層流）</p> <p>圧縮性流体（乱流）</p> <p>差圧流</p> </div> </div> <div style="margin-top: 10px;"> <p>P : 原子炉格納容器内圧力 P_{leak} : 漏えい口出口での圧力 ρ_{leak} : 漏えい口出口での気体密度 μ : 原子炉格納容器内の気体の粘性係数 k : 原子炉格納容器内の気体の比熱比 P_{atm} : 大気圧</p> $\frac{P_{leak,t}}{P_t} = \max \left(\left(\frac{2}{k_t+1} \right)^{\frac{k_t}{k_t-1}} \cdot \frac{P_{atm}}{P_t} \right)$ $\frac{P_{leak,d}}{P_d} = \max \left(\left(\frac{2}{k_d+1} \right)^{\frac{k_d}{k_d-1}} \cdot \frac{P_{atm}}{P_d} \right)$ </div> <p>原子炉格納容器からの漏えい率を第1図に示す。また、上記(1)、(2)で述べた各流況の式から得られる漏えい率を第2図に示す。</p> <p>原子炉格納容器内の圧力解析結果（最高値約0.43MPa [gage]）に対応した漏えい率（約0.142%/日）に余裕を見込んだ値として、原子炉格納容器からの漏えい率を事故期間（7日間）中0.16%/日一定に設定している。この時、漏えい率0.16%に対する原子炉格納容器圧力は、最も小さい圧縮性流体（層流）を仮定したとしても、第3図に示すとおり約0.54MPa [gage]であり、原子炉格納容器内圧解析結果に対して余裕をみこんでいる。</p> <p>なお、上式には温度の相関は直接表れないが、気体の粘性係数、比熱比等で温度影響を考慮した上で、得られる値のうち最大値を評価している。</p>	<div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 45%;"> $\frac{L_t}{L_d} = \max \left[\begin{array}{l} \frac{\mu_d}{\mu_t} \cdot \frac{2k_d}{k_d-1} \cdot \frac{P_t}{P_d} \cdot \frac{\left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{1}{k_t}} - \frac{P_{leak,t}}{P_t}}{\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{1}{k_d}} - \frac{P_{leak,d}}{P_d}} \\ \left(\frac{2k_t}{k_t-1} \cdot \frac{P_t}{P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_t} \cdot \frac{\left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{2}{k_t}} - \left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{k_t+1}{k_t}}}{\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{2}{k_d}} - \left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{k_d+1}{k_d}}} \right)^{\frac{1}{2}} \\ \left(\frac{\Delta P_t}{\Delta P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_t} \right)^{\frac{1}{2}} \end{array} \right]$ </div> <div style="width: 45%;"> <p>圧縮性流体（層流）</p> <p>圧縮性流体（乱流）</p> <p>差圧流</p> </div> </div> <div style="margin-top: 10px;"> <p>P : 原子炉格納容器内圧力 P_{leak} : 漏えい口出口での圧力 μ : 原子炉格納容器内の気体の粘性係数 k : 原子炉格納容器内の気体の比熱比 P_{atm} : 大気圧</p> $\frac{P_{leak,t}}{P_t} = \max \left(\left(\frac{2}{k_t+1} \right)^{\frac{k_t}{k_t-1}} \cdot \frac{P_{atm}}{P_t} \right)$ $\frac{P_{leak,d}}{P_d} = \max \left(\left(\frac{2}{k_d+1} \right)^{\frac{k_d}{k_d-1}} \cdot \frac{P_{atm}}{P_d} \right)$ </div> <p>原子炉格納容器からの漏えい率を第1図に示す。また、上記(1)、(2)で述べた各流況の式から得られる漏えい率を第2図に示す。</p> <p>原子炉格納容器内の圧力解析結果（最高値約0.360MPa [gage]）に対応した漏えい率（約0.144%/日）に余裕を見込んだ値として、原子炉格納容器からの漏えい率を事故期間（7日間）中0.16%/日一定に設定している。この時、漏えい率0.16%に対する原子炉格納容器圧力は、最も小さい圧縮性流体（層流）を仮定したとしても、第3図に示すとおり約0.40MPa [gage]であり、原子炉格納容器内圧解析結果に対して余裕をみこんでいる。</p> <p>なお、上式には温度の相関は直接表れないが、気体の粘性係数、比熱比等で温度影響を考慮した上で、得られる値のうち最大値を評価している。</p>	<p>【大飯】個別解析による相違</p> <p>【大飯】個別解析による相違</p>

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">大飯発電所3/4号炉</p> <p style="text-align: center;">第1図 原子炉格納容器内圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率</p>	<p style="text-align: center;">泊発電所3号炉</p> <p style="text-align: center;">第1図 原子炉格納容器内圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率</p>	<p>【大飯】個別解析による相違</p>

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第2図 原子炉格納容器内圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率（算出式別）</p> <p>※ 漏えい率を比較し易い様、縦軸を0.08%/day~0.16%/dayに拡大している。</p>	<p>第2図 原子炉格納容器内圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率（算出式別）</p> <p>※ 漏えい率を比較し易い様、縦軸を0.08%/day~0.16%/dayに拡大している。</p>	<p>【大飯】個別解析による相違</p>

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="241 164 808 1034" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="824 384 853 786" data-label="Caption"> <p>第3図：原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率</p> </div>	<div data-bbox="1205 188 1742 1018" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1783 448 1812 754" data-label="Caption"> <p>第4図：原子炉格納容器内圧力に応じた漏えい率</p> </div>	<p>【大飯】個別解析による相違</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
<p style="text-align: right;">別紙8</p> <p style="text-align: center;">アンユラス空気浄化設備フィルタ除去効率の設定について</p> <p>1. 微粒子フィルタ除去効率について アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタによるエアロゾル除去効率の評価条件として99%を用いている。上記の微粒子フィルタについては、納入前の工場検査においてフィルタ除去率が99.97%以上であることを確認している。 微粒子フィルタのろ材はガラス繊維をシート状にしたもので、エアロゾルを含んだ空気がろ材を通過する際に、エアロゾルがガラス繊維に衝突、接触することにより捕集される。</p> <p>・アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ a. 温度及び湿度条件について 放出放射能評価及び炉心損傷後の外部環境下での被ばく評価で選定した評価事象において、原子炉格納容器内は150℃程度となり、原子炉格納容器からの温度伝播等によりアンユラス内の温度が上昇する。 アンユラス内温度は最高で70℃程度までの上昇であるため、大飯発電所3号炉及び4号炉アンユラス空気浄化設備に設置している微粒子フィルタの最高使用温度を上回ることはなく、性能が低下することはない。また、湿度についても、格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アンユラス空気浄化設備起動後は、アンユラス外からの空気混入もあることから、それほど湿度が上がることはないため、フィルタの性能が低下することはない。したがって、微粒子フィルタ除去効率99%は確保できる。</p> <p>b. 保持容量について 大飯発電所3号炉及び4号炉のアンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタの保持容量は約3.9 kg/台（3枚）である。 評価期間中に原子炉格納容器からアンユラス部へ漏えいしたエアロゾルすべてが捕集されるという保守的な仮定で評価した結果が約1.2 kgである。</p> <p>これは、安定核種も踏まえて、格納容器から漏えいしてきた微粒子が全量フィルタに捕集されるものとして評価したものである。なお、よう素は全て粒子状よう素として評価した。（第3表及び第1図参照） したがって、アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタには、エアロゾルを十分に捕集できる容量があるので、微粒子フィルタ除去効率99%は確保できる。</p> <p style="text-align: center;">第1表 アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ保持容量</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <th style="width: 50%;">微粒子フィルタ</th> <th style="width: 50%;">アンユラス空気浄化設備</th> </tr> <tr> <td>フィルタに捕集されるエアロゾル量</td> <td style="text-align: center;">約 1.2 kg</td> </tr> <tr> <td>保持容量</td> <td style="text-align: center;">約 3.9 kg</td> </tr> </table>	微粒子フィルタ	アンユラス空気浄化設備	フィルタに捕集されるエアロゾル量	約 1.2 kg	保持容量	約 3.9 kg	<p style="text-align: right;">別紙8</p> <p style="text-align: center;">アンユラス空気浄化設備フィルタ除去効率の設定について</p> <p>1. 微粒子フィルタ除去効率について アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタによるエアロゾル除去効率の評価条件として99%を用いている。上記の微粒子フィルタについては、納入前の工場検査において上記フィルタ除去率が確保されていることを確認している。 微粒子フィルタのろ材はガラス繊維をシート状にしたもので、エアロゾルを含んだ空気がろ材を通過する際に、エアロゾルがガラス繊維に衝突、接触することにより捕集される。</p> <p>・アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ a. 温度及び湿度条件について 放出放射能評価及び炉心損傷後の外部環境下での被ばく評価で選定した評価事象において、原子炉格納容器内は150℃程度となり、原子炉格納容器からの温度伝播等によりアンユラス内の温度が上昇する。 アンユラス内温度は最高で120℃程度までの上昇であるが、泊発電所3号炉のアンユラス空気浄化設備に設置している微粒子フィルタは []℃での性能確認を実施しており、性能が低下することはない。また、湿度についても、格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アンユラス空気浄化設備起動後は、アンユラス外からの空気混入もあることから、それほど湿度が上がることはないため、フィルタの性能が低下することはない。したがって、微粒子フィルタ除去効率99%は確保できる。</p> <p>b. 保持容量について 泊発電所3号炉のアンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタの保持容量は約8.9kg/6枚（全12枚のうち上流側6枚）である。 評価期間中に原子炉格納容器からアンユラス部へ漏えいしたエアロゾルすべてが捕集されるという保守的な仮定で評価した結果が約0.9kgである。</p> <p>これは、安定核種も踏まえて、原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果を考慮せず、原子炉格納容器から漏えいしてきた微粒子が全量フィルタに捕集されるものとして評価したものである。なお、よう素は全て粒子状よう素として評価した。（第3表及び第1図参照） したがって、アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタには、エアロゾルを十分に捕集できる容量があるので、微粒子フィルタ除去効率99%は確保できる。</p> <p style="text-align: center;">第1表 アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ保持容量</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <th style="width: 50%;">微粒子フィルタ</th> <th style="width: 50%;">アンユラス空気浄化設備</th> </tr> <tr> <td>フィルタに捕集されるエアロゾル量</td> <td style="text-align: center;">約 0.9 kg</td> </tr> <tr> <td>保持容量</td> <td style="text-align: center;">約 8.9 kg</td> </tr> </table> <p style="text-align: right;">[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	微粒子フィルタ	アンユラス空気浄化設備	フィルタに捕集されるエアロゾル量	約 0.9 kg	保持容量	約 8.9 kg	<p>【大飯】確認内容が異なるが、評価条件として99%を用いることの妥当性を示していることは同じ。</p> <p>【大飯】個別解析による相違 ・大飯はアンユラス部への伝熱性が低いコンクリート製PCCVであるが泊は鋼製CVである。 ・泊は大飯よりCV内からアンユラス部への伝熱性が高いため温度が高くなる。</p> <p>【大飯】 ・泊では具体的な温度を記載した。</p> <p>【大飯】設計の相違</p> <p>【大飯】個別解析の相違 【大飯】記載方針の相違 ・泊では適合性を示す被ばく評価と異なる条件になるため記載している。</p> <p>【大飯】個別解析の相違</p>
微粒子フィルタ	アンユラス空気浄化設備													
フィルタに捕集されるエアロゾル量	約 1.2 kg													
保持容量	約 3.9 kg													
微粒子フィルタ	アンユラス空気浄化設備													
フィルタに捕集されるエアロゾル量	約 0.9 kg													
保持容量	約 8.9 kg													

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
<p>2. よう素フィルタ除去効率について</p> <p>アンユラス空気浄化設備のよう素フィルタによる有機よう素及び元素状よう素の除去効率の評価条件として95%を用いている。よう素フィルタについては、定期検査時の定期事業者検査で上記除去効率が確保できていることを確認している。</p> <p>・アンユラス空気浄化設備のよう素フィルタ</p> <p>a. 温度及び湿度条件について</p> <p>よう素フィルタは、低温条件下での除去性能が低いことが分かっており、重大事故時のような温度が高い状態であれば、化学反応が進行しやすく除去効率が高くなる傾向がある。</p> <p>また、湿度に対しては、低湿度の方が高い除去効率を発揮できるが、先のとおり、格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アンユラス空気浄化設備起動後は、アンユラス外からの空気混入もあることから、それほど湿度が上がることはない。したがって、温度及び湿度の影響によりフィルタの性能が低下することはない、よう素フィルタ除去効率として95%は確保できる。なお、温湿度条件を踏まえた除去効率の妥当性の詳細については、添付に示す。</p> <p>b. 吸着容量について</p> <p>大飯発電所3号炉及び4号炉のアンユラス空気浄化設備のよう素フィルタの吸着容量は、約765g（充てん量約306kg（17枚）、よう素吸着能力2.5mg（活性炭1gあたり）（米国R.G.1.52より））である。</p> <p>評価期間中に原子炉格納容器からアンユラス部へ漏えいしたよう素すべてが吸着されるという保守的な仮定で評価した結果が約25gである。</p> <p>これは、「1. 微粒子フィルタについて(2) アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ」と同様の手法で評価したものである（安定核種も考慮）。ただし、よう素の化学形態は全て元素状よう素または有機よう素とした。（第3表及び第2図参照）</p> <p>したがって、アンユラス空気浄化設備のよう素フィルタには、よう素を十分に吸着できる容量があるので、よう素フィルタ除去効率95%は確保できる。</p> <p>第2表 アンユラス空気浄化設備のよう素フィルタ保持容量</p> <table border="1" data-bbox="327 1007 757 1109"> <thead> <tr> <th>よう素フィルタ</th> <th>アンユラス空気浄化設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>フィルタに捕集されるよう素量</td> <td>約 25 g</td> </tr> <tr> <td>吸着容量</td> <td>約 765g</td> </tr> </tbody> </table>	よう素フィルタ	アンユラス空気浄化設備	フィルタに捕集されるよう素量	約 25 g	吸着容量	約 765g	<p>2. よう素フィルタ除去効率について</p> <p>アンユラス空気浄化設備のよう素フィルタによる有機よう素及び元素状よう素の除去効率の評価条件として95%を用いている。よう素フィルタについては、定期事業者検査で上記除去効率が確保できていることを確認している。</p> <p>・アンユラス空気浄化設備のよう素フィルタ</p> <p>a. 温度及び湿度条件について</p> <p>よう素フィルタは、低温条件下での除去性能が低いことが分かっており、重大事故時のような温度が高い状態であれば、化学反応が進行しやすく除去効率が高くなる傾向がある。</p> <p>また、湿度に対しては、低湿度の方が高い除去効率を発揮できるが、先のとおり、格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アンユラス空気浄化設備起動後は、アンユラス外からの空気混入もあることから、それほど湿度が上がることはない。したがって、温度及び湿度の影響によりフィルタの性能が低下することはない、よう素フィルタ除去効率として95%は確保できる。なお、温湿度条件を踏まえた除去効率の妥当性の詳細については、添付に示す。</p> <p>b. 吸着容量について</p> <p>泊発電所3号炉のアンユラス空気浄化設備のよう素フィルタの吸着容量は、約1.4kg/34枚である。</p> <p>評価期間中に原子炉格納容器からアンユラス部へ漏えいしたよう素すべてが吸着されるという保守的な仮定で評価した結果が約20gである。</p> <p>これは、「1. 微粒子フィルタ除去効率について」と同様の手法で評価したものである（安定核種も考慮）。ただし、よう素の化学形態は全て元素状よう素または有機よう素とした。（第3表及び第2図参照）</p> <p>したがって、アンユラス空気浄化設備のよう素フィルタには、よう素を十分に吸着できる容量があるので、よう素フィルタ除去効率95%は確保できる。</p> <p>第2表 アンユラス空気浄化設備のよう素フィルタ吸着容量</p> <table border="1" data-bbox="1205 1054 1805 1137"> <thead> <tr> <th>よう素フィルタ</th> <th>アンユラス空気浄化設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>フィルタに捕集されるよう素量</td> <td>約 20 g</td> </tr> <tr> <td>吸着容量</td> <td>約 1.4 kg</td> </tr> </tbody> </table>	よう素フィルタ	アンユラス空気浄化設備	フィルタに捕集されるよう素量	約 20 g	吸着容量	約 1.4 kg	<p>【大飯】個別解析の相違 【大飯】記載方針の相違 ・大飯は内訳を記載 【大飯】個別解析の相違 【大飯】記載の適正化 【大飯】個別解析の相違</p>
よう素フィルタ	アンユラス空気浄化設備													
フィルタに捕集されるよう素量	約 25 g													
吸着容量	約 765g													
よう素フィルタ	アンユラス空気浄化設備													
フィルタに捕集されるよう素量	約 20 g													
吸着容量	約 1.4 kg													

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																				
<p>第3表 炉心内蓄積質量（安定核種を含む）</p> <table border="1" data-bbox="367 229 687 561"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>炉心内蓄積質量 (kg)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>よう素類 (よう素)</td> <td>約 2.7E+01 (約 2.5E+01)</td> </tr> <tr> <td>Cs類</td> <td>約 4.0E+02</td> </tr> <tr> <td>Te類</td> <td>約 7.3E+01</td> </tr> <tr> <td>Ba類</td> <td>約 3.0E+02</td> </tr> <tr> <td>Ru類</td> <td>約 1.1E+03</td> </tr> <tr> <td>Ce類</td> <td>約 1.5E+03</td> </tr> <tr> <td>La類</td> <td>約 1.5E+03</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>約 4.9E+03</td> </tr> </tbody> </table>	核種グループ	炉心内蓄積質量 (kg)	よう素類 (よう素)	約 2.7E+01 (約 2.5E+01)	Cs類	約 4.0E+02	Te類	約 7.3E+01	Ba類	約 3.0E+02	Ru類	約 1.1E+03	Ce類	約 1.5E+03	La類	約 1.5E+03	合計	約 4.9E+03	<p>第3表 炉心内蓄積質量（安定核種を含む）</p> <table border="1" data-bbox="1258 207 1744 531"> <thead> <tr> <th>核種</th> <th>炉心内蓄積質量 (kg)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>よう素類 (よう素)</td> <td>2.1E+01 (2.0E+01)</td> </tr> <tr> <td>Cs類</td> <td>3.0E+02</td> </tr> <tr> <td>Te類</td> <td>5.0E+01</td> </tr> <tr> <td>Ba類</td> <td>2.1E+02</td> </tr> <tr> <td>Ru類</td> <td>6.9E+02</td> </tr> <tr> <td>Ce類</td> <td>9.4E+02</td> </tr> <tr> <td>La類</td> <td>1.0E+03</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>3.2E+03</td> </tr> </tbody> </table>	核種	炉心内蓄積質量 (kg)	よう素類 (よう素)	2.1E+01 (2.0E+01)	Cs類	3.0E+02	Te類	5.0E+01	Ba類	2.1E+02	Ru類	6.9E+02	Ce類	9.4E+02	La類	1.0E+03	合計	3.2E+03	<p>【大飯】個別解析の相違</p>
核種グループ	炉心内蓄積質量 (kg)																																					
よう素類 (よう素)	約 2.7E+01 (約 2.5E+01)																																					
Cs類	約 4.0E+02																																					
Te類	約 7.3E+01																																					
Ba類	約 3.0E+02																																					
Ru類	約 1.1E+03																																					
Ce類	約 1.5E+03																																					
La類	約 1.5E+03																																					
合計	約 4.9E+03																																					
核種	炉心内蓄積質量 (kg)																																					
よう素類 (よう素)	2.1E+01 (2.0E+01)																																					
Cs類	3.0E+02																																					
Te類	5.0E+01																																					
Ba類	2.1E+02																																					
Ru類	6.9E+02																																					
Ce類	9.4E+02																																					
La類	1.0E+03																																					
合計	3.2E+03																																					

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第1図 アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ捕集量評価の過程</p> <p>長時間運転した場合の微粒子の炉心内蓄積質量（よう素は全て粒子状とする） (NUREG-1465に基づく原子炉格納容器内へのCsの放出割合) (原子炉格納容器内での低減効果) (原子炉格納容器からの漏えい：0.16%/day) 原子炉格納容器外へのCsの放出割合 (原子炉格納容器から漏えいした微粒子が全量捕集) 微粒子フィルタ捕集量</p>	<p>第1図 アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ捕集量評価の過程</p> <p>長時間運転した場合の微粒子の炉心内蓄積質量（よう素は全て粒子状とする） (NUREG-1465に基づく原子炉格納容器内へのCsの放出割合) (原子炉格納容器内での低減効果) (原子炉格納容器からの漏えい：0.16%/day) 原子炉格納容器外へのCsの放出割合 (原子炉格納容器から漏えいした微粒子が全量捕集) 微粒子フィルタ捕集量</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>よう素フィルタ捕集量</p> <p>(原子炉格納容器から漏えいしたよう素が全量捕集)</p> <p>原子炉格納容器外へのよう素の放出割合</p> <p>(原子炉格納容器からの漏えい：0.16%/day)</p> <p>(原子炉格納容器内での低減効果)</p> <p>(NUREG-1465に基づく原子炉格納容器内へのよう素の放出割合)</p> <p>長時間運転した場合の よう素の炉心内蓄積質量 (よう素は全て元素状または有機よう素とする)</p>	<p>よう素フィルタ捕集量</p> <p>(原子炉格納容器から漏えいしたよう素が全量捕集)</p> <p>原子炉格納容器外へのよう素の放出割合</p> <p>(原子炉格納容器からの漏えい：0.16%/day)</p> <p>(原子炉格納容器内での低減効果)</p> <p>(NUREG-1465に基づく原子炉格納容器内への放出割合)</p> <p>長時間運転した場合の よう素の炉心内蓄積質量 (よう素は全て元素状または有機よう素とする)</p>	
<p>第2図 アニユラス空気浄化設備のよう素フィルタ捕集量評価の過程</p>	<p>第2図 アニユラス空気浄化設備のよう素フィルタ捕集量評価の過程</p>	

