

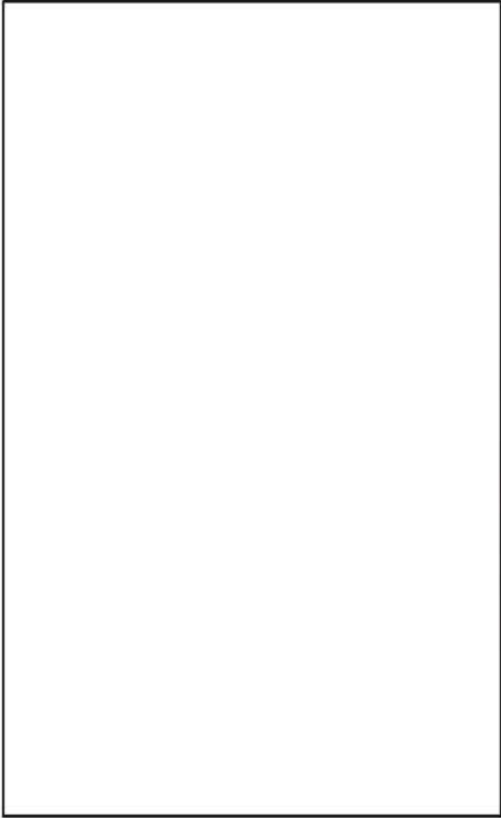
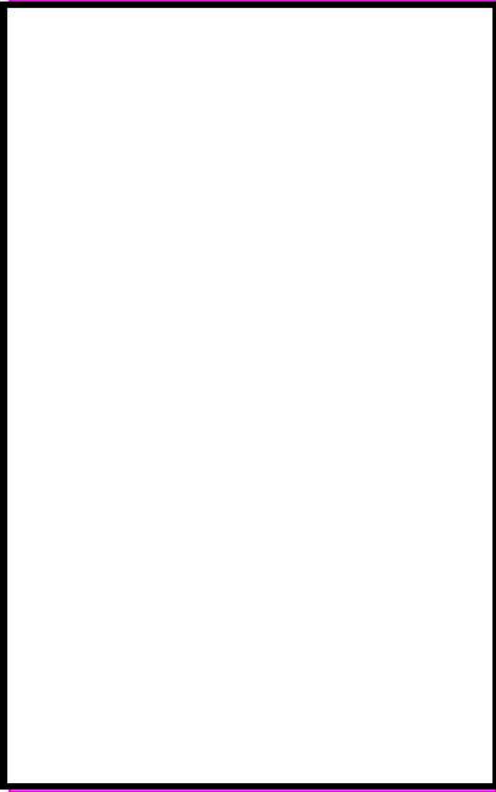
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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="667 156 1173 983" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1173 159 1227 507" style="border: 1px solid black; padding: 2px; font-size: small;"> 特開みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </div> <div data-bbox="1173 280 1196 868" style="font-size: x-small; margin-top: 10px;"> 図 58-7-3 フィルタ装置出口水素濃度操作場所へのアクセスルート (原子炉建屋地上1階) </div>	<div data-bbox="1254 146 1742 944" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1742 239 1774 912" style="border: 1px solid black; padding: 2px; font-size: x-small; margin-top: 10px;"> 第3図 可搬型温度計用装置 (格納容器用監視モニタ入り風管/出口風管) 接続場所へのアクセスルート </div> <div data-bbox="1456 957 1814 976" style="border: 1px solid black; padding: 2px; font-size: small; margin-top: 10px;"> 特開み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)

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="writing-mode: vertical-rl; position: absolute; right: 0; top: 50%; transform: translateY(-50%); font-size: small;">図 58-7-4 可能電評調器接続場所へのアクセスルート (開閉車居地より階) 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>	 <p style="writing-mode: vertical-rl; position: absolute; right: 0; top: 50%; transform: translateY(-50%); font-size: small;">第4区 可能型温度計測装置 (格納容器温度計測用) 接続場所へのアクセスルート 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>	


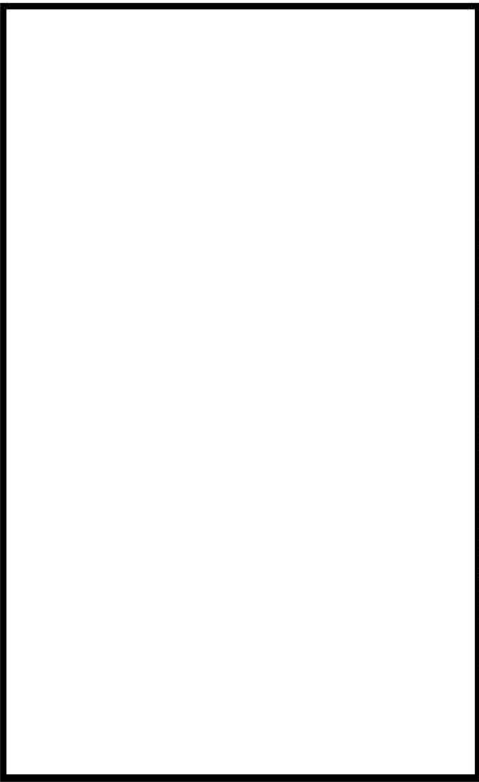
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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)

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="672 151 1176 981" style="border: 1px solid black; height: 520px; width: 225px;"></div> <div data-bbox="1176 151 1220 981" style="border: 1px solid black; padding: 2px; font-size: small;"> 図58-7-5 可搬型計測器接続場所へのアクセスルート (測距距離地上2階) 特開みの内容は通常情報に属しますので公開できません。 </div>	<div data-bbox="1254 151 1747 941" style="border: 1px solid black; height: 495px; width: 220px;"></div> <div data-bbox="1747 151 1792 941" style="border: 1px solid black; padding: 2px; font-size: small;"> 第3区 原子炉補機冷却水サーキットの圧力 (可搬型) 接続場所へのアクセスルート 特開みの内容は通常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)

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;">図58-7-6 可搬型計測器接続回路へのアクセスルート (制御室地上1階)</p> <p style="text-align: center;">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>	 <p style="text-align: center;">図60図 原子炉補給給水サージタンク圧力 (可搬型) 接続箇所へのアクセスルート</p> <p style="text-align: center;">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)

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="1263 165 1738 932" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1738 325 1760 836" style="writing-mode: vertical-rl; position: absolute; right: 0; top: 50%; transform: translateY(-50%); font-size: small;"> 第7図 原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型) 設備箇所へのアクセスルート </div> <div data-bbox="1460 944 1805 960" style="text-align: center; font-size: x-small;"> □ 特開み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)

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 style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p style="text-align: center; margin-top: 10px;">□ 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>	

第8回 使用済燃料ピット本位 (可搬型) 接続場所へのアクセスルート

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 style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p style="text-align: center; margin-top: 10px;"> 枠囲みの内容は機密情報に真しますので公開できません。 </p>	

第99回 原子力規制委員会 (可搬型) 福島県庁へのアクセスレポート

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 style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p style="text-align: center; margin-top: 10px;"> 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>	

第10図 使用済燃料ピット可搬型エリアモータ接続制御系へのアクセスルート

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="1263 162 1738 935" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1738 344 1760 807" style="writing-mode: vertical-rl; position: absolute; right: 0; top: 50%; transform: translateY(-50%); font-size: small;"> 第111回 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ監視場所へのアクセスルート </div> <div data-bbox="1458 948 1805 963" style="font-size: x-small; margin-top: 10px;"> □ 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>	

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="1256 148 1742 938" style="border: 2px solid black; height: 495px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="1458 951 1809 967" style="font-size: small;"> 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>	

第12図 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタリング場所へのアクセスルート

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="1249 146 1742 941" style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="1451 954 1809 970" style="font-size: small;"> 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>	

第13図 使用済燃料ピット監視カメラ空布表設置場所へのアクセスルート

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="1249 145 1738 938" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1738 331 1765 807" style="writing-mode: vertical-rl; position: absolute; right: 0; top: 50%; transform: translateY(-50%); font-size: small;"> 第11回 使用済燃料ピット監視カメラ画像記録経路所へのアクセスルート </div> <div data-bbox="1451 951 1809 967" style="text-align: center; font-size: x-small;"> 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>	

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="1249 146 1742 941" style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="1451 954 1809 970" style="font-size: small;"> 枠囲みの内容は機密情報に真ししますので公開できません。 </div>	

第15図 可搬型体積容器部内水素濃度計測ユニット接続図(計測機からのアクセスルート)

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="1263 161 1740 932" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1740 331 1765 810" style="writing-mode: vertical-rl; position: absolute; right: 0; top: 50%; transform: translateY(-50%); font-size: small;"> 第16図 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット接続場所へのアクセスルート </div> <div data-bbox="1458 938 1809 959" style="text-align: right; margin-top: 10px;"> 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>	

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="1263 145 1738 919" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1738 320 1760 799" style="writing-mode: vertical-rl; position: absolute; right: 0; top: 50%; transform: translateY(-50%); font-size: small;"> 第17図 可搬型格納容器部内水素濃度計測ユニット接続回路へのアクセスルート </div> <div data-bbox="1458 927 1809 946" style="text-align: center; margin-top: 10px;"> 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>	

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="1249 145 1733 938" style="border: 2px solid black; height: 497px; width: 216px;"></div> <div data-bbox="1733 328 1760 815" style="writing-mode: vertical-rl; position: absolute; right: 10px; top: 206px;"> 第8図 可搬型ニュークス水素濃度計測ユニット接続場所へのアクセスルート </div> <div data-bbox="1451 948 1809 967" style="text-align: center; margin-top: 10px;"> 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>	

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="1263 161 1738 935" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1738 336 1760 815" style="writing-mode: vertical-rl; font-size: small;"> 第19回 可動型原子炉システム標準化計画ニューネット接続周回へのアクセスポート </div> <div data-bbox="1458 943 1805 959" style="font-size: x-small;"> □ 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>	