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

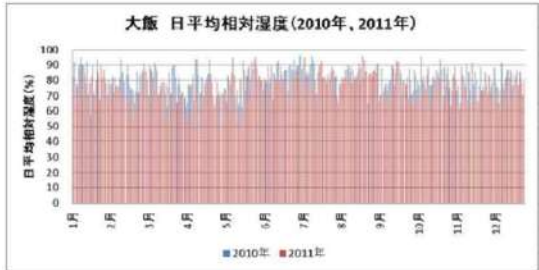
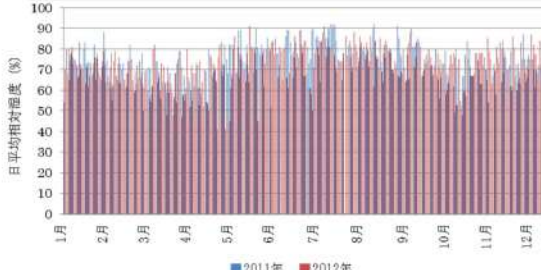
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																		
<p style="text-align: center;">添付</p> <p style="text-align: center;"><u>よう素フィルタの湿度等を踏まえた除去効率の妥当性について</u></p> <p>(1) よう素フィルタ除去効率試験について よう素フィルタについては、定期検査時の定期事業者検査においてよう素フィルタ除去効率試験を実施し、よう素除去性能が要求性能（除去効率95%以上）を満足することを確認している。 その際の試験条件は、アニュラス空気浄化設備、中央制御室非常用循環設備ともに「温度：30℃、湿度：95%RH」である。 なお、よう素フィルタは高温、低湿度の方が高い除去効率を発揮できる傾向にある。</p> <p>(2) 大飯発電所の温度状況について 大飯発電所の温度状況については、既設置許可添付6に記載の月別の最高温度の平均値、最低気温の平均値によると、最高値及び最低値はそれぞれ30.9℃、-0.2℃である。</p> <p>したがって、以下で重大事故等時の温度、湿度条件を評価するにあたっては、よう素フィルタ除去効率は低温側の方が低くなることから、外気温度を保守的に夏季30℃、冬季-1℃とする。</p> <p style="text-align: center;">表1 大飯発電所周辺の温度状況（既設置許可添付6抜粋）</p> <table border="1" data-bbox="125 842 712 927"> <thead> <tr> <th>高浜発電所の最寄りの気象官署</th> <th colspan="2">舞鶴海洋气象台</th> <th colspan="2">敦賀測候所</th> </tr> <tr> <th>最高気温月/最低気温月</th> <th>1月</th> <th>8月</th> <th>1月</th> <th>8月</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高気温の平均値/最低気温の平均値</td> <td>-0.2℃</td> <td>30.6℃</td> <td>1.0℃</td> <td>30.9℃</td> </tr> </tbody> </table>	高浜発電所の最寄りの気象官署	舞鶴海洋气象台		敦賀測候所		最高気温月/最低気温月	1月	8月	1月	8月	最高気温の平均値/最低気温の平均値	-0.2℃	30.6℃	1.0℃	30.9℃	<p style="text-align: center;">添付</p> <p style="text-align: center;"><u>よう素フィルタの湿度条件等を踏まえた除去効率の妥当性について</u></p> <p>(1) よう素フィルタ除去効率試験について よう素フィルタについては、定期検査時の定期事業者検査においてよう素フィルタ除去効率試験を実施し、よう素除去性能が要求性能（除去効率95%以上）を満足することを確認している。 その際の試験条件は、アニュラス空気浄化設備、中央制御室非常用循環系統ともに「温度：30℃、湿度：95%RH」である。 なお、よう素フィルタは高温、低湿度の方が高い除去効率を発揮できる傾向にある。</p> <p>(2) 泊発電所の温度状況について 泊発電所の温度状況については、設置許可添付6に記載する月別の最高温度の平均値、最低気温の平均値（統計期間1991年～2020年）によると、最高値及び最低値はそれぞれ25.6℃、-5.8℃である。</p> <p>ただし、過去に本評価を行った際の評価条件は、当時の最高値及び最低値である、25.6℃、-6.1℃であった（統計期間1981～2010年）。以前の評価条件の方が包絡的な評価となるため、過去に実施した評価条件での検討結果を記載する。</p> <p style="text-align: center;">表1 泊発電所周辺の温度状況 （設置許可添付6に記載する温度の抜粋）</p> <table border="1" data-bbox="1207 882 1800 963"> <thead> <tr> <th rowspan="2">泊発電所の最寄りの気象官署</th> <th colspan="2">京都特別地域 気象観測所</th> <th colspan="2">小浜特別地域 気象観測所</th> </tr> <tr> <th>8月</th> <th>1月</th> <th>8月</th> <th>1月</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最高気温月/最低気温月</td> <td>8月</td> <td>1月</td> <td>8月</td> <td>1月</td> </tr> <tr> <td>最高気温の平均値/最低気温の平均値</td> <td>24.8℃</td> <td>-4.7℃</td> <td>25.8℃</td> <td>-5.8℃</td> </tr> </tbody> </table>	泊発電所の最寄りの気象官署	京都特別地域 気象観測所		小浜特別地域 気象観測所		8月	1月	8月	1月	最高気温月/最低気温月	8月	1月	8月	1月	最高気温の平均値/最低気温の平均値	24.8℃	-4.7℃	25.8℃	-5.8℃	<p>【大飯】設備名称の相違</p> <p>【大飯】記載表現の相違 ・統計期間を明確化 【大飯】個別解析による相違 【大飯】記載方針の相違 ・泊は最高値・最低値をそのまま用いて評価している。 ・泊では最新の温度状況の影響について記載している。</p> <p>【大飯】個別解析による相違</p>
高浜発電所の最寄りの気象官署	舞鶴海洋气象台		敦賀測候所																																	
最高気温月/最低気温月	1月	8月	1月	8月																																
最高気温の平均値/最低気温の平均値	-0.2℃	30.6℃	1.0℃	30.9℃																																
泊発電所の最寄りの気象官署	京都特別地域 気象観測所		小浜特別地域 気象観測所																																	
	8月	1月	8月	1月																																
最高気温月/最低気温月	8月	1月	8月	1月																																
最高気温の平均値/最低気温の平均値	24.8℃	-4.7℃	25.8℃	-5.8℃																																

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

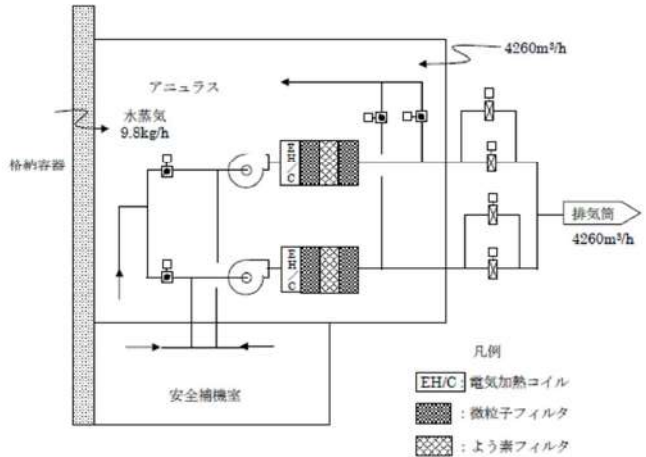
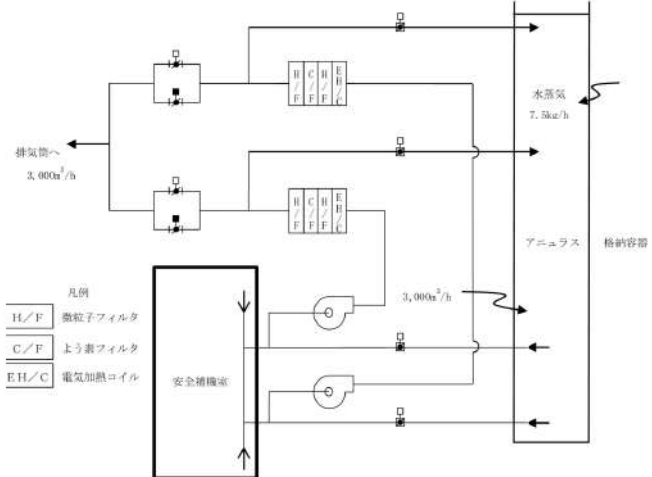
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所 3 / 4号炉	泊発電所 3号炉	相違理由
<p>(3) 大飯発電所の相対湿度状況について</p> <p>最近2ヵ年（2010年及び2011年）の1月～12月までの大飯発電所内の相対湿度データに関して日平均として整理した。</p> <p>横軸に1年間の365日、縦軸に日平均の相対湿度を示す。この結果、95%RH以上の相対湿度の高い日は2010年には年間3日であり、2011年には年間1日であった。相対湿度90%RH以上は年間29日（2010年）、17日（2011年）であった。</p> <p>従って、日平均の相対湿度において、フィルタの性能に影響する日平均の相対湿度95%RHは年間通して数日しかなく、相対湿度90%RH以上は年間最大8%程度である。</p>  <p>図1 2010年1月～2011年12月の日平均の相対湿度</p>	<p>(3) 泊発電所の相対湿度状況について</p> <p>2011年及び2012年の1月～12月までの泊発電所内の相対湿度データに関して日平均として整理した。</p> <p>横軸に1年間の365日、縦軸に日平均の相対湿度を示す。この結果、95%RH以上の相対湿度の高い日はなく、相対湿度90%RH以上は年間13日（2011年）、1日（2012年）であった。</p> <p>したがって、日平均の相対湿度において、フィルタの性能に影響する日平均の相対湿度95%RHは年間を通してなく、相対湿度90%RH以上は年間最大4%程度である。</p> <p>なお、2021年においても確認を行ったところ、日平均の相対湿度95%RHは年間を通して2日間しかなく、相対湿度90%RH以上となるのは年間20日（5%程度）であった。</p>  <p>図1 2011年1月～2012年12月の日平均の相対湿度</p>	<p>【大飯】個別解析による相違 （本ページ赤字箇所全て）</p> <p>【大飯】記載方針の相違 ・泊では最新データでの確認結果を記載</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所 3 / 4号炉	泊発電所 3号炉	相違理由
<p>(4) 事故時のよう素フィルタ処理空気条件について</p> <p>a. アンユラス空気浄化設備</p> <p>アンユラス空気浄化設備の系統構成を図2に示す。重大事故等時のアンユラスには、格納容器から水蒸気が侵入し、格納容器以外から外気が侵入してくる。具体的には、格納容器からの水蒸気侵入量が約9.8kg/h^(注1)であり、格納容器以外からの水蒸気を含む空気の入量は、約4,260m³/h^(注2)である。</p> <p>大飯発電所周辺の夏季及び冬季の外気の温度、湿度を(2)項より30℃、95%RH及び-1℃、95%RHとすると、重大事故等時のアンユラス内空気の水蒸気分圧は、それぞれ、約4.6kPa、約0.81kPa^(注3)となる。事故時のアンユラスは、格納容器からの伝熱により通常時の温度(40℃程度)以下になることは考えられないため、アンユラス内温度を40℃と想定した場合、この時の相対湿度は65%RH以下となり^(注4)、よう素フィルタの効率は確保できる。</p>  <p>第2図 大飯3/4号炉 アンユラス空気浄化設備系統構成</p>	<p>(4) 事故時のよう素フィルタ処理空気条件について</p> <p>a. アンユラス空気浄化設備</p> <p>アンユラス空気浄化設備の系統構成を図2に示す。重大事故等時のアンユラスには、格納容器から水蒸気が侵入し、格納容器以外から外気が侵入してくる。具体的には、格納容器からの水蒸気侵入量が約7.5kg/h^(注1)であり、格納容器以外からの水蒸気を含む空気の入量は、約3,000m³/h^(注2)である。</p> <p>泊発電所周辺の夏季及び冬季の外気の温度、湿度を(2)項及び(3)項より25.6℃、95%RH及び-6.1℃、95%RHとすると、重大事故等時のアンユラス内空気の水蒸気分圧は、それぞれ、約4.0kPa、約0.92kPa^(注3)となる。事故時のアンユラスは、格納容器からの伝熱により通常時の温度(40℃程度)以下になることは考えられないため、アンユラス内温度を40℃と想定した場合、この時の相対湿度は55%RH以下となり^(注4)、よう素フィルタの効率は確保できる。</p>  <p>図2 泊3号炉 アンユラス空気浄化設備系統構成</p>	<p>【大飯】個別解析による相違 (本ページ赤字箇所全て) 【大飯】記載方針の相違 ・温度については(3)にて記載しているため</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																						
<p>(注1) 格納容器からの水蒸気侵入量は、格納容器内最大質量と格納容器漏えい率より算出している。格納容器内水蒸気最大質量は解析結果の最大値約147,000kgとし、格納容器漏えい率は被ばく評価条件0.16%/日としている。</p> <p>(注2) アニュラス少量排気量</p> <p>(注3) 30℃、95%RH 及び-1℃、95%RH の時のアニュラス内水蒸気分圧は、以下のとおりとなる。</p> <table border="1" data-bbox="114 391 719 778"> <thead> <tr> <th>外気条件</th> <th>30℃、95%RH</th> <th>-1℃、95%RH</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水蒸気密度【ρ_o'】</td> <td>0.029kg/m³</td> <td>0.0043 kg/m³</td> </tr> <tr> <td>空気密度【ρ_o】</td> <td>1.1kg/m³</td> <td>1.3kg/m³</td> </tr> <tr> <td>アニュラス少量排気量 (e)</td> <td colspan="2">4260m³/h</td> </tr> <tr> <td>C V 以外の水蒸気侵入量【$MO' = \rho_o' \times e$】</td> <td>124kg/h</td> <td>18 kg/h</td> </tr> <tr> <td>C V 以外の空気侵入量【$MO = \rho_o \times e$】</td> <td>4,686kg/h</td> <td>5,538kg/h</td> </tr> <tr> <td>C V からの水蒸気侵入量 (MCV)</td> <td colspan="2">9.8kg/h</td> </tr> <tr> <td>アニュラス内空気絶対湿度【$X = (MO' + MCV) / MO$】</td> <td>0.029kg/kg</td> <td>0.0050kg/kg</td> </tr> <tr> <td>アニュラス内水蒸気分圧【$P_w = P \times X / (0.622 + X)$】 P=101.3(kPa) (大気圧)</td> <td>約 4.6kPa</td> <td>約 0.81kPa</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注4) 事故時のアニュラス内温度を40℃とすると、40℃の飽和水蒸気分圧は7.4kPaであるから、アニュラス内空気の相対湿度は、以下のとおりとなる。</p> <p>30℃、95%RH 時：4.6kPa/7.4kPa×100=62.2%RH -1℃、95%RH 時：0.81kPa/7.4kPa×100=11.0.%RH</p>	外気条件	30℃、95%RH	-1℃、95%RH	水蒸気密度【 ρ_o' 】	0.029kg/m ³	0.0043 kg/m ³	空気密度【 ρ_o 】	1.1kg/m ³	1.3kg/m ³	アニュラス少量排気量 (e)	4260m ³ /h		C V 以外の水蒸気侵入量【 $MO' = \rho_o' \times e$ 】	124kg/h	18 kg/h	C V 以外の空気侵入量【 $MO = \rho_o \times e$ 】	4,686kg/h	5,538kg/h	C V からの水蒸気侵入量 (MCV)	9.8kg/h		アニュラス内空気絶対湿度【 $X = (MO' + MCV) / MO$ 】	0.029kg/kg	0.0050kg/kg	アニュラス内水蒸気分圧【 $P_w = P \times X / (0.622 + X)$ 】 P=101.3(kPa) (大気圧)	約 4.6kPa	約 0.81kPa	<p>(注1) 格納容器からの水蒸気侵入量は、格納容器内最大質量と格納容器漏えい率より算出している。格納容器内水蒸気最大質量は解析結果の最大値約112,000kgとし、格納容器漏えい率は被ばく評価条件0.16%/日としている。</p> <p>(注2) アニュラス少量排気量</p> <p>(注3) 25.6℃、95%RH 及び-6.1℃、95%RH の時のアニュラス内水蒸気分圧は、以下のとおりとなる。</p> <table border="1" data-bbox="1182 343 1843 802"> <thead> <tr> <th>外気条件</th> <th>25.6℃、95%RH</th> <th>-6.1℃、95%RH</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水蒸気密度【ρ_o'】</td> <td>0.024 kg/m³</td> <td>0.0049 kg/m³</td> </tr> <tr> <td>空気密度【ρ_o】</td> <td>1.1 kg/m³</td> <td>1.3 kg/m³</td> </tr> <tr> <td>アニュラス少量排気量 (L)</td> <td colspan="2">3,000 m³/h</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器以外の水蒸気侵入量【$Mo' = \rho_o' \times L$】</td> <td>72 kg/h</td> <td>14.7 kg/h</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器以外の空気侵入量【$Mo = \rho_o \times L$】</td> <td>3,300 kg/h</td> <td>3,900 kg/h</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器からの水蒸気侵入量 (Mcv')</td> <td colspan="2">7.5 kg/h</td> </tr> <tr> <td>アニュラス内空気絶対湿度【$X = (Mo' + Mcv') / Mo$】</td> <td>0.025 kg' /kg</td> <td>0.0057 kg' /kg</td> </tr> <tr> <td>アニュラス内水蒸気分圧【$P_w = P \times X / (0.622 + X)$】 P=101.3(kPa) (大気圧)</td> <td>約4.0 kPa</td> <td>約0.92 kPa</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注4) 事故時のアニュラス内温度を40℃とすると、40℃の飽和水蒸気分圧は7.4kPaであるから、アニュラス内空気の相対湿度は、以下の通りとなる。</p> <p>25.6℃、95%RH時：4.0kPa/7.4kPa×100=54.1%RH -6.1℃、95%RH時：0.92kPa/7.4kPa×100=12.5%RH</p>	外気条件	25.6℃、95%RH	-6.1℃、95%RH	水蒸気密度【 ρ_o' 】	0.024 kg/m ³	0.0049 kg/m ³	空気密度【 ρ_o 】	1.1 kg/m ³	1.3 kg/m ³	アニュラス少量排気量 (L)	3,000 m ³ /h		原子炉格納容器以外の水蒸気侵入量【 $Mo' = \rho_o' \times L$ 】	72 kg/h	14.7 kg/h	原子炉格納容器以外の空気侵入量【 $Mo = \rho_o \times L$ 】	3,300 kg/h	3,900 kg/h	原子炉格納容器からの水蒸気侵入量 (Mcv')	7.5 kg/h		アニュラス内空気絶対湿度【 $X = (Mo' + Mcv') / Mo$ 】	0.025 kg' /kg	0.0057 kg' /kg	アニュラス内水蒸気分圧【 $P_w = P \times X / (0.622 + X)$ 】 P=101.3(kPa) (大気圧)	約4.0 kPa	約0.92 kPa	<p>【大飯】個別解析による相違 (本ページ赤字箇所全て)</p>
外気条件	30℃、95%RH	-1℃、95%RH																																																						
水蒸気密度【 ρ_o' 】	0.029kg/m ³	0.0043 kg/m ³																																																						
空気密度【 ρ_o 】	1.1kg/m ³	1.3kg/m ³																																																						
アニュラス少量排気量 (e)	4260m ³ /h																																																							
C V 以外の水蒸気侵入量【 $MO' = \rho_o' \times e$ 】	124kg/h	18 kg/h																																																						
C V 以外の空気侵入量【 $MO = \rho_o \times e$ 】	4,686kg/h	5,538kg/h																																																						
C V からの水蒸気侵入量 (MCV)	9.8kg/h																																																							
アニュラス内空気絶対湿度【 $X = (MO' + MCV) / MO$ 】	0.029kg/kg	0.0050kg/kg																																																						
アニュラス内水蒸気分圧【 $P_w = P \times X / (0.622 + X)$ 】 P=101.3(kPa) (大気圧)	約 4.6kPa	約 0.81kPa																																																						
外気条件	25.6℃、95%RH	-6.1℃、95%RH																																																						
水蒸気密度【 ρ_o' 】	0.024 kg/m ³	0.0049 kg/m ³																																																						
空気密度【 ρ_o 】	1.1 kg/m ³	1.3 kg/m ³																																																						
アニュラス少量排気量 (L)	3,000 m ³ /h																																																							
原子炉格納容器以外の水蒸気侵入量【 $Mo' = \rho_o' \times L$ 】	72 kg/h	14.7 kg/h																																																						
原子炉格納容器以外の空気侵入量【 $Mo = \rho_o \times L$ 】	3,300 kg/h	3,900 kg/h																																																						
原子炉格納容器からの水蒸気侵入量 (Mcv')	7.5 kg/h																																																							
アニュラス内空気絶対湿度【 $X = (Mo' + Mcv') / Mo$ 】	0.025 kg' /kg	0.0057 kg' /kg																																																						
アニュラス内水蒸気分圧【 $P_w = P \times X / (0.622 + X)$ 】 P=101.3(kPa) (大気圧)	約4.0 kPa	約0.92 kPa																																																						

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																									
<p style="text-align: right;">別紙9</p> <p style="text-align: center;">被ばく評価に用いた気象資料の代表性について</p> <p>敷地において観測した2010年1月から2010年12月までの1年間の気象資料により解析を行うに当たり、この1年間の気象資料が長期間の気象状態を代表しているかどうかの検討を行った結果、代表性があると判断した。以下に検定方法及び検定結果を示す。</p> <p>(1) 検定方法</p> <p>a. 検定に用いた観測記録</p> <p>本居住性評価では、保守的に地上風（標高30m）の気象データを使用して被ばく評価を実施しているが、気象データの代表性を確認するにあたり、標高30mの観測点に加えて排気筒高さ付近を代表する標高80mの観測記録を用いて検定を行った。</p> <p>b. データ統計期間</p> <p>統計年：2002年1月～2012年12月（10年間） 検定年：2010年1月～2010年12月（1年間）</p> <p>c. 検定方法</p> <p>異常年かどうか、F分布検定により検定を行った。</p> <p>(2) 検定結果</p> <p>表1に検定結果を示す。また、標高30mでの棄却検定表（風向別出現頻度）及び（風速階級別出現頻度）を表2及び表3に、標高80mでの棄却検定表を表4及び表5に示す。</p> <p>標高30mでの観測点では28項目のうち、有意水準（危険率）5%で棄却された項目が0個であり、標高80mでの観測点では28項目のうち0個といずれの観測点でも棄却された項目がないことから検定年が十分長期間の気象状態を代表していると判断される。</p> <p style="text-align: center;">表1：異常年検定結果（2010年）</p> <table border="1" data-bbox="129 930 707 1061"> <thead> <tr> <th>観測項目</th> <th>検定結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">標高30m</td> <td>風向別出現頻度</td> <td>棄却項目なし</td> </tr> <tr> <td>風速階級別出現頻度</td> <td>棄却項目なし</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">標高80m</td> <td>風向別出現頻度</td> <td>棄却項目なし</td> </tr> <tr> <td>風速階級別出現頻度</td> <td>棄却項目なし</td> </tr> </tbody> </table>	観測項目	検定結果	標高30m	風向別出現頻度	棄却項目なし	風速階級別出現頻度	棄却項目なし	標高80m	風向別出現頻度	棄却項目なし	風速階級別出現頻度	棄却項目なし	<p style="text-align: right;">別紙9</p> <p style="text-align: center;">被ばく評価に用いた気象資料の代表性について</p> <p>敷地において観測した1997年1月から1997年12月までの1年間の気象資料により解析を行うに当たり、この1年間の気象資料が異常か否かの検討を行った結果、異常ではなかったと判断した。以下に検定方法及び検定結果を示す。</p> <p>(1) 検定方法</p> <p>a. 検定に用いた観測記録</p> <p>本評価では、保守的に地上風（標高20m）の気象データを使用して被ばく評価を実施しているが、気象データの代表性を確認するにあたり、標高20mの観測点に加えて排気筒高さ付近を代表する標高84mの観測記録を用いて検定を行った。</p> <p>b. データ統計期間</p> <p>統計年：1998年1月～2007年12月（10年間） 検定年：1997年1月～1997年12月（1年間）</p> <p>c. 検定方法</p> <p>異常年かどうか、F分布検定により検定を行った。</p> <p>(2) 検定結果</p> <p>第1表に検定結果を示す。また、標高20mでの棄却検定表（風向別出現頻度）及び（風速階級別出現頻度）を表2表及び第3表に、標高84mでの棄却検定表を表4及び表5に示す。</p> <p>標高20mでの観測点では27項目のうち、有意水準（危険率）5%で棄却された項目が0個であり、標高84mでの観測点では27項目のうち0個といずれの観測点でも棄却された項目がないことから検定年の気象は統計年の気象と比べて異常ではなかったと判断される。</p> <p style="text-align: center;">第1表：異常年検定結果</p> <table border="1" data-bbox="1189 930 1821 1061"> <thead> <tr> <th>観測点</th> <th>観測項目</th> <th>検定結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">標高20m</td> <td>風向別出現頻度</td> <td>棄却項目なし</td> </tr> <tr> <td>風速階級別出現頻度</td> <td>棄却項目なし</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">標高84m</td> <td>風向別出現頻度</td> <td>棄却項目なし</td> </tr> <tr> <td>風速階級別出現頻度</td> <td>棄却項目なし</td> </tr> </tbody> </table> <p>(3) 気象官署の評価について</p> <p>データ拡充の観点から、気象官署のデータについても、以下について検定を行い、データを拡充した。</p> <p>これらについて、不良標本の棄却検定に関するF分布検定の手順に従って検定を行った。結果いずれも、有意水準5%で棄却された項目が小樽特別地域気象観測所で0項目、寿都特別地域気象観測所で2項目であったことから、棄却数が少なく検定年の気象は統計年の気象と比べて異常ではなかったと判断した。</p> <p>検定結果を第6表から第9表に示す。また、気象官署の所在地について第1図に示す。</p> <p>a. 小樽特別地域気象観測所</p> <p>1999年2月に風向風速計設置高さの変更（12.3m～13.6m）があったため以下の期間を評価する。 統計年：1988年1月～1998年12月（1997年を除く） 検定年：1997年1月～1997年12月</p>	観測点	観測項目	検定結果	標高20m	風向別出現頻度	棄却項目なし	風速階級別出現頻度	棄却項目なし	標高84m	風向別出現頻度	棄却項目なし	風速階級別出現頻度	棄却項目なし	<p>【大飯】個別解析による相違</p> <p>【大飯】記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本検定により得られる情報を考慮した表現とした。 <p>【大飯】記載の適正化</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本評価は居住性評価ではない。 <p>【大飯】個別解析による相違</p> <p>【大飯】記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・本検定により得られる情報を考慮した表現とした。 <p>【大飯】個別解析による相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は代表性を確認しようとする気象データが比較的古いこと、データの拡充のため付近の気象官署についても確認を行った。
観測項目	検定結果																										
標高30m	風向別出現頻度	棄却項目なし																									
	風速階級別出現頻度	棄却項目なし																									
標高80m	風向別出現頻度	棄却項目なし																									
	風速階級別出現頻度	棄却項目なし																									
観測点	観測項目	検定結果																									
標高20m	風向別出現頻度	棄却項目なし																									
	風速階級別出現頻度	棄却項目なし																									
標高84m	風向別出現頻度	棄却項目なし																									
	風速階級別出現頻度	棄却項目なし																									

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>b. 寿都特別地域気象観測所 統計年：1998年1月～2007年12月 検定年：1997年1月～1997年12月</p>	<p>【大飯】個別解析による相違 ・泊は代表性を確認しようとする気象データが比較的古い ため、データの拡充のため付近の気象官署についても確認を行った。</p>

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

泊発電所 3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

表2：葉却検査表（風向別出現頻度）（標高30m）(検定年：2010年)

観測場所：大飯発電所（標高約30m）
 測定器：風速計（風向風速一体計）
 統計期間：2009年1月～2010年12月
 検定年：2010年1月～2010年12月
 単位：%

風向	統計年												判定 ○採択 ×棄却			
	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年	2010年	2011年	2012年	平均値				
N	12.37	18.26	15.49	17.54	19.43	17.58	18.48	19.60	15.53	15.43	15.43	15.97	15.90	22.30	11.63	○
NNE	2.21	7.08	2.89	7.01	9.54	8.29	7.78	7.61	9.79	7.25	7.82	8.25	8.25	6.64	5.99	○
NE	2.28	2.45	2.62	2.41	2.17	3.20	3.30	2.24	3.26	2.71	2.71	2.71	2.71	3.76	1.04	○
E	0.29	0.36	0.57	0.33	0.53	0.77	0.11	0.52	0.61	0.41	0.43	0.43	0.43	0.53	0.31	○
ESE	1.43	0.44	0.39	0.49	0.33	0.56	0.42	0.23	0.63	0.41	0.41	0.41	0.41	0.53	0.33	○
SE	8.73	8.50	8.81	7.50	8.57	8.57	7.42	8.43	7.92	8.43	8.43	8.43	8.43	10.11	5.73	○
SSE	25.24	25.28	27.22	23.29	24.87	26.35	25.54	25.54	25.54	25.54	25.54	25.54	25.54	27.71	22.94	○
S	6.32	6.00	4.67	7.43	9.16	7.13	7.50	7.43	9.16	7.43	9.16	9.16	9.16	9.25	3.31	○
SSE	3.35	2.06	2.95	3.51	2.38	2.80	2.70	2.91	3.14	2.62	2.62	2.62	2.62	4.13	1.71	○
SSW	3.42	3.06	3.36	3.00	2.50	3.16	3.16	3.16	3.16	3.16	3.16	3.16	3.16	4.19	5.10	○
SW	3.44	2.20	2.36	2.69	1.83	2.03	2.32	1.83	2.72	2.38	2.37	2.39	2.39	3.56	1.18	○
WSW	1.39	0.81	1.10	1.13	1.14	0.91	1.07	0.70	1.11	1.13	1.07	1.13	1.13	1.49	0.66	○
W	2.66	0.24	1.22	1.00	1.03	0.74	0.96	1.02	1.16	1.21	1.20	1.20	1.20	1.47	0.88	○
WNW	3.39	4.11	3.23	6.74	5.97	3.78	5.27	5.19	6.55	6.74	6.74	6.74	6.74	7.40	4.03	○
NW	12.04	14.33	10.74	10.19	9.78	8.88	9.72	9.22	8.91	9.22	10.33	9.04	10.33	14.38	6.39	○
NNW	1.34	2.21	2.09	1.86	2.22	1.99	3.32	4.01	2.18	2.76	2.41	2.51	2.51	4.26	0.36	○

表3：葉却検査表（風速階級別出現頻度）（標高30m）(検定年：2010年)

観測場所：大飯発電所（標高約30m）
 測定器：風速計（風向風速一体計）
 統計期間：2002年1月～2010年12月
 検定年：2010年1月～2010年12月
 単位：%

風速階級 m/s	統計年												判定 ○採択 ×棄却		
	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年	2010年	2011年	2012年	平均値			
0.0~0.4	1.34	2.27	2.09	1.86	2.22	1.99	3.32	4.04	2.18	2.76	2.41	2.51	4.26	0.56	○
0.5~1.4	12.01	15.84	16.64	14.54	13.84	13.89	16.48	17.67	16.68	17.32	15.49	16.43	19.84	11.44	○
1.5~2.4	20.49	20.66	22.82	21.86	19.14	19.32	18.98	22.02	22.80	21.70	20.98	21.49	24.48	17.48	○
2.5~3.4	19.53	17.89	18.72	19.46	17.23	17.82	16.26	17.24	13.33	12.70	13.67	18.96	20.62	15.32	○
3.5~4.4	15.49	13.57	13.65	14.34	14.38	13.25	12.27	13.24	13.33	12.70	13.67	18.96	20.62	15.32	○
4.5~5.4	6.88	5.98	6.20	5.84	6.96	8.10	10.29	6.47	5.51	5.64	6.77	5.55	10.21	3.32	○
5.5~6.4	4.29	4.32	3.93	4.27	4.65	5.49	3.95	3.80	3.86	4.15	4.49	4.35	6.18	2.81	○
6.5~7.4	2.85	3.28	2.22	2.44	3.30	3.21	2.74	2.19	2.74	3.32	2.83	3.16	3.90	1.77	○
7.5~8.4	1.79	2.46	1.62	2.14	2.41	2.18	1.06	1.37	1.98	2.47	1.95	2.22	3.09	0.81	○
8.5~9.4	4.30	4.61	2.97	3.54	5.38	3.19	1.19	2.08	4.01	4.43	3.63	2.99	6.73	0.53	○
9.5~															

第2表 葉却検査表（風向別出現頻度）（標高20m）

風向	統計年	観測場所：敷地内Z点 標高20m、地上高10m (%)												判定 ○採択 ×棄却	
		検定年													
		1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	平均値		
N	2.88	2.78	2.83	3.10	2.58	3.69	3.80	4.10	3.65	2.83	3.23	2.81	4.48	1.98	○
NNE	2.50	2.70	3.16	2.96	2.62	3.04	2.16	2.59	2.57	2.30	2.66	2.19	3.41	1.91	○
NE	4.93	4.39	4.61	4.39	4.21	3.69	3.25	3.67	2.43	2.95	3.79	4.71	5.63	1.95	○
ENE	5.39	5.11	4.81	4.51	5.36	5.62	6.44	7.06	6.36	7.34	5.80	5.95	8.08	3.54	○
E	11.99	9.54	10.05	8.84	8.37	8.58	7.80	7.60	7.70	7.86	8.77	11.46	11.77	5.77	○
ESE	12.33	13.21	14.80	14.46	13.20	17.11	14.91	14.91	18.96	14.06	14.74	11.04	19.17	10.31	○
SE	5.65	6.19	6.11	6.44	6.06	6.15	5.62	6.24	6.46	6.05	6.10	6.42	6.77	5.43	○
SSE	2.59	2.89	2.76	3.00	3.45	3.89	4.43	3.60	3.47	3.52	3.36	2.76	4.69	2.03	○
S	0.90	0.80	0.92	1.44	1.31	1.65	2.26	1.85	1.58	1.67	1.44	1.08	2.54	0.94	○
SSW	0.71	0.63	0.76	0.79	0.98	0.78	0.85	0.81	0.49	0.94	0.77	0.81	1.11	0.43	○
SW	2.06	1.96	1.70	1.21	1.71	1.22	0.79	1.39	1.12	1.26	1.40	1.84	2.26	0.54	○
WSW	3.84	4.82	3.52	3.64	5.11	3.04	2.57	2.67	2.31	2.62	3.41	4.00	5.70	1.12	○
W	9.48	10.12	7.35	7.35	10.41	5.21	6.82	7.11	6.30	6.63	7.88	9.92	11.79	3.57	○
WNW	14.30	14.67	15.39	14.48	14.71	11.94	13.21	12.41	14.31	13.54	13.92	15.49	16.56	11.28	○
NW	13.47	13.19	15.52	15.78	13.53	15.19	15.62	14.48	13.84	17.33	14.80	13.20	17.99	11.87	○
NNW	5.52	6.88	5.24	7.58	5.46	8.68	9.10	9.00	8.38	8.69	7.48	5.38	11.09	3.87	○

第3表 葉却検査表（風速階級別出現頻度）（標高20m）

風速階級 (m/s)	統計年	観測場所：敷地内Z点 標高20m、地上高10m (%)												判定 ○採択 ×棄却	
		検定年													
		1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	平均値		
0.0~0.4	1.45	0.53	0.66	0.68	0.91	0.51	0.35	0.50	0.47	0.40	0.65	0.95	1.42	-0.12	○
0.5~1.4	10.76	10.04	10.78	10.13	11.14	9.35	7.75	7.43	6.30	7.84	6.15	11.76	13.16	5.14	○
1.5~2.4	15.87	14.21	15.17	13.90	14.10	17.64	16.21	17.10	14.66	17.38	15.62	15.14	18.99	12.25	○
2.5~3.4	13.74	13.60	13.25	13.74	12.30	13.91	13.60	14.51	13.69	14.52	13.69	14.44	15.18	12.20	○
3.5~4.4	11.76	11.67	10.42	11.68	10.88	12.21	12.04	12.33	12.41	11.29	11.67	11.92	13.20	10.14	○
4.5~5.4	9.62	9.33	10.13	10.34	9.51	10.17	9.97	10.09	11.13	9.07	9.94	9.88	11.33	8.55	○
5.5~6.4	7.45	7.61	7.15	7.28	7.90	7.49	7.52	7.45	9.21	8.07	7.71	7.13	9.11	6.31	○
6.5~7.4	5.20	6.12	6.18	5.51	6.21	5.77	5.68	5.66	6.94	6.51	5.98	5.75	7.20	4.76	○
7.5~8.4	4.17	4.97	4.83	4.39	4.97	4.99	5.04	4.40	5.20	4.97	4.79	4.55	5.61	3.90	○
8.5~9.4	3.87	4.08	3.64	3.90	4.47	3.65	4.22	3.63	4.06	4.08	3.96	4.26	4.62	3.37	○
9.5~	16.11	17.84	17.79	18.47	17.60	14.31	17.62	16.90	15.92	15.87	16.84	14.43	19.85	13.63	○

【大飯】個別解析
の相違

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

表4：棄却検定表（風向別出現頻度）(標高80m) (検定年：2010年)

風向	統計年												判定 ○採択 ×棄却		
	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年	2010年	2011年	2012年	2013年		平均値	2010年
N	8.69	8.44	8.58	8.97	11.47	9.63	9.36	9.79	7.57	7.74	9.02	9.47	11.70	6.35	○
NNE	4.68	4.11	4.48	4.56	5.58	5.63	5.99	5.62	5.00	5.92	5.31	5.82	7.21	3.41	○
NNE	1.83	2.08	2.39	1.91	2.40	2.48	2.48	2.69	2.62	2.47	2.85	3.54	1.40	○	
ENE	0.80	0.91	1.13	0.83	0.87	0.95	0.93	1.11	1.31	1.31	1.25	1.03	0.99	0.32	○
E	1.12	1.39	1.43	1.98	0.68	0.92	1.21	1.99	1.82	1.28	0.83	2.22	0.31	○	
ESE	6.97	8.63	7.86	6.62	6.40	6.33	5.51	4.43	8.96	11.04	7.27	6.34	11.17	2.77	○
SE	20.48	20.37	22.47	20.94	17.83	19.19	17.97	17.00	21.36	21.66	19.68	19.67	25.42	15.93	○
SSE	8.50	8.69	9.11	8.05	12.00	12.97	13.70	12.66	9.41	9.24	10.25	12.39	15.35	6.11	○
SSE	3.37	2.41	3.63	3.46	3.14	3.63	3.53	3.94	2.51	2.49	3.36	4.03	5.00	1.71	○
SW	5.18	5.90	4.33	5.71	2.96	3.16	3.37	3.62	4.81	4.95	4.30	4.74	6.58	2.36	○
WSW	4.07	3.08	3.37	3.66	3.53	3.60	4.15	3.38	4.89	4.28	3.90	4.19	5.58	2.22	○
W	4.22	3.02	3.47	3.77	3.23	3.56	3.45	3.01	3.15	3.35	3.47	3.55	4.40	2.84	○
WNW	4.41	4.23	4.37	4.84	4.67	4.49	4.65	4.53	6.03	6.15	4.73	3.98	6.32	3.14	○
NW	9.49	11.80	9.34	8.62	8.13	7.34	7.77	7.86	8.48	8.65	7.06	11.76	6.54	○	
NW	10.18	13.60	9.60	12.05	11.31	10.89	11.96	13.08	7.92	6.83	10.74	9.08	15.87	6.61	○
C	0.96	0.97	0.86	0.79	1.01	0.69	0.66	0.89	1.50	1.48	1.01	1.07	1.67	0.35	○

表5：棄却検定表（風速階級別出現頻度）(標高80m) (検定年：2010年)

風速階級 m/s	統計年												判定 ○採択 ×棄却			
	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年	2010年	2011年	2012年	2013年		平均値	2010年	上限
0.0~0.4	0.96	0.97	0.86	0.79	1.01	0.69	0.66	0.89	1.50	1.48	1.01	1.07	1.67	0.35	○	
0.5~1.4	6.63	7.77	8.14	7.40	8.90	6.50	6.75	6.54	8.47	9.68	7.68	7.95	10.31	5.05	○	
1.5~2.4	12.01	12.97	14.33	13.55	12.59	10.85	11.37	11.84	14.48	15.48	12.95	13.00	16.50	9.40	○	
2.5~3.4	15.48	14.17	15.71	15.64	14.63	12.67	12.86	13.37	17.49	17.07	14.91	15.48	18.86	10.96	○	
3.5~4.4	14.95	13.48	14.47	15.44	13.23	12.58	12.50	12.63	15.66	14.36	13.93	14.74	16.78	11.07	○	
4.5~5.4	12.94	10.43	11.08	12.18	11.57	11.15	10.87	11.37	11.08	10.53	11.32	12.64	13.12	9.52	○	
5.5~6.4	9.25	8.83	8.49	9.44	8.86	9.16	9.12	9.19	7.42	8.83	9.06	10.38	7.29	○		
6.5~7.4	7.13	6.53	6.42	6.68	6.31	8.06	7.36	7.38	5.65	5.87	6.74	6.17	8.50	4.98	○	
7.5~8.4	4.88	5.15	4.75	4.79	4.72	6.48	5.29	6.35	4.79	4.96	5.10	5.26	4.78	6.75	3.71	○
8.5~9.4	3.69	4.57	3.98	3.83	4.07	4.77	4.14	4.51	3.80	4.25	4.16	4.18	3.02	3.30	○	
9.5~	11.98	15.13	11.78	10.27	14.06	16.70	18.65	16.03	8.73	8.76	13.21	10.93	21.36	5.05	○	

(注) 測定年は、2010年11月以前は風車並面風速計、2010年12月以降はドップラーレーザーである。

第4表 棄却検定表（風向別出現頻度）(標高84m)

風向	統計年	観測場所：敷地内C点 標高84m、地上高10m (%)												判定 ○採択 ×棄却	
		検定年													
		1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009		平均値
N	1.22	1.28	1.39	1.57	1.24	1.43	1.45	1.69	1.66	1.49	1.44	1.23	1.83	1.05	○
NNE	1.06	1.04	1.13	1.09	1.33	1.56	1.13	1.29	1.18	0.87	1.17	1.23	1.62	0.72	○
NE	3.08	2.94	3.30	3.22	4.36	3.94	3.30	2.69	2.94	3.17	3.31	3.41	4.44	2.18	○
ENE	9.29	10.16	9.54	9.75	12.54	13.76	11.13	10.86	9.93	11.60	10.84	10.87	14.26	7.42	○
E	22.98	20.68	22.55	21.30	17.76	20.98	19.55	21.08	23.79	18.84	20.95	20.26	25.39	16.51	○
ESE	6.58	6.09	6.27	4.89	4.29	5.42	5.92	6.17	6.38	5.81	5.78	5.31	7.48	4.08	○
SE	2.77	2.75	2.58	2.96	2.49	2.31	2.90	2.51	2.72	2.42	2.64	2.77	3.14	2.14	○
SSE	1.05	0.97	0.95	0.71	0.89	0.87	1.10	0.97	0.88	0.82	0.89	1.03	1.29	0.49	○
S	0.62	0.66	0.77	0.85	1.03	0.65	0.78	0.87	0.88	0.82	0.79	0.70	1.09	0.49	○
SSW	0.45	0.42	0.66	0.67	0.92	0.66	0.57	0.62	0.51	0.65	0.61	0.67	0.95	0.27	○
SW	0.64	0.62	0.87	0.97	1.66	1.04	0.88	0.81	0.88	0.81	0.82	0.81	1.61	0.23	○
WSW	3.08	3.35	3.41	3.34	4.36	3.49	3.56	3.73	3.06	4.63	3.60	3.91	4.82	2.38	○
W	12.50	14.44	11.97	14.18	18.92	12.26	13.30	12.54	13.32	16.26	13.97	14.10	19.10	8.84	○
WNW	21.36	23.41	23.15	22.67	18.69	19.70	22.22	18.94	19.22	20.38	20.97	22.17	25.28	16.66	○
NW	10.41	8.48	8.63	9.07	7.53	8.91	9.33	11.62	9.16	8.50	9.16	9.30	11.85	6.47	○
NNW	2.32	2.27	2.29	2.23	1.54	2.14	1.93	2.63	2.60	1.72	2.17	2.01	3.00	1.34	○

第5表 棄却検定表（風速階級別出現頻度）(標高84m)

風速階級 (m/s)	統計年	観測場所：敷地内C点 標高84m、地上高10m (%)												判定 ○採択 ×棄却	
		検定年													
		1998	1999	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009		平均値
0.0~0.4	0.58	0.42	0.54	0.51	0.47	0.87	0.94	0.97	0.81	1.51	0.77	0.42	1.57	-0.03	○
0.5~1.4	6.04	5.42	5.99	4.62	5.20	9.15	7.98	9.08	8.32	7.89	6.97	6.11	10.99	2.95	○
1.5~2.4	14.95	13.42	14.78	12.82	13.79	16.59	14.51	16.73	14.60	16.07	14.83	15.25	17.95	11.71	○
2.5~3.4	16.35	14.37	14.67	14.50	14.91	15.47	14.78	15.18	13.88	15.54	14.97	15.10	16.83	13.31	○
3.5~4.4	11.54	11.75	10.86	11.77	11.32	11.28	11.46	11.72	11.52	11.28	11.45	11.97	12.11	10.74	○
4.5~5.4	8.89	10.00	9.55	9.62	9.66	9.86	9.47	9.19	9.68	9.28	9.52	9.91	10.30	8.79	○
5.5~6.4	7.38	8.03	7.98	8.25	7.93	6.97	7.69	7.60	7.87	7.76	8.23	8.63	6.89	6.89	○
6.5~7.4	5.70	6.71	6.37	7.43	7.18	6.34	6.61	6.12	7.65	6.75	6.69	6.49	8.12	5.26	○
7.5~8.4	5.79	6.02	5.44	6.13	6.20	4.88	5.68	5.90	6.02	5.28	5.67	5.45	6.71	4.63	○
8.5~9.4	4.81	5.00	4.40	4.86	5.42	4.72	5.25	3.98	4.66	4.63	4.77	4.91	5.74	3.80	○
9.5~	17.97	18.87	19.42	19.52	17.90	13.87	15.63	14.13	14.89	13.90	16.61	16.14	22.20	11.02	○

【大飯】個別解析の相違

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

第6表 棄却検定表(風向)(小樽特別地域気象観測所) (標高12.3m) ※

風向	統計年												平均値	観測場所・小樽 (%)		判定 ○採択 ×棄却
	1988	1989	1990	1991	1992	1993	1994	1995	1996	1998	1997	棄却限界(5%)		下限		
	280	334	263	288	320	269	205	305	202	282	275	248		378	172	
N	232	239	246	239	245	231	225	315	172	259	240	258	323	157	○	
NNE	430	411	359	413	334	290	436	394	360	622	405	450	616	194	○	
NE	888	758	791	844	715	556	644	831	752	691	747	890	984	510	○	
E	642	657	598	616	609	743	534	572	597	598	617	611	750	484	○	
ESE	253	270	279	263	266	424	294	247	235	271	280	253	406	154	○	
SE	164	182	151	138	120	167	136	113	122	120	141	135	197	085	○	
SSE	123	135	119	098	076	081	088	107	087	119	103	087	151	055	○	
S	130	128	145	143	107	078	098	148	124	115	122	145	175	089	○	
SSW	389	418	417	336	435	220	283	498	421	435	385	482	581	189	○	
SW	1936	1981	2369	2140	2143	1435	1527	2315	2202	2183	2023	2157	2770	1276	○	
WSW	1933	1695	1743	1927	1702	2054	2123	1674	1959	1868	1757	2244	1492	473	○	
W	1124	933	863	914	861	1280	1330	627	984	859	978	873	1483	473	○	
WNW	488	563	509	515	526	644	644	514	590	534	553	588	686	420	○	
NW	311	421	411	379	417	458	478	469	486	378	421	421	551	291	○	
NNW	277	354	284	323	321	334	277	357	333	251	311	303	397	225	○	

第7表 棄却検定表(風速)(小樽特別地域気象観測所) (標高12.3m) ※

風速階級 (m/s)	統計年												平均値	観測場所・小樽 (%)		判定 ○採択 ×棄却
	1988	1989	1990	1991	1992	1993	1994	1995	1996	1998	1997	棄却限界(5%)		下限		
	400	522	453	425	805	737	678	514	374	413	532	343		897	167	
0.0~0.4	2148	2281	2108	1888	2083	1771	1808	2192	2127	2521	2093	2251	2629	1557	○	
0.5~1.4	2855	2786	2972	2705	2580	2486	2420	2733	2625	2790	2695	2894	3097	2293	○	
1.5~2.4	2244	2119	2048	2001	1932	1884	2067	1980	1996	1826	2010	1971	2293	1727	○	
2.5~3.4	1230	1156	1259	1352	1227	1417	1394	1199	1366	1189	1279	1258	1503	1055	○	
3.5~4.4	666	596	621	850	757	825	806	716	801	692	733	768	943	523	○	
4.5~5.4	270	300	281	420	393	495	432	375	430	354	375	325	550	260	○	
5.5~6.4	096	162	148	196	140	235	216	140	174	131	164	150	264	064	○	
6.5~7.4	031	064	070	079	052	087	109	100	060	055	071	064	127	015	○	
7.5~8.4	034	013	024	042	018	037	038	033	034	019	029	029	052	008	○	
8.5~9.4	027	000	016	041	013	026	031	018	013	009	019	008	047	-009	○	

※1988～1989年については風向風速の観測は3時間ごとに行われている。

【大飯】個別解析による相違
 ・泊は代表性を確認しようとする気象データが比較的古い
 ため、データの拡充のため付近の気象官署についても確認を行った。

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

第8表 棄却検定表(風向)(寿都特別地域気象観測所) (標高13.4m[※])