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）

第58条 計装設備（補足説明資料）

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>58-9 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について</p>	<p>58-8 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について</p>	<p>58-8 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について</p>	<p>【女川】炉型の相違 ・PWRとBWRで想定される重大事故等及び対処するための監視パラメータが異なるため、比較対象外としている。以降、本資料内において同じ。</p>																																																																																																												
<p>(a) 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について</p>	<p>(a) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉圧力容器内の温度）</p>	<p>(a) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他グループを除く）による推定方法について（原子炉圧力容器内の温度）</p>	<p>【大飯】記載方針の相違 ・泊は、女川に合わせて以下の項目の代替パラメータによる推定方法及び参考資料を記載した。</p>																																																																																																												
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉圧力容器内の温度</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>1次冷却材高温度側温度（広域）</td> <td>0~400℃</td> <td>最大値：約342℃</td> </tr> <tr> <td></td> <td>1次冷却材低温側温度（広域）</td> <td>0~400℃</td> <td>最大値：約340℃</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td colspan="3">1次冷却材低温側温度（広域） （1次冷却材高温度側温度（広域）の代替） 1次冷却材高温度側温度（広域） （1次冷却材低温側温度（広域）の代替）</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3"> 重大事故等において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することである。 特に原子炉冷却材喪失事故時において、安全注入に期待できない場合、1次系保水水が流出することにより1次系保水水量が減少し、炉心が露出すれば1次冷却材は過熱状態となり、冷却施設が覆れと炉心損傷に至る。 このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視することが重要である。 </td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3"> 原子炉圧力容器内の温度の主要パラメータである1次冷却材高温度側温度（広域）又は1次冷却材低温側温度（広域）の計測が困難になった場合、代替パラメータの1次冷却材低温側温度（広域）又は1次冷却材高温度側温度（広域）により、原子炉圧力容器内の温度を推定（測定）する。 これら2種類が各グループに設置されており、各々が代替パラメータとなり、互いに推定（測定）する。 </td> </tr> <tr> <td>推定の評価</td> <td colspan="3"> 2種類の温度計は各グループに同じ仕様のもので設置しており、1次冷却材の温度計により、事故時の炉心の冷却状態を監視する目的において、互いに推定（測定）しても問題となることはなく、炉心損傷[※]防止対策に必要な情報を得ることができる。 原子炉圧力容器内の温度を操作判断に用いている炉心損傷防止対策の有効性評価の解析結果を例に挙げ、推定の適用性について確認した結果、全交流動力電圧喪失（RCPシールLOCAが発生する場合）事象において、1次冷却材高温度側温度（広域）と1次冷却材低温側温度（広域）の温度差は、約10℃程度であり、この温度差が炉心損傷防止対策における操作判断に与える影響は軽微であるため、推定（測定）することができる。 </td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉圧力容器内の温度			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	1次冷却材高温度側温度（広域）	0~400℃	最大値：約342℃		1次冷却材低温側温度（広域）	0~400℃	最大値：約340℃	代替パラメータ	1次冷却材低温側温度（広域） （1次冷却材高温度側温度（広域）の代替） 1次冷却材高温度側温度（広域） （1次冷却材低温側温度（広域）の代替）			計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することである。 特に原子炉冷却材喪失事故時において、安全注入に期待できない場合、1次系保水水が流出することにより1次系保水水量が減少し、炉心が露出すれば1次冷却材は過熱状態となり、冷却施設が覆れと炉心損傷に至る。 このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視することが重要である。			推定方法	原子炉圧力容器内の温度の主要パラメータである1次冷却材高温度側温度（広域）又は1次冷却材低温側温度（広域）の計測が困難になった場合、代替パラメータの1次冷却材低温側温度（広域）又は1次冷却材高温度側温度（広域）により、原子炉圧力容器内の温度を推定（測定）する。 これら2種類が各グループに設置されており、各々が代替パラメータとなり、互いに推定（測定）する。			推定の評価	2種類の温度計は各グループに同じ仕様のもので設置しており、1次冷却材の温度計により、事故時の炉心の冷却状態を監視する目的において、互いに推定（測定）しても問題となることはなく、炉心損傷 [※] 防止対策に必要な情報を得ることができる。 原子炉圧力容器内の温度を操作判断に用いている炉心損傷防止対策の有効性評価の解析結果を例に挙げ、推定の適用性について確認した結果、全交流動力電圧喪失（RCPシールLOCAが発生する場合）事象において、1次冷却材高温度側温度（広域）と1次冷却材低温側温度（広域）の温度差は、約10℃程度であり、この温度差が炉心損傷防止対策における操作判断に与える影響は軽微であるため、推定（測定）することができる。			<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉圧力容器内の温度</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>原子炉圧力容器温度</td> <td>0~500℃</td> <td>最大値：約297℃</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">代替パラメータ</td> <td>①原子炉圧力</td> <td>0~10MPa[gage]</td> <td>最大値：約2.11MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>①原子炉圧力（SA）</td> <td>0~11MPa[gage]</td> <td>最大値：約2.11MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>①原子炉水位（広帯域）</td> <td>-3.800mm~1.300mm[※]</td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7.812mm~1.470mm)[※]</td> </tr> <tr> <td>①原子炉水位（燃料域）</td> <td>-3.800mm~1.300mm[※]</td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3.712mm~5.600mm)[※]</td> </tr> <tr> <td>①原子炉水位（SA広帯域）</td> <td>-3.800mm~1.300mm[※]</td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7.812mm~1.470mm)[※]</td> </tr> <tr> <td>①原子炉水位（SA燃料域）</td> <td>-3.800mm~1.300mm[※]</td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3.712mm~5.600mm)[※]</td> </tr> <tr> <td></td> <td>②残留熱除去系熱交換器入口温度</td> <td>0~300℃</td> <td>最大値：186℃</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3"> 重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することである。 特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉圧力容器への注水に期待できない場合、原子炉冷却材が流出することにより原子炉水位が低下し、炉心が露出すれば原子炉冷却材が過熱状態となり、冷却施設が覆れと炉心損傷に至る。 このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視することが重要である。 原子炉圧力容器内の温度の主要パラメータである原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合には、原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より原子炉圧力容器内の温度を推定する。 また、スクラム後、原子炉水位が有効燃料棒底部(TAF)に到達してからの経過時間より原子炉圧力容器内の温度を推定できる。 </td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3"> 残留熱除去系（原子炉停止時冷却ヘッド）が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により測定可能。 推定方法は、以下のとおりである。 ①原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域） 原子炉水位が有効燃料棒底部(TAF)以上の場合には、飽和状態と想定し、飽和温度/圧力の関係を利用し、図58-8-1を用いて原子炉圧力より原子炉圧力容器内の温度を推定する。 推定可能範囲：100~312℃ </td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉圧力容器内の温度			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	原子炉圧力容器温度	0~500℃	最大値：約297℃	代替パラメータ	①原子炉圧力	0~10MPa[gage]	最大値：約2.11MPa[gage]	①原子炉圧力（SA）	0~11MPa[gage]	最大値：約2.11MPa[gage]	①原子炉水位（広帯域）	-3.800mm~1.300mm [※]	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7.812mm~1.470mm) [※]	①原子炉水位（燃料域）	-3.800mm~1.300mm [※]	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3.712mm~5.600mm) [※]	①原子炉水位（SA広帯域）	-3.800mm~1.300mm [※]	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7.812mm~1.470mm) [※]	①原子炉水位（SA燃料域）	-3.800mm~1.300mm [※]	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3.712mm~5.600mm) [※]		②残留熱除去系熱交換器入口温度	0~300℃	最大値：186℃	計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することである。 特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉圧力容器への注水に期待できない場合、原子炉冷却材が流出することにより原子炉水位が低下し、炉心が露出すれば原子炉冷却材が過熱状態となり、冷却施設が覆れと炉心損傷に至る。 このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視することが重要である。 原子炉圧力容器内の温度の主要パラメータである原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合には、原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より原子炉圧力容器内の温度を推定する。 また、スクラム後、原子炉水位が有効燃料棒底部(TAF)に到達してからの経過時間より原子炉圧力容器内の温度を推定できる。			推定方法	残留熱除去系（原子炉停止時冷却ヘッド）が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により測定可能。 推定方法は、以下のとおりである。 ①原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域） 原子炉水位が有効燃料棒底部(TAF)以上の場合には、飽和状態と想定し、飽和温度/圧力の関係を利用し、図58-8-1を用いて原子炉圧力より原子炉圧力容器内の温度を推定する。 推定可能範囲：100~312℃			<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉圧力容器内の温度</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">主要パラメータ</td> <td>1次冷却材温度（広域-高温側）</td> <td>0~400℃</td> <td>最大値：約340℃</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材温度（広域-低温側）</td> <td>0~400℃</td> <td>最大値：約339℃</td> </tr> <tr> <td>【炉心出口温度】</td> <td>40~1,300℃</td> <td>最大値：約346℃</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">代替パラメータ</td> <td>①1次冷却材温度（広域-低温側） （1次冷却材温度（広域-高温側）及び【炉心出口温度】の代替）</td> <td>0~400℃</td> <td>最大値：約339℃</td> </tr> <tr> <td>①1次冷却材温度（広域-高温側） （1次冷却材温度（広域-低温側）及び【炉心出口温度】の代替）</td> <td>0~400℃</td> <td>最大値：約340℃</td> </tr> <tr> <td>②【炉心出口温度】 （1次冷却材温度（広域-高温側）及び1次冷却材温度（広域-低温側）の代替）</td> <td>40~1,300℃</td> <td>最大値：約346℃</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3"> 重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することである。 特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉圧力容器への注水に期待できない場合、1次冷却材が流出することにより原子炉圧力容器内の水位が低下し、炉心が露出すれば1次冷却材が過熱状態となり、冷却施設が覆れと炉心損傷に至る。 このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視することが重要である。 </td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3"> 原子炉圧力容器内の温度の主要パラメータである1次冷却材温度（広域-高温側）の監視が不可能となった場合には、1次冷却材温度（広域-低温側）（1次冷却材温度（広域-低温側）を推定する場合は1次冷却材温度（広域-高温側）にて推定）により原子炉圧力容器内の温度を推定（測定）する。 炉心出口温度（自主対策設備）が監視可能であれば、炉心出口温度（自主対策設備）により測定可能。 推定方法は、以下のとおりである。 ①1次冷却材温度（広域-低温側）、1次冷却材温度（広域-高温側） 同じ仕様のもので1次冷却材の温度を計測することにより推定する。 </td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉圧力容器内の温度			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	1次冷却材温度（広域-高温側）	0~400℃	最大値：約340℃	1次冷却材温度（広域-低温側）	0~400℃	最大値：約339℃	【炉心出口温度】	40~1,300℃	最大値：約346℃	代替パラメータ	①1次冷却材温度（広域-低温側） （1次冷却材温度（広域-高温側）及び【炉心出口温度】の代替）	0~400℃	最大値：約339℃	①1次冷却材温度（広域-高温側） （1次冷却材温度（広域-低温側）及び【炉心出口温度】の代替）	0~400℃	最大値：約340℃	②【炉心出口温度】 （1次冷却材温度（広域-高温側）及び1次冷却材温度（広域-低温側）の代替）	40~1,300℃	最大値：約346℃	計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することである。 特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉圧力容器への注水に期待できない場合、1次冷却材が流出することにより原子炉圧力容器内の水位が低下し、炉心が露出すれば1次冷却材が過熱状態となり、冷却施設が覆れと炉心損傷に至る。 このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視することが重要である。			推定方法	原子炉圧力容器内の温度の主要パラメータである1次冷却材温度（広域-高温側）の監視が不可能となった場合には、1次冷却材温度（広域-低温側）（1次冷却材温度（広域-低温側）を推定する場合は1次冷却材温度（広域-高温側）にて推定）により原子炉圧力容器内の温度を推定（測定）する。 炉心出口温度（自主対策設備）が監視可能であれば、炉心出口温度（自主対策設備）により測定可能。 推定方法は、以下のとおりである。 ①1次冷却材温度（広域-低温側）、1次冷却材温度（広域-高温側） 同じ仕様のもので1次冷却材の温度を計測することにより推定する。			<p>【参考】第1表 計装設備の計器誤差について</p>
項目		原子炉圧力容器内の温度																																																																																																													
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																												
主要パラメータ	1次冷却材高温度側温度（広域）	0~400℃	最大値：約342℃																																																																																																												
	1次冷却材低温側温度（広域）	0~400℃	最大値：約340℃																																																																																																												
代替パラメータ	1次冷却材低温側温度（広域） （1次冷却材高温度側温度（広域）の代替） 1次冷却材高温度側温度（広域） （1次冷却材低温側温度（広域）の代替）																																																																																																														
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することである。 特に原子炉冷却材喪失事故時において、安全注入に期待できない場合、1次系保水水が流出することにより1次系保水水量が減少し、炉心が露出すれば1次冷却材は過熱状態となり、冷却施設が覆れと炉心損傷に至る。 このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視することが重要である。																																																																																																														
推定方法	原子炉圧力容器内の温度の主要パラメータである1次冷却材高温度側温度（広域）又は1次冷却材低温側温度（広域）の計測が困難になった場合、代替パラメータの1次冷却材低温側温度（広域）又は1次冷却材高温度側温度（広域）により、原子炉圧力容器内の温度を推定（測定）する。 これら2種類が各グループに設置されており、各々が代替パラメータとなり、互いに推定（測定）する。																																																																																																														
推定の評価	2種類の温度計は各グループに同じ仕様のもので設置しており、1次冷却材の温度計により、事故時の炉心の冷却状態を監視する目的において、互いに推定（測定）しても問題となることはなく、炉心損傷 [※] 防止対策に必要な情報を得ることができる。 原子炉圧力容器内の温度を操作判断に用いている炉心損傷防止対策の有効性評価の解析結果を例に挙げ、推定の適用性について確認した結果、全交流動力電圧喪失（RCPシールLOCAが発生する場合）事象において、1次冷却材高温度側温度（広域）と1次冷却材低温側温度（広域）の温度差は、約10℃程度であり、この温度差が炉心損傷防止対策における操作判断に与える影響は軽微であるため、推定（測定）することができる。																																																																																																														
項目	原子炉圧力容器内の温度																																																																																																														
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																												
主要パラメータ	原子炉圧力容器温度	0~500℃	最大値：約297℃																																																																																																												
代替パラメータ	①原子炉圧力	0~10MPa[gage]	最大値：約2.11MPa[gage]																																																																																																												
	①原子炉圧力（SA）	0~11MPa[gage]	最大値：約2.11MPa[gage]																																																																																																												
	①原子炉水位（広帯域）	-3.800mm~1.300mm [※]	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7.812mm~1.470mm) [※]																																																																																																												
	①原子炉水位（燃料域）	-3.800mm~1.300mm [※]	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3.712mm~5.600mm) [※]																																																																																																												
	①原子炉水位（SA広帯域）	-3.800mm~1.300mm [※]	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7.812mm~1.470mm) [※]																																																																																																												
	①原子炉水位（SA燃料域）	-3.800mm~1.300mm [※]	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3.712mm~5.600mm) [※]																																																																																																												
	②残留熱除去系熱交換器入口温度	0~300℃	最大値：186℃																																																																																																												
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することである。 特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉圧力容器への注水に期待できない場合、原子炉冷却材が流出することにより原子炉水位が低下し、炉心が露出すれば原子炉冷却材が過熱状態となり、冷却施設が覆れと炉心損傷に至る。 このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視することが重要である。 原子炉圧力容器内の温度の主要パラメータである原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合には、原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より原子炉圧力容器内の温度を推定する。 また、スクラム後、原子炉水位が有効燃料棒底部(TAF)に到達してからの経過時間より原子炉圧力容器内の温度を推定できる。																																																																																																														
推定方法	残留熱除去系（原子炉停止時冷却ヘッド）が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により測定可能。 推定方法は、以下のとおりである。 ①原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域） 原子炉水位が有効燃料棒底部(TAF)以上の場合には、飽和状態と想定し、飽和温度/圧力の関係を利用し、図58-8-1を用いて原子炉圧力より原子炉圧力容器内の温度を推定する。 推定可能範囲：100~312℃																																																																																																														
項目	原子炉圧力容器内の温度																																																																																																														
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																												
主要パラメータ	1次冷却材温度（広域-高温側）	0~400℃	最大値：約340℃																																																																																																												
	1次冷却材温度（広域-低温側）	0~400℃	最大値：約339℃																																																																																																												
	【炉心出口温度】	40~1,300℃	最大値：約346℃																																																																																																												
代替パラメータ	①1次冷却材温度（広域-低温側） （1次冷却材温度（広域-高温側）及び【炉心出口温度】の代替）	0~400℃	最大値：約339℃																																																																																																												
	①1次冷却材温度（広域-高温側） （1次冷却材温度（広域-低温側）及び【炉心出口温度】の代替）	0~400℃	最大値：約340℃																																																																																																												
	②【炉心出口温度】 （1次冷却材温度（広域-高温側）及び1次冷却材温度（広域-低温側）の代替）	40~1,300℃	最大値：約346℃																																																																																																												
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することである。 特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉圧力容器への注水に期待できない場合、1次冷却材が流出することにより原子炉圧力容器内の水位が低下し、炉心が露出すれば1次冷却材が過熱状態となり、冷却施設が覆れと炉心損傷に至る。 このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視することが重要である。																																																																																																														
推定方法	原子炉圧力容器内の温度の主要パラメータである1次冷却材温度（広域-高温側）の監視が不可能となった場合には、1次冷却材温度（広域-低温側）（1次冷却材温度（広域-低温側）を推定する場合は1次冷却材温度（広域-高温側）にて推定）により原子炉圧力容器内の温度を推定（測定）する。 炉心出口温度（自主対策設備）が監視可能であれば、炉心出口温度（自主対策設備）により測定可能。 推定方法は、以下のとおりである。 ①1次冷却材温度（広域-低温側）、1次冷却材温度（広域-高温側） 同じ仕様のもので1次冷却材の温度を計測することにより推定する。																																																																																																														

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)

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>事象 (例): 全交流動力電源喪失 (RCP シール LOCA が発生する場合)</p>	<p>推定方法</p> <table border="1" data-bbox="750 422 1209 582"> <thead> <tr> <th>飽和温度 (°C)</th> <th>原子炉圧力 (MPa [gage])</th> <th>飽和温度 (°C)</th> <th>原子炉圧力 (MPa [gage])</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>297</td> <td>8.1</td> <td>308</td> <td>9.5</td> </tr> <tr> <td>298</td> <td>8.3</td> <td>309</td> <td>9.6</td> </tr> <tr> <td>299</td> <td>8.4</td> <td>310</td> <td>9.8</td> </tr> <tr> <td>300</td> <td>8.5</td> <td>311</td> <td>9.9</td> </tr> <tr> <td>305</td> <td>9.1</td> <td>312</td> <td>10.0</td> </tr> </tbody> </table> <p>図 58-8-1 飽和温度/圧力の関係を利用した温度の推定</p> <p>①原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA 広帯域), 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉水位が有効燃料棒頂部 (TAF) 以下の場合には, 原子炉水位が有効燃料棒頂部 (TAF) 以下になった時間から発生する炉内熱より原子炉圧力容器内の温度を推定する。 (専用入力シートに原子炉水位が有効燃料棒頂部 (TAF) に到達した時間を入力することによって, 原子炉圧力容器内の温度を推定する。)</p> <p>※推定概要 <推定方法> 図 58-8-2 に示すシートに原子炉水位が有効燃料棒頂部 (TAF) に到達した時間を入力することによって, 原子炉圧力容器内の温度を推定する。</p> <p>【注意事項】 原子炉圧力容器内温度推定計算シートは, 燃料伝熱及び燃料棒軸方向の熱伝導等を考慮していないため, 実際の温度より高めに温度が算出される可能性がある。</p>	飽和温度 (°C)	原子炉圧力 (MPa [gage])	飽和温度 (°C)	原子炉圧力 (MPa [gage])	297	8.1	308	9.5	298	8.3	309	9.6	299	8.4	310	9.8	300	8.5	311	9.9	305	9.1	312	10.0	<p>推定方法</p> <p>② [炉心出口温度] 炉心出口温度 (自主対策設備) が監視可能であれば, 炉心出口温度 (自主対策設備) により原子炉圧力容器内の温度を推定する。</p> <p>推定の評価</p> <p>① 1次冷却材温度 (広域-低温側), 1次冷却材温度 (広域-高温側) 高温側と低温側の2種類の温度計は各ループに同じ仕様のもを設置しており, 1次冷却材の温度計により, 事故時の炉心の冷却状況を監視する目的において, 互いに推定 (測定) しても問題となることなく, 炉心損傷防止対策に必要な情報を得ることができる。 原子炉圧力容器内の温度を操作判断に用いている炉心損傷防止対策の有効性評価の解析結果を例に挙げ, 推定の適用性について確認した結果, 全交流動力電源喪失 (RCP シール LOCA が発生する場合) 事象において, 1次冷却材温度 (広域-高温側) と 1次冷却材温度 (広域-低温側) の温度差は, 約 10°C 程度であり, この温度差が炉心損傷防止対策における操作判断に与える影響は軽微であるため, 推定 (測定) することができる。</p> <p>第1図 1次冷却材温度を利用した原子炉圧力容器内温度の推定 (事象例: 全交流動力電源喪失 (RCP シール LOCA が発生する場合))</p>	
飽和温度 (°C)	原子炉圧力 (MPa [gage])	飽和温度 (°C)	原子炉圧力 (MPa [gage])																								
297	8.1	308	9.5																								
298	8.3	309	9.6																								
299	8.4	310	9.8																								
300	8.5	311	9.9																								
305	9.1	312	10.0																								

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>②残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により原子炉水の温度を計測可能である。</p> <p>③誤差による影響について 原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することであり、代替パラメータ(原子炉圧力、原子炉水位)による推定では、同一物理量からの推定であり、計器誤差(1次冷却材温度(広域-低温側)の誤差:±4.4℃、1次冷却材温度(広域-高温側)の誤差:±4.4℃)を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ(炉心出口温度(自主対策設備))による推定は、1次冷却材温度(広域-高温側)と炉心出口温度(自主対策設備)は、炉心冠水状態から炉心損傷を判断する時点(350℃)では温度に大きな差はなく、操作判断に与える影響は軽微であり、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<p>②[炉心出口温度] 炉心出口温度(自主対策設備)が監視可能であれば、炉心出口温度(自主対策設備)により原子炉圧力容器内の温度を計測可能である。</p> <p>[誤差による影響について] 原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することであり、代替パラメータ(1次冷却材温度(広域-低温側)、1次冷却材温度(広域-高温側))による推定では、同一物理量からの推定であり、計器誤差(1次冷却材温度(広域-低温側)の誤差:±4.4℃、1次冷却材温度(広域-高温側)の誤差:±4.4℃)を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ(炉心出口温度(自主対策設備))による推定は、1次冷却材温度(広域-高温側)と炉心出口温度(自主対策設備)は、炉心冠水状態から炉心損傷を判断する時点(350℃)では温度に大きな差はなく、操作判断に与える影響は軽微であり、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	