風向	統計年										判定 ○採択 ×棄却				
	1988	1989	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007					
N	7.44	6.71	6.79	6.60	6.46	7.62	6.89	7.41	6.86	7.71	7.05	7.00	8.12	5.98	○
NNE	1.80	1.64	2.40	1.79	1.63	2.15	2.08	2.16	2.29	1.62	1.96	1.93	2.66	1.26	○
NE	0.85	0.84	0.96	0.81	0.64	0.73	0.76	1.14	1.14	1.19	0.91	1.13	1.37	0.45	○
ENE	0.67	0.56	0.67	0.57	0.59	0.63	0.61	0.49	0.59	0.61	0.60	0.73	0.73	0.47	×
E	0.57	0.59	0.63	0.45	0.55	0.40	0.90	0.57	0.57	0.73	0.60	0.62	0.93	0.27	○
ESE	0.90	0.82	0.69	0.65	0.72	0.88	0.91	0.70	0.66	1.06	0.80	0.86	1.12	0.48	○
SE	5.49	4.35	4.22	5.51	5.33	5.93	5.31	4.65	3.52	4.47	4.88	5.08	6.66	3.10	○
SSE	19.58	15.73	17.38	18.32	16.79	22.90	19.26	19.72	22.10	18.06	18.98	18.13	24.30	13.66	○
S	12.47	14.92	14.42	13.90	13.34	11.84	12.66	12.59	12.72	11.68	13.05	11.86	15.59	10.51	○
SSW	3.43	5.11	4.13	3.96	4.52	3.47	3.49	4.03	3.47	3.76	3.94	4.21	5.24	2.64	○
SW	4.85	5.86	4.61	3.95	5.32	4.99	4.51	4.98	4.68	5.61	4.94	5.48	6.26	3.62	○
WSW	5.28	5.38	4.06	3.85	5.16	4.29	5.61	5.08	4.57	5.18	4.85	4.74	6.29	3.41	○
W	4.31	3.96	3.51	2.92	5.01	3.39	4.61	3.90	3.80	3.60	3.90	3.66	5.35	2.45	○
WNW	11.36	13.32	11.12	11.19	11.93	8.77	10.15	10.90	11.11	9.53	10.94	12.39	13.93	7.95	○
NW	14.73	14.78	17.36	18.20	14.55	14.43	15.33	14.37	15.20	17.50	15.65	15.10	19.11	12.19	○
NNW	5.39	4.78	5.92	6.66	6.51	7.03	6.38	6.75	6.02	6.82	6.23	5.48	7.91	4.55	○

第9表 棄却検定表(風速)(寿都特別地域気象観測所) (標高13.4m[※])

風速階級 (m/s)	統計年										判定 ○採択 ×棄却				
	1988	1989	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007					
0.0~0.4	0.87	0.62	1.12	0.67	0.94	0.55	0.52	0.56	0.70	0.89	0.74	1.61	1.22	0.26	×
0.5~1.4	15.80	16.53	16.42	12.67	15.47	12.50	13.34	12.79	12.67	16.10	14.43	17.21	18.61	10.25	○
1.5~2.4	20.79	24.84	22.60	21.26	23.92	22.07	22.94	22.50	21.76	25.21	22.77	24.78	26.18	19.36	○
2.5~3.4	19.54	21.53	20.43	20.25	20.72	17.57	18.74	18.76	17.42	20.13	19.51	19.98	22.73	16.29	○
3.5~4.4	18.31	16.06	16.96	19.54	19.11	17.76	16.85	16.27	16.78	16.39	17.41	15.35	20.29	14.53	○
4.5~5.4	12.50	10.32	10.86	13.77	10.89	13.66	12.61	13.16	14.78	10.72	12.33	10.65	16.00	8.66	○
5.5~6.4	6.73	5.72	6.43	7.17	5.43	7.94	7.59	8.16	9.03	5.95	7.02	5.92	9.80	4.24	○
6.5~7.4	3.34	2.73	3.28	2.82	2.08	4.73	3.72	4.40	3.82	2.53	3.35	2.08	5.34	1.36	○
7.5~8.4	1.38	1.06	1.06	1.26	0.83	2.02	2.19	1.96	1.83	0.95	1.45	1.29	2.64	0.26	○
8.5~9.4	0.45	0.54	0.50	0.43	0.47	0.73	0.80	0.71	0.58	0.61	0.59	0.65	0.94	0.24	○
9.5~	0.31	0.25	0.34	0.16	0.15	0.47	0.59	0.63	0.62	0.54	0.41	0.47	0.85	-0.03	○

※ 寿都特別地域気象観測所の風向風速計は1997年12月に高さが標高13.5mから標高13.4mに変更となっているが、変更に伴う影響は軽微であると考えられるため変更後の高さのみを記載している。

【大飯】個別解析による相違
 ・泊は代表性を確認しようとする気象データが比較的古いため、データのため付近の気象官署についても確認を行った。

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所 3 / 4号炉	泊発電所 3号炉	相違理由
	<p>泊発電所から各観測所までの距離</p> <ul style="list-style-type: none"> ・小樽特別地域気象観測所までの距離：約43km ・寿都特別地域気象観測所までの距離：約36km <p>第1図 気象官署の所在地</p>	<p>【大飯】個別解析による相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は代表性を確認しようとする気象データが比較的古いため、データの拡充のため付近の気象官署についても確認を行った。

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: right;">(参考)</p> <p style="text-align: center;">至近のデータを用いた検定について</p> <p>泊発電所敷地内において観測した1997年1月から1997年12月までの1年間の気象データについて至近の気象データを用いた検定についても参考として行った。</p> <p>統計年は前述の評価における統計年1998年1月～2007年12月との連続性を考慮し、2008年1月～2017年12月と設定した。</p> <p>(1) 検定方法</p> <p>a. 検定に用いた観測データ</p> <p>気象資料の代表性を確認するに当たっては、通常は被ばく評価上重要な排気筒高風を用いて検定するもの、被ばく評価では保守的に地上風を使用していることから、排気筒高さ付近を代表する標高84mの観測データに加え、標高20mの観測データを用いて検定を行った。</p> <p>b. データ統計期間</p> <p>統計年：2008年1月～2017年12月 検定年：1997年1月～1997年12月</p> <p>c. 検定方法</p> <p>不良標本の棄却検定に関するF分布検定の手順に従って検定を行った。</p> <p>(2) 検定結果</p> <p>検定の結果、排気筒高さ付近を代表する標高84mの観測データについては、有意水準5%で棄却された項目が2項目であり、標高20mの観測データについては0項目であった。</p> <p>検定結果を第10表から第13表に示す。</p>	<p>【大飯】個別解析による相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は代表性を確認しようとする気象データが比較的古いため、至近のデータを用いた確認結果を参考として掲載した。

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

第10表 葉却検定表(風向)(標高84m)

風向	観測場所:敷地内C点 標高84m、地上高10m (%)											判定 ○検出 ×葉却			
	統計年														
	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	平均値		検定年		
N	1.51	1.64	1.68	1.55	1.62	1.42	1.53	1.48	1.17	1.33	1.49	1.23	1.86	1.12	○
NNE	0.88	1.12	1.09	0.87	1.10	0.86	1.02	1.38	1.24	1.50	1.11	1.23	1.62	0.60	○
NE	2.99	3.43	3.66	3.18	3.47	3.28	4.11	3.19	3.04	3.73	3.41	3.41	4.24	2.58	○
ENE	12.06	12.02	11.42	11.13	10.25	11.21	14.75	13.73	13.00	14.83	12.44	10.87	16.19	8.69	○
E	21.01	22.30	18.44	19.47	23.30	22.09	18.29	19.84	18.19	16.62	19.96	20.26	25.08	14.84	○
ESE	5.43	4.88	4.54	3.69	5.91	4.64	4.44	5.09	5.72	4.69	4.90	5.21	6.47	3.33	○
SE	2.69	2.75	2.65	2.40	2.57	2.16	1.78	1.39	2.45	1.97	2.32	2.77	3.34	1.30	○
SSE	0.74	0.78	0.67	0.49	0.62	0.58	0.76	0.72	0.88	0.62	0.69	1.03	0.96	0.42	x
S	0.66	0.79	0.85	0.85	0.89	0.87	0.71	0.66	0.53	0.62	0.74	0.70	1.03	0.45	○
SSW	0.52	0.65	0.78	0.54	0.63	0.66	0.73	0.77	0.70	0.82	0.68	0.67	0.92	0.44	○
SW	0.95	1.03	1.50	1.10	1.10	1.18	0.87	0.88	0.63	0.81	1.01	0.61	1.57	0.45	○
WSW	4.29	4.82	5.12	4.14	3.42	3.26	2.05	1.54	1.70	1.61	3.20	3.91	6.49	0.00	○
W	14.53	16.05	19.21	19.82	16.69	19.41	19.92	18.61	15.95	17.15	17.73	14.10	22.25	13.21	○
WNW	18.46	15.14	16.42	16.42	17.00	17.15	18.01	18.13	24.52	21.02	18.23	22.17	24.67	11.79	○
NW	9.21	9.47	9.23	11.59	8.77	8.76	8.40	9.26	8.13	10.31	9.31	9.30	11.69	6.93	○
NNW	2.48	2.24	1.91	1.88	1.70	1.54	1.82	2.13	1.79	1.72	1.93	2.01	2.60	1.26	○

第11表 葉却検定表(風速)(標高84m)

風速 階級 (m/s)	観測場所:敷地内C点 標高84m、地上高10m (%)											判定 ○検出 ×葉却			
	統計年														
	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	平均値		検定年		
0.0~0.4	1.39	0.88	0.84	0.88	0.97	0.91	0.73	1.00	0.38	0.66	0.86	0.42	1.47	0.25	○
0.5~1.4	8.79	8.74	9.88	8.87	8.82	7.79	8.62	9.20	7.07	9.55	8.73	6.11	10.65	6.81	x
1.5~2.4	16.94	15.91	16.14	14.79	15.76	13.79	16.75	16.16	14.37	15.37	15.59	15.25	18.00	13.18	○
2.5~3.4	15.24	14.30	14.39	15.33	14.30	13.71	14.48	13.88	13.46	13.80	14.30	15.10	15.76	12.84	○
3.5~4.4	11.54	11.19	10.55	11.64	11.56	11.50	10.87	11.66	10.80	11.31	11.26	11.97	12.20	10.32	○
4.5~5.4	8.96	9.40	8.27	9.17	9.02	9.41	9.05	9.62	8.11	9.47	9.05	9.91	10.24	7.86	○
5.5~6.4	7.97	7.57	7.02	7.62	7.19	8.40	7.70	7.47	7.75	7.62	7.63	8.23	8.54	6.72	○
6.5~7.4	6.64	6.88	6.31	6.47	6.23	6.98	5.93	6.39	6.76	7.25	6.59	6.49	7.53	5.65	○
7.5~8.4	5.59	5.53	5.16	5.27	5.50	5.75	4.84	5.80	6.16	5.53	5.56	5.45	6.20	4.92	○
8.5~9.4	4.01	4.85	3.95	4.23	5.24	4.54	4.38	3.86	3.93	4.41	4.54	4.91	6.07	3.01	○
9.5~	12.93	14.85	17.49	15.72	17.22	15.86	15.16	19.21	15.03	15.89	16.14	19.98	11.80	11.80	○

【大飯】個別解析による相違
 ・泊は代表性を確認しようとする気象データが比較的古い
 ため、至近のデータを用いた確認結果を参考として掲載した。

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉		泊発電所3号炉		相違理由																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
<p>第12表 棄却検定表(風向)(標高20m)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">風向</th> <th colspan="12">観測場所:敷地内Z点 標高20m,地上高10m (%)</th> <th rowspan="2">判定 ○合格 ×棄却</th> </tr> <tr> <th>統計年</th> <th>2008</th><th>2009</th><th>2010</th><th>2011</th><th>2012</th><th>2013</th><th>2014</th><th>2015</th><th>2016</th><th>2017</th><th>平均値</th><th>1997</th><th>上限</th><th>下限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>N</td><td>3.96</td><td>3.59</td><td>3.18</td><td>3.17</td><td>2.90</td><td>3.39</td><td>3.98</td><td>3.77</td><td>3.44</td><td>3.66</td><td>3.50</td><td>2.81</td><td>4.34</td><td>2.66</td><td>○</td></tr> <tr><td>NNE</td><td>2.38</td><td>2.68</td><td>2.23</td><td>2.29</td><td>2.15</td><td>1.96</td><td>2.00</td><td>2.24</td><td>1.74</td><td>1.84</td><td>2.15</td><td>2.19</td><td>2.81</td><td>1.49</td><td>○</td></tr> <tr><td>NE</td><td>2.75</td><td>3.90</td><td>4.79</td><td>3.50</td><td>3.91</td><td>3.69</td><td>4.52</td><td>4.48</td><td>3.36</td><td>4.86</td><td>3.98</td><td>4.71</td><td>5.60</td><td>2.36</td><td>○</td></tr> <tr><td>ENE</td><td>6.84</td><td>6.04</td><td>6.78</td><td>6.77</td><td>6.66</td><td>5.66</td><td>8.14</td><td>6.68</td><td>6.53</td><td>8.21</td><td>6.84</td><td>5.95</td><td>8.73</td><td>4.95</td><td>○</td></tr> <tr><td>E</td><td>7.84</td><td>9.57</td><td>9.27</td><td>9.65</td><td>15.28</td><td>15.71</td><td>15.19</td><td>15.02</td><td>14.92</td><td>14.34</td><td>12.68</td><td>11.46</td><td>20.16</td><td>5.20</td><td>○</td></tr> <tr><td>ESE</td><td>16.40</td><td>16.08</td><td>10.18</td><td>11.35</td><td>9.29</td><td>8.65</td><td>5.98</td><td>6.82</td><td>6.44</td><td>7.02</td><td>9.82</td><td>11.04</td><td>18.83</td><td>0.81</td><td>○</td></tr> <tr><td>SE</td><td>5.90</td><td>5.59</td><td>5.78</td><td>4.60</td><td>7.35</td><td>6.04</td><td>6.71</td><td>7.15</td><td>7.87</td><td>5.89</td><td>6.29</td><td>6.42</td><td>8.60</td><td>3.98</td><td>○</td></tr> <tr><td>SSE</td><td>3.18</td><td>3.34</td><td>2.86</td><td>2.62</td><td>2.54</td><td>2.48</td><td>2.34</td><td>2.76</td><td>2.31</td><td>2.47</td><td>2.69</td><td>2.76</td><td>3.51</td><td>1.87</td><td>○</td></tr> <tr><td>S</td><td>1.89</td><td>1.80</td><td>1.16</td><td>1.09</td><td>1.41</td><td>1.48</td><td>1.30</td><td>1.50</td><td>1.37</td><td>0.89</td><td>1.36</td><td>1.06</td><td>2.05</td><td>0.67</td><td>○</td></tr> <tr><td>SSW</td><td>0.80</td><td>0.88</td><td>0.92</td><td>0.73</td><td>0.72</td><td>0.86</td><td>0.66</td><td>0.59</td><td>0.55</td><td>0.75</td><td>0.75</td><td>0.81</td><td>1.04</td><td>0.46</td><td>○</td></tr> <tr><td>SW</td><td>1.26</td><td>1.54</td><td>2.42</td><td>1.60</td><td>1.75</td><td>2.52</td><td>1.95</td><td>1.61</td><td>1.82</td><td>1.69</td><td>1.82</td><td>1.84</td><td>2.75</td><td>0.89</td><td>○</td></tr> <tr><td>WSW</td><td>2.80</td><td>3.49</td><td>4.69</td><td>3.56</td><td>2.82</td><td>3.42</td><td>3.36</td><td>3.15</td><td>2.60</td><td>3.08</td><td>3.30</td><td>4.00</td><td>4.69</td><td>1.91</td><td>○</td></tr> <tr><td>W</td><td>5.94</td><td>7.63</td><td>11.30</td><td>10.82</td><td>7.91</td><td>9.58</td><td>9.54</td><td>9.60</td><td>7.09</td><td>8.46</td><td>8.79</td><td>9.92</td><td>12.79</td><td>4.79</td><td>○</td></tr> <tr><td>WNW</td><td>11.56</td><td>13.05</td><td>16.42</td><td>15.98</td><td>15.40</td><td>14.68</td><td>13.09</td><td>13.22</td><td>15.92</td><td>16.30</td><td>14.56</td><td>15.49</td><td>18.62</td><td>10.50</td><td>○</td></tr> <tr><td>NW</td><td>16.13</td><td>12.21</td><td>12.59</td><td>13.92</td><td>14.02</td><td>13.14</td><td>13.45</td><td>13.36</td><td>17.47</td><td>13.74</td><td>14.00</td><td>13.20</td><td>17.82</td><td>10.18</td><td>○</td></tr> <tr><td>NNW</td><td>9.41</td><td>7.38</td><td>4.59</td><td>7.69</td><td>5.46</td><td>5.43</td><td>7.20</td><td>7.38</td><td>5.75</td><td>6.18</td><td>6.65</td><td>5.38</td><td>10.03</td><td>3.27</td><td>○</td></tr> </tbody> </table>		風向	観測場所:敷地内Z点 標高20m,地上高10m (%)												判定 ○合格 ×棄却	統計年	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	平均値	1997	上限	下限	N	3.96	3.59	3.18	3.17	2.90	3.39	3.98	3.77	3.44	3.66	3.50	2.81	4.34	2.66	○	NNE	2.38	2.68	2.23	2.29	2.15	1.96	2.00	2.24	1.74	1.84	2.15	2.19	2.81	1.49	○	NE	2.75	3.90	4.79	3.50	3.91	3.69	4.52	4.48	3.36	4.86	3.98	4.71	5.60	2.36	○	ENE	6.84	6.04	6.78	6.77	6.66	5.66	8.14	6.68	6.53	8.21	6.84	5.95	8.73	4.95	○	E	7.84	9.57	9.27	9.65	15.28	15.71	15.19	15.02	14.92	14.34	12.68	11.46	20.16	5.20	○	ESE	16.40	16.08	10.18	11.35	9.29	8.65	5.98	6.82	6.44	7.02	9.82	11.04	18.83	0.81	○	SE	5.90	5.59	5.78	4.60	7.35	6.04	6.71	7.15	7.87	5.89	6.29	6.42	8.60	3.98	○	SSE	3.18	3.34	2.86	2.62	2.54	2.48	2.34	2.76	2.31	2.47	2.69	2.76	3.51	1.87	○	S	1.89	1.80	1.16	1.09	1.41	1.48	1.30	1.50	1.37	0.89	1.36	1.06	2.05	0.67	○	SSW	0.80	0.88	0.92	0.73	0.72	0.86	0.66	0.59	0.55	0.75	0.75	0.81	1.04	0.46	○	SW	1.26	1.54	2.42	1.60	1.75	2.52	1.95	1.61	1.82	1.69	1.82	1.84	2.75	0.89	○	WSW	2.80	3.49	4.69	3.56	2.82	3.42	3.36	3.15	2.60	3.08	3.30	4.00	4.69	1.91	○	W	5.94	7.63	11.30	10.82	7.91	9.58	9.54	9.60	7.09	8.46	8.79	9.92	12.79	4.79	○	WNW	11.56	13.05	16.42	15.98	15.40	14.68	13.09	13.22	15.92	16.30	14.56	15.49	18.62	10.50	○	NW	16.13	12.21	12.59	13.92	14.02	13.14	13.45	13.36	17.47	13.74	14.00	13.20	17.82	10.18	○	NNW	9.41	7.38	4.59	7.69	5.46	5.43	7.20	7.38	5.75	6.18	6.65	5.38	10.03	3.27	○	<p>第13表 棄却検定表(風速)(標高20m)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">風速階級 (m/s)</th> <th colspan="12">観測場所:敷地内Z点 標高20m,地上高10m (%)</th> <th rowspan="2">判定 ○合格 ×棄却</th> </tr> <tr> <th>統計年</th> <th>2008</th><th>2009</th><th>2010</th><th>2011</th><th>2012</th><th>2013</th><th>2014</th><th>2015</th><th>2016</th><th>2017</th><th>平均値</th><th>1997</th><th>上限</th><th>下限</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>0.0~0.4</td><td>0.66</td><td>1.64</td><td>0.95</td><td>0.64</td><td>0.43</td><td>1.33</td><td>0.59</td><td>0.67</td><td>0.71</td><td>0.83</td><td>0.84</td><td>0.95</td><td>1.72</td><td>0.00</td><td>○</td></tr> <tr><td>0.5~1.4</td><td>12.02</td><td>11.02</td><td>10.36</td><td>7.99</td><td>6.08</td><td>7.63</td><td>8.98</td><td>8.93</td><td>7.84</td><td>10.45</td><td>9.13</td><td>11.76</td><td>13.45</td><td>4.81</td><td>○</td></tr> <tr><td>1.5~2.4</td><td>17.02</td><td>14.65</td><td>16.55</td><td>16.38</td><td>15.84</td><td>13.44</td><td>17.13</td><td>18.09</td><td>15.15</td><td>16.09</td><td>16.03</td><td>15.14</td><td>19.22</td><td>12.84</td><td>○</td></tr> <tr><td>2.5~3.4</td><td>13.32</td><td>13.45</td><td>13.38</td><td>13.92</td><td>11.61</td><td>13.41</td><td>14.23</td><td>12.30</td><td>13.71</td><td>13.33</td><td>14.44</td><td>15.22</td><td>11.44</td><td>○</td></tr> <tr><td>3.5~4.4</td><td>11.65</td><td>11.41</td><td>9.88</td><td>11.04</td><td>11.83</td><td>12.36</td><td>12.36</td><td>12.23</td><td>10.78</td><td>12.70</td><td>11.62</td><td>11.92</td><td>13.68</td><td>9.56</td><td>○</td></tr> <tr><td>4.5~5.4</td><td>9.79</td><td>9.87</td><td>8.27</td><td>9.79</td><td>12.34</td><td>13.84</td><td>12.57</td><td>12.47</td><td>12.30</td><td>11.67</td><td>11.29</td><td>9.68</td><td>15.43</td><td>7.15</td><td>○</td></tr> <tr><td>5.5~6.4</td><td>7.72</td><td>8.12</td><td>7.32</td><td>8.05</td><td>9.34</td><td>8.39</td><td>7.16</td><td>7.65</td><td>8.10</td><td>7.22</td><td>7.91</td><td>7.13</td><td>9.47</td><td>6.35</td><td>○</td></tr> <tr><td>6.5~7.4</td><td>5.91</td><td>6.45</td><td>5.93</td><td>6.45</td><td>5.11</td><td>5.40</td><td>4.90</td><td>4.93</td><td>5.03</td><td>5.18</td><td>5.53</td><td>5.75</td><td>6.97</td><td>4.09</td><td>○</td></tr> <tr><td>7.5~8.4</td><td>4.26</td><td>5.03</td><td>5.01</td><td>4.26</td><td>4.31</td><td>4.57</td><td>4.25</td><td>4.13</td><td>4.39</td><td>3.81</td><td>4.40</td><td>4.55</td><td>5.30</td><td>3.50</td><td>○</td></tr> <tr><td>8.5~9.4</td><td>4.10</td><td>4.29</td><td>4.26</td><td>4.06</td><td>3.43</td><td>4.00</td><td>3.37</td><td>3.37</td><td>4.46</td><td>4.02</td><td>3.84</td><td>4.26</td><td>4.89</td><td>2.99</td><td>○</td></tr> <tr><td>9.5~</td><td>13.33</td><td>14.07</td><td>17.63</td><td>17.95</td><td>17.38</td><td>17.43</td><td>15.27</td><td>13.29</td><td>18.96</td><td>14.54</td><td>15.99</td><td>14.43</td><td>21.00</td><td>10.98</td><td>○</td></tr> </tbody> </table>		風速階級 (m/s)	観測場所:敷地内Z点 標高20m,地上高10m (%)												判定 ○合格 ×棄却	統計年	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	平均値	1997	上限	下限	0.0~0.4	0.66	1.64	0.95	0.64	0.43	1.33	0.59	0.67	0.71	0.83	0.84	0.95	1.72	0.00	○	0.5~1.4	12.02	11.02	10.36	7.99	6.08	7.63	8.98	8.93	7.84	10.45	9.13	11.76	13.45	4.81	○	1.5~2.4	17.02	14.65	16.55	16.38	15.84	13.44	17.13	18.09	15.15	16.09	16.03	15.14	19.22	12.84	○	2.5~3.4	13.32	13.45	13.38	13.92	11.61	13.41	14.23	12.30	13.71	13.33	14.44	15.22	11.44	○	3.5~4.4	11.65	11.41	9.88	11.04	11.83	12.36	12.36	12.23	10.78	12.70	11.62	11.92	13.68	9.56	○	4.5~5.4	9.79	9.87	8.27	9.79	12.34	13.84	12.57	12.47	12.30	11.67	11.29	9.68	15.43	7.15	○	5.5~6.4	7.72	8.12	7.32	8.05	9.34	8.39	7.16	7.65	8.10	7.22	7.91	7.13	9.47	6.35	○	6.5~7.4	5.91	6.45	5.93	6.45	5.11	5.40	4.90	4.93	5.03	5.18	5.53	5.75	6.97	4.09	○	7.5~8.4	4.26	5.03	5.01	4.26	4.31	4.57	4.25	4.13	4.39	3.81	4.40	4.55	5.30	3.50	○	8.5~9.4	4.10	4.29	4.26	4.06	3.43	4.00	3.37	3.37	4.46	4.02	3.84	4.26	4.89	2.99	○	9.5~	13.33	14.07	17.63	17.95	17.38	17.43	15.27	13.29	18.96	14.54	15.99	14.43	21.00	10.98	○	<p>【大飯】個別解析による相違 ・泊は代表性を確認しようとする気象データが比較的古いため、至近のデータを用いた確認結果を参考として掲載した。</p>
			風向	観測場所:敷地内Z点 標高20m,地上高10m (%)												判定 ○合格 ×棄却																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
統計年	2008	2009		2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	平均値	1997	上限	下限																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
N	3.96	3.59	3.18	3.17	2.90	3.39	3.98	3.77	3.44	3.66	3.50	2.81	4.34	2.66	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
NNE	2.38	2.68	2.23	2.29	2.15	1.96	2.00	2.24	1.74	1.84	2.15	2.19	2.81	1.49	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
NE	2.75	3.90	4.79	3.50	3.91	3.69	4.52	4.48	3.36	4.86	3.98	4.71	5.60	2.36	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
ENE	6.84	6.04	6.78	6.77	6.66	5.66	8.14	6.68	6.53	8.21	6.84	5.95	8.73	4.95	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
E	7.84	9.57	9.27	9.65	15.28	15.71	15.19	15.02	14.92	14.34	12.68	11.46	20.16	5.20	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
ESE	16.40	16.08	10.18	11.35	9.29	8.65	5.98	6.82	6.44	7.02	9.82	11.04	18.83	0.81	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
SE	5.90	5.59	5.78	4.60	7.35	6.04	6.71	7.15	7.87	5.89	6.29	6.42	8.60	3.98	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
SSE	3.18	3.34	2.86	2.62	2.54	2.48	2.34	2.76	2.31	2.47	2.69	2.76	3.51	1.87	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
S	1.89	1.80	1.16	1.09	1.41	1.48	1.30	1.50	1.37	0.89	1.36	1.06	2.05	0.67	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
SSW	0.80	0.88	0.92	0.73	0.72	0.86	0.66	0.59	0.55	0.75	0.75	0.81	1.04	0.46	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
SW	1.26	1.54	2.42	1.60	1.75	2.52	1.95	1.61	1.82	1.69	1.82	1.84	2.75	0.89	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
WSW	2.80	3.49	4.69	3.56	2.82	3.42	3.36	3.15	2.60	3.08	3.30	4.00	4.69	1.91	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
W	5.94	7.63	11.30	10.82	7.91	9.58	9.54	9.60	7.09	8.46	8.79	9.92	12.79	4.79	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
WNW	11.56	13.05	16.42	15.98	15.40	14.68	13.09	13.22	15.92	16.30	14.56	15.49	18.62	10.50	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
NW	16.13	12.21	12.59	13.92	14.02	13.14	13.45	13.36	17.47	13.74	14.00	13.20	17.82	10.18	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
NNW	9.41	7.38	4.59	7.69	5.46	5.43	7.20	7.38	5.75	6.18	6.65	5.38	10.03	3.27	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
風速階級 (m/s)	観測場所:敷地内Z点 標高20m,地上高10m (%)												判定 ○合格 ×棄却																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																
	統計年	2008	2009	2010	2011	2012	2013	2014	2015	2016	2017	平均値		1997	上限	下限																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																													
0.0~0.4	0.66	1.64	0.95	0.64	0.43	1.33	0.59	0.67	0.71	0.83	0.84	0.95	1.72	0.00	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
0.5~1.4	12.02	11.02	10.36	7.99	6.08	7.63	8.98	8.93	7.84	10.45	9.13	11.76	13.45	4.81	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
1.5~2.4	17.02	14.65	16.55	16.38	15.84	13.44	17.13	18.09	15.15	16.09	16.03	15.14	19.22	12.84	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
2.5~3.4	13.32	13.45	13.38	13.92	11.61	13.41	14.23	12.30	13.71	13.33	14.44	15.22	11.44	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
3.5~4.4	11.65	11.41	9.88	11.04	11.83	12.36	12.36	12.23	10.78	12.70	11.62	11.92	13.68	9.56	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
4.5~5.4	9.79	9.87	8.27	9.79	12.34	13.84	12.57	12.47	12.30	11.67	11.29	9.68	15.43	7.15	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
5.5~6.4	7.72	8.12	7.32	8.05	9.34	8.39	7.16	7.65	8.10	7.22	7.91	7.13	9.47	6.35	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
6.5~7.4	5.91	6.45	5.93	6.45	5.11	5.40	4.90	4.93	5.03	5.18	5.53	5.75	6.97	4.09	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
7.5~8.4	4.26	5.03	5.01	4.26	4.31	4.57	4.25	4.13	4.39	3.81	4.40	4.55	5.30	3.50	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
8.5~9.4	4.10	4.29	4.26	4.06	3.43	4.00	3.37	3.37	4.46	4.02	3.84	4.26	4.89	2.99	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														
9.5~	13.33	14.07	17.63	17.95	17.38	17.43	15.27	13.29	18.96	14.54	15.99	14.43	21.00	10.98	○																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																														