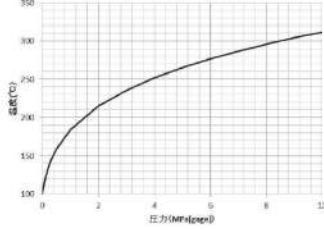
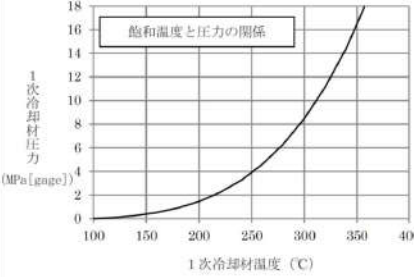
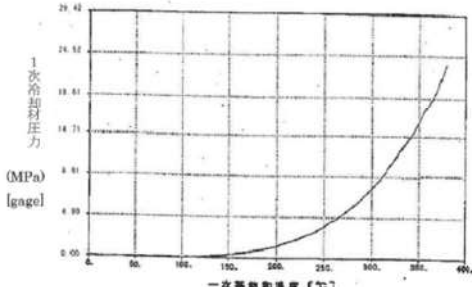
灰色:女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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)

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																																																																								
(b) 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について	(b) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (原子炉圧力容器内の圧力)	(b) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネル及び他ループを除く) による推定方法について (原子炉圧力容器内の圧力)																																																																									
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉圧力容器内の圧力</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>1次冷却材圧力</td> <td>0~20.6MPa</td> <td>最大値:約17.6MPa</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td>① 1次冷却材最高温度 (広域) ① 1次冷却材最低温度 (広域)</td> <td>0~400℃ 0~400℃</td> <td>最大値:約342℃ 最大値:約340℃</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3"> 重大事故等において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は、操作判断等を行う上で必要となるパラメータのひとつとしてプラント状態を確認することである。 特に全交流動力電源喪失時にRCFシール部からの漏えいが生じる事象において、冷却材の補給が必要となるが、非常用炉心冷却設備による炉心への注水が期待できないため、処置が遅れると炉心損傷に至る。 このような場合、蒸気発生器を用いた2次系強制冷却により1次系を減圧・減流し、蓄圧タンク及び代替炉心注水により冷却材を供給する操作を行うが、蓄圧タンクからの空溜り防止及び代替炉心注水による注水開始等の判断をする上で主要パラメータにて原子炉圧力容器内の圧力を監視することは重要である。 </td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3"> 原子炉圧力容器内の圧力の主要パラメータである1次冷却材圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの1次冷却材最高温度 (広域) 又は1次冷却材最低温度 (広域) (以下、「1次冷却材温度」という。) により、原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 1次冷却材が飽和状態にあると判断される場合には、1次冷却材温度に対応する飽和圧力を用いて推定する。 飽和温度と圧力の関係は、以下のとおりである。 (例) <table border="1"> <thead> <tr> <th>飽和温度 (℃)</th> <th>圧力 (MPa[gage])</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>234</td> <td>約3.0</td> </tr> <tr> <td>214</td> <td>約2.0</td> </tr> <tr> <td>183</td> <td>約1.0</td> </tr> </tbody> </table> </td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉圧力容器内の圧力			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	1次冷却材圧力	0~20.6MPa	最大値:約17.6MPa	代替パラメータ	① 1次冷却材最高温度 (広域) ① 1次冷却材最低温度 (広域)	0~400℃ 0~400℃	最大値:約342℃ 最大値:約340℃	計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は、操作判断等を行う上で必要となるパラメータのひとつとしてプラント状態を確認することである。 特に全交流動力電源喪失時にRCFシール部からの漏えいが生じる事象において、冷却材の補給が必要となるが、非常用炉心冷却設備による炉心への注水が期待できないため、処置が遅れると炉心損傷に至る。 このような場合、蒸気発生器を用いた2次系強制冷却により1次系を減圧・減流し、蓄圧タンク及び代替炉心注水により冷却材を供給する操作を行うが、蓄圧タンクからの空溜り防止及び代替炉心注水による注水開始等の判断をする上で主要パラメータにて原子炉圧力容器内の圧力を監視することは重要である。			推定方法	原子炉圧力容器内の圧力の主要パラメータである1次冷却材圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの1次冷却材最高温度 (広域) 又は1次冷却材最低温度 (広域) (以下、「1次冷却材温度」という。) により、原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 1次冷却材が飽和状態にあると判断される場合には、1次冷却材温度に対応する飽和圧力を用いて推定する。 飽和温度と圧力の関係は、以下のとおりである。 (例) <table border="1"> <thead> <tr> <th>飽和温度 (℃)</th> <th>圧力 (MPa[gage])</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>234</td> <td>約3.0</td> </tr> <tr> <td>214</td> <td>約2.0</td> </tr> <tr> <td>183</td> <td>約1.0</td> </tr> </tbody> </table>			飽和温度 (℃)	圧力 (MPa[gage])	234	約3.0	214	約2.0	183	約1.0	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉圧力容器内の圧力</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)</td> <td>0~109Pa[gage] 0~11MPa[gage]</td> <td>最大値:約8.1MPa[gage] 最大値:約8.1MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td>①原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力の代替) ①原子炉圧力 (原子炉圧力 (SA) の代替) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域) ②原子炉圧力容器温度 *1:計測範囲の率は、原子炉圧力容器等レベルより1.313cm上のところとする (ドライキヌータム底部付近)。 *2:計測範囲の零は、原子炉圧力容器等レベルより900cm上のところとする (有効燃料棒頂部付近)。</td> <td>0~11MPa[gage] 0~109Pa[gage] -3,800mm~1,500mm^① -3,800mm~1,300mm^② -3,800mm~1,500mm^③ -3,800mm~1,300mm^④ 0~500℃</td> <td>最大値:約8.1MPa[gage] 最大値:約8.1MPa[gage] 有効燃料棒底部程度~レベル8 [-7,832mm~1,470mm] ^① 有効燃料棒底部程度~レベル8 [-3,702mm~5,600mm] ^② 有効燃料棒底部程度~レベル8 [-7,832mm~1,470mm] ^③ 有効燃料棒底部程度~レベル8 [-3,702mm~5,600mm] ^④ 最大値:約29℃</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3"> 重大事故等において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は、炉心注水確保のための原子炉減圧確認及び原子炉圧力容器の損傷確認を実施することである。 原子炉圧力容器内の圧力の主要パラメータである原子炉圧力の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力 (SA) を推定する場合は原子炉圧力にて測定) により原子炉圧力を推定する。 原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度により原子炉圧力容器内の圧力を推定できる。原子炉圧力容器内の飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。 推定方法は、以下のとおりである。 ①原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することにより推定する。 推定方法 ②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (SA 広帯域)、原子炉水位 (SA 燃料域)、原子炉圧力容器温度 原子炉水位が有効燃料棒頂部 (10F) 以上の場合には、原子炉圧力容器内の飽和状態と想定し、飽和温度/圧力の関係を利用し、図58-8-3を用いて原子炉圧力容器温度より原子炉圧力を推定する。なお、原子炉格納容器の破損に至っていないことを原子炉格納容器内の圧力及び温度にて併せて確認する。 推定可能範囲:全範囲 </td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉圧力容器内の圧力			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	0~109Pa[gage] 0~11MPa[gage]	最大値:約8.1MPa[gage] 最大値:約8.1MPa[gage]	代替パラメータ	①原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力の代替) ①原子炉圧力 (原子炉圧力 (SA) の代替) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域) ②原子炉圧力容器温度 *1:計測範囲の率は、原子炉圧力容器等レベルより1.313cm上のところとする (ドライキヌータム底部付近)。 *2:計測範囲の零は、原子炉圧力容器等レベルより900cm上のところとする (有効燃料棒頂部付近)。	0~11MPa[gage] 0~109Pa[gage] -3,800mm~1,500mm ^① -3,800mm~1,300mm ^② -3,800mm~1,500mm ^③ -3,800mm~1,300mm ^④ 0~500℃	最大値:約8.1MPa[gage] 最大値:約8.1MPa[gage] 有効燃料棒底部程度~レベル8 [-7,832mm~1,470mm] ^① 有効燃料棒底部程度~レベル8 [-3,702mm~5,600mm] ^② 有効燃料棒底部程度~レベル8 [-7,832mm~1,470mm] ^③ 有効燃料棒底部程度~レベル8 [-3,702mm~5,600mm] ^④ 最大値:約29℃	計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は、炉心注水確保のための原子炉減圧確認及び原子炉圧力容器の損傷確認を実施することである。 原子炉圧力容器内の圧力の主要パラメータである原子炉圧力の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力 (SA) を推定する場合は原子炉圧力にて測定) により原子炉圧力を推定する。 原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度により原子炉圧力容器内の圧力を推定できる。原子炉圧力容器内の飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。 推定方法は、以下のとおりである。 ①原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することにより推定する。 推定方法 ②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (SA 広帯域)、原子炉水位 (SA 燃料域)、原子炉圧力容器温度 原子炉水位が有効燃料棒頂部 (10F) 以上の場合には、原子炉圧力容器内の飽和状態と想定し、飽和温度/圧力の関係を利用し、図58-8-3を用いて原子炉圧力容器温度より原子炉圧力を推定する。なお、原子炉格納容器の破損に至っていないことを原子炉格納容器内の圧力及び温度にて併せて確認する。 推定可能範囲:全範囲			<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉圧力容器内の圧力</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>1次冷却材圧力 (広域) [加圧器圧力]</td> <td>0~21.0MPa[gage]</td> <td>最大値: 約17.6MPa[gage] 最大値: 約17.6MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td>① [加圧器圧力] (1次冷却材圧力 (広域) の代替) ② 1次冷却材温度 (広域-高温側) (1次冷却材圧力 (広域) の代替) ③ 1次冷却材温度 (広域-低温側) (1次冷却材圧力 (広域) の代替) ④ 1次冷却材圧力 (広域) ([加圧器圧力] の代替)</td> <td>11.0~17.6MPa[gage] 0~400℃ 0~400℃ 0~21.0MPa[gage]</td> <td>最大値: 約17.6MPa[gage] 最大値: 約17.6MPa[gage] 最大値:約339℃ 最大値: 約17.6MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3"> 重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は、2次冷却材強制冷却等の操作判断のための1次冷却材圧力の確認を実施することである。 </td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3"> 原子炉圧力容器内の圧力の主要パラメータである1次冷却材圧力 (広域) の監視が不可能となった場合には、加圧器圧力 (自主対策設備) が使用可能であれば、加圧器圧力 (自主対策設備) により原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、1次冷却材温度 (広域-高温側) 又は1次冷却材温度 (広域-低温側) (以下、「1次冷却材温度」という) により原子炉圧力容器内の圧力を推定できる。原子炉圧力容器内の飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。 推定方法は、以下のとおりである。 ① [加圧器圧力] 同じ仕様のもので加圧器内の圧力を計測することにより推定する。 ② 1次冷却材温度 (広域-高温側) 、 ③ 1次冷却材温度 (広域-低温側) 原子炉圧力容器内の水位が炉心の定水状態を維持できる水位以上にあると判断できる場合には、原子炉圧力容器内の飽和状態と想定し、飽和温度/圧力の関係を利用し、第2図を用いて1次冷却材温度より原子炉圧力容器内の圧力を推定する。この推定方法では、原子炉圧力容器内の飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。 推定可能範囲: 0~約22.0 MPa[gage] </td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉圧力容器内の圧力			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	1次冷却材圧力 (広域) [加圧器圧力]	0~21.0MPa[gage]	最大値: 約17.6MPa[gage] 最大値: 約17.6MPa[gage]	代替パラメータ	① [加圧器圧力] (1次冷却材圧力 (広域) の代替) ② 1次冷却材温度 (広域-高温側) (1次冷却材圧力 (広域) の代替) ③ 1次冷却材温度 (広域-低温側) (1次冷却材圧力 (広域) の代替) ④ 1次冷却材圧力 (広域) ([加圧器圧力] の代替)	11.0~17.6MPa[gage] 0~400℃ 0~400℃ 0~21.0MPa[gage]	最大値: 約17.6MPa[gage] 最大値: 約17.6MPa[gage] 最大値:約339℃ 最大値: 約17.6MPa[gage]	計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は、2次冷却材強制冷却等の操作判断のための1次冷却材圧力の確認を実施することである。			推定方法	原子炉圧力容器内の圧力の主要パラメータである1次冷却材圧力 (広域) の監視が不可能となった場合には、加圧器圧力 (自主対策設備) が使用可能であれば、加圧器圧力 (自主対策設備) により原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、1次冷却材温度 (広域-高温側) 又は1次冷却材温度 (広域-低温側) (以下、「1次冷却材温度」という) により原子炉圧力容器内の圧力を推定できる。原子炉圧力容器内の飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。 推定方法は、以下のとおりである。 ① [加圧器圧力] 同じ仕様のもので加圧器内の圧力を計測することにより推定する。 ② 1次冷却材温度 (広域-高温側) 、 ③ 1次冷却材温度 (広域-低温側) 原子炉圧力容器内の水位が炉心の定水状態を維持できる水位以上にあると判断できる場合には、原子炉圧力容器内の飽和状態と想定し、飽和温度/圧力の関係を利用し、第2図を用いて1次冷却材温度より原子炉圧力容器内の圧力を推定する。この推定方法では、原子炉圧力容器内の飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。 推定可能範囲: 0~約22.0 MPa[gage]		
項目		原子炉圧力容器内の圧力																																																																									
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																								
主要パラメータ	1次冷却材圧力	0~20.6MPa	最大値:約17.6MPa																																																																								
代替パラメータ	① 1次冷却材最高温度 (広域) ① 1次冷却材最低温度 (広域)	0~400℃ 0~400℃	最大値:約342℃ 最大値:約340℃																																																																								
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は、操作判断等を行う上で必要となるパラメータのひとつとしてプラント状態を確認することである。 特に全交流動力電源喪失時にRCFシール部からの漏えいが生じる事象において、冷却材の補給が必要となるが、非常用炉心冷却設備による炉心への注水が期待できないため、処置が遅れると炉心損傷に至る。 このような場合、蒸気発生器を用いた2次系強制冷却により1次系を減圧・減流し、蓄圧タンク及び代替炉心注水により冷却材を供給する操作を行うが、蓄圧タンクからの空溜り防止及び代替炉心注水による注水開始等の判断をする上で主要パラメータにて原子炉圧力容器内の圧力を監視することは重要である。																																																																										
推定方法	原子炉圧力容器内の圧力の主要パラメータである1次冷却材圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの1次冷却材最高温度 (広域) 又は1次冷却材最低温度 (広域) (以下、「1次冷却材温度」という。) により、原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 1次冷却材が飽和状態にあると判断される場合には、1次冷却材温度に対応する飽和圧力を用いて推定する。 飽和温度と圧力の関係は、以下のとおりである。 (例) <table border="1"> <thead> <tr> <th>飽和温度 (℃)</th> <th>圧力 (MPa[gage])</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>234</td> <td>約3.0</td> </tr> <tr> <td>214</td> <td>約2.0</td> </tr> <tr> <td>183</td> <td>約1.0</td> </tr> </tbody> </table>			飽和温度 (℃)	圧力 (MPa[gage])	234	約3.0	214	約2.0	183	約1.0																																																																
飽和温度 (℃)	圧力 (MPa[gage])																																																																										
234	約3.0																																																																										
214	約2.0																																																																										
183	約1.0																																																																										
項目	原子炉圧力容器内の圧力																																																																										
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																								
主要パラメータ	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	0~109Pa[gage] 0~11MPa[gage]	最大値:約8.1MPa[gage] 最大値:約8.1MPa[gage]																																																																								
代替パラメータ	①原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力の代替) ①原子炉圧力 (原子炉圧力 (SA) の代替) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域) ②原子炉圧力容器温度 *1:計測範囲の率は、原子炉圧力容器等レベルより1.313cm上のところとする (ドライキヌータム底部付近)。 *2:計測範囲の零は、原子炉圧力容器等レベルより900cm上のところとする (有効燃料棒頂部付近)。	0~11MPa[gage] 0~109Pa[gage] -3,800mm~1,500mm ^① -3,800mm~1,300mm ^② -3,800mm~1,500mm ^③ -3,800mm~1,300mm ^④ 0~500℃	最大値:約8.1MPa[gage] 最大値:約8.1MPa[gage] 有効燃料棒底部程度~レベル8 [-7,832mm~1,470mm] ^① 有効燃料棒底部程度~レベル8 [-3,702mm~5,600mm] ^② 有効燃料棒底部程度~レベル8 [-7,832mm~1,470mm] ^③ 有効燃料棒底部程度~レベル8 [-3,702mm~5,600mm] ^④ 最大値:約29℃																																																																								
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は、炉心注水確保のための原子炉減圧確認及び原子炉圧力容器の損傷確認を実施することである。 原子炉圧力容器内の圧力の主要パラメータである原子炉圧力の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力 (SA) を推定する場合は原子炉圧力にて測定) により原子炉圧力を推定する。 原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力容器温度により原子炉圧力容器内の圧力を推定できる。原子炉圧力容器内の飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。 推定方法は、以下のとおりである。 ①原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することにより推定する。 推定方法 ②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (SA 広帯域)、原子炉水位 (SA 燃料域)、原子炉圧力容器温度 原子炉水位が有効燃料棒頂部 (10F) 以上の場合には、原子炉圧力容器内の飽和状態と想定し、飽和温度/圧力の関係を利用し、図58-8-3を用いて原子炉圧力容器温度より原子炉圧力を推定する。なお、原子炉格納容器の破損に至っていないことを原子炉格納容器内の圧力及び温度にて併せて確認する。 推定可能範囲:全範囲																																																																										
項目	原子炉圧力容器内の圧力																																																																										
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																								
主要パラメータ	1次冷却材圧力 (広域) [加圧器圧力]	0~21.0MPa[gage]	最大値: 約17.6MPa[gage] 最大値: 約17.6MPa[gage]																																																																								
代替パラメータ	① [加圧器圧力] (1次冷却材圧力 (広域) の代替) ② 1次冷却材温度 (広域-高温側) (1次冷却材圧力 (広域) の代替) ③ 1次冷却材温度 (広域-低温側) (1次冷却材圧力 (広域) の代替) ④ 1次冷却材圧力 (広域) ([加圧器圧力] の代替)	11.0~17.6MPa[gage] 0~400℃ 0~400℃ 0~21.0MPa[gage]	最大値: 約17.6MPa[gage] 最大値: 約17.6MPa[gage] 最大値:約339℃ 最大値: 約17.6MPa[gage]																																																																								
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は、2次冷却材強制冷却等の操作判断のための1次冷却材圧力の確認を実施することである。																																																																										
推定方法	原子炉圧力容器内の圧力の主要パラメータである1次冷却材圧力 (広域) の監視が不可能となった場合には、加圧器圧力 (自主対策設備) が使用可能であれば、加圧器圧力 (自主対策設備) により原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、1次冷却材温度 (広域-高温側) 又は1次冷却材温度 (広域-低温側) (以下、「1次冷却材温度」という) により原子炉圧力容器内の圧力を推定できる。原子炉圧力容器内の飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。 推定方法は、以下のとおりである。 ① [加圧器圧力] 同じ仕様のもので加圧器内の圧力を計測することにより推定する。 ② 1次冷却材温度 (広域-高温側) 、 ③ 1次冷却材温度 (広域-低温側) 原子炉圧力容器内の水位が炉心の定水状態を維持できる水位以上にあると判断できる場合には、原子炉圧力容器内の飽和状態と想定し、飽和温度/圧力の関係を利用し、第2図を用いて1次冷却材温度より原子炉圧力容器内の圧力を推定する。この推定方法では、原子炉圧力容器内の飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。 推定可能範囲: 0~約22.0 MPa[gage]																																																																										