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																							
<p style="text-align: right;">(参考)</p> <p style="text-align: center;">2009年 気象データの代表性について</p> <p>従来の評価において使用していた2009年の気象データについては、申請時点での至近10年の気象データ（2001年～2011年/2009年を除く）に対しては代表性を有していたが、最新の気象データである2012年の気象データも考慮した異常年検定を実施した結果、代表性を有しておらず、また、2011年、2012年についても同様に代表性を有していなかったため、本評価においては、2010年の気象データを使用する。以下に2009年の気象データの異常年検定結果を示す。</p> <p>(1) 検定方法</p> <p>a. 検定に用いた観測記録</p> <p>標高30mの観測点に加えて排気筒高さ付近を代表する標高80mの観測記録を用いて検定を行った。</p> <p>b データ統計期間</p> <p>統計年：①2002年1月～2012年12月(10年間)及び ②2001年1月～2011年12月(10年間)の2つの統計年</p> <p>検定年： 2009年1月～2009年12月(1年間)</p> <p>c 検定方法</p> <p>異常年かどうか、F分布検定により検定を行った。</p> <p>(2) 検定結果</p> <p>表6、表7にそれぞれの統計年での検定結果を示す。また、①2002年1月～2012年12月の統計年に対する棄却検定表を表8～表11に、②2001年1月～2011年12月の統計年に対する棄却検定表を表12～表15に示す。</p> <p>②2001年1月～2011年12月の統計年に対する検定結果は、標高30mでの観測点では28項目のうち、有意水準(危険率)5%で棄却された項目が0個であり、標高80mでの観測点では28項目のうち1個であることから、代表性を有していると判断していたものの、①2002年1月～2012年12月の統計年に対しては、標高30mでの観測点では28項目のうち、有意水準(危険率)5%で棄却された項目が4個であり、標高80mでの観測点では28項目のうち1個であることから、代表性を有していないと判断した。</p> <p>表6：異常年検定結果(検定年：2009年、統計年：①2002年1月～2012年12月)</p> <table border="1" data-bbox="152 1050 689 1169"> <thead> <tr> <th></th> <th>観測項目</th> <th>検定結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">標高30m</td> <td>風向別出現頻度</td> <td>棄却項目 3項目</td> </tr> <tr> <td>風速階級別出現頻度</td> <td>棄却項目 1項目</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">標高80m</td> <td>風向別出現頻度</td> <td>棄却項目なし</td> </tr> <tr> <td>風速階級別出現頻度</td> <td>棄却項目 1項目</td> </tr> </tbody> </table> <p>表7：異常年検定結果(検定年：2009年、統計年：②2001年1月～2011年12月)</p> <table border="1" data-bbox="152 1209 689 1305"> <tbody> <tr> <td rowspan="2">標高30m</td> <td>風向別出現頻度</td> <td>棄却項目なし</td> </tr> <tr> <td>風速階級別出現頻度</td> <td>棄却項目なし</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">標高80m</td> <td>風向別出現頻度</td> <td>棄却項目なし</td> </tr> <tr> <td>風速階級別出現頻度</td> <td>棄却項目 1項目</td> </tr> </tbody> </table>		観測項目	検定結果	標高30m	風向別出現頻度	棄却項目 3項目	風速階級別出現頻度	棄却項目 1項目	標高80m	風向別出現頻度	棄却項目なし	風速階級別出現頻度	棄却項目 1項目	標高30m	風向別出現頻度	棄却項目なし	風速階級別出現頻度	棄却項目なし	標高80m	風向別出現頻度	棄却項目なし	風速階級別出現頻度	棄却項目 1項目		<p>【大飯】個別解析による相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大飯は従来の評価において使用していた2009年の気象データについて、代表性が確認できなかった旨を記載している。 ・泊は前述の資料において、従来の気象が異常ではなかったことを確認している。
	観測項目	検定結果																							
標高30m	風向別出現頻度	棄却項目 3項目																							
	風速階級別出現頻度	棄却項目 1項目																							
標高80m	風向別出現頻度	棄却項目なし																							
	風速階級別出現頻度	棄却項目 1項目																							
標高30m	風向別出現頻度	棄却項目なし																							
	風速階級別出現頻度	棄却項目なし																							
標高80m	風向別出現頻度	棄却項目なし																							
	風速階級別出現頻度	棄却項目 1項目																							

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

表8：東浜検定表（風向別出現頻度）（標高30m）(検定年：2009年、統計年：①2002年1月～2012年12月)

観測場所：大飯発電所（標高約30m）
 測定器：風車型風向風速計
 統計期間：2002年1月～2012年12月
 検定年：2009年1月～2009年12月
 単位：%

風向	統計年												判定 ○緑字 X青字		
	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年	2010年	2011年	2012年	平均値		2009年	
N	12.37	18.28	15.49	17.54	19.43	17.58	18.48	18.00	18.51	15.42	15.61	19.60	21.50	11.72	○
NNE	8.21	7.66	7.89	7.67	9.54	8.28	7.78	8.25	6.79	7.27	7.87	7.67	9.72	6.03	○
NE	2.28	2.35	2.82	2.11	2.47	3.23	3.30	3.70	3.26	2.56	2.69	2.94	3.73	1.66	○
ENE	0.69	0.56	0.57	0.52	0.55	0.73	0.70	0.57	0.61	0.73	0.63	0.62	0.82	0.43	○
E	0.43	0.41	0.39	0.49	0.33	0.37	0.47	0.49	0.46	0.41	0.47	0.38	0.55	0.30	○
ESE	1.21	0.45	0.70	0.66	0.72	0.86	0.62	0.64	0.63	0.71	0.74	0.73	1.17	0.31	○
SE	8.71	8.30	8.63	7.30	8.72	8.87	7.45	6.97	7.52	7.82	8.18	8.82	9.92	6.44	X
SSE	25.21	23.28	27.22	24.06	24.87	26.73	25.56	26.16	23.14	23.88	23.37	25.87	27.26	22.94	○
SSW	3.52	3.66	2.92	2.53	2.76	2.70	2.56	2.38	3.02	2.89	2.41	2.93	3.26	2.47	○
SW	3.35	3.09	3.95	3.21	2.38	2.89	2.70	3.88	3.14	3.62	3.04	2.91	4.10	1.68	○
WSW	4.32	3.09	3.49	3.00	2.60	3.45	2.72	4.19	3.60	3.23	3.21	2.91	6.41	1.63	○
WS	3.44	3.24	2.36	2.69	1.83	2.03	2.33	2.39	2.72	2.36	2.44	1.68	3.48	1.40	○
WNW	1.39	0.87	1.15	1.13	1.14	0.91	1.07	1.13	1.11	1.33	1.11	0.76	1.43	0.80	X
WN	2.66	0.92	1.22	1.00	1.03	0.74	0.96	1.05	1.16	1.24	1.20	1.02	2.47	-0.08	○
NW	5.39	4.71	5.25	6.74	5.57	5.78	5.27	5.74	6.58	6.72	5.78	5.19	7.39	4.16	○
NNW	12.04	14.33	10.74	10.19	9.78	8.86	9.72	9.04	8.91	9.22	10.28	9.92	14.38	6.19	○
W	1.34	2.27	2.09	1.80	2.22	1.99	3.32	2.51	2.18	2.76	2.28	4.04	3.52	0.99	X

表9：東浜検定表（風速階別出現頻度）（標高30m）(検定年：2009年、統計年：①2002年1月～2012年12月)

観測場所：大飯発電所（標高約30m）
 測定器：風車型風向風速計
 統計期間：2002年1月～2012年12月
 検定年：2009年1月～2009年12月
 単位：%

風速階級 m/s	統計年												判定 ○緑字 X青字		
	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年	2010年	2011年	2012年	平均値		2009年	
0.0~0.4	1.31	2.27	2.09	1.88	2.22	1.99	3.32	2.51	2.18	2.76	2.28	4.04	3.52	0.99	X
0.5~1.4	12.01	15.84	16.64	14.54	13.84	13.89	16.48	16.43	16.68	17.32	15.37	17.67	19.42	11.32	○
1.5~2.4	30.49	20.66	22.82	21.86	19.14	19.32	18.98	21.49	22.80	21.70	20.93	22.02	24.35	17.51	○
2.5~3.4	19.83	17.89	18.72	19.46	17.23	17.82	16.26	18.96	18.24	17.12	18.15	17.12	20.79	15.51	○
3.5~4.4	15.49	13.57	13.65	14.54	14.38	13.25	12.27	13.67	13.33	12.70	13.68	13.24	15.89	11.48	○
4.5~5.4	10.33	8.93	9.15	9.50	10.49	11.50	11.44	8.66	8.69	9.71	9.68	12.45	6.96	○	
5.5~6.4	6.68	5.96	6.20	5.84	6.96	8.10	10.29	5.55	5.31	5.64	6.67	6.47	10.24	3.11	○
6.5~7.4	4.29	4.52	3.93	4.27	4.65	5.49	5.95	4.35	3.96	4.13	4.55	3.80	6.14	2.95	○
7.5~8.4	2.65	3.26	2.22	2.44	3.30	2.27	2.74	3.16	2.74	3.43	2.93	2.19	3.87	1.69	○
8.5~9.4	1.70	2.46	1.62	2.14	2.41	2.18	1.09	2.23	1.98	2.41	2.03	1.37	2.68	0.99	○
9.5~	4.90	4.51	2.97	3.54	3.38	3.19	1.19	2.99	4.01	4.43	3.72	2.68	6.40	0.53	○

【大飯】個別解析による相違
 ・大飯は従来の評価において使用していた2009年の気象データについて、代表性が確認できなかった旨を記載している。
 ・泊は前述の資料において、従来の気象が異常ではなかったことを確認している。

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉															
風向	統計年											判定 ○合格 ×不合格			
	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年	2010年	2011年	2012年		平均値		
N	8.69	8.14	5.58	8.97	11.47	9.63	9.36	9.17	7.57	7.74	8.99	0.79	11.03	6.36	○
NE	1.82	1.08	3.59	1.49	2.48	2.48	2.80	3.85	3.94	3.94	2.54	3.65	1.60	1.59	○
SE	0.80	0.91	1.33	0.84	0.87	0.95	1.03	0.94	1.44	1.23	1.07	1.16	1.60	0.55	○
E	1.12	1.39	1.45	1.06	0.68	0.92	1.21	0.83	1.69	1.54	1.24	1.21	2.24	0.24	○
ESE	6.97	8.63	7.86	6.64	6.40	6.33	6.51	6.34	8.90	11.04	7.46	4.43	11.40	3.62	○
SE	20.48	20.57	22.27	20.06	17.85	19.19	17.97	19.67	21.36	19.56	19.89	17.50	23.17	16.09	○
SSE	8.93	8.99	9.11	8.65	12.30	12.67	12.70	12.86	9.41	7.64	10.25	12.96	15.34	5.16	○
S	3.61	2.66	3.41	3.43	3.50	3.85	4.34	3.45	2.48	2.32	3.39	4.66	3.01	1.77	○
SSW	4.37	2.41	3.63	3.96	3.14	3.63	3.53	4.03	2.51	2.49	3.37	3.94	3.04	1.70	○
SW	5.18	3.99	4.31	5.71	2.96	4.16	3.37	4.74	4.81	4.95	4.32	6.02	6.40	2.44	○
WSW	4.07	3.06	2.37	3.66	3.53	3.60	4.15	4.19	4.89	5.25	3.96	3.38	6.02	2.35	○
W	4.22	3.02	3.71	3.23	3.56	3.40	3.85	3.13	3.85	3.52	3.52	3.01	4.37	2.63	○
WSW	6.41	4.60	4.37	4.24	4.24	4.19	4.05	2.89	6.83	6.13	6.66	4.73	11.96	5.20	○
W	6.41	4.60	4.37	4.24	4.24	4.19	4.05	2.89	6.83	6.13	6.66	4.73	11.96	5.20	○
WNW	16.18	13.60	9.69	12.05	11.31	10.89	11.96	9.68	7.94	6.83	10.34	13.03	15.30	5.48	○
W	6.96	0.97	0.86	0.79	1.01	0.69	1.66	1.07	1.50	1.48	1.04	0.80	1.67	0.40	○

(注) 測定値は、2010年11月以前は風車型風向風速計、2010年12月以降はドップラーソナーダである。

表 11：風速検定表（風速階級別出現頻度）（標高80m）（検定年：2009年、統計年：2002年1月～2012年12月）

観測場所：大飯発電所（標高約80m）
 測定器：風車型風向風速計
 統計期間：2002年1月～2012年12月
 検定年：2009年1月～2009年12月
 単位：%

風速階級 m/s	統計年											判定 ○合格 ×不合格			
	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年	2010年	2011年	2012年		平均値		
0.0～0.4	0.96	0.97	0.86	0.79	1.01	0.69	1.06	1.07	1.50	1.48	1.04	0.80	1.67	0.40	○
0.5～1.4	12.63	7.74	8.4	7.40	8.69	6.99	6.75	7.95	8.77	9.68	7.82	6.54	10.27	5.36	○
1.5～2.4	12.01	12.91	14.33	13.59	12.59	10.89	11.37	13.00	14.48	15.48	13.08	11.84	16.49	9.64	○
2.5～3.4	15.48	14.17	15.71	15.64	14.63	12.61	12.86	15.48	17.49	17.07	15.12	13.37	18.87	11.37	○
3.5～4.4	14.95	13.48	14.47	15.44	13.23	12.58	12.30	14.74	15.96	14.36	14.14	12.63	16.85	11.45	○
4.5～5.4	12.94	10.43	11.08	12.18	11.57	11.13	10.87	12.64	11.08	10.53	11.43	11.37	13.51	9.39	○
5.5～6.4	9.25	8.83	8.49	9.44	8.86	9.56	9.12	9.96	8.18	7.42	8.82	9.19	10.35	7.89	○
6.5～7.4	7.13	6.53	6.42	6.68	6.31	8.06	7.95	6.17	6.63	6.87	7.38	8.34	4.90	○	
7.5～8.4	4.98	5.15	4.75	4.79	4.77	6.45	5.32	4.78	4.96	5.10	5.10	6.35	6.31	3.90	○
8.5～9.4	3.69	4.57	3.98	3.82	4.07	4.77	4.14	4.18	3.80	4.25	4.13	4.51	4.94	3.32	○
9.5～	11.96	15.13	11.78	10.27	14.06	16.70	18.65	10.99	8.73	8.76	12.70	16.03	20.64	4.75	○

(注) 測定値は、2010年11月以前は風車型風向風速計、2010年12月以降はドップラーソナーダである。

泊発電所3号炉

相違理由

【大飯】個別解析による相違
 ・大飯は従来の評価において使用していた2009年の気象データについて、代表性が確認できなかった旨を記載している。
 ・泊は前述の資料において、従来の気象が異常ではなかったことを確認している。

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉

表12：葉球検定表（風向別出現頻度）(標高30m)(検定年：2009年、統計年：②2001年1月～2011年12月)

観測場所：大飯発電所(標高約30m)
 測定器：風車型風向風速計
 統計期間：2001年1月～2011年12月
 検定年：2009年1月～2009年12月
 単位：%

風向	統計年											同定 ○概積 X確認			
	2001年	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年	2010年	2011年		平均値		
N	16.78	12.37	18.26	15.49	17.54	19.43	17.58	18.48	16.00	15.51	16.74	19.60	21.53	11.96	○
NNE	8.93	8.21	7.06	7.80	7.67	9.53	8.28	7.78	8.25	6.79	8.04	7.67	9.96	6.11	○
NE	3.97	2.28	2.58	2.63	2.11	2.47	3.23	3.30	2.78	3.26	2.74	2.94	3.78	1.69	○
E	0.21	0.69	0.56	0.51	0.52	0.58	0.73	0.70	0.51	0.41	0.58	0.62	0.88	0.27	○
ESE	0.21	1.21	0.65	0.70	0.66	0.72	0.86	0.62	0.37	0.49	0.41	0.58	0.51	0.26	○
SE	1.99	8.73	8.30	8.51	7.30	8.76	8.57	7.45	6.97	7.52	7.50	5.33	12.72	23.07	○
SSE	24.16	25.24	25.28	27.24	23.99	24.87	26.32	25.96	26.16	25.14	25.39	25.87	27.72	23.07	○
S	10.15	6.32	6.60	7.07	7.53	6.76	7.13	7.96	8.28	9.02	7.64	7.93	10.47	4.81	○
SSW	2.53	3.35	2.06	2.95	3.57	2.38	2.80	2.70	3.86	3.14	2.93	2.91	4.25	1.62	○
SW	2.82	4.92	3.06	3.49	5.00	2.60	3.46	2.72	4.19	5.00	3.73	2.91	6.04	1.41	○
WSW	3.02	3.44	2.26	2.36	2.69	1.83	2.03	2.33	2.39	2.72	2.51	1.68	3.63	1.38	○
W	1.75	1.39	0.87	1.15	1.15	1.14	0.97	1.07	1.13	1.11	1.17	0.76	1.75	0.60	○
WNW	0.49	2.66	0.92	1.22	1.00	1.05	0.74	0.96	1.02	1.16	1.12	1.02	2.49	0.25	○
NW	4.65	5.39	4.77	5.25	6.74	5.57	5.78	5.27	5.74	6.55	5.57	5.19	7.18	3.97	○
NNW	12.24	12.04	14.33	10.74	10.19	9.78	8.86	9.72	9.04	8.91	10.58	9.92	14.51	6.36	○
C	6.74	1.34	2.27	2.09	1.85	2.22	1.99	3.32	2.51	2.18	2.65	4.04	6.26	0.96	○

表13：葉球検定表（風速階級別出現頻度）(標高30m)(検定年：2009年、統計年：②2001年1月～2011年12月)

観測場所：大飯発電所(標高約30m)
 測定器：風車型風向風速計
 統計期間：2001年1月～2011年12月
 検定年：2009年1月～2009年12月
 単位：%

風速階級 m/s	統計年											同定 ○概積 X確認			
	2001年	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年	2010年	2011年		平均値		
0.0~0.4	6.74	1.34	2.27	2.09	1.85	2.22	1.99	3.32	2.51	2.18	2.65	4.04	6.26	0.96	○
0.5~1.4	16.76	12.01	15.84	16.64	14.54	13.94	13.89	16.43	16.68	15.31	17.67	19.21	11.41	6.11	○
1.5~2.4	22.68	20.49	20.66	22.82	21.85	19.14	19.32	18.98	21.49	22.80	21.03	22.02	24.66	17.39	○
2.5~3.4	17.59	19.83	17.89	18.72	19.46	17.23	17.82	16.26	18.96	18.24	18.20	17.12	20.75	15.65	○
3.5~4.4	12.92	15.49	13.57	13.65	14.54	14.38	13.25	12.27	13.67	13.33	13.70	13.24	15.85	11.56	○
4.5~5.4	8.36	10.33	8.93	9.15	9.50	10.49	11.50	11.44	8.66	8.69	9.70	9.98	12.46	6.95	○
5.5~6.4	5.04	6.88	5.98	6.20	5.84	6.96	8.10	10.29	5.55	5.51	6.61	6.47	10.31	2.92	○
6.5~7.4	3.50	4.29	4.52	3.90	4.27	4.65	5.49	5.05	4.35	3.86	4.48	3.80	6.24	2.72	○
7.5~8.4	2.18	2.85	3.28	3.22	2.44	3.30	3.27	2.74	3.16	2.74	2.82	2.19	3.84	1.79	○
8.5~9.4	1.90	1.79	2.46	1.62	2.14	2.41	2.18	1.06	2.23	1.98	1.98	1.37	2.96	0.99	○
9.5~	2.32	4.90	4.61	2.97	3.54	5.38	3.19	1.19	2.29	4.01	3.51	2.08	6.50	0.51	○