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

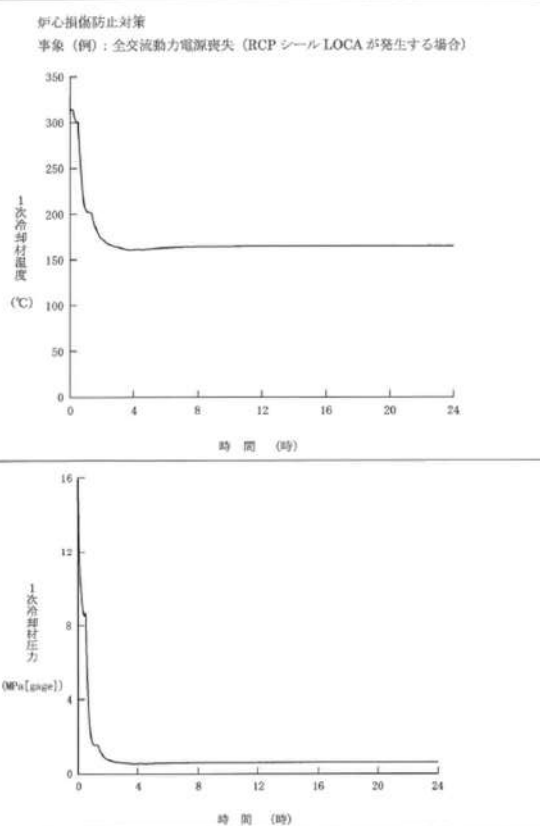
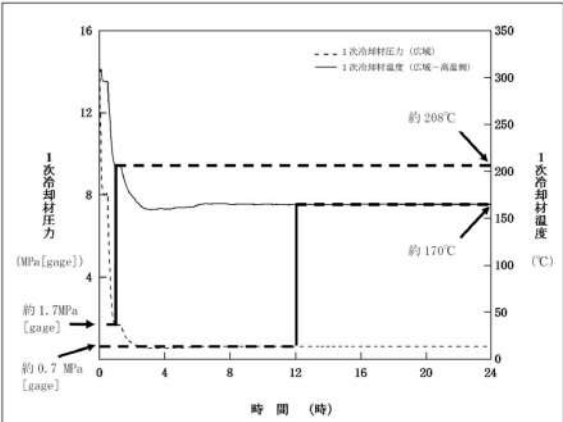
赤字: 設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字: 記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字: 記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

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>原子炉圧力容器内の飽和状態判断は、下記のパラメータの傾向を総合的に判断して推定する。</p> <p>圧力パラメータ①1次冷却材圧力 ②[加圧器圧力 (CRT)]※¹ (計測範囲: 11.3~17.2MPa[gage]) 温度パラメータ③1次冷却材高温側温度 (広域) ④1次冷却材低温側温度 (広域) [] : 多様性拡張設備 (常用代替パラメータ) ※1 耐震性、耐環境性がないパラメータ</p>	<p>推定方法</p>  <table border="1" data-bbox="757 395 1214 561"> <thead> <tr> <th>飽和温度 (°C)</th> <th>原子炉圧力 (MPa [gage])</th> <th>飽和温度 (°C)</th> <th>原子炉圧力 (MPa [gage])</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>297</td> <td>8.1</td> <td>308</td> <td>9.5</td> </tr> <tr> <td>298</td> <td>8.3</td> <td>309</td> <td>9.6</td> </tr> <tr> <td>299</td> <td>8.4</td> <td>310</td> <td>9.8</td> </tr> <tr> <td>300</td> <td>8.5</td> <td>311</td> <td>9.9</td> </tr> <tr> <td>305</td> <td>9.1</td> <td>312</td> <td>10.0</td> </tr> </tbody> </table> <p>図 58-8-3 飽和温度/圧力の関係を利用した圧力の推定</p>	飽和温度 (°C)	原子炉圧力 (MPa [gage])	飽和温度 (°C)	原子炉圧力 (MPa [gage])	297	8.1	308	9.5	298	8.3	309	9.6	299	8.4	310	9.8	300	8.5	311	9.9	305	9.1	312	10.0	<p>推定方法</p>  <table border="1" data-bbox="1339 459 1787 705"> <thead> <tr> <th>飽和温度 (°C)</th> <th>圧力 (MPa [gage])</th> <th>飽和温度 (°C)</th> <th>圧力 (MPa [gage])</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>100 以下</td> <td>0.0</td> <td>319</td> <td>11.0</td> </tr> <tr> <td>183</td> <td>1.0</td> <td>325</td> <td>12.0</td> </tr> <tr> <td>214</td> <td>2.0</td> <td>331</td> <td>13.0</td> </tr> <tr> <td>236</td> <td>3.0</td> <td>337</td> <td>14.0</td> </tr> <tr> <td>252</td> <td>4.0</td> <td>343</td> <td>15.0</td> </tr> <tr> <td>265</td> <td>5.0</td> <td>348</td> <td>16.0</td> </tr> <tr> <td>277</td> <td>6.0</td> <td>353</td> <td>17.0</td> </tr> <tr> <td>287</td> <td>7.0</td> <td>357</td> <td>18.0</td> </tr> <tr> <td>296</td> <td>8.0</td> <td>362</td> <td>19.0</td> </tr> <tr> <td>304</td> <td>9.0</td> <td>366</td> <td>20.0</td> </tr> <tr> <td>312</td> <td>10.0</td> <td>373</td> <td>22.0</td> </tr> </tbody> </table> <p>第2図 飽和温度/圧力の関係を利用した圧力の推定</p>	飽和温度 (°C)	圧力 (MPa [gage])	飽和温度 (°C)	圧力 (MPa [gage])	100 以下	0.0	319	11.0	183	1.0	325	12.0	214	2.0	331	13.0	236	3.0	337	14.0	252	4.0	343	15.0	265	5.0	348	16.0	277	6.0	353	17.0	287	7.0	357	18.0	296	8.0	362	19.0	304	9.0	366	20.0	312	10.0	373	22.0	<p>相違理由</p>
飽和温度 (°C)	原子炉圧力 (MPa [gage])	飽和温度 (°C)	原子炉圧力 (MPa [gage])																																																																								
297	8.1	308	9.5																																																																								
298	8.3	309	9.6																																																																								
299	8.4	310	9.8																																																																								
300	8.5	311	9.9																																																																								
305	9.1	312	10.0																																																																								
飽和温度 (°C)	圧力 (MPa [gage])	飽和温度 (°C)	圧力 (MPa [gage])																																																																								
100 以下	0.0	319	11.0																																																																								
183	1.0	325	12.0																																																																								
214	2.0	331	13.0																																																																								
236	3.0	337	14.0																																																																								
252	4.0	343	15.0																																																																								
265	5.0	348	16.0																																																																								
277	6.0	353	17.0																																																																								
287	7.0	357	18.0																																																																								
296	8.0	362	19.0																																																																								
304	9.0	366	20.0																																																																								
312	10.0	373	22.0																																																																								
<p>推定の評価</p> <p>原子炉圧力容器内の圧力を操作判断に用いている炉心損傷防止対策の有効性評価の解析結果を例に挙げ、推定の適用性について確認した結果、1次冷却材温度による推定方法は、原子炉圧力容器内の飽和状態である範囲で適用できる。</p> <p>飽和状態は、飽和温度との比較が必要であり1次冷却材圧力の把握が本来必要であるが、その代わりとして他のパラメータを監視することによりプラント状態を判別して適用の可否を判断する。</p> <p>例えば、全交流動力電源喪失時に R C P シール部から漏えいが生じる場合のように1次系減圧現象である場合で2次系からの除熱機能が正常に機能している場合には飽和状態に至っている可能性が高い。</p> <p>このような場合、本推定方法による原子炉圧力容器内の圧力の推定は有効である。【事象 (例) 参照】</p> <p>以上より、本推定方法により監視が必要な場合において、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<p>推定の評価</p> <p>①原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することにより推定する。</p> <p>②原子炉水位 (広域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (SA 広域)、原子炉水位 (SA 燃料域)、原子炉圧力容器温度 原子炉圧力容器温度による推定手順は、原子炉圧力容器内の飽和状態にあることに限定されるものの、原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定できるため、事故収束を行う上で問題とならない。</p> <p>【誤差による影響について】 原子炉圧力容器内の圧力を推定する目的は、低圧注水確保のための原子炉減圧確認及び原子炉圧力容器の損傷を把握することであり、代替パラメータ (原子炉圧力) による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差 (原子炉圧力の誤差±0.07MPa、原子炉圧力 (SA) の誤差±0.09MPa) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ (原子炉圧力容器温度) による推定では、圧力に換算して原子炉圧力容器の圧力の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。(低圧注水確保の判断圧力: 0.34MPa [gage] (飽和温度: 約 147°C)、原子炉圧力容器の定格圧力: 約 7MPa [gage] (飽和温度: 約 288°C) に対して、原子炉圧力容器温度の誤差: 約 ±1.3°C から圧力に換算した場合はそれぞれ 0.34 ± 0.07MPa [gage] 程度、7.0 ± 0.09MPa [gage] 程度。)</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<p>推定の評価</p> <p>① [加圧器圧力] 同じ仕様のもので加圧器内の圧力を計測することにより推定する。</p> <p>② 1次冷却材温度 (広域-高温側)、③ 1次冷却材温度 (広域-低温側) 原子炉圧力容器内の圧力を操作判断に用いている炉心損傷防止対策の有効性評価の解析結果を例に挙げ、推定の適用性について確認した結果、1次冷却材温度による推定方法は、原子炉圧力容器内の飽和状態である範囲で適用できる。</p> <p>飽和状態は、飽和温度との比較が必要であり1次冷却材圧力 (広域) の把握</p>	<p>相違理由</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）

第58条 計装設備（補足説明資料）

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>炉心損傷防止対策 事象（例）：全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAが発生する場合）</p> 	<p>女川原子力発電所2号炉</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>が本来必要であるが、その代わりとして他のパラメータを監視することによりプラント状態を判別して適用の可否を判断する。 例えば、全交流動力電源喪失時にRCPシール部から漏えいが生じる場合のように1次冷却系減圧事象である場合で2次冷却系からの除熱機能が正常に機能している場合には飽和状態に至っている可能性が高い。 このような場合、本推定方法による原子炉压力容器内の圧力の推定は有効である。（第3図参照） 1次冷却材温度による推定手順は、原子炉压力容器内が飽和状態にあることに限定されるもの、飽和温度/圧力の関係により推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。</p> <p>① 1次冷却材圧力（広域） 同じ仕様のもので1次冷却材圧力（広域）を計測することにより推定する。</p> <p>〔誤差による影響について〕 原子炉压力容器内の圧力を監視する目的は、2次冷却系強制冷却等の操作判断のための1次冷却材圧力の確認を実施することであり、代替パラメータ（1次冷却材圧力（広域）、加圧器圧力（自主対策設備））による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差（1次冷却材圧力（広域）の誤差：±0.25MPa）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 代替パラメータ（1次冷却材温度）による推定では、圧力に換算して原子炉压力容器内の圧力の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。（主蒸気逃がし弁開度調整の判断圧力：1.7MPa〔gauge〕（飽和温度：約208℃）に対して、1次冷却材温度の誤差：約±4.4℃から圧力に換算した場合はそれぞれ1.7±0.16MPa〔gauge〕程度。）</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>  <p>第3図 1次冷却材温度を利用した原子炉压力容器内圧力の推定 （事象例：全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAが発生する場合））</p>	<p>相違理由</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）

第58条 計装設備（補足説明資料）


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																																																																																																																																																								
(c) 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について	(c) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉圧力容器内の水位）	(c) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法について（原子炉圧力容器内の水位）																																																																																																																																																									
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉圧力容器内の水位</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>加圧器水位</td> <td>0～100%</td> <td>最大値：約85% 最小値：0%以下</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">代替パラメータ</td> <td>①原子炉水位</td> <td>0～100%</td> <td>最大値：100%以上 最小値：0%</td> </tr> <tr> <td>②1次冷却材圧力</td> <td>0～20.6MPa[gage]</td> <td>最大値：約17.8MPa</td> </tr> <tr> <td>③1次冷却材高温側温度（広域）</td> <td>0～400℃</td> <td>最大値：約342℃</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">PWRプラントにおいては、原子炉圧力容器より上に位置する加圧器により過剰運転や事故時の圧力及び1次系の保有水量の制御を行っており、加圧器の水位を計測することで、原子炉圧力容器内の水位の状態を監視している。 したがって、重大事故等に対処するために監視が必要なパラメータのうち、原子炉圧力容器内の水位については、加圧器水位を主要パラメータとしており、炉心の冷却状態を把握する上で原子炉圧力容器内の保有水量を監視することは重要である。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">原子炉圧力容器内の水位の主要パラメータである加圧器水位の計測が困難になった場合、代替パラメータの原子炉水位又は1次冷却材圧力及び1次冷却材高温側温度（広域）により原子炉圧力容器内の水位を推定することができる。推定方法は、以下のとおりである。 ①原子炉水位 原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの水位を計測することにより、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ②1次冷却材圧力及び1次冷却材高温側温度（広域） 監視パラメータである1次冷却材圧力と1次冷却材高温側温度（広域）により飽和蒸気-圧力曲線を基に原子炉容器内のサブクール状態、飽和状態又は過熱状態を監視することで原子炉容器内の水位が、炉心上端以上、炉心上端近傍もしくは炉心上端部未満の水位であることを推定する。 飽和温度を示し炉心上端近傍と推定した場合においては、温度の推移による状態の傾向を監視することにより、温度が上昇する場合は炉心が露出状態であると判断し、温度が安定していれば炉心が隠水状態であることを判断する。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉圧力容器内の水位			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	加圧器水位	0～100%	最大値：約85% 最小値：0%以下	代替パラメータ	①原子炉水位	0～100%	最大値：100%以上 最小値：0%	②1次冷却材圧力	0～20.6MPa[gage]	最大値：約17.8MPa	③1次冷却材高温側温度（広域）	0～400℃	最大値：約342℃	計測目的	PWRプラントにおいては、原子炉圧力容器より上に位置する加圧器により過剰運転や事故時の圧力及び1次系の保有水量の制御を行っており、加圧器の水位を計測することで、原子炉圧力容器内の水位の状態を監視している。 したがって、重大事故等に対処するために監視が必要なパラメータのうち、原子炉圧力容器内の水位については、加圧器水位を主要パラメータとしており、炉心の冷却状態を把握する上で原子炉圧力容器内の保有水量を監視することは重要である。			推定方法	原子炉圧力容器内の水位の主要パラメータである加圧器水位の計測が困難になった場合、代替パラメータの原子炉水位又は1次冷却材圧力及び1次冷却材高温側温度（広域）により原子炉圧力容器内の水位を推定することができる。推定方法は、以下のとおりである。 ①原子炉水位 原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの水位を計測することにより、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ②1次冷却材圧力及び1次冷却材高温側温度（広域） 監視パラメータである1次冷却材圧力と1次冷却材高温側温度（広域）により飽和蒸気-圧力曲線を基に原子炉容器内のサブクール状態、飽和状態又は過熱状態を監視することで原子炉容器内の水位が、炉心上端以上、炉心上端近傍もしくは炉心上端部未満の水位であることを推定する。 飽和温度を示し炉心上端近傍と推定した場合においては、温度の推移による状態の傾向を監視することにより、温度が上昇する場合は炉心が露出状態であると判断し、温度が安定していれば炉心が隠水状態であることを判断する。			<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉圧力容器内の水位</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">主要パラメータ</td> <td>原子炉水位（広帯域）</td> <td>-3,800mm～1,500mm^{※1}</td> <td>有効燃料棒底部程度～レベル8 (-7,832mm～-1,470mm)^{※2}</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位（燃料域）</td> <td>-3,800mm～1,300mm^{※1}</td> <td>有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3,702mm～-5,600mm)^{※2}</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位（SA広帯域）</td> <td>-3,800mm～1,500mm^{※1}</td> <td>有効燃料棒底部程度～レベル8 (-7,832mm～-1,470mm)^{※2}</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位（SA燃料域）</td> <td>-3,800mm～1,300mm^{※1}</td> <td>有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3,702mm～-5,600mm)^{※2}</td> </tr> <tr> <td rowspan="14">代替パラメータ</td> <td>①原子炉水位（SA広帯域） （原子炉水位（広帯域）の代替）</td> <td>-3,800mm～1,500mm^{※1}</td> <td>有効燃料棒底部程度～レベル8 (-7,832mm～-1,470mm)^{※2}</td> </tr> <tr> <td>①原子炉水位（SA燃料域） （原子炉水位（燃料域）の代替）</td> <td>-3,800mm～1,300mm^{※1}</td> <td>有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3,702mm～-5,600mm)^{※2}</td> </tr> <tr> <td>①原子炉水位（広帯域） （原子炉水位（SA広帯域）の代替）</td> <td>-3,800mm～1,500mm^{※1}</td> <td>有効燃料棒底部程度～レベル8 (-7,832mm～-1,470mm)^{※2}</td> </tr> <tr> <td>①原子炉水位（燃料域） （原子炉水位（SA燃料域）の代替）</td> <td>-3,800mm～1,300mm^{※1}</td> <td>有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3,702mm～-5,600mm)^{※2}</td> </tr> <tr> <td>②高圧代替注水系ポンプ出口流量</td> <td>0～120m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>②残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスレイライン洗浄流量）</td> <td>0～220m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>②残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系統納容冷却ライン洗浄流量）</td> <td>0～220m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>②高圧駆動低圧注水系ポンプ出口流量</td> <td>0～100m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>②代替節操冷却ポンプ出口流量</td> <td>0～200m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>②原子炉即時冷却系ポンプ出口流量</td> <td>0～150m³/h</td> <td>0～80.8m³/h</td> </tr> <tr> <td>②高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量</td> <td>0～1,000m³/h</td> <td>（高圧側）0～318m³/h （低圧側）0～1,050m³/h</td> </tr> <tr> <td>②残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>0～1,500m³/h</td> <td>0～1,190m³/h</td> </tr> <tr> <td>②炉心スプレー系ポンプ出口流量</td> <td>0～1,500m³/h</td> <td>0～465m³/h</td> </tr> <tr> <td>③原子炉圧力</td> <td>0～10MPa[gage]</td> <td>最大値：約8.11MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>③原子炉圧力（SA）</td> <td>0～11MPa[gage]</td> <td>最大値：約8.11MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>③炉心制御室圧力</td> <td>0～1MPa[abs]</td> <td>210Pa[gage]以下</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の水位を監視する目的は、炉心冷却状態を確認することである。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">原子炉圧力容器内の水位の主要パラメータである原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）の計測が困難になった場合、代替パラメータの①原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）を推定する場合は、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）にて推定、②原子炉圧力容器への注水流量（高圧代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスレイライン洗浄流量）、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系統納容冷却ライン洗浄流量）</td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉圧力容器内の水位			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	原子炉水位（広帯域）	-3,800mm～1,500mm ^{※1}	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-7,832mm～-1,470mm) ^{※2}	原子炉水位（燃料域）	-3,800mm～1,300mm ^{※1}	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3,702mm～-5,600mm) ^{※2}	原子炉水位（SA広帯域）	-3,800mm～1,500mm ^{※1}	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-7,832mm～-1,470mm) ^{※2}	原子炉水位（SA燃料域）	-3,800mm～1,300mm ^{※1}	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3,702mm～-5,600mm) ^{※2}	代替パラメータ	①原子炉水位（SA広帯域） （原子炉水位（広帯域）の代替）	-3,800mm～1,500mm ^{※1}	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-7,832mm～-1,470mm) ^{※2}	①原子炉水位（SA燃料域） （原子炉水位（燃料域）の代替）	-3,800mm～1,300mm ^{※1}	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3,702mm～-5,600mm) ^{※2}	①原子炉水位（広帯域） （原子炉水位（SA広帯域）の代替）	-3,800mm～1,500mm ^{※1}	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-7,832mm～-1,470mm) ^{※2}	①原子炉水位（燃料域） （原子炉水位（SA燃料域）の代替）	-3,800mm～1,300mm ^{※1}	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3,702mm～-5,600mm) ^{※2}	②高圧代替注水系ポンプ出口流量	0～120m ³ /h	—	②残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスレイライン洗浄流量）	0～220m ³ /h	—	②残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系統納容冷却ライン洗浄流量）	0～220m ³ /h	—	②高圧駆動低圧注水系ポンプ出口流量	0～100m ³ /h	—	②代替節操冷却ポンプ出口流量	0～200m ³ /h	—	②原子炉即時冷却系ポンプ出口流量	0～150m ³ /h	0～80.8m ³ /h	②高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	0～1,000m ³ /h	（高圧側）0～318m ³ /h （低圧側）0～1,050m ³ /h	②残留熱除去系ポンプ出口流量	0～1,500m ³ /h	0～1,190m ³ /h	②炉心スプレー系ポンプ出口流量	0～1,500m ³ /h	0～465m ³ /h	③原子炉圧力	0～10MPa[gage]	最大値：約8.11MPa[gage]	③原子炉圧力（SA）	0～11MPa[gage]	最大値：約8.11MPa[gage]	③炉心制御室圧力	0～1MPa[abs]	210Pa[gage]以下	計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の水位を監視する目的は、炉心冷却状態を確認することである。			推定方法	原子炉圧力容器内の水位の主要パラメータである原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）の計測が困難になった場合、代替パラメータの①原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）を推定する場合は、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）にて推定、②原子炉圧力容器への注水流量（高圧代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスレイライン洗浄流量）、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系統納容冷却ライン洗浄流量）			<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉圧力容器内の水位</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">主要パラメータ</td> <td>加圧器水位</td> <td>0～100%</td> <td>最大値：約99% 最小値：0%以下</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器水位</td> <td>0～100%</td> <td>最大値：100% 最小値：0%</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">代替パラメータ</td> <td>[1次冷却系統ループ水位]</td> <td>T.P.22.57～ T.P.23.14m</td> <td>最大値：T.P.23.14m以上 最小値：T.P.22.57m以下</td> </tr> <tr> <td>①原子炉容器水位（加圧器水位の代替）</td> <td>0～100%</td> <td>最大値：100% 最小値：0%</td> </tr> <tr> <td>①加圧器水位（原子炉容器水位の代替）</td> <td>0～100%</td> <td>最大値：約99% 最小値：0%以下</td> </tr> <tr> <td>②〔サブクール度〕 （加圧器水位及び原子炉容器水位の代替）</td> <td>-200～200℃</td> <td>最小値：-200℃以下</td> </tr> <tr> <td>②1次冷却材圧力（広域） （加圧器水位及び原子炉容器水位の代替）</td> <td>0～ 21.0MPa[gage]</td> <td>最大値： 約17.8MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>②1次冷却材温度（広域-高温側） （加圧器水位、原子炉容器水位及び[1次冷却系統ループ水位]の代替）</td> <td>0～400℃</td> <td>最大値：約340℃</td> </tr> <tr> <td>②1次冷却材温度（広域-低温側） （原子炉容器水位及び[1次冷却系統ループ水位]の代替）</td> <td>0～400℃</td> <td>最大値：約339℃</td> </tr> <tr> <td>②〔炉心出口温度〕 （原子炉容器水位の代替）</td> <td>40～1,300℃</td> <td>最大値：約340℃</td> </tr> <tr> <td>②〔余熱除去ポンプ出口圧力〕 （[1次冷却系統ループ水位]の代替）</td> <td>0～ 5.0MPa[gage]</td> <td>0.89～4.2MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の水位を監視する目的は、炉心冷却状態を確認することである。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉圧力容器内の水位			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	加圧器水位	0～100%	最大値：約99% 最小値：0%以下	原子炉容器水位	0～100%	最大値：100% 最小値：0%	代替パラメータ	[1次冷却系統ループ水位]	T.P.22.57～ T.P.23.14m	最大値：T.P.23.14m以上 最小値：T.P.22.57m以下	①原子炉容器水位（加圧器水位の代替）	0～100%	最大値：100% 最小値：0%	①加圧器水位（原子炉容器水位の代替）	0～100%	最大値：約99% 最小値：0%以下	②〔サブクール度〕 （加圧器水位及び原子炉容器水位の代替）	-200～200℃	最小値：-200℃以下	②1次冷却材圧力（広域） （加圧器水位及び原子炉容器水位の代替）	0～ 21.0MPa[gage]	最大値： 約17.8MPa[gage]	②1次冷却材温度（広域-高温側） （加圧器水位、原子炉容器水位及び[1次冷却系統ループ水位]の代替）	0～400℃	最大値：約340℃	②1次冷却材温度（広域-低温側） （原子炉容器水位及び[1次冷却系統ループ水位]の代替）	0～400℃	最大値：約339℃	②〔炉心出口温度〕 （原子炉容器水位の代替）	40～1,300℃	最大値：約340℃	②〔余熱除去ポンプ出口圧力〕 （[1次冷却系統ループ水位]の代替）	0～ 5.0MPa[gage]	0.89～4.2MPa[gage]	計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の水位を監視する目的は、炉心冷却状態を確認することである。			
項目		原子炉圧力容器内の水位																																																																																																																																																									
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																																																																								
主要パラメータ	加圧器水位	0～100%	最大値：約85% 最小値：0%以下																																																																																																																																																								
代替パラメータ	①原子炉水位	0～100%	最大値：100%以上 最小値：0%																																																																																																																																																								
	②1次冷却材圧力	0～20.6MPa[gage]	最大値：約17.8MPa																																																																																																																																																								
	③1次冷却材高温側温度（広域）	0～400℃	最大値：約342℃																																																																																																																																																								
計測目的	PWRプラントにおいては、原子炉圧力容器より上に位置する加圧器により過剰運転や事故時の圧力及び1次系の保有水量の制御を行っており、加圧器の水位を計測することで、原子炉圧力容器内の水位の状態を監視している。 したがって、重大事故等に対処するために監視が必要なパラメータのうち、原子炉圧力容器内の水位については、加圧器水位を主要パラメータとしており、炉心の冷却状態を把握する上で原子炉圧力容器内の保有水量を監視することは重要である。																																																																																																																																																										
推定方法	原子炉圧力容器内の水位の主要パラメータである加圧器水位の計測が困難になった場合、代替パラメータの原子炉水位又は1次冷却材圧力及び1次冷却材高温側温度（広域）により原子炉圧力容器内の水位を推定することができる。推定方法は、以下のとおりである。 ①原子炉水位 原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの水位を計測することにより、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ②1次冷却材圧力及び1次冷却材高温側温度（広域） 監視パラメータである1次冷却材圧力と1次冷却材高温側温度（広域）により飽和蒸気-圧力曲線を基に原子炉容器内のサブクール状態、飽和状態又は過熱状態を監視することで原子炉容器内の水位が、炉心上端以上、炉心上端近傍もしくは炉心上端部未満の水位であることを推定する。 飽和温度を示し炉心上端近傍と推定した場合においては、温度の推移による状態の傾向を監視することにより、温度が上昇する場合は炉心が露出状態であると判断し、温度が安定していれば炉心が隠水状態であることを判断する。																																																																																																																																																										
項目	原子炉圧力容器内の水位																																																																																																																																																										
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																																																																								
主要パラメータ	原子炉水位（広帯域）	-3,800mm～1,500mm ^{※1}	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-7,832mm～-1,470mm) ^{※2}																																																																																																																																																								
	原子炉水位（燃料域）	-3,800mm～1,300mm ^{※1}	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3,702mm～-5,600mm) ^{※2}																																																																																																																																																								
	原子炉水位（SA広帯域）	-3,800mm～1,500mm ^{※1}	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-7,832mm～-1,470mm) ^{※2}																																																																																																																																																								
	原子炉水位（SA燃料域）	-3,800mm～1,300mm ^{※1}	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3,702mm～-5,600mm) ^{※2}																																																																																																																																																								
代替パラメータ	①原子炉水位（SA広帯域） （原子炉水位（広帯域）の代替）	-3,800mm～1,500mm ^{※1}	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-7,832mm～-1,470mm) ^{※2}																																																																																																																																																								
	①原子炉水位（SA燃料域） （原子炉水位（燃料域）の代替）	-3,800mm～1,300mm ^{※1}	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3,702mm～-5,600mm) ^{※2}																																																																																																																																																								
	①原子炉水位（広帯域） （原子炉水位（SA広帯域）の代替）	-3,800mm～1,500mm ^{※1}	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-7,832mm～-1,470mm) ^{※2}																																																																																																																																																								
	①原子炉水位（燃料域） （原子炉水位（SA燃料域）の代替）	-3,800mm～1,300mm ^{※1}	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3,702mm～-5,600mm) ^{※2}																																																																																																																																																								
	②高圧代替注水系ポンプ出口流量	0～120m ³ /h	—																																																																																																																																																								
	②残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスレイライン洗浄流量）	0～220m ³ /h	—																																																																																																																																																								
	②残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系統納容冷却ライン洗浄流量）	0～220m ³ /h	—																																																																																																																																																								
	②高圧駆動低圧注水系ポンプ出口流量	0～100m ³ /h	—																																																																																																																																																								
	②代替節操冷却ポンプ出口流量	0～200m ³ /h	—																																																																																																																																																								
	②原子炉即時冷却系ポンプ出口流量	0～150m ³ /h	0～80.8m ³ /h																																																																																																																																																								
	②高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	0～1,000m ³ /h	（高圧側）0～318m ³ /h （低圧側）0～1,050m ³ /h																																																																																																																																																								
	②残留熱除去系ポンプ出口流量	0～1,500m ³ /h	0～1,190m ³ /h																																																																																																																																																								
	②炉心スプレー系ポンプ出口流量	0～1,500m ³ /h	0～465m ³ /h																																																																																																																																																								
	③原子炉圧力	0～10MPa[gage]	最大値：約8.11MPa[gage]																																																																																																																																																								
③原子炉圧力（SA）	0～11MPa[gage]	最大値：約8.11MPa[gage]																																																																																																																																																									
③炉心制御室圧力	0～1MPa[abs]	210Pa[gage]以下																																																																																																																																																									
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の水位を監視する目的は、炉心冷却状態を確認することである。																																																																																																																																																										
推定方法	原子炉圧力容器内の水位の主要パラメータである原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）の計測が困難になった場合、代替パラメータの①原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）を推定する場合は、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）にて推定、②原子炉圧力容器への注水流量（高圧代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスレイライン洗浄流量）、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系統納容冷却ライン洗浄流量）																																																																																																																																																										
項目	原子炉圧力容器内の水位																																																																																																																																																										
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																																																																								
主要パラメータ	加圧器水位	0～100%	最大値：約99% 最小値：0%以下																																																																																																																																																								
	原子炉容器水位	0～100%	最大値：100% 最小値：0%																																																																																																																																																								
代替パラメータ	[1次冷却系統ループ水位]	T.P.22.57～ T.P.23.14m	最大値：T.P.23.14m以上 最小値：T.P.22.57m以下																																																																																																																																																								
	①原子炉容器水位（加圧器水位の代替）	0～100%	最大値：100% 最小値：0%																																																																																																																																																								
	①加圧器水位（原子炉容器水位の代替）	0～100%	最大値：約99% 最小値：0%以下																																																																																																																																																								
	②〔サブクール度〕 （加圧器水位及び原子炉容器水位の代替）	-200～200℃	最小値：-200℃以下																																																																																																																																																								
	②1次冷却材圧力（広域） （加圧器水位及び原子炉容器水位の代替）	0～ 21.0MPa[gage]	最大値： 約17.8MPa[gage]																																																																																																																																																								
	②1次冷却材温度（広域-高温側） （加圧器水位、原子炉容器水位及び[1次冷却系統ループ水位]の代替）	0～400℃	最大値：約340℃																																																																																																																																																								
	②1次冷却材温度（広域-低温側） （原子炉容器水位及び[1次冷却系統ループ水位]の代替）	0～400℃	最大値：約339℃																																																																																																																																																								
	②〔炉心出口温度〕 （原子炉容器水位の代替）	40～1,300℃	最大値：約340℃																																																																																																																																																								
	②〔余熱除去ポンプ出口圧力〕 （[1次冷却系統ループ水位]の代替）	0～ 5.0MPa[gage]	0.89～4.2MPa[gage]																																																																																																																																																								
	計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の水位を監視する目的は、炉心冷却状態を確認することである。																																																																																																																																																									