泊発電所3号炉

相違理由

【大飯】個別解析による相違
 ・大飯は従来の評価において使用していた2009年の気象データについて、代表性が確認できなかった旨を記載している。
 ・泊は前述の資料において、従来の気象が異常ではなかったことを確認している。

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉

表 14：夏季特定表（風向別出現頻度）(標高80m) (検定年：2009年、統計年：①2001年1月～2011年12月)

観測場所：大飯発電所（標高約80m）
 測定器：風車型風向風速計
 ドップラーソナー
 統計期間：2001年1月～2011年12月
 検定年：2009年1月～2009年12月
 単位：%

風向	統計年												検定年	判定	
	2001年	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年	2010年	2011年	平均値			
N	8.12	8.69	8.44	8.58	8.97	11.47	9.63	9.36	9.47	7.37	9.03	9.79	11.56	6.50	○
NNE	4.95	4.68	4.11	4.48	4.91	6.58	5.63	5.99	5.82	5.80	5.24	5.55	7.13	3.35	○
NE	2.13	1.83	2.68	2.39	1.91	2.40	2.48	2.89	2.85	3.09	2.39	2.62	3.35	1.43	○
E	0.61	0.80	0.94	1.13	0.84	0.87	0.95	1.03	0.96	1.44	0.96	1.14	1.49	0.44	○
ESE	0.91	1.12	1.39	1.43	1.06	0.68	0.92	1.21	0.83	1.99	1.15	1.21	2.05	0.25	○
SE	5.77	6.97	8.63	7.86	6.63	6.40	6.23	5.51	6.34	8.99	6.93	4.43	9.68	4.18	○
SSE	21.05	20.48	20.57	22.27	20.06	17.83	19.19	17.97	19.57	21.96	20.03	17.50	23.42	16.45	○
S	7.54	8.93	8.09	9.11	8.65	12.30	12.67	12.70	12.98	9.11	10.24	12.04	15.36	5.12	○
SSW	3.27	3.61	2.66	3.81	3.63	3.50	3.65	3.74	3.45	2.45	3.52	3.69	4.86	2.17	○
SW	2.97	4.31	2.41	3.63	3.96	3.14	3.63	3.53	4.03	2.01	3.42	3.64	4.96	1.87	○
WSW	4.60	6.13	3.99	4.31	5.71	2.96	4.16	3.17	4.74	4.31	4.38	3.62	6.32	2.44	○
W	3.43	4.01	3.06	3.31	3.66	3.53	3.60	4.18	4.19	4.89	3.80	3.28	5.06	2.54	○
WNW	4.25	4.22	3.02	3.47	3.77	3.23	3.56	3.46	3.53	3.13	3.56	3.01	4.33	2.58	○
NW	5.17	4.41	4.23	4.37	4.54	4.67	4.49	3.95	3.98	5.03	4.57	4.53	5.82	3.32	○
NW	9.70	9.49	11.80	9.34	8.62	8.13	7.34	7.67	7.06	7.86	8.70	7.77	12.08	5.32	○
W	12.18	10.18	13.60	9.60	12.05	11.31	10.89	11.96	9.08	7.92	10.87	13.08	14.90	6.83	○
W	3.05	0.96	0.97	0.86	0.79	1.01	0.69	1.06	1.07	1.50	1.20	0.80	2.82	-0.43	○

(注) 測定器は、2010年11月以前は風車型風向風速計、2010年12月以降はドップラーソナーである。

表 15：夏季特定表（風速階級別出現頻度）(標高80m) (検定年：2009年、統計年：②2001年1月～2011年12月)

観測場所：大飯発電所（標高約80m）
 測定器：風車型風向風速計
 ドップラーソナー
 統計期間：2001年1月～2011年12月
 検定年：2009年1月～2009年12月
 単位：%

風速階級 m/s	統計年												検定年	判定	
	2001年	2002年	2003年	2004年	2005年	2006年	2007年	2008年	2009年	2010年	2011年	平均値			
0.0~0.4	3.05	0.96	0.97	0.86	0.79	1.01	0.69	1.06	1.07	1.50	1.20	0.80	2.82	-0.43	○
0.5~1.4	7.13	6.63	7.77	8.14	7.40	8.90	6.50	6.75	7.95	8.47	7.56	6.54	9.50	5.63	○
1.5~2.4	11.98	12.01	12.97	14.33	13.55	12.59	10.85	11.37	13.00	14.48	12.71	11.84	15.55	9.87	○
2.5~3.4	14.36	15.48	14.17	15.71	15.64	14.63	12.67	12.86	15.48	17.40	14.85	13.37	18.26	11.45	○
3.5~4.4	14.55	14.95	13.48	14.47	15.44	13.23	12.58	12.50	14.74	15.66	14.16	12.63	16.86	11.46	○
4.5~5.4	12.66	12.94	10.43	11.08	12.18	11.57	11.15	10.87	12.64	11.08	11.66	11.37	13.74	9.58	○
5.5~6.4	9.58	9.25	8.83	8.49	9.44	8.86	9.56	9.12	9.06	8.18	9.04	9.19	10.12	7.95	○
6.5~7.4	6.69	7.13	6.53	6.42	6.68	6.31	8.06	7.46	6.17	5.65	6.70	7.48	8.34	5.09	○
7.5~8.4	4.44	4.98	5.15	4.75	4.79	4.77	6.45	5.33	4.78	4.96	5.04	6.35	6.34	3.72	○
8.5~9.4	3.87	3.69	4.57	3.98	3.82	4.07	4.77	4.14	4.18	3.80	4.09	4.51	4.92	3.26	○
9.5~	11.67	11.88	15.13	11.29	10.27	14.08	16.70	18.65	10.93	8.70	12.99	16.03	20.31	5.67	○

(注) 測定器は、2010年11月以前は風車型風向風速計、2010年12月以降はドップラーソナーである。

泊発電所3号炉

相違理由

【大飯】個別解析による相違
 ・大飯は従来の評価において使用していた2009年の気象データについて、代表性が確認できなかった旨を記載している。
 ・泊は前述の資料において、従来の気象が異常ではなかったことを確認している。

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別紙10</p> <p>湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について</p> <p>1. 湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について 本評価においては、地表面への沈着を評価する際、降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を評価している。 以下に今回、湿性沈着を考慮した地表面沈着速度を乾性沈着の4倍として設定した妥当性について示す。</p> <p>1.1 乾性沈着率と湿性沈着率の算定方法について 以下の計算式から乾性沈着率と地表沈着率（単位時間あたりの沈着量）を求める。ここでは放射性崩壊による減少効果については式に含んでいないが、別途考慮している。また、放出源からの放出が継続する時間と沈着を考慮する時間は同じとしている。</p> <p>(1) 乾性沈着率 単位放出率あたりの乾性沈着率は線量目標値評価指針の式と同様に以下の式で表される。</p> $D_{di} = V_{gd} \cdot \chi / Q_0 \dots\dots\dots (1)$ <p>D_{di} : 単位放出率あたりの乾性沈着率 [1/m²] V_{gd} : 沈着速度[m/s] χ / Q_0 : 地上の相対濃度 [s/m³] (地上放出時の軸上濃度)</p> <p>(2) 湿性沈着率 単位放出率あたりの湿性沈着率は評価指針に降水時の沈着量評価の参考資料として挙げられているChamberlainの研究報告^{※1}より濃度を相対濃度 (χ / Q) で表現すると以下の式で表される。</p> $D_{ri} = \Lambda \cdot \int_0^\infty \chi / Q_{(z)} dz \dots\dots\dots (2)$ <p>D_{ri} : 単位放出率あたりの湿性沈着率[1/m²] Λ : 洗浄係数[1/s] $\chi / Q_{(z)}$: 鉛直方向の相対濃度分布[s/m³]</p>	<p style="text-align: right;">別紙10</p> <p>湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について</p> <p>1. 湿性沈着を考慮した地表面沈着速度の設定について 本評価においては、地表面への沈着を評価する際、降雨による湿性沈着を考慮して地表面沈着濃度を評価している。 以下に今回、湿性沈着を考慮した地表面沈着速度を乾性沈着の4倍として設定した妥当性について示す。</p> <p>1.1 乾性沈着率と湿性沈着率の算定方法について 以下の計算式から乾性沈着率と地表沈着率（単位時間あたりの沈着量）を求める。ここでは放射性崩壊による減少効果については式に含んでいないが、別途考慮している。また、放出源からの放出が継続する時間と沈着を考慮する時間は同じとしている。</p> <p>(1) 乾性沈着率 単位放出率あたりの乾性沈着率は線量目標値評価指針の式と同様に以下の式で表される。</p> $D_{di} = V_{gd} \cdot \chi / Q_0 \dots\dots\dots (1)$ <p>D_{di} : 単位放出率あたりの乾性沈着率 [1/m²] V_{gd} : 沈着速度 [m/s] χ / Q_0 : 地上の相対濃度 [s/m³] (地上放出時の軸上濃度)</p> <p>(2) 湿性沈着率 単位放出率あたりの湿性沈着率は評価指針に降水時の沈着量評価の参考資料として挙げられているChamberlainの研究報告^{※1}より濃度を相対濃度 (χ / Q) で表現すると以下の式で表される。</p> $D_{ri} = \Lambda \cdot \int_0^\infty \chi / Q_{(z)} dz \dots\dots\dots (2)$ <p>D_{ri} : 単位放出率あたりの湿性沈着率 [1/m²] Λ : 洗浄係数 [1/s] $\chi / Q_{(z)}$: 鉛直方向の相対濃度分布 [s/m³]</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ここで、χ/Q_{0t}が正規分布をとると仮定すると、</p> $D_{di} = \Lambda \cdot \chi/Q_{0t} \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z \dots\dots\dots(3)$ <p>Σz : 鉛直拡散幅[m] χ/Q_{0t} : 地上の相対濃度 [s/m³] (地上放出時の軸上濃度)</p> <p>※1 Chamberlain, A.C. : Aspects of Travel and Deposition of Aerosol and Vapour Cloud, AERE HP/R1261 (1955)</p> <p>(3) 地表沈着率 上記(1)式と(3)式から、地表沈着率は、以下の式で表される。</p> $A = D_{di} + D_{ri} = V_{gd} \cdot \chi/Q_{0t} + \Lambda \cdot \chi/Q_{0t} \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z \dots\dots\dots(4)$ <p>A : 単位時間あたりの地表沈着率[1/m²]</p> <p>1.2 地表面濃度評価時の地表沈着率 今回の評価においてグランドシャイン線量大きい評価点について、地表沈着率は年間を通じて1時間ごとの気象条件に対して、(1)式及び(3)式から各時間での沈着率を算出し、そのうちの年間97%積算値を取った。一方で、乾性沈着のみを考慮して年間97%積算値を想定した乾性沈着率（すなわちχ/Qの97%積算値×沈着速度）との比を(5)式のようにとると、表1～表2のとおり、約1.3倍であった。 地表面沈着率の累積出現頻度97%の求め方については添付1に示す。</p> $\frac{D_{di} + D_{ri}}{D_{di}} = \frac{(V_{gd} \cdot \chi/Q_{0t} + \Lambda \cdot \chi/Q_{0t} \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z)_{97\%}}{V_{gd} \cdot (\chi/Q_{0t})_{97\%}} \dots\dots\dots(5)$ <p>()_{97%} : 年間の97%積算値 χ/Q_{0t} : 時刻tの地上の相対濃度 [s/m³] (地上放出時の軸上濃度)</p>	<p>ここで、χ/Q_{0t}が正規分布をとると仮定すると、</p> $D_{ri} = \Lambda \cdot \chi/Q_{0t} \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z \dots\dots\dots(3)$ <p>Σz : 鉛直拡散幅[m] χ/Q_{0t} : 相対濃度 [s/m³] (鉛直方向の軸上濃度分布)</p> <p>* Chamberlain, A.C. : Aspects of Travel and Deposition of Aerosol and Vapour Cloud, AERE HP/R1261 (1955)</p> <p>(3) 地表沈着率 上記(1)式と(3)式から、地表沈着率は、以下の式で表される。</p> $A = D_{di} + D_{ri} = V_{gd} \cdot \chi/Q_{0t} + \Lambda \cdot \chi/Q_{0t} \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z \dots\dots\dots(4)$ <p>A : 単位時間当たりの地表沈着率[1/m²]</p> <p>1.2 地表面濃度評価時の地表沈着率 今回の評価においてグランドシャイン線量大きい評価点について、地表沈着率は年間を通じて1時間ごとの気象条件に対して、(1)式及び(3)式から各時間での沈着率を算出し、そのうちの年間97%積算値を取った。一方で、乾性沈着のみを考慮して年間97%積算値を想定した乾性沈着率（すなわちχ/Qの97%積算値×沈着速度）との比を(5)式のようにとると、第1表のとおり、約1.1倍であった。 地表面沈着率の累積出現頻度97%の求め方については添付1に示す。</p> $\frac{D_{di} + D_{ri}}{D_{di}} = \frac{(V_{gd} \cdot \chi/Q_{0t} + \Lambda \cdot \chi/Q_{0t} \cdot \sqrt{2\pi} \cdot \Sigma z)_{97\%}}{V_{gd} \cdot (\chi/Q_{0t})_{97\%}} \dots\dots\dots(5)$ <p>()_{97%} : 年間の97%積算値 χ/Q_{0t} : 時刻tの相対濃度 [s/m³] (鉛直方向の軸上濃度分布)</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯】個別解析による相違</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																					
<p>表1 大飯3, 4号炉における湿性沈着量評価（評価点②）</p> <table border="1"> <tr> <td rowspan="2">累積出現頻度97%値</td> <td>$\chi/Q(s/m^3)$</td> <td>約 4.8×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>① 乾性沈着率(1/m²)</td> <td>約 1.5×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">累積出現頻度97%値</td> <td>② 地表面沈着率(1/m²) (乾性+湿性)</td> <td>約 1.9×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>降雨量(mm/h)</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td colspan="2">降雨時と非降雨時の比 (②/①)</td> <td>約 1.3</td> </tr> </table> <p>表2 大飯3, 4号炉における湿性沈着量評価（評価点A）</p> <table border="1"> <tr> <td rowspan="2">累積出現頻度97%値</td> <td>$\chi/Q(s/m^3)$</td> <td>約 5.7×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>① 乾性沈着(1/m²)</td> <td>約 1.7×10^{-7}</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">累積出現頻度97%値</td> <td>② 地表面沈着率(1/m²) (乾性+湿性)</td> <td>約 2.5×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>降雨量(mm/h)</td> <td>0.5</td> </tr> <tr> <td colspan="2">降雨時と非降雨時の比 (②/①)</td> <td>約 1.5</td> </tr> </table> <p>以上より、湿性沈着を考慮した沈着率は、χ/Q97%積算値を使用した場合の乾性沈着率に比べ、4倍を下回る結果が得られたことから、今回の評価において湿性沈着を考慮した沈着速度を乾性沈着の4倍とすることは保守的な評価であると考えられる。 なお、評価に使用するパラメータを表3に示す。</p> <p>表3 地表沈着関連パラメータ</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>パラメータ</th> <th>値</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>乾性沈着速度 V_{set}</td> <td>0.3 (cm/s)</td> <td>NUREG/CR-4551 Vol.2</td> </tr> <tr> <td>鉛直拡散幅 Σz</td> <td>気象指針に基づき計算 $\Sigma_z = \sqrt{\sigma_z^2 + cA/\pi}$</td> <td>1時間ごとの値を算出。 ・ 建屋投影面積 A : 2800 (m²) ・ 形状係数 c : 0.5 ・ σ_z : 鉛直方向の平地の拡散パラメータ (m)</td> </tr> <tr> <td>洗浄係数 Λ</td> <td>$\Lambda = 9.5E-5 \times Pr^{0.8}$ (s⁻¹) Pr : 降水強度 (mm/h)</td> <td>日本原子力学会標準「原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準（レベル3PSA編）：2008」（NUREG-1150 解析使用値として引用）</td> </tr> <tr> <td>気象条件</td> <td>2010年</td> <td>2010年1月~2010年12月の1時間ごとの風向、風速、降水量を使用</td> </tr> </tbody> </table>	累積出現頻度97%値	$\chi/Q(s/m^3)$	約 4.8×10^{-4}	① 乾性沈着率(1/m ²)	約 1.5×10^{-6}	累積出現頻度97%値	② 地表面沈着率(1/m ²) (乾性+湿性)	約 1.9×10^{-6}	降雨量(mm/h)	0	降雨時と非降雨時の比 (②/①)		約 1.3	累積出現頻度97%値	$\chi/Q(s/m^3)$	約 5.7×10^{-4}	① 乾性沈着(1/m ²)	約 1.7×10^{-7}	累積出現頻度97%値	② 地表面沈着率(1/m ²) (乾性+湿性)	約 2.5×10^{-6}	降雨量(mm/h)	0.5	降雨時と非降雨時の比 (②/①)		約 1.5	パラメータ	値	備考	乾性沈着速度 V_{set}	0.3 (cm/s)	NUREG/CR-4551 Vol.2	鉛直拡散幅 Σz	気象指針に基づき計算 $\Sigma_z = \sqrt{\sigma_z^2 + cA/\pi}$	1時間ごとの値を算出。 ・ 建屋投影面積 A : 2800 (m ²) ・ 形状係数 c : 0.5 ・ σ_z : 鉛直方向の平地の拡散パラメータ (m)	洗浄係数 Λ	$\Lambda = 9.5E-5 \times Pr^{0.8}$ (s ⁻¹) Pr : 降水強度 (mm/h)	日本原子力学会標準「原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準（レベル3PSA編）：2008」（NUREG-1150 解析使用値として引用）	気象条件	2010年	2010年1月~2010年12月の1時間ごとの風向、風速、降水量を使用	<p>第1表 泊発電所3号炉における湿性沈着量評価（評価点⑧）</p> <table border="1"> <tr> <td rowspan="2">累積出現頻度97%値</td> <td>$\chi/Q(s/m^3)$</td> <td>約 4.4×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>① 乾性沈着率(1/m²)</td> <td>約 1.3×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">累積出現頻度97%値</td> <td>② 地表面沈着率(1/m²) (乾性+湿性)</td> <td>約 1.5×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>降雨量(mm/h)</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td colspan="2">降雨時と非降雨時の比 (②/①)</td> <td>約 1.1</td> </tr> </table> <p>以上より、湿性沈着を考慮した沈着率は、χ/Q97%積算値を使用した場合の乾性沈着率に比べ、4倍を下回る結果が得られたことから、今回の評価において湿性沈着を考慮した沈着速度を乾性沈着の4倍とすることは保守的な評価であると考えられる。 なお、評価に使用するパラメータを第2表に示す。</p> <p>第2表 地表沈着関連パラメータ</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>パラメータ</th> <th>値</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>乾性沈着速度 V_{set}</td> <td>0.3 (cm/s)</td> <td>NUREG/CR-4551 Vol.2</td> </tr> <tr> <td>鉛直拡散幅 Σz</td> <td>気象指針に基づき計算 $\Sigma_z = \sqrt{\sigma_z^2 + cA/\pi}$</td> <td>1時間ごとの値を算出。 ・ 建屋投影面積 A : 2,700 (m²) ・ 形状係数 c : 0.5 ・ σ_z : 鉛直方向の平地の拡散パラメータ (m)</td> </tr> <tr> <td>洗浄係数 Λ</td> <td>$\Lambda = 9.5E-5 \times Pr^{0.8}$ (s⁻¹) Pr : 降水強度 (mm/h)</td> <td>日本原子力学会標準「原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準（レベル3PSA編）：2008」（NUREG-1150 解析使用値として引用）</td> </tr> <tr> <td>気象条件</td> <td>1997年</td> <td>1997年1月~1997年12月の1時間ごとの風向、風速、降水量を使用</td> </tr> </tbody> </table>	累積出現頻度97%値	$\chi/Q(s/m^3)$	約 4.4×10^{-4}	① 乾性沈着率(1/m ²)	約 1.3×10^{-6}	累積出現頻度97%値	② 地表面沈着率(1/m ²) (乾性+湿性)	約 1.5×10^{-6}	降雨量(mm/h)	0	降雨時と非降雨時の比 (②/①)		約 1.1	パラメータ	値	備考	乾性沈着速度 V_{set}	0.3 (cm/s)	NUREG/CR-4551 Vol.2	鉛直拡散幅 Σz	気象指針に基づき計算 $\Sigma_z = \sqrt{\sigma_z^2 + cA/\pi}$	1時間ごとの値を算出。 ・ 建屋投影面積 A : 2,700 (m ²) ・ 形状係数 c : 0.5 ・ σ_z : 鉛直方向の平地の拡散パラメータ (m)	洗浄係数 Λ	$\Lambda = 9.5E-5 \times Pr^{0.8}$ (s ⁻¹) Pr : 降水強度 (mm/h)	日本原子力学会標準「原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準（レベル3PSA編）：2008」（NUREG-1150 解析使用値として引用）	気象条件	1997年	1997年1月~1997年12月の1時間ごとの風向、風速、降水量を使用	<p>【大飯】個別解析による相違</p>
累積出現頻度97%値		$\chi/Q(s/m^3)$	約 4.8×10^{-4}																																																																				
	① 乾性沈着率(1/m ²)	約 1.5×10^{-6}																																																																					
累積出現頻度97%値	② 地表面沈着率(1/m ²) (乾性+湿性)	約 1.9×10^{-6}																																																																					
	降雨量(mm/h)	0																																																																					
降雨時と非降雨時の比 (②/①)		約 1.3																																																																					
累積出現頻度97%値	$\chi/Q(s/m^3)$	約 5.7×10^{-4}																																																																					
	① 乾性沈着(1/m ²)	約 1.7×10^{-7}																																																																					
累積出現頻度97%値	② 地表面沈着率(1/m ²) (乾性+湿性)	約 2.5×10^{-6}																																																																					
	降雨量(mm/h)	0.5																																																																					
降雨時と非降雨時の比 (②/①)		約 1.5																																																																					
パラメータ	値	備考																																																																					
乾性沈着速度 V_{set}	0.3 (cm/s)	NUREG/CR-4551 Vol.2																																																																					
鉛直拡散幅 Σz	気象指針に基づき計算 $\Sigma_z = \sqrt{\sigma_z^2 + cA/\pi}$	1時間ごとの値を算出。 ・ 建屋投影面積 A : 2800 (m ²) ・ 形状係数 c : 0.5 ・ σ_z : 鉛直方向の平地の拡散パラメータ (m)																																																																					
洗浄係数 Λ	$\Lambda = 9.5E-5 \times Pr^{0.8}$ (s ⁻¹) Pr : 降水強度 (mm/h)	日本原子力学会標準「原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準（レベル3PSA編）：2008」（NUREG-1150 解析使用値として引用）																																																																					
気象条件	2010年	2010年1月~2010年12月の1時間ごとの風向、風速、降水量を使用																																																																					
累積出現頻度97%値	$\chi/Q(s/m^3)$	約 4.4×10^{-4}																																																																					
	① 乾性沈着率(1/m ²)	約 1.3×10^{-6}																																																																					
累積出現頻度97%値	② 地表面沈着率(1/m ²) (乾性+湿性)	約 1.5×10^{-6}																																																																					
	降雨量(mm/h)	0																																																																					
降雨時と非降雨時の比 (②/①)		約 1.1																																																																					
パラメータ	値	備考																																																																					
乾性沈着速度 V_{set}	0.3 (cm/s)	NUREG/CR-4551 Vol.2																																																																					
鉛直拡散幅 Σz	気象指針に基づき計算 $\Sigma_z = \sqrt{\sigma_z^2 + cA/\pi}$	1時間ごとの値を算出。 ・ 建屋投影面積 A : 2,700 (m ²) ・ 形状係数 c : 0.5 ・ σ_z : 鉛直方向の平地の拡散パラメータ (m)																																																																					
洗浄係数 Λ	$\Lambda = 9.5E-5 \times Pr^{0.8}$ (s ⁻¹) Pr : 降水強度 (mm/h)	日本原子力学会標準「原子力発電所の確率論的安全評価に関する実施基準（レベル3PSA編）：2008」（NUREG-1150 解析使用値として引用）																																																																					
気象条件	1997年	1997年1月~1997年12月の1時間ごとの風向、風速、降水量を使用																																																																					