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)

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>原子炉圧力容器内の水位の主要パラメータである加圧器水位の計測が不可 能となった場合、代替パラメータの①原子炉容器水位(原子炉容器水位を推定 する場合は加圧器水位)、②1次冷却材圧力(広域)及び1次冷却材温度(使 用可能であれば、炉心出口温度(自主対策設備))により、サブクール度(自 主対策設備)が使用可能であれば、サブクール度(自主対策設備)により原子 炉圧力容器内がサブクール状態又は飽和状態であることを監視し炉心の冷却 状態を確認することにより推定する。</p> <p>プラント停止中における1次冷却系ミッドループ運転時において、1次冷却 系ループ水位(自主対策設備)の監視が不可能となった場合は、1次冷却材 温度の変化により水位を、監視可能であれば、余熱除去ポンプ出口圧力(自主 対策設備)の傾向監視により水位変化を推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①原子炉容器水位、加圧器水位 同様の仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することにより推定す る。原子炉容器水位を使用する場合は、原子炉容器底部から原子炉容器頂部ま での水位を計測することにより、原子炉圧力容器内の水位を推定する。原子炉 容器水位の監視が困難な場合は、加圧器水位により原子炉圧力容器内の水位を 推定する。</p> <p>②1次冷却材圧力(広域)及び1次冷却材温度(広域-低温側)又は1次冷却 材温度(広域-高温側)若しくは(炉心出口温度)、[サブクール度] 1次冷却材圧力(広域)及び1次冷却材温度(広域-低温側)又は1次冷却 材温度(広域-高温側)若しくは炉心出口温度(自主対策設備)、サブクール 度(自主対策設備)により、原子炉圧力容器内がサブクール状態又は飽和状態 であることを監視すること、原子炉圧力容器内の水位が、炉心上端以上で冠 水状態であることを確認する。</p>	

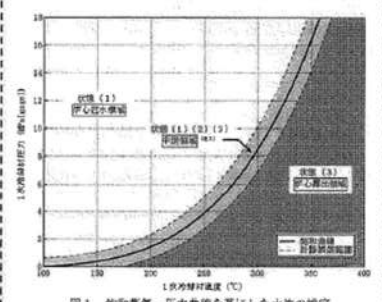
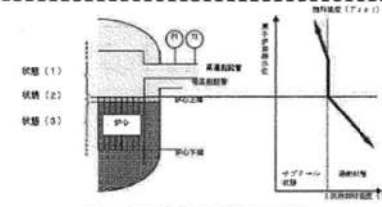
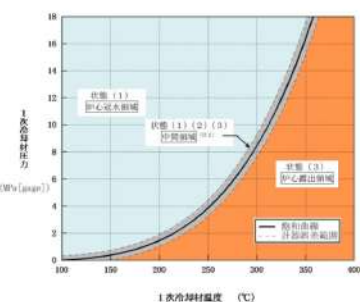
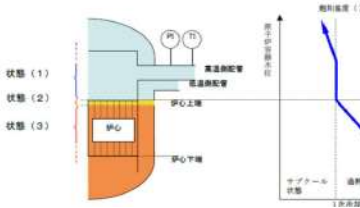
灰色: 女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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)

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="203 167 629 339"> <thead> <tr> <th>監視計器</th> <th>使用用途</th> <th>得られる情報</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1次冷却材圧力</td> <td>飽和温度の推定</td> <td>飽和温度 (T_{sat})</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">1次冷却材高温側温度 (広域)</td> <td rowspan="2">冷却材・蒸気の温度監視</td> <td>冷却材・蒸気の温度 (T)</td> </tr> <tr> <td>飽和温度と蒸気温度から得られる過熱度 (ΔT_{sat})^(注1)</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="203 384 629 662"> (1) 原子炉容器内がサブクール状態もしくは飽和状態 判別方法 : $T \leq T_{sat}$ (サブクール状態もしくは飽和状態) 水位 : 図1. 2状態 (1) に相当 (2) 原子炉容器内が飽和温度を上回る状態 判別方法 : $T > T_{sat}$ (温度 T が過熱状態を指示、$\Delta T_{sat} =$ 小) 水位 : 図1. 2状態 (2) に相当 (3) 原子炉容器内が飽和温度を大きく上回る状態 (過熱状態) 判別方法 : $T \gg T_{sat}$ (温度 T が飽和温度 T_{sat} を大きく上回っている状態、$\Delta T_{sat} =$ 大) 水位 : 図1. 2状態 (3) に相当 </p>	監視計器	使用用途	得られる情報	1次冷却材圧力	飽和温度の推定	飽和温度 (T_{sat})	1次冷却材高温側温度 (広域)	冷却材・蒸気の温度監視	冷却材・蒸気の温度 (T)	飽和温度と蒸気温度から得られる過熱度 (ΔT_{sat}) ^(注1)	<p data-bbox="757 151 1189 239"> 量)、流量制御低圧注水ポンプ出口流量、代替循環冷却ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量、核燃料棒冷却ポンプ出口流量、低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量) により推定する。 原子炉圧力及び原子炉圧力容器温度から原子炉水位が有効燃料棒側 (TAP) に到達しているか否かを確認し、炉心の冷却状態を推定する。また、原子炉圧力又は原子炉圧力 (SA) と圧力制御室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を確認する。 推定方法は、以下のとおりである。 ①原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料棒)、原子炉水位 (SA 広帯域)、原子炉水位 (SA 燃料棒) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することにより推定する。 重大事故等時に、設備の故障等により原子炉水位計の機能が喪失し、水位不明と判断した場合は、下記の「② 原子炉圧力容器への注水流量」から推定する。 ②原子炉圧力容器への注水流量 第58-8-4 図より原子炉圧力容器への注水流量と核燃料棒除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に変換率を考慮することにより原子炉水位を推定する。 原子炉水位変化率 $[m^3/min]$ $=$ 原子炉圧力容器注水流量と核燃料棒除去に必要な水量の差 $[m^3/min]$ $\times 60$ $[min]$ 原子炉圧力容器レベル換算 $[m]$ </p> <p data-bbox="689 528 741 544">推定方法</p>  <p data-bbox="817 742 1137 758">図 58-8-4 原子炉停止後の時間と核燃料棒除去に必要な注水流量の関係</p> <p data-bbox="757 774 1189 869"> ③原子炉圧力、原子炉圧力 (SA)、圧力制御室圧力 原子炉圧力容器が満水であることを確認することで炉心冷却状態を確認する。 具体的には、主蒸気逃がし安全弁により原子炉圧力が低圧状態で維持されている状態において、非常用炉心冷却系等による原子炉圧力容器への注水により原子炉水位が主蒸気高さまで上昇し、主蒸気逃がし安全弁から蒸気ではなく水が流れ出すことで原子炉圧力容器内の圧力が上昇し、原子炉圧力又は原子炉圧力 (SA) と圧力制御室圧力の差圧が0.6MPa[表]以上であれば原子炉圧力容器が満水と推定する。 </p> <p data-bbox="840 949 1176 965">特記の内容は商業機密の観点から公開できません。</p>	<table border="1" data-bbox="1361 188 1787 459"> <thead> <tr> <th>監視計器</th> <th>使用用途</th> <th>得られる情報</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1次冷却材圧力 (広域)</td> <td>飽和温度の推定</td> <td>飽和温度 (T_{sat})</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材温度 (広域-高温側)</td> <td rowspan="2">1次冷却材・蒸気の温度監視</td> <td rowspan="2">1次冷却材・蒸気の温度 (T)</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材温度 (広域-低温側)</td> </tr> <tr> <td>炉心出口温度 (自主対策設備)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>[サブクール度]</td> <td>サブクール状態又は飽和状態の監視</td> <td>サブクール度 ($T_{sat} - T$)</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1361 470 1787 710"> (1) 原子炉圧力容器内がサブクール状態若しくは飽和状態 判別方法 : $T \leq T_{sat}$ (サブクール状態若しくは飽和状態) 水位 : 第4. 5図の状態 (1) に相当 (2) 原子炉圧力容器内が飽和温度を上回る状態 判別方法 : $T > T_{sat}$ (温度 T が過熱状態を指示、$\Delta T_{sat} =$ 小) 水位 : 第4. 5図の状態 (2) に相当 (3) 原子炉圧力容器内が飽和温度を大きく上回る状態 (過熱状態) 判別方法 : $T \gg T_{sat}$ (温度 T が飽和温度 T_{sat} を大きく上回っている状態、$\Delta T_{sat} =$ 大) 水位 : 第4. 5図の状態 (3) に相当 </p> <p data-bbox="1444 742 1702 758">原子炉圧力容器内水位の推移の推定</p> <p data-bbox="1377 782 1769 901"> 【炉心上端以上の場合】 ・炉心の冠水状態の確認が可能 【炉心上端以下 (炉心露出状態) の場合】 ・水位の上昇傾向 : ΔT_{sat} が大きい状態から小さい状態へ移行 ・水位の低下傾向 : ΔT_{sat} が小さい状態から大きい状態へ移行 </p>	監視計器	使用用途	得られる情報	1次冷却材圧力 (広域)	飽和温度の推定	飽和温度 (T_{sat})	1次冷却材温度 (広域-高温側)	1次冷却材・蒸気の温度監視	1次冷却材・蒸気の温度 (T)	1次冷却材温度 (広域-低温側)	炉心出口温度 (自主対策設備)			[サブクール度]	サブクール状態又は飽和状態の監視	サブクール度 ($T_{sat} - T$)	
監視計器	使用用途	得られる情報																											
1次冷却材圧力	飽和温度の推定	飽和温度 (T_{sat})																											
1次冷却材高温側温度 (広域)	冷却材・蒸気の温度監視	冷却材・蒸気の温度 (T)																											
		飽和温度と蒸気温度から得られる過熱度 (ΔT_{sat}) ^(注1)																											
監視計器	使用用途	得られる情報																											
1次冷却材圧力 (広域)	飽和温度の推定	飽和温度 (T_{sat})																											
1次冷却材温度 (広域-高温側)	1次冷却材・蒸気の温度監視	1次冷却材・蒸気の温度 (T)																											
1次冷却材温度 (広域-低温側)																													
炉心出口温度 (自主対策設備)																													
[サブクール度]	サブクール状態又は飽和状態の監視	サブクール度 ($T_{sat} - T$)																											

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;">原子炉圧力容器内水位の指標の推定</p> <p>【炉心上端以上の場合】</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心の冠水状態の確認が可能。 <p>【炉心上端以下 (炉心露出状態) の場合】</p> <ul style="list-style-type: none"> 水位の上昇傾向：ΔT_{sat} が大きい状態から小さい状態へ移行 水位の低下傾向：ΔT_{sat} が小さい状態から大きい状態へ移行  <p style="text-align: center;">図1 飽和蒸気-圧力曲線に基づいた水位の推定</p>  <p style="text-align: center;">図2 原子炉容器水位と水位変化の概念図</p>	<p>① 原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (SA 広帯域)、原子炉水位 (SA 燃料域)</p> <p>同じ仕様のものので原子炉圧力容器内の水位を計測することにより、原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p> <p>② 原子炉圧力容器への注水流量</p> <p>原子炉圧力容器への注水流量による推定方法は、直前まで明示していた原子炉水位に変換率を考慮し、原子炉圧力容器への注水流量と熱源熱除去に必要な水量の差を利用して、発電用原子炉の状態を考慮した推定としており、また、原子炉圧力容器への注水流量は、注水設備を運転する際に原子炉圧力容器へ確実に注水を行う系統構成とすることから、炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p> <p>③ 原子炉圧力、原子炉圧力 (SA)、圧力抑制室圧力</p> <p>原子炉圧力、原子炉圧力 (SA)、圧力抑制室圧力による推定方法は、原子炉水位の計測が困難となった場合の原子炉圧力容器の換水操作時における発電用原子炉の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p> <p>* 原子炉水位の計測が困難になる状況として機器の故障以外に、原子炉圧力とドライウエル温度の関係から水位不明と判断する場合がある。これは、計測機器内部の水が外部から飽和温度以上に過熱されることで蒸発し、正確な指示を示さなくなる可能性があるためである。</p> <p>なお、大規模な破断が発生した場合は原子炉圧力容器の満水を確認することが困難であるため、破断口まで原子炉水位が回復したことを原子炉注水量による上昇率から推定又は破断口からの流出を圧力抑制室水位上昇傾向変化により推定する。</p> <p>【誤差による影響について】</p> <p>原子炉圧力容器内の水位を監視する目的は、炉心冷却状態を把握することであり、代替パラメータ (原子炉水位) による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差 (原子炉水位 (広帯域) の誤差: $\pm 45\text{mm}$、原子炉水位 (燃料域) の誤差: $\pm 44\text{mm}$、原子炉水位 (SA 広帯域) の誤差: $\pm 45\text{mm}$、原子炉水位 (SA 燃料域) の誤差: $\pm 43\text{mm}$) を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ (原子炉圧力容器への注水流量) による推定は、残留熱除去に必要な注水量を注水することで、炉心冷却状態の傾向を把握でき、計器誤差 (高圧代替注水ポンプ出口流量の誤差: $\pm 1.9\text{m}^3/\text{h}$、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量) の誤差: $\pm 3.6\text{m}^3/\text{h}$、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) の誤差: $\pm 3.6\text{m}^3/\text{h}$、直流駆動低圧注水ポンプ出口流量の誤差: $\pm 1.6\text{m}^3/\text{h}$、代替循環冷却ポンプ出口流量の誤差: $\pm 3.3\text{m}^3/\text{h}$、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の誤差: $\pm 2.4\text{m}^3/\text{h}$、高圧炉心スプレイレインポンプ出口流量の誤差: $\pm 2.4\text{m}^3/\text{h}$、残留熱除去系ポンプ出口流量の誤差: $\pm 2.4\text{m}^3/\text{h}$、低圧炉心スプレイレインポンプ出口流量の誤差: $\pm 2.4\text{m}^3/\text{h}$) を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ (原子炉圧力、原子炉圧力 (SA)、圧力抑制室圧力) による推定では、原子炉圧力の誤差: $\pm 0.07\text{MPa [gauge]}$、原子炉圧力 (SA) の誤差: $\pm 0.09\text{MPa}$、圧力抑制室圧力の誤差: $\pm 0.006\text{MPa [gauge]}$ から、原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧誤差: $\approx 0.1\text{MPa [gauge]}$ であるが、満水時に使用する系統の注水流量による推定手段と併せて原子炉圧力容器内の水位の傾向を把握することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	 <p style="text-align: center;">第4図 飽和蒸気-圧力曲線に基づいた水位の推定</p> <p>推定方法</p>  <p style="text-align: center;">第5図 原子炉圧力容器内の水位と水位変化の概念図</p> <p>(注1) 過熱度: $\Delta T_{sat} = T - T_{sat}$</p> <p>(注2) 中間領域では炉心上端以上、炉心上端近傍若しくは炉心上端部未満の水位である。温度の推移を監視することで以下を推定することが可能である。</p> <ul style="list-style-type: none"> 温度安定：炉心上端以上の水位である (状態 (1)) 温度急上昇：炉心上端近傍若しくは炉心上端部未満 (状態 (2) (3)) 	

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>(注1) 過熱度 : $\Delta T_{sat} = T - T_{sat}$ (注2) 中間領域では炉心上端以上、炉心上端近傍もしくは炉心上端部未満の水位である。温度の推移を監視することで以下を推定することが可能である。 ・温度安定 : 炉心上端以上の水位である (状態 (1)) ・温度急上昇 : 炉心上端近傍もしくは炉心上端部未満 (状態 (2) (3))</p> <p>①原子炉水位 原子炉水位による原子炉压力容器内の水位の推定は、原子炉压力容器内の水位を直接的に計測するものであり、かつ、その計測範囲は原子炉容器底部から原子炉容器頂部までであることから原子炉压力容器内の水位を把握する上で適切である。</p> <p>②1次冷却材圧力及び1次冷却材高温側温度 (広域) 本パラメータによる原子炉容器内の水位の推定は、炉心損傷で原子炉容器が損傷に至っていない状態であれば、プラント状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>以上より、本推定方法を原子炉压力容器内の水位を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉压力容器内の水位変化を把握することができる。これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>		<p>推定方法</p> <p>なお、プラント停止中における1次冷却系ミッドループ運転において、1次冷却系ループ水位 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合には、1次冷却材温度 (広域-高温側) 又は1次冷却材温度 (広域-低温側) の傾向監視により、1次冷却材温度が急上昇した場合には、原子炉压力容器内の水位が炉心上端以下まで低下し、炉心の冠水状態が維持されていないことを推定する。</p> <p>② [余熱除去ポンプ出口圧力] プラント停止中における1次冷却系ミッドループ運転において、1次冷却系ループ水位 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合、余熱除去ポンプ出口圧力 (自主対策設備) の傾向監視により、当該圧力が低下したことをもって、原子炉压力容器内の水位が低下していることを推定する。</p> <p>推定の評価</p> <p>①原子炉容器水位、加圧器水位 同様の仕様のもので原子炉压力容器内の水位を計測することにより、原子炉压力容器内の水位を計測することができ、炉心冷却状態を把握する上で適用できる。 なお、原子炉容器水位を使用する場合は、その計測範囲は原子炉容器底部から原子炉容器頂部までであることから原子炉压力容器内の水位を把握する上で適切である。また、加圧器水位を使用する場合は、その計測範囲は1次冷却材配管より上部に位置することから炉心が冠水状態であることを把握する上で適切である。</p> <p>②1次冷却材圧力 (広域) 及び1次冷却材温度 (広域-低温側) 又は1次冷却材温度 (広域-高温側) 若しくは (炉心出口温度) 、 (サブクール度) 1次冷却材圧力 (広域) 及び1次冷却材温度 (広域-低温側) 又は1次冷却材温度 (広域-高温側) 若しくは炉心出口温度 (自主対策設備) 、 サブクール度 (自主対策設備) による推定方法は、原子炉容器内水位の計測が不可能となった場合の炉心冠水操作時における発電用原子炉の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用できる。具体的には、原子炉压力容器内がサブクール状態又は飽和状態であることを監視することで、原子炉压力容器内の水位が、炉心上端以上で冠水状態であることを確認することにより、炉心損傷で原子炉容器が損傷に至っていない状態であれば、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>* 原子炉压力容器内水位の計測が不可能となる状況として機器の故障以外に、原子炉压力容器内の圧力と原子炉格納容器内の温度の関係から水位不明と判断する場合がある。これは、計測機器内部の水が外部から飽和温度以上に過熱されることで蒸発し、正確な指示を示さなくなるためである。</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)

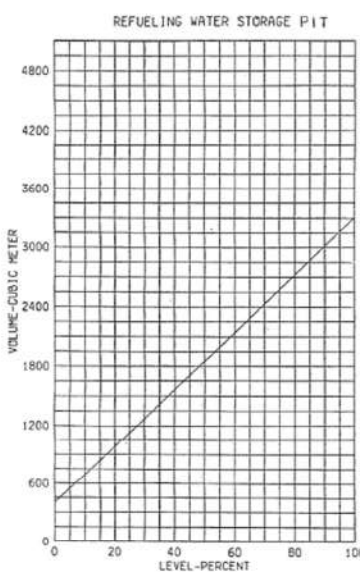


大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>なお、大規模な破断が発生した場合は原子炉圧力容器の満水を確認することが困難であるため、炉心の冠水状態が確保されたことを上記②から推定する。</p> <p>さらに、1次冷却材温度による推定方法は、プラント停止中の1次冷却系ミッドループ運転において1次冷却材温度の推移を監視し、炉心露出時の急激な温度上昇を確認することにより、原子炉圧力容器水位の低下を推定する方法であり、かつ、その計測範囲は重大事故等時における損傷炉心の判断基準 (350℃) を包絡する1次冷却材温度 (0～400℃) であることから、炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p> <p>② [余熱除去ポンプ出口圧力] 余熱除去ポンプ出口圧力 (自主対策設備) による推定方法は、プラント停止中の1次冷却系ミッドループ運転において余熱除去ポンプ出口圧力 (自主対策設備) の推移を監視し、1次冷却系保有水量の減少による余熱除去ポンプ出口圧力 (自主対策設備) の低下を確認することにより、原子炉圧力容器水位の低下を推定する方法であり、かつ、その計測範囲は余熱除去運転中の1次冷却材圧力を包絡する圧力 (0～5.0MPa [gauge]) であることから、炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p> <p>[誤差による影響について] 原子炉圧力容器内の水位を監視する目的は、炉心冷却状態を把握することであり、代替パラメータ (加圧器水位、原子炉容器水位) による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差 (加圧器水位の誤差: ±1.0%、原子炉容器水位の誤差: ±5.35%) を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ (1次冷却材圧力 (広域) 及び1次冷却材温度 (広域-低温側) 又は1次冷却材温度 (広域-高温側) 若しくは炉心出口温度 (自主対策設備)、サブクール度 (自主対策設備)) による推定では、原子炉圧力容器内がサブクール状態又は飽和状態であることを監視することで、原子炉圧力容器内の水位が、炉心上端以上で冠水状態であることを把握でき、計器誤差 (1次冷却材圧力 (広域) の誤差: ±0.25MPa、1次冷却材温度 (広域-低温側) の誤差: ±4.4℃、1次冷却材温度 (広域-高温側) の誤差: ±4.4℃) を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ (余熱除去ポンプ出口圧力 (自主対策設備)) による推定では、圧力の傾向監視により、原子炉圧力容器内の水位の傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</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)