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所 3 / 4号炉

2. 乾性沈着速度の設定について

乾性の沈着速度0.3cm/sはNUREG/CR-4551（参考文献1）に基づいて設定している。NUREG/CR-4551では郊外を対象とし、郊外とは道路、芝生及び木・灌木の葉で構成されるとしている。原子力発電所内も同様の構成であるため、郊外における沈着速度が適用できると考えられる。また、NUREG/CR-4551では0.5μm～5μmの粒径に対して検討されており、種々のシビアアクシデント時の粒子状物質の粒径の検討（添付2参照）から、本評価における粒子状物質の大部分は、この粒径範囲内にあると考えられる。

また、W. G. N. Slinnの検討によると、草や水、小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており、これによると0.1μm～5μmの粒径では沈着速度は0.3cm/s程度である。

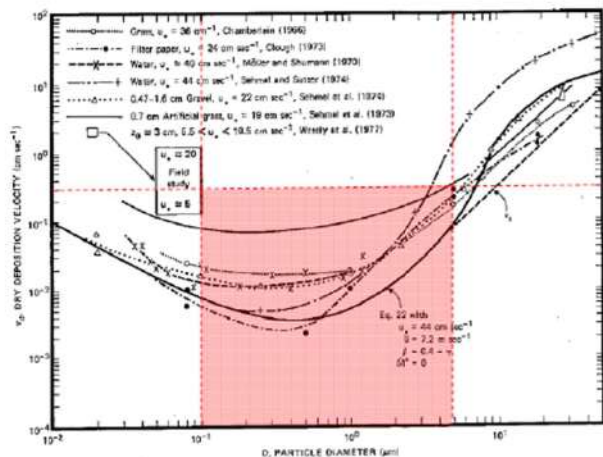


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.^{1)~4)} The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

図 様々な粒径における地表沈着速度（参考文献2）

泊発電所 3号炉

相違理由

2. 乾性沈着速度の設定について

乾性の沈着速度0.3cm/sはNUREG/CR-4551（参考文献1）に基づいて設定している。NUREG/CR-4551では郊外を対象とし、郊外とは道路、芝生及び木・灌木の葉で構成されるとしている。原子力発電所内も同様の構成であるため、郊外における沈着速度が適用できると考えられる。また、NUREG/CR-4551では0.5μm～5μmの粒径に対して検討されており、種々のシビアアクシデント時の粒子状物質の粒径の検討（添付2参照）から、本評価における粒子状物質の大部分は、この粒径範囲内にあると考えられる。

また、W. G. N. Slinnの検討によると、草や水、小石といった様々な材質に対する粒径に応じた乾性の沈着速度を整理しており、これによると0.1μm～5μmの粒径では沈着速度は0.3cm/s程度である。

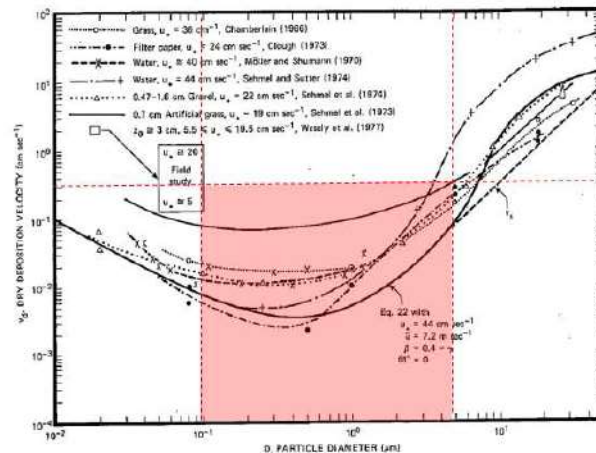


Fig. 4 Dry deposition velocity as a function of particle size. Data were obtained from a number of publications.^{1)~4)} The theoretical curve appropriate for a smooth surface is shown for comparison. Note that the theoretical curve is strongly dependent on the value for u_* and that Eq. 22 does not contain a parameterization for surface roughness. For a preliminary study of the effect of surface roughness and other factors, see Ref. 5.

図 様々な粒径における地表面沈着速度（参考文献2）

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>また、本評価における被ばく評価へのシナリオを考慮した場合、エアロゾルの粒径の適用性は以下のとおりである。</p> <p>シビアアクシデント時に、放射性物質を含むエアロゾルの放出においては、以下の除去過程が考えられる。</p> <p>①格納容器内での沈着による除去過程 格納容器内でのエアロゾルの重力沈降速度は、エアロゾルの粒径の二乗に比例する。例えば、エアロゾル粒径が5μmの場合、その沈着率は、NUPEC報告書（参考文献3）より現行考慮しているエアロゾルの粒径1μmの場合に比べ、25倍となる。したがって、粒径の大きいエアロゾルほど格納容器内に捕獲されやすくなる。</p> <p>②アンユラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去過程 アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタについては、最大透過粒径0.15μmを考慮した単体試験にて、フィルタ効率性能（99.97%以上）を確認している。 微粒子フィルタは、粒子径0.15μmが最も捕獲しにくいことが明らかとなっており（Ref. JIS Z 4812）、粒子径がこれより大きくなると、微粒子フィルタの捕獲メカニズム（慣性衝突効果等）によりフィルタ繊維に粒子が捕獲される割合が大きくなる。以上より、5μm以上の粒径の大きいエアロゾルは、最もフィルタを透過しやすい粒子径0.15μmに比べ相対的に捕獲されやすいといえる。</p> <p>以上より、本評価シナリオにおいては、アンユラス空気浄化設備起動前では上記①の除去過程にて、相対的に粒子径の大きいエアロゾルは多く格納容器内に捕集される。また、アンユラス空気浄化系起動後では、①及び②の除去過程で、5μm以上の粒径のエアロゾルは十分捕集され、それら粒径の大きなエアロゾルの放出はされにくいと考えられる。</p> <p>以上より、種々のシビアアクシデント時のエアロゾルの粒径の検討から粒径の大部分は0.1μm～5μmの範囲にあること、また、沈着速度が高い傾向にある粒径が大きなエアロゾルは大気へ放出されにくい傾向にあることから、本評価における乾性沈着速度として0.3cm/sを適用できると考えている。</p>	<p>また、本評価における被ばく評価へのシナリオを考慮した場合、エアロゾルの粒径の適用性は以下のとおりである。</p> <p>シビアアクシデント時に、放射性物質を含むエアロゾルの放出においては、以下の除去過程が考えられる。</p> <p>①格納容器内での沈着による除去過程 格納容器内でのエアロゾルの重力沈降速度は、エアロゾルの粒径の二乗に比例する。例えば、エアロゾル粒径が5μmの場合、その沈着率は、NUPEC報告書（参考文献3）より現行考慮しているエアロゾルの粒径1μmの場合に比べ、25倍となる。したがって、粒径の大きいエアロゾルほど格納容器内に捕獲されやすくなる。</p> <p>②アンユラス空気浄化設備微粒子フィルタによる除去過程 アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタについては、最大透過粒径0.15μmを考慮した単体試験にて、フィルタ効率性能（99.97%以上）を確認している。 微粒子フィルタは、粒子径0.15μmが最も捕獲しにくいことが明らかとなっており（Ref. JIS Z 4812）、粒子径がこれより大きくなると、微粒子フィルタの捕獲メカニズム（慣性衝突効果等）によりフィルタ繊維に粒子が捕獲される割合が大きくなる。以上より、5μm以上の粒径の大きいエアロゾルは、最もフィルタを透過しやすい粒子径0.15μmに比べ相対的に捕獲されやすいといえる。</p> <p>このため、本評価シナリオにおいては、アンユラス空気浄化設備起動前では上記①の除去過程にて、相対的に粒子径の大きいエアロゾルは多く原子炉格納容器内に捕集される。また、アンユラス空気浄化系起動後では、①及び②の除去過程で、5μm以上の粒径のエアロゾルは十分捕集され、それら粒径の大きなエアロゾルの放出はされにくいと考えられる。</p> <p>以上より、種々のシビアアクシデント時のエアロゾルの粒径の検討から粒径の大部分は0.1μm～5μmの範囲にあること、また、沈着速度が高い傾向にある粒径が大きなエアロゾルは大気へ放出されにくい傾向にあることから、本評価における乾性沈着速度として0.3cm/sを適用できると考えている。</p>	<p>【大飯】記載表現の相違</p>

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

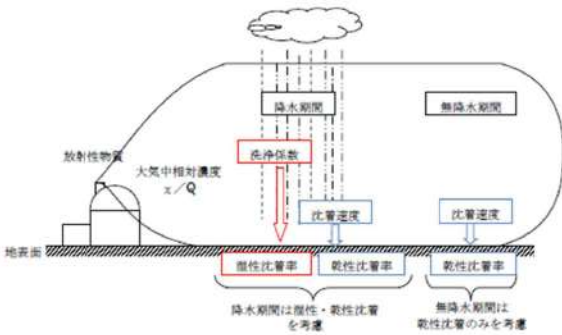
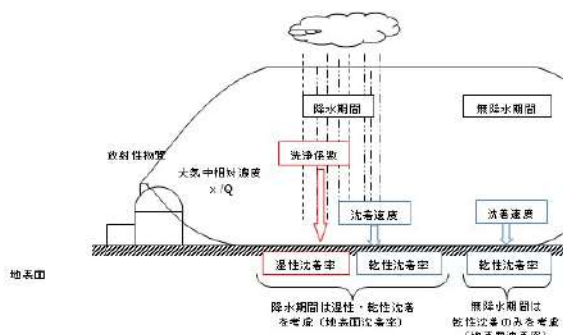
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>参照文献1 J.L. Sprung等：Evaluation of severe accident risks: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4451 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990</p> <p>参照文献2 W.G.N. Slinn :Environmental Effects, Parameterizations for Resuspensionand for Wet and Dry Deposition of Particles and Gases for Use in RadiationDose. Calculations, Nuclear Safety Vol.19 No.2, 1978</p> <p>参考文献3 NUPEC「平成9年度 NUREG-1465のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成10年3月）」</p>	<p>参考文献1 J.L. Sprung等：Evaluation of severe accident risks: quantification of major input parameters, NUREG/CR-4451 Vol.2 Rev.1 Part 7, 1990</p> <p>参考文献2 W.G.N. Slinn :Environmental Effects, Parameterizations for Resuspension and for Wet and Dry Deposition of Particles and Gases for Use in Radiation Dose Calculations, Nuclear Safety Vol.19 No.2, 1978</p> <p>参考文献3 NUPEC「平成9年度 NUREG-1465のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価に関する報告書（平成10年3月）」</p>	<p>【大飯】記載表現の相違</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付1</p> <p style="text-align: center;">地表面沈着率の累積出現頻度97%の求め方について</p> <p>1. 地表面沈着について</p> <p>図1及び式(1)に示すように地面への放射性物質の沈着は、乾性沈着と湿性沈着によって発生する。乾性沈着は地上近くの放射性物質が、地面状態等によって決まる沈着割合（沈着速度）に応じて地面に沈着する現象であり、放射性物質の地表面濃度に沈着速度をかけることで計算される。湿性沈着は降水によって放射性物質が雨水に取り込まれ、地面に落下、沈着する現象であり、大気中の放射性物質の濃度分布と降水強度、及び沈着の割合を示す洗浄係数によって計算される。</p>  <p style="text-align: center;">図1 地表面沈着のイメージ</p> <p><沈着率の計算式></p> $D = D_d + D_w = \chi/Q_0 V_g + \int \chi/Q_{(z)} \Lambda dz \quad (1)$ <p> D : 合計沈着率 (1/m²) D_d : 乾性沈着率 (1/m²) D_w : 湿性沈着率 (1/m²) χ/Q_0 : 地上の相対濃度 (s/m³) (地上放出時の軸上濃度) $\chi/Q_{(z)}$: 鉛直方向の相対濃度分布 (s/m³) V_g : 沈着速度 (m/s) Λ : 洗浄係数 (1/s) ただし、$\Lambda = aP^b$ a, b : 洗浄係数パラメータ (-) P : 降水強度 (mm/hr) z : 鉛直長さ (m) </p>	<p style="text-align: center;">添付1</p> <p style="text-align: center;">地表面沈着率の累積出現頻度97%値の求め方について</p> <p>1. 地表面沈着について</p> <p>第1図及び式①に示すように地面への放射性物質の沈着は、乾性沈着と湿性沈着によって発生する。乾性沈着は地上近くの放射性物質が、地面状態等によって決まる沈着割合（沈着速度）に応じて地面に沈着する現象であり、放射性物質の地表面濃度に沈着速度をかけることで計算される。湿性沈着は降水によって放射性物質が雨水に取り込まれ、地面に落下、沈着する現象であり、大気中の放射性物質の濃度分布と降水強度及び沈着の割合を示す洗浄係数によって計算される。</p>  <p style="text-align: center;">第1図 地表面沈着のイメージ</p> <p><地表面沈着率の計算式></p> $D = D_d + D_w = \chi/Q_0 V_g + \int \chi/Q_{(z)} \Lambda dz \quad \textcircled{1}$ <p> D : 地表面沈着率 (1/m²) (単位放出率当たり) D_d : 乾性沈着率 (1/m²) D_w : 湿性沈着率 (1/m²) χ/Q_0 : 地上の相対濃度 (s/m³) (地上放出時の軸上濃度) $\chi/Q_{(z)}$: 鉛直方向の相対濃度分布 (s/m³) V_g : 沈着速度 (m/s) Λ : 洗浄係数 (1/s) ただし、$\Lambda = aP^b$ a, b : 洗浄係数パラメータ (-) P : 降水強度 (mm/hr) z : 鉛直長さ (m) </p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 地表面沈着率の累積出現頻度97%の求め方</p> <p>地表面沈着率の累積出現頻度は、気象指針に記載されているx/Qの累積出現頻度97%の求め方に基いて計算した。具体的には以下の手順で計算を行った（図2参照）。</p> <p>1) 各時刻における気象条件から、式(1)を用いてx/Q、乾性沈着率、湿性沈着率を1時間ごとに算出する。なお評価対象方位以外に風が吹いた時刻については、評価方位におけるx/Qがゼロとなるため、合計沈着率もゼロとなる。</p> <p>図2の例は、評価対象方位をN、NNEとした場合であり、x/Qによる乾性沈着率及び降水による湿性沈着率から合計沈着率を算出する。評価対象方位（N、NNE方位）以外の方位に風が吹いた時刻については、合計沈着率はゼロとなる。</p> <p>2) 上記1)で求めた1時間毎の合計沈着率を値の大きさ順に並びかえ、小さいほうから数えて累積出現頻度が97%を超えたところの沈着量を、地表面沈着率の累積出現頻度97%とする。（地表面沈着率の累積出現頻度であるため、x/Qの累積出現頻度と異なる）</p> <div data-bbox="107 582 694 1077"> <p>図2 地表面沈着率の累積出現頻度97%値の求め方 (評価対象方位がN、NNEの例)</p> </div>	<p>2. 地表面沈着率の累積出現頻度97%値の求め方</p> <p>地表面沈着率の累積出現頻度は、気象指針に記載されているx/Qの累積出現頻度97%値の求め方に基いて計算した。具体的には以下の手順で計算を行った（第2図参照）。</p> <p>(1) 各時刻における気象条件から、式①を用いてx/Q、乾性沈着率、湿性沈着率を1時間ごとに算出する。なお、評価対象方位以外に風が吹いた時刻については、評価方位におけるx/Qがゼロとなるため、地表面沈着率（乾性沈着率+湿性沈着率）もゼロとなる。</p> <p>第2図の例は、評価対象方位をNW、NNWとした場合であり、x/Qによる乾性沈着率及び降水による湿性沈着率から地表面沈着率を算出する。評価対象方位（NW、NNW方位）以外の方位に風が吹いた時刻については、地表面沈着率はゼロとなる。</p> <p>(2) 上記(1)で求めた1時間毎の地表面沈着率を値の大きさ順に並びかえ、小さいほうから数えて累積出現頻度が97%を超えたところの沈着率を、地表面沈着率の累積出現頻度97%値とする（地表面沈着率の累積出現頻度であるため、x/Qの累積出現頻度と異なる）。</p> <div data-bbox="1243 598 1780 1077"> <p>第2図 地表面沈着率の累積出現頻度97%値の求め方 (評価対象方位がNW、NNWの例)</p> </div>	<p>【大飯】 記載方針の相違 ・例示する範囲の相違</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

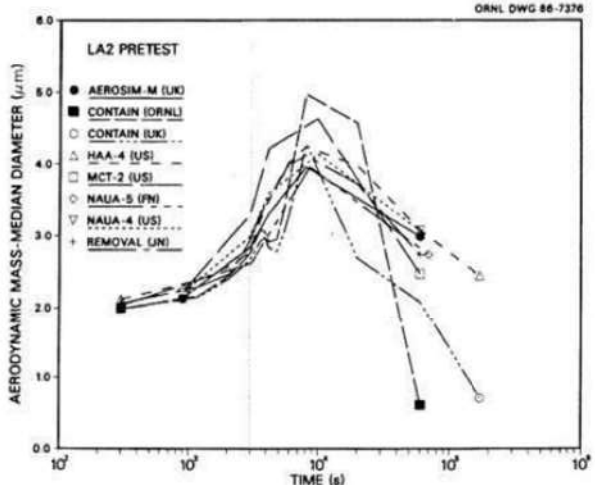
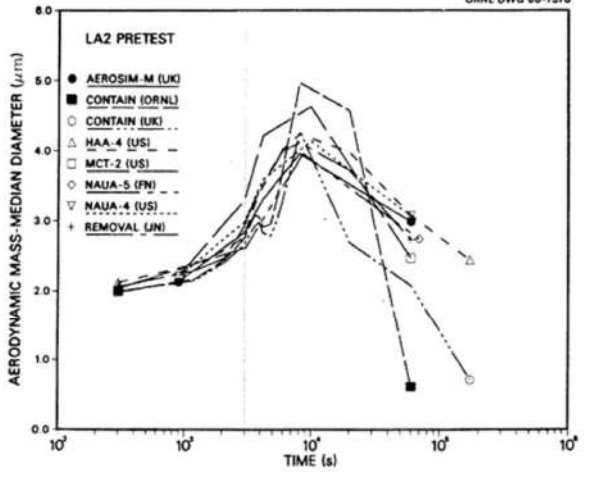
1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																
<p style="text-align: right;">添付2</p> <p style="text-align: center;">シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径について</p> <p>シビアアクシデント時にCV内で発生する放射性物質を含むエアロゾルの粒径分布として0.1μm～5μmの範囲であることは、粒径分布に関して実施されている研究を基に設定している。</p> <p>シビアアクシデント時にはCV内にスプレイ等による注水が実施されることから、シビアアクシデント時の粒径分布を想定し「CV内でのエアロゾルの挙動」及び「CV内の水の存在の考慮」といった観点で実施された表1の②、⑤に示す試験等を調査した。さらに、シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために、海外の規制機関（NRCなど）や各国の合同で実施されているシビアアクシデント時のエアロゾルの挙動の試験等（表1の①、③、④）を調査した。以上の調査結果を表1に示す。</p> <p>この表で整理した試験等は、想定するエアロゾル発生源、挙動範囲（CV、RCS配管等）及び水の存在等に違いがあるが、エアロゾル粒径の範囲に大きな違いはなく、CV内環境でのエアロゾルの粒径はこれらのエアロゾル粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。</p> <p>従って、過去の種々の調査・研究により示されている範囲をカバーする値として、0.1μm～5μmの範囲のエアロゾルを想定することは妥当であると考える。</p> <p style="text-align: center;">表1 シビアアクシデント時のエアロゾル粒径についての文献調査結果</p> <table border="1" data-bbox="107 738 719 1106"> <thead> <tr> <th>番号</th> <th>試験名又は報告書名等</th> <th>エアロゾル粒径 (μm)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①</td> <td>LACE LA2^{*1}</td> <td>約0.5～5 (図1参照)</td> <td>シビアアクシデント時の評価に使用されるコードでの格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件とした比較試験。</td> </tr> <tr> <td>②</td> <td>NUREG/CR-5901^{*2}</td> <td>0.25～2.5 (添付-1)</td> <td>CV内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート。</td> </tr> <tr> <td>③</td> <td>AECLが実施した実験^{*3}</td> <td>0.1～3.0 (添付-2)</td> <td>シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。</td> </tr> <tr> <td>④</td> <td>PBF-SFD^{*3}</td> <td>0.29～0.56 (添付-2)</td> <td>シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。</td> </tr> <tr> <td>⑤</td> <td>PHÉBUS FP^{*3}</td> <td>0.5～0.65 (添付-2)</td> <td>シビアアクシデント時のFP挙動の実験。(左記のエアロゾル粒径はPHÉBUS FP実験のCV内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果。)</td> </tr> </tbody> </table>	番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考	①	LACE LA2 ^{*1}	約0.5～5 (図1参照)	シビアアクシデント時の評価に使用されるコードでの格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件とした比較試験。	②	NUREG/CR-5901 ^{*2}	0.25～2.5 (添付-1)	CV内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート。	③	AECLが実施した実験 ^{*3}	0.1～3.0 (添付-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。	④	PBF-SFD ^{*3}	0.29～0.56 (添付-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。	⑤	PHÉBUS FP ^{*3}	0.5～0.65 (添付-2)	シビアアクシデント時のFP挙動の実験。(左記のエアロゾル粒径はPHÉBUS FP実験のCV内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果。)	<p style="text-align: right;">添付2</p> <p style="text-align: center;">シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径について</p> <p>シビアアクシデント時に原子炉格納容器内で発生する放射性物質を含むエアロゾルの粒径分布として0.1μm～5μmの範囲であることは、粒径分布に関して実施されている研究を基に設定している。</p> <p>シビアアクシデント時には原子炉格納容器内にスプレイ等による注水が実施されることから、シビアアクシデント時の粒径分布を想定し「原子炉格納容器内でのエアロゾルの挙動」及び「原子炉格納容器内の水の存在の考慮」といった観点で実施された表1の②、⑤に示す試験等を調査した。さらに、シビアアクシデント時のエアロゾルの粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために、海外の規制機関（NRC等）や各国の合同で実施されているシビアアクシデント時のエアロゾルの挙動の試験等（表1の①、③、④）を調査した。以上の調査結果を表1に示す。</p> <p>この表で整理した試験等は、想定するエアロゾル発生源、挙動範囲（原子炉格納容器、一次冷却材配管等）、水の存在等に違いがあるが、エアロゾル粒径の範囲に大きな違いはなく、原子炉格納容器内環境でのエアロゾルの粒径はこれらのエアロゾル粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。</p> <p>したがって、過去の種々の調査・研究により示されている範囲をカバーする値として、0.1μm～5μmの範囲のエアロゾルを想定することは妥当であると考える。</p> <p style="text-align: center;">表1 シビアアクシデント時のエアロゾル粒径についての文献調査結果</p> <table border="1" data-bbox="1155 730 1861 1173"> <thead> <tr> <th>番号</th> <th>試験名又は報告書名等</th> <th>エアロゾル粒径 (μm)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①</td> <td>LACE LA2^{*1}</td> <td>約0.5～5 (図1参照)</td> <td>シビアアクシデント時の評価に使用されるコードでの格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件とした比較試験。</td> </tr> <tr> <td>②</td> <td>NUREG/CR-5901^{*2}</td> <td>0.25～2.5 (添付-1)</td> <td>原子炉格納容器内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート。</td> </tr> <tr> <td>③</td> <td>AECLが実施した実験^{*3}</td> <td>0.1～3.0 (添付-2)</td> <td>シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。</td> </tr> <tr> <td>④</td> <td>PBF-SFD^{*3}</td> <td>0.29～0.56 (添付-2)</td> <td>シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。</td> </tr> <tr> <td>⑤</td> <td>PHÉBUS FP^{*3}</td> <td>0.5～0.65 (添付-2)</td> <td>シビアアクシデント時のFP挙動の実験。(左記のエアロゾル粒径はPHÉBUS FP実験の原子炉格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果。)</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">記載表現の相違</p>	番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考	①	LACE LA2 ^{*1}	約0.5～5 (図1参照)	シビアアクシデント時の評価に使用されるコードでの格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件とした比較試験。	②	NUREG/CR-5901 ^{*2}	0.25～2.5 (添付-1)	原子炉格納容器内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート。	③	AECLが実施した実験 ^{*3}	0.1～3.0 (添付-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。	④	PBF-SFD ^{*3}	0.29～0.56 (添付-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。	⑤	PHÉBUS FP ^{*3}	0.5～0.65 (添付-2)	シビアアクシデント時のFP挙動の実験。(左記のエアロゾル粒径はPHÉBUS FP実験の原子炉格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果。)	
番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考																																															
①	LACE LA2 ^{*1}	約0.5～5 (図1参照)	シビアアクシデント時の評価に使用されるコードでの格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件とした比較試験。																																															
②	NUREG/CR-5901 ^{*2}	0.25～2.5 (添付-1)	CV内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート。																																															
③	AECLが実施した実験 ^{*3}	0.1～3.0 (添付-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。																																															
④	PBF-SFD ^{*3}	0.29～0.56 (添付-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。																																															
⑤	PHÉBUS FP ^{*3}	0.5～0.65 (添付-2)	シビアアクシデント時のFP挙動の実験。(左記のエアロゾル粒径はPHÉBUS FP実験のCV内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果。)																																															
番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考																																															
①	LACE LA2 ^{*1}	約0.5～5 (図1参照)	シビアアクシデント時の評価に使用されるコードでの格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件とした比較試験。																																															
②	NUREG/CR-5901 ^{*2}	0.25～2.5 (添付-1)	原子炉格納容器内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート。																																															
③	AECLが実施した実験 ^{*3}	0.1～3.0 (添付-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。																																															
④	PBF-SFD ^{*3}	0.29～0.56 (添付-2)	シビアアクシデント時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験。																																															
⑤	PHÉBUS FP ^{*3}	0.5～0.65 (添付-2)	シビアアクシデント時のFP挙動の実験。(左記のエアロゾル粒径はPHÉBUS FP実験の原子炉格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果。)																																															