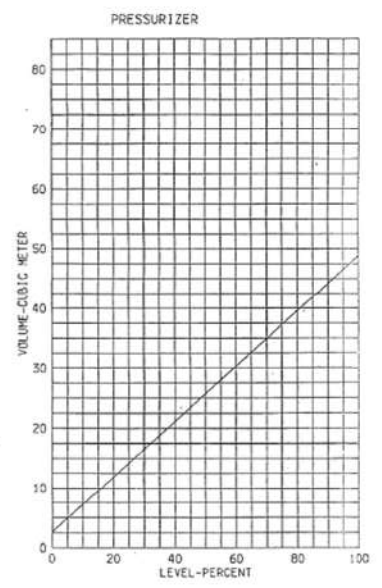
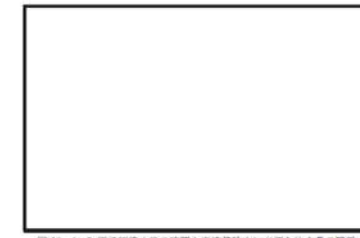
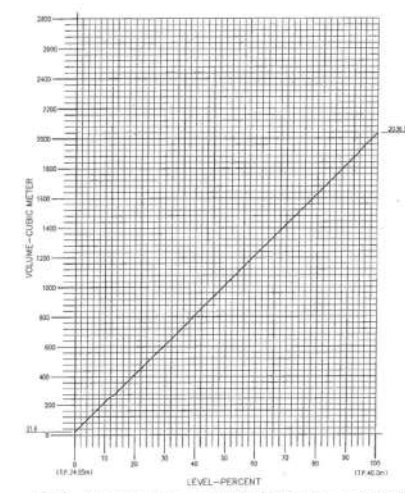
大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																									
(d) 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について	(d) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (原子炉压力容器への注水量)	(d) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネル及び他グループを除く) による推定方法について (原子炉压力容器への注水量)																																																																																																																																																										
<table border="1" data-bbox="73 239 651 957"> <thead> <tr> <th colspan="4">原子炉压力容器への注水量</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">主要パラメータ</td> <td>高圧注入流量</td> <td>0~400m³/h</td> <td>320m³/h</td> </tr> <tr> <td>余熱除去流量</td> <td>0~1,300m³/h</td> <td>1,250m³/h</td> </tr> <tr> <td>低設代替低圧注水積算流量</td> <td>0~160m³/h (0~10,000 m³)</td> <td>重大事故等時に使用する設備のための、設計基準事故時は値なし。</td> </tr> <tr> <td>①燃料取扱用水ビット水位 ②加圧器水位</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">計画目的</td> <td colspan="3">重大事故等において、主要パラメータにて原子炉压力容器への注水量を監視する目的は、高圧注入ポンプ等の注水設備が正常に機能していることを確認することである。 特に原子炉冷却材喪失事故時において、炉心冷却の維持には非常用炉心冷却設備を構成する高圧注入ポンプ等による冷却材の補給が必要となるが、それら設備が正常に機能していることを確認し、もし機能していないと判断される場合には必要な措置を行う必要がある。 このような場合、注水設備が正常に機能していることを確認することが重要となる。</td> </tr> <tr> <td colspan="3">原子炉压力容器への注水量の主要パラメータである高圧注入流量、余熱除去流量及び低設代替低圧注水積算流量の計測が困難になった場合、代替パラメータの①燃料取扱用水ビット水位又は、②加圧器水位の水位変化により、原子炉压力容器への注水量を推定することができる。推定方法は、以下のとおりである。 なお、本代替パラメータによる原子炉压力容器への注水量の推定において優先して使用されるパラメータは、プラント状態に影響を受けない①燃料取扱用水ビット水位である。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">推定方法</td> <td colspan="3">①復水貯蔵タンク水位 復水貯蔵タンクを水源としている場合は、復水貯蔵タンク水位の変化量から原子炉压力容器への注水量を算出し、復水貯蔵タンクから原子炉压力容器以外への注水量を減算すること</td> </tr> <tr> <td colspan="3">②加圧器水位 高圧注入流量、低圧注入流量、B一格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、[B一格納容器スプレイ流量]、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量、[充てん流量]及び[AM用消火水積算流量]の代替。</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉压力容器への注水量				項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	高圧注入流量	0~400m ³ /h	320m ³ /h	余熱除去流量	0~1,300m ³ /h	1,250m ³ /h	低設代替低圧注水積算流量	0~160m ³ /h (0~10,000 m ³)	重大事故等時に使用する設備のための、設計基準事故時は値なし。	①燃料取扱用水ビット水位 ②加圧器水位			計画目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉压力容器への注水量を監視する目的は、高圧注入ポンプ等の注水設備が正常に機能していることを確認することである。 特に原子炉冷却材喪失事故時において、炉心冷却の維持には非常用炉心冷却設備を構成する高圧注入ポンプ等による冷却材の補給が必要となるが、それら設備が正常に機能していることを確認し、もし機能していないと判断される場合には必要な措置を行う必要がある。 このような場合、注水設備が正常に機能していることを確認することが重要となる。			原子炉压力容器への注水量の主要パラメータである高圧注入流量、余熱除去流量及び低設代替低圧注水積算流量の計測が困難になった場合、代替パラメータの①燃料取扱用水ビット水位又は、②加圧器水位の水位変化により、原子炉压力容器への注水量を推定することができる。推定方法は、以下のとおりである。 なお、本代替パラメータによる原子炉压力容器への注水量の推定において優先して使用されるパラメータは、プラント状態に影響を受けない①燃料取扱用水ビット水位である。			推定方法	①復水貯蔵タンク水位 復水貯蔵タンクを水源としている場合は、復水貯蔵タンク水位の変化量から原子炉压力容器への注水量を算出し、復水貯蔵タンクから原子炉压力容器以外への注水量を減算すること			②加圧器水位 高圧注入流量、低圧注入流量、B一格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、[B一格納容器スプレイ流量]、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量、[充てん流量]及び[AM用消火水積算流量]の代替。			<table border="1" data-bbox="651 239 1240 957"> <thead> <tr> <th colspan="4">原子炉压力容器への注水量</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">主要パラメータ</td> <td>高圧代替注水系ポンプ出口流量</td> <td>0~120m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)</td> <td>0~220m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>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> <td>0~220m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量</td> <td>0~100m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却ポンプ出口流量</td> <td>0~200m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量</td> <td>0~150m³/h</td> <td>0~90.8m³/h (高圧側) 0~318m³/h (低圧側) 0~1,050m³/h</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量</td> <td>0~1,500m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>0~1,500m³/h</td> <td>0~1,126m³/h</td> </tr> <tr> <td>低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量</td> <td>0~1,500m³/h</td> <td>0~1,050m³/h</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">代替パラメータ</td> <td>①復水貯蔵タンク水位 (高圧代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、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)、直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量及び高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の代替)</td> <td>0~3,200m³</td> <td>0~3,173m³</td> </tr> <tr> <td>①炉心抑制室水位 (代替循環冷却ポンプ出口流量、残留熱除去系ポンプ出口流量及び低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の代替)</td> <td>0~5m (0. P. ~3900mm~1100mm)</td> <td>0.05m (0. P. ~3850mm)</td> </tr> <tr> <td>②原子炉水位 (広帯域)</td> <td>-3,800mm~1,500mm[△]</td> <td>有効燃料棒底部程度~ レベル-8 (-7,832mm~1,470mm) [△]</td> </tr> <tr> <td>③原子炉水位 (燃料域)</td> <td>-3,800mm~1,300mm[△]</td> <td>有効燃料棒底部程度~ レベル-8 (-3,702mm~5,600mm) [△]</td> </tr> <tr> <td>④原子炉水位 (SA広帯域)</td> <td>-3,800mm~1,500mm[△]</td> <td>有効燃料棒底部程度~ レベル-8 (-7,832mm~1,470mm) [△]</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">計画目的</td> <td colspan="3">重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉压力容器への注水量を監視する目的は、原子炉压力容器への注水設備が機能していることを確認し炉心冷却状態を把握することである。</td> </tr> <tr> <td colspan="3">原子炉压力容器への注水量の主要パラメータである各系統の注水流量の計測が困難になった場合、水源である復水貯蔵タンク水位、炉心抑制室水位の変化又は注水失の原子炉压力容器の水位変化により原子炉压力容器への注水量を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">推定方法</td> <td colspan="3">①復水貯蔵タンク水位 復水貯蔵タンクを水源としている場合は、復水貯蔵タンク水位の変化量から原子炉压力容器への注水量を算出し、復水貯蔵タンクから原子炉压力容器以外への注水量を減算すること</td> </tr> <tr> <td colspan="3">②加圧器水位 高圧注入流量、低圧注入流量、B一格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、[B一格納容器スプレイ流量]、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量、[充てん流量]及び[AM用消火水積算流量]の代替。</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉压力容器への注水量				項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	高圧代替注水系ポンプ出口流量	0~120m ³ /h	—	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	0~220m ³ /h	—	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)	0~220m ³ /h	—	直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量	0~100m ³ /h	—	代替循環冷却ポンプ出口流量	0~200m ³ /h	—	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	0~150m ³ /h	0~90.8m ³ /h (高圧側) 0~318m ³ /h (低圧側) 0~1,050m ³ /h	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	0~1,500m ³ /h	—	残留熱除去系ポンプ出口流量	0~1,500m ³ /h	0~1,126m ³ /h	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	0~1,500m ³ /h	0~1,050m ³ /h	代替パラメータ	①復水貯蔵タンク水位 (高圧代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、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)、直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量及び高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の代替)	0~3,200m ³	0~3,173m ³	①炉心抑制室水位 (代替循環冷却ポンプ出口流量、残留熱除去系ポンプ出口流量及び低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の代替)	0~5m (0. P. ~3900mm~1100mm)	0.05m (0. P. ~3850mm)	②原子炉水位 (広帯域)	-3,800mm~1,500mm [△]	有効燃料棒底部程度~ レベル-8 (-7,832mm~1,470mm) [△]	③原子炉水位 (燃料域)	-3,800mm~1,300mm [△]	有効燃料棒底部程度~ レベル-8 (-3,702mm~5,600mm) [△]	④原子炉水位 (SA広帯域)	-3,800mm~1,500mm [△]	有効燃料棒底部程度~ レベル-8 (-7,832mm~1,470mm) [△]	計画目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉压力容器への注水量を監視する目的は、原子炉压力容器への注水設備が機能していることを確認し炉心冷却状態を把握することである。			原子炉压力容器への注水量の主要パラメータである各系統の注水流量の計測が困難になった場合、水源である復水貯蔵タンク水位、炉心抑制室水位の変化又は注水失の原子炉压力容器の水位変化により原子炉压力容器への注水量を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。			推定方法	①復水貯蔵タンク水位 復水貯蔵タンクを水源としている場合は、復水貯蔵タンク水位の変化量から原子炉压力容器への注水量を算出し、復水貯蔵タンクから原子炉压力容器以外への注水量を減算すること			②加圧器水位 高圧注入流量、低圧注入流量、B一格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、[B一格納容器スプレイ流量]、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量、[充てん流量]及び[AM用消火水積算流量]の代替。			<table border="1" data-bbox="1240 239 1830 957"> <thead> <tr> <th colspan="4">原子炉压力容器への注水量</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">主要パラメータ</td> <td>高圧注入流量</td> <td>0~350m³/h</td> <td>280m³/h</td> </tr> <tr> <td>低圧注入流量</td> <td>0~1,100m³/h</td> <td>1,090m³/h</td> </tr> <tr> <td>B一格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)</td> <td>0~1,300m³/h (0~10,000m³)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>[B一格納容器スプレイ流量]</td> <td>0~1,300m³/h</td> <td>□ m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量</td> <td>0~200m³/h (0~10,000m³)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>[充てん流量]</td> <td>0~70m³/h</td> <td>56.8m³/h</td> </tr> <tr> <td>[蓄圧タンク圧力]</td> <td>0~6.0MPa [gauge]</td> <td>4.4MPa [gauge]</td> </tr> <tr> <td>[蓄圧タンク水位]</td> <td>0~100%</td> <td>0~100%</td> </tr> <tr> <td>[AM用消火水積算流量]</td> <td>0~250m³/h (0~999,999m³)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">代替パラメータ</td> <td>①燃料取扱用水ビット水位 (高圧注入流量、低圧注入流量、B一格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、[B一格納容器スプレイ流量]、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量及び[充てん流量]の代替)</td> <td>0~100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>①補助給水ビット水位 (代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の代替)</td> <td>0~100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>①低圧注入流量 ([AM用消火水積算流量]の代替)</td> <td>0~1,100m³/h</td> <td>1,090m³/h</td> </tr> <tr> <td>②加圧器水位 (高圧注入流量、低圧注入流量、B一格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、[B一格納容器スプレイ流量]、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量、[充てん流量]及び[AM用消火水積算流量]の代替)</td> <td>0~100%</td> <td>最大値: 約99% 最小値: 0%以下</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	原子炉压力容器への注水量				項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	高圧注入流量	0~350m ³ /h	280m ³ /h	低圧注入流量	0~1,100m ³ /h	1,090m ³ /h	B一格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)	0~1,300m ³ /h (0~10,000m ³)	—	[B一格納容器スプレイ流量]	0~1,300m ³ /h	□ m ³ /h/台	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	0~200m ³ /h (0~10,000m ³)	—	[充てん流量]	0~70m ³ /h	56.8m ³ /h	[蓄圧タンク圧力]	0~6.0MPa [gauge]	4.4MPa [gauge]	[蓄圧タンク水位]	0~100%	0~100%	[AM用消火水積算流量]	0~250m ³ /h (0~999,999m ³)	—	代替パラメータ	①燃料取扱用水ビット水位 (高圧注入流量、低圧注入流量、B一格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、[B一格納容器スプレイ流量]、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量及び[充てん流量]の代替)	0~100%	100%	①補助給水ビット水位 (代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の代替)	0~100%	100%	①低圧注入流量 ([AM用消火水積算流量]の代替)	0~1,100m ³ /h	1,090m ³ /h	②加圧器水位 (高圧注入流量、低圧注入流量、B一格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、[B一格納容器スプレイ流量]、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量、[充てん流量]及び[AM用消火水積算流量]の代替)	0~100%	最大値: 約99% 最小値: 0%以下				<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>
原子炉压力容器への注水量																																																																																																																																																												
項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																																																																									
主要パラメータ	高圧注入流量	0~400m ³ /h	320m ³ /h																																																																																																																																																									
	余熱除去流量	0~1,300m ³ /h	1,250m ³ /h																																																																																																																																																									
	低設代替低圧注水積算流量	0~160m ³ /h (0~10,000 m ³)	重大事故等時に使用する設備のための、設計基準事故時は値なし。																																																																																																																																																									
	①燃料取扱用水ビット水位 ②加圧器水位																																																																																																																																																											
計画目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉压力容器への注水量を監視する目的は、高圧注入ポンプ等の注水設備が正常に機能していることを確認することである。 特に原子炉冷却材喪失事故時において、炉心冷却の維持には非常用炉心冷却設備を構成する高圧注入ポンプ等による冷却材の補給が必要となるが、それら設備が正常に機能していることを確認し、もし機能していないと判断される場合には必要な措置を行う必要がある。 このような場合、注水設備が正常に機能していることを確認することが重要となる。																																																																																																																																																											
	原子炉压力容器への注水量の主要パラメータである高圧注入流量、余熱除去流量及び低設代替低圧注水積算流量の計測が困難になった場合、代替パラメータの①燃料取扱用水ビット水位又は、②加圧器水位の水位変化により、原子炉压力容器への注水量を推定することができる。推定方法は、以下のとおりである。 なお、本代替パラメータによる原子炉压力容器への注水量の推定において優先して使用されるパラメータは、プラント状態に影響を受けない①燃料取扱用水ビット水位である。																																																																																																																																																											
推定方法	①復水貯蔵タンク水位 復水貯蔵タンクを水源としている場合は、復水貯蔵タンク水位の変化量から原子炉压力容器への注水量を算出し、復水貯蔵タンクから原子炉压力容器以外への注水量を減算すること																																																																																																																																																											
	②加圧器水位 高圧注入流量、低圧注入流量、B一格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、[B一格納容器スプレイ流量]、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量、[充てん流量]及び[AM用消火水積算流量]の代替。																																																																																																																																																											
原子炉压力容器への注水量																																																																																																																																																												
項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																																																																									
主要パラメータ	高圧代替注水系ポンプ出口流量	0~120m ³ /h	—																																																																																																																																																									
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	0~220m ³ /h	—																																																																																																																																																									
	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)	0~220m ³ /h	—																																																																																																																																																									
	直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量	0~100m ³ /h	—																																																																																																																																																									
	代替循環冷却ポンプ出口流量	0~200m ³ /h	—																																																																																																																																																									
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	0~150m ³ /h	0~90.8m ³ /h (高圧側) 0~318m ³ /h (低圧側) 0~1,050m ³ /h																																																																																																																																																									
	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	0~1,500m ³ /h	—																																																																																																																																																									
	残留熱除去系ポンプ出口流量	0~1,500m ³ /h	0~1,126m ³ /h																																																																																																																																																									
	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	0~1,500m ³ /h	0~1,050m ³ /h																																																																																																																																																									
	代替パラメータ	①復水貯蔵タンク水位 (高圧代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、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)、直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量及び高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の代替)	0~3,200m ³	0~3,173m ³																																																																																																																																																								
①炉心抑制室水位 (代替循環冷却ポンプ出口流量、残留熱除去系ポンプ出口流量及び低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の代替)		0~5m (0. P. ~3900mm~1100mm)	0.05m (0. P. ~3850mm)																																																																																																																																																									
②原子炉水位 (広帯域)		-3,800mm~1,500mm [△]	有効燃料棒底部程度~ レベル-8 (-7,832mm~1,470mm) [△]																																																																																																																																																									
③原子炉水位 (燃料域)		-3,800mm~1,300mm [△]	有効燃料棒底部程度~ レベル-8 (-3,702mm~5,600mm) [△]																																																																																																																																																									
④原子炉水位 (SA広帯域)		-3,800mm~1,500mm [△]	有効燃料棒底部程度~ レベル-8 (-7,832mm~1,470mm) [△]																																																																																																																																																									
計画目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉压力容器への注水量を監視する目的は、原子炉压力容器への注水設備が機能していることを確認し炉心冷却状態を把握することである。																																																																																																																																																											
	原子炉压力容器への注水量の主要パラメータである各系統の注水流量の計測が困難になった場合、水源である復水貯蔵タンク水位、炉心抑制室水位の変化又は注水失の原子炉压力容器の水位変化により原子炉压力容器への注水量を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。																																																																																																																																																											
推定方法	①復水貯蔵タンク水位 復水貯蔵タンクを水源としている場合は、復水貯蔵タンク水位の変化量から原子炉压力容器への注水量を算出し、復水貯蔵タンクから原子炉压力容器以外への注水量を減算すること																																																																																																																																																											
	②加圧器水位 高圧注入流量、低圧注入流量、B一格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、[B一格納容器スプレイ流量]、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量、[充てん流量]及び[AM用消火水積算流量]の代替。																																																																																																																																																											
原子炉压力容器への注水量																																																																																																																																																												
項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																																																																									
主要パラメータ	高圧注入流量	0~350m ³ /h	280m ³ /h																																																																																																																																																									
	低圧注入流量	0~1,100m ³ /h	1,090m ³ /h																																																																																																																																																									
	B一格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)	0~1,300m ³ /h (0~10,000m ³)	—																																																																																																																																																									
	[B一格納容器スプレイ流量]	0~1,300m ³ /h	□ m ³ /h/台																																																																																																																																																									
	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	0~200m ³ /h (0~10,000m ³)	—																																																																																																																																																									
	[充てん流量]	0~70m ³ /h	56.8m ³ /h																																																																																																																																																									
	[蓄圧タンク圧力]	0~6.0MPa [gauge]	4.4MPa [gauge]																																																																																																																																																									
	[蓄圧タンク水位]	0~100%	0~100%																																																																																																																																																									
	[AM用消火水積算流量]	0~250m ³ /h (0~999,999m ³)	—																																																																																																																																																									
	代替パラメータ	①燃料取扱用水ビット水位 (高圧注入流量、低圧注入流量、B一格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、[B一格納容器スプレイ流量]、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量及び[充てん流量]の代替)	0~100%	100%																																																																																																																																																								
①補助給水ビット水位 (代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の代替)		0~100%	100%																																																																																																																																																									
①低圧注入流量 ([AM用消火水積算流量]の代替)		0~1,100m ³ /h	1,090m ³ /h																																																																																																																																																									
②加圧器水位 (高圧注入流量、低圧注入流量、B一格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、[B一格納容器スプレイ流量]、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量、[充てん流量]及び[AM用消火水積算流量]の代替)		0~100%	最大値: 約99% 最小値: 0%以下																																																																																																																																																									

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>①燃料取替用水ピット水位</p> <p>燃料取替用水ピットの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。</p> 	<p>で原子炉圧力容器内への注水量を推定する。復水貯蔵タンクに戻水や溜水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。なお、炉心冷却状態を原子炉水位にて併せて確認する。</p> <p>推定可能範囲:各注水流量の計測範囲</p> <p>②圧力抑制室水位</p> <p>サブプレッションチャンパを水源としている場合は、直前まで判明していた水位及び測定時の水位から図58-8-5を用いて、サブプレッションプール水の体積の変化量を求め、原子炉圧力容器への注水量を推定する。なお、炉心冷却状態を原子炉水位にて併せて確認する。</p> <p>推定可能範囲の目安:各注水流量の計測範囲</p>  <p>図58-8-5 圧力抑制室水位とサブプレッションプール水の体積の関係</p> <p>推定方法</p> <p>②原子炉水位(広帯域)、原子炉水位(燃料域)、原子炉水位(SA広帯域)、原子炉水位(SA燃料域)</p> <p>任意の時間における水位及び測定時の水位から図58-8-6を用いて、冷却材の体積の変化量を求め、図58-8-7を用いて、融解熱除去に必要な注水量を求め、体積変化量に加算して原子炉圧力容器への注水量を算出する。</p> <p>推定可能範囲:全範囲</p> <p>原子炉圧力容器への注水量[m³/h] = (原子炉圧力容器内の冷却材の体積変化量[m³] + 注水時間[h]) × 融解熱除去に必要な原子炉圧力容器への注水流量[m³/h]</p>  <p>図58-8-6 原子炉水位と原子炉圧力容器内の冷却材の体積の関係</p> <p>枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p>	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1254 159 1545 303">③原子炉容器水位 (高压注入流量, 低圧注入流量, B