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>参考文献</p> <p>※1： J.H.Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2, ORNLA. L. Wright, J. H. Wilson and P. C. Arwood, PRETEST AEROSOL CODE COMPARISONS FOR LWR AEROSOL CONTAINMENT TESTS LA1 AND LA2</p> <p>※2： D. A. Powers and J. L. Sprung, NUREG/CR-5901, A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete</p> <p>※3： STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R (2009)5</p>  <p>Fig. 11. LA2 pretest calculations - aerodynamic mass median diameter vs time.</p> <p>図1 LACE LA2でのコード比較試験で得られたエアロゾル粒径の時間変化グラフ</p>	<p>参考文献</p> <p>※1： J.H.Wilson and P. C. Arwood, Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) LA2, ORNLA. L. Wright, J. H. Wilson and P. C. Arwood, PRETEST AEROSOL CODE COMPARISONS FOR LWR AEROSOL CONTAINMENT TESTS LA1 AND LA2</p> <p>※2： D. A. Powers and J. L. Sprung, NUREG/CR-5901, A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete</p> <p>※3： STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS, NEA/CSNI/R (2009)5</p>  <p>Fig. 11. LA2 pretest calculations - aerodynamic mass median diameter vs time.</p> <p>第1図 LACE LA2でのコード比較試験で得られたエアロゾル粒径の時間変化グラフ</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所 3 / 4号炉	泊発電所 3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付-1 NUREG/CR-5901の抜粋</p> <p>so-called "quench" temperature. At temperatures below this quench temperature the kinetics of gas phase reactions among CO, CO₂, H₂, and H₂O are too slow to maintain chemical equilibrium on useful time scales. In the sharp temperature drop created by the water pool, very hot gases produced by the core debris are suddenly cooled to temperatures such that the gas composition is effectively "frozen" at the equilibrium composition for the "quench" temperature. Experimental evidence suggest that the "quench" temperature is 1300 to 1000 K. The value of the quench temperature was assumed to be uniformly distributed over this temperature range for the calculations done here.</p> <p>(6) <u>Solute Mass</u>. The mass of solutes in water pools overlying core debris attacking concrete has not been examined carefully in the experiments done to date. It is assumed here that the logarithm of the solute mass is uniformly distributed over the range of ln(0.05 g/kilogram H₂O) = -3.00 to ln(100 g/kilogram H₂O) = 4.61.</p> <p>(7) <u>Volume Fraction Suspended Solids</u>. The volume fraction of suspended solids in the water pool will increase with time. Depending on the available facilities for replenishing the water, this volume fraction could become quite large. Models available for this study are, however, limited to volume fractions of 0.1. Consequently, the volume fraction of suspended solids is taken to be uniformly distributed over the range of 0 to 0.1.</p> <p>(8) <u>Density of Suspended Solids</u>. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are Ca(OH)₂ (ρ = 2.2 g/cm³) or SiO₂ (ρ = 2.2 g/cm³) from the concrete and UO₂ (ρ = 10 g/cm³) or ZrO₂ (ρ = 5.9 g/cm³) from the core debris or any of a variety of aerosol materials. It is assumed here that the material density of the suspended solids is uniformly distributed over the range of 2 to 6 g/cm³. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO₂ will hydrate, thus reducing its effective density. Otherwise, gas sparging will not keep such a dense material suspended.</p> <p>(9) <u>Surface Tension of Water</u>. The surface tension of the water can be increased or decreased by dissolved materials. The magnitude of the change is taken here to be Sσ(w) where S is the weight fraction of dissolved solids. The sign of the change is taken to be minus or plus depending on whether a random variable ε is less than 0.5 or greater than or equal to 0.5. Thus, the surface tension of the liquid is:</p> $\sigma_l = \begin{cases} \sigma(w) (1-S) & \text{for } \epsilon < 0.5 \\ \sigma(w) (1+S) & \text{for } \epsilon \geq 0.5 \end{cases}$ <p>where σ(w) is the surface tension of pure water.</p> <p>(10) <u>Mean Aerosol Particle Size</u>. The mass mean particle size for aerosols produced during melt/concrete interactions is known only for situations in which no water is present. There is reason to believe smaller particles will be produced if a water pool is present. Examination of aerosols produced during melt/concrete interactions shows that the primary particles are about 0.1 μm in diameter. Even with a water pool present, smaller particles would not be expected.</p>	<p style="text-align: center;">添付-1 NUREG/CR-5901の抜粋</p> <p>so-called "quench" temperature. At temperatures below this quench temperature the kinetics of gas phase reactions among CO, CO₂, H₂, and H₂O are too slow to maintain chemical equilibrium on useful time scales. In the sharp temperature drop created by the water pool, very hot gases produced by the core debris are suddenly cooled to temperatures such that the gas composition is effectively "frozen" at the equilibrium composition for the "quench" temperature. Experimental evidence suggest that the "quench" temperature is 1300 to 1000 K. The value of the quench temperature was assumed to be uniformly distributed over this temperature range for the calculations done here.</p> <p>(6) <u>Solute Mass</u>. The mass of solutes in water pools overlying core debris attacking concrete has not been examined carefully in the experiments done to date. It is assumed here that the logarithm of the solute mass is uniformly distributed over the range of ln(0.05 g/kilogram H₂O) = -3.00 to ln(100 g/kilogram H₂O) = 4.61.</p> <p>(7) <u>Volume Fraction Suspended Solids</u>. The volume fraction of suspended solids in the water pool will increase with time. Depending on the available facilities for replenishing the water, this volume fraction could become quite large. Models available for this study are, however, limited to volume fractions of 0.1. Consequently, the volume fraction of suspended solids is taken to be uniformly distributed over the range of 0 to 0.1.</p> <p>(8) <u>Density of Suspended Solids</u>. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are Ca(OH)₂ (ρ = 2.2 g/cm³) or SiO₂ (ρ = 2.2 g/cm³) from the concrete and UO₂ (ρ = 10 g/cm³) or ZrO₂ (ρ = 5.9 g/cm³) from the core debris or any of a variety of aerosol materials. It is assumed here that the material density of the suspended solids is uniformly distributed over the range of 2 to 6 g/cm³. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO₂ will hydrate, thus reducing its effective density. Otherwise, gas sparging will not keep such a dense material suspended.</p> <p>(9) <u>Surface Tension of Water</u>. The surface tension of the water can be increased or decreased by dissolved materials. The magnitude of the change is taken here to be Sσ(w) where S is the weight fraction of dissolved solids. The sign of the change is taken to be minus or plus depending on whether a random variable ε is less than 0.5 or greater than or equal to 0.5. Thus, the surface tension of the liquid is:</p> $\sigma_l = \begin{cases} \sigma(w) (1-S) & \text{for } \epsilon < 0.5 \\ \sigma(w) (1+S) & \text{for } \epsilon \geq 0.5 \end{cases}$ <p>where σ(w) is the surface tension of pure water.</p> <p>(10) <u>Mean Aerosol Particle Size</u>. The mass mean particle size for aerosols produced during melt/concrete interactions is known only for situations in which no water is present. There is reason to believe smaller particles will be produced if a water pool is present. Examination of aerosols produced during melt/concrete interactions shows that the primary particles are about 0.1 μm in diameter. Even with a water pool present, smaller particles would not be expected.</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR
固有の設備や対応手段であり、泊3
号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>Consequently, the natural logarithm of the mean particle size is taken here to be uniformly distributed over the range from $\ln(0.25 \mu\text{m}) = -1.39$ to $\ln(2.5 \mu\text{m}) = 0.92$.</p> <p>(11) Geometric Standard Deviation of the Particle Size Distribution. The aerosols produced during core debris-concrete interactions are assumed to have lognormal size distributions. Experimentally determined geometric standard deviations for the distributions in cases with no water present vary between 1.6 and 3.2. An argument can be made that the geometric standard deviation is positively correlated with the mean size of the aerosol. Proof of this correlation is difficult to marshal because of the sparse data base. It can also be argued that smaller geometric standard deviations will be produced in situations with water present. It is unlikely that data will ever be available to demonstrate this contention. The geometric standard deviation of the size distribution is assumed to be uniformly distributed over the range of 1.6 to 3.2. Any correlation of the geometric standard deviation with the mean size of the aerosol is neglected.</p> <p>(12) Aerosol Material Density. Early in the course of core debris interactions with concrete, UO_2 with a solid density of around 10 g/cm^3 is the predominant aerosol material. As the interaction progresses, oxides of iron, manganese and chromium with densities of about 5.5 g/cm^3 and condensed products of concrete decomposition such as Na_2O, K_2O, Al_2O_3, SiO_2, and CaO with densities of 1.3 to 4 g/cm^3 become the dominant aerosol species. Condensation and reaction of water with the species may alter the apparent material densities. Coagglomeration of aerosolized materials also complicates the prediction of the densities of materials that make up the aerosol. As a result the material density of the aerosol is considered uncertain. The material density used in the calculation of aerosol trapping is taken to be an uncertain parameter uniformly distributed over the range of 1.5 to 10.0 g/cm^3.</p> <p>Note that the mean aerosol particle size predicted by the VANESA code [6] is correlated with the particle material density to the $-1/3$ power. This correlation of aerosol particle size with particle material density was taken to be too weak and insufficiently supported by experimental evidence to be considered in the uncertainty analyses done here.</p> <p>(13) Initial Bubble Size. The initial bubble size is calculated from the Davidson-Schular equation:</p> $D_b = \epsilon \left(\frac{6}{\pi} \right)^{1/3} \frac{V_s^{0.4}}{g^{0.2}} \text{ cm}$ <p>where ϵ is assumed to be uniformly distributed over the range of 1 to 1.54. The minimum bubble size is limited by the Fritz formula to be:</p> $D_b = 0.0105 \Psi[\sigma_1 / g(\rho_1 - \rho_p)]^{1/2}$ <p>where the contact angle is assumed to be uniformly distributed over the range of 20 to 120°. The maximum bubble size is limited by the Taylor instability model to be:</p>	<p>Consequently, the natural logarithm of the mean particle size is taken here to be uniformly distributed over the range from $\ln(0.25 \mu\text{m}) = -1.39$ to $\ln(2.5 \mu\text{m}) = 0.92$.</p> <p>(11) Geometric Standard Deviation of the Particle Size Distribution. The aerosols produced during core debris-concrete interactions are assumed to have lognormal size distributions. Experimentally determined geometric standard deviations for the distributions in cases with no water present vary between 1.6 and 3.2. An argument can be made that the geometric standard deviation is positively correlated with the mean size of the aerosol. Proof of this correlation is difficult to marshal because of the sparse data base. It can also be argued that smaller geometric standard deviations will be produced in situations with water present. It is unlikely that data will ever be available to demonstrate this contention. The geometric standard deviation of the size distribution is assumed to be uniformly distributed over the range of 1.6 to 3.2. Any correlation of the geometric standard deviation with the mean size of the aerosol is neglected.</p> <p>(12) Aerosol Material Density. Early in the course of core debris interactions with concrete, UO_2 with a solid density of around 10 g/cm^3 is the predominant aerosol material. As the interaction progresses, oxides of iron, manganese and chromium with densities of about 5.5 g/cm^3 and condensed products of concrete decomposition such as Na_2O, K_2O, Al_2O_3, SiO_2, and CaO with densities of 1.3 to 4 g/cm^3 become the dominant aerosol species. Condensation and reaction of water with the species may alter the apparent material densities. Coagglomeration of aerosolized materials also complicates the prediction of the densities of materials that make up the aerosol. As a result the material density of the aerosol is considered uncertain. The material density used in the calculation of aerosol trapping is taken to be an uncertain parameter uniformly distributed over the range of 1.5 to 10.0 g/cm^3.</p> <p>Note that the mean aerosol particle size predicted by the VANESA code [6] is correlated with the particle material density to the $-1/3$ power. This correlation of aerosol particle size with particle material density was taken to be too weak and insufficiently supported by experimental evidence to be considered in the uncertainty analyses done here.</p> <p>(13) Initial Bubble Size. The initial bubble size is calculated from the Davidson-Schular equation:</p> $D_b = \epsilon \left(\frac{6}{\pi} \right)^{1/3} \frac{V_s^{0.4}}{g^{0.2}} \text{ cm}$ <p>where ϵ is assumed to be uniformly distributed over the range of 1 to 1.54. The minimum bubble size is limited by the Fritz formula to be:</p> $D_b = 0.0105 \Psi[\sigma_1 / g(\rho_1 - \rho_p)]^{1/2}$ <p>where the contact angle is assumed to be uniformly distributed over the range of 20 to 120°. The maximum bubble size is limited by the Taylor instability model to be:</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付-2 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS NEA/CSNI/R(2009)5 の抜粋及び試験の概要</p> <p>9.2.1 Aerosols in the RCS</p> <p>9.2.1.1 AECL</p> <p>The experimenters conclude that spherical particles of around 0.1 to 0.3 µm formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0 µm in size at the point of measurement. The composition of the particles was found to be dominated by Cs, Sr and U, while the Cs and Sn mass contributions remained constant and very similar in mass. U was relatively minor in the first hour at 1860 K evolving to be the main contributor in the third (very approximately: 42% U, 26% Sn, 33% Cs). Neither break down of composition by particle size nor statistical size information was measured.</p> <p>9.2.1.2 PBF-SFD</p> <p>Further interesting measurements for purposes here were six isokinetic, sequential, filtered samples located about 13 m from the bundle outlet. These were used to follow the evolution of the aerosol composition and to examine particle size (SEM). Based on these analyses the authors state that particle geometrical-mean diameter varied over the range 0.29-0.56 µm (elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56 µm) while standard deviation fluctuated between 1.6 and 2.06. In the images of filter deposits needle-like forms are seen. Turning to composition, if the first filter sample is eliminated and "below detection limit" is taken as zero, for the structural components and volatile fission products we have in terms of percentages the values given in Table 9.2-1.</p> <p>9.2.2 Aerosols in the containment</p> <p>9.2.2.1 PHEBUS FP</p> <p>The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4 µm at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5 µm before stabilizing at 3.35 µm; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 2.5 and 4.0 µm. Geometric-mean diameter (d_g) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65 µm; a SEM image of a deposit is shown in Fig. 9.2-2. In both tests the geometric standard deviation of the lognormal distribution was fairly constant at a value of around 2.0. There was clear evidence that aerosol composition varied very little as a function of particle size except for the late settling phase of the FPT1 test: during this period, the smallest particles were found to be cesium-rich. In terms of chemical speciation, X-ray techniques were used on some deposits and there</p>	<p style="text-align: center;">添付-2 STATE-OF-THE-ART REPORT ON NUCLEAR AEROSOLS NEA/CSNI/R(2009)5 の抜粋及び試験の概要</p> <p>9.2.1 Aerosols in the RCS</p> <p>9.2.1.1 AECL</p> <p>The experimenters conclude that spherical particles of around 0.1 to 0.3 µm formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0 µm in size at the point of measurement. The composition of the particles was found to be dominated by Cs, Sr and U, while the Cs and Sn mass contributions remained constant and very similar in mass. U was relatively minor in the first hour at 1860 K evolving to be the main contributor in the third (very approximately: 42% U, 26% Sn, 33% Cs). Neither break down of composition by particle size nor statistical size information was measured.</p> <p>9.2.1.2 PBF-SFD</p> <p>Further interesting measurements for purposes here were six isokinetic, sequential, filtered samples located about 13 m from the bundle outlet. These were used to follow the evolution of the aerosol composition and to examine particle size (SEM). Based on these analyses the authors state that particle geometrical-mean diameter varied over the range 0.29-0.56 µm (elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56 µm) while standard deviation fluctuated between 1.6 and 2.06. In the images of filter deposits needle-like forms are seen. Turning to composition, if the first filter sample is eliminated and "below detection limit" is taken as zero, for the structural components and volatile fission products we have in terms of percentages the values given in Table 9.2-1.</p> <p>9.2.2 Aerosols in the containment</p> <p>9.2.2.1 PHEBUS FP</p> <p>The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4 µm at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5 µm before stabilizing at 3.35 µm; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 2.5 and 4.0 µm. Geometric-mean diameter (d_g) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65 µm; a SEM image of a deposit is shown in Fig. 9.2-2. In both tests the geometric standard deviation of the lognormal distribution was fairly constant at a value of around 2.0. There was clear evidence that aerosol composition varied very little as a function of particle size except for the late settling phase of the FPT1 test: during this period, the smallest particles were found to be cesium-rich. In terms of chemical speciation, X-ray techniques were used on some deposits and there</p>	

泊発電所3号炉 技術的能力 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																				
<table border="1" data-bbox="226 172 804 443"> <thead> <tr> <th colspan="2">試験の概要</th> </tr> <tr> <th>試験名又は報告書名等</th> <th>試験の概要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>AECL が実施した実験</td> <td>CANDU のジルカロイ被覆管燃料を使用した、1次系での核分裂生成物の挙動についての試験。</td> </tr> <tr> <td>PBF-SFD</td> <td>米国アイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい、核分裂生成物及び水素の放出についての試験。</td> </tr> <tr> <td>PHÉBUS FP</td> <td>フランスカダラッシュ研究所の PHÉBUS 研究炉で実施された、シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験。</td> </tr> </tbody> </table>	試験の概要		試験名又は報告書名等	試験の概要	AECL が実施した実験	CANDU のジルカロイ被覆管燃料を使用した、1次系での核分裂生成物の挙動についての試験。	PBF-SFD	米国アイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい、核分裂生成物及び水素の放出についての試験。	PHÉBUS FP	フランスカダラッシュ研究所の PHÉBUS 研究炉で実施された、シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験。	<table border="1" data-bbox="1160 172 1850 424"> <thead> <tr> <th colspan="2">試験の概要</th> </tr> <tr> <th>試験名又は報告書名等</th> <th>試験の概要</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>AECL が実施した実験</td> <td>CANDU のジルカロイ被覆管燃料を使用した、1次系での核分裂生成物の挙動についての試験。</td> </tr> <tr> <td>PBF-SFD</td> <td>米国アイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい、核分裂生成物及び水素の放出についての試験。</td> </tr> <tr> <td>PHÉBUS FP</td> <td>フランスカダラッシュ研究所の PHÉBUS 研究炉で実施された、シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験。</td> </tr> </tbody> </table>	試験の概要		試験名又は報告書名等	試験の概要	AECL が実施した実験	CANDU のジルカロイ被覆管燃料を使用した、1次系での核分裂生成物の挙動についての試験。	PBF-SFD	米国アイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい、核分裂生成物及び水素の放出についての試験。	PHÉBUS FP	フランスカダラッシュ研究所の PHÉBUS 研究炉で実施された、シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験。	
試験の概要																						
試験名又は報告書名等	試験の概要																					
AECL が実施した実験	CANDU のジルカロイ被覆管燃料を使用した、1次系での核分裂生成物の挙動についての試験。																					
PBF-SFD	米国アイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい、核分裂生成物及び水素の放出についての試験。																					
PHÉBUS FP	フランスカダラッシュ研究所の PHÉBUS 研究炉で実施された、シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験。																					
試験の概要																						
試験名又は報告書名等	試験の概要																					
AECL が実施した実験	CANDU のジルカロイ被覆管燃料を使用した、1次系での核分裂生成物の挙動についての試験。																					
PBF-SFD	米国アイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい、核分裂生成物及び水素の放出についての試験。																					
PHÉBUS FP	フランスカダラッシュ研究所の PHÉBUS 研究炉で実施された、シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験。																					

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

1.7 原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.7</p> <p>原子炉格納容器内の冷却状況の原子炉格納容器外温度計での確認について</p> <p>重大事故等発生時に、原子炉格納容器（以下「CV」という。）内の圧力、温度が上昇した場合における、CV内の冷却状況の確認方法について説明する。</p> <p>1. 現状と課題</p> <p>重大事故等時における CV 内の冷却の確認については、重大事故等時において確認可能な CV 内全体雰囲気圧力の圧力、温度計により、確認できるようになっている。</p> <p>しかしながら、よりの確に事故等対応の判断を行うためには、CV 冷却が行われていることの確認を多様化することが望ましいことから、CV 外に設置された温度計での CV 冷却状況確認の可否について検討した。</p> <p>大飯3号炉及び4号炉の CV 外温度計の現状は下表のとおりであり、格納容器再循環ユニットの出口温度計だけが計測不可で、他の温度計はトレンド監視が可能である。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 1.7.8</p> <p>原子炉格納容器内の冷却状況の原子炉格納容器外温度計での確認について</p> <p>重大事故等発生時に、原子炉格納容器内の圧力、温度が上昇した場合における、原子炉格納容器内の冷却状況の確認方法について説明する。</p> <p>1. 現状と課題</p> <p>重大事故等時における原子炉格納容器内の冷却の確認については、重大事故等時において確認可能な原子炉格納容器内全体雰囲気圧力の圧力、温度計により、確認できるようになっている。</p> <p>しかしながら、よりの確に事故等対応の判断を行うためには、原子炉格納容器冷却が行われていることの確認を多様化することが望ましいことから、原子炉格納容器外に設置された温度計での原子炉格納容器冷却状況確認の可否について検討した。</p> <p>泊3号炉の原子炉格納容器外温度計の現状は第1表のとおりであり、海水通水時の格納容器再循環ユニットの入口及び出口温度計だけがトレンド監視不可で、他の温度計はトレンド監視が可能である。</p>	<p>本項の内容は、技術的能力1.15「添付資料 1.15.12 原子炉格納容器内の冷却状況の原子炉格納容器外温度計での確認について」に同一資料である。</p> <p>【大飯】用語の統一「CV」→「原子炉格納容器」として統一。以下同じ。</p> <p>【大飯】申請プラントの相違</p> <p>【大飯】記載表現の相違</p> <p>【大飯】設備構成の相違</p> <p>・海水通水時において、大飯では原子炉補機冷却水冷却器出口温度計上流より注水するが、泊では原子炉補機冷却水冷却器出口温度計下流より注水するため、格納容器再循環ユニットの入口温度についてもトレンド監視不可となる。（可搬型温度計測装置の設置によって格納容器再循環ユニット入口温度及び出口温度の監視可能となることは大飯と同様）</p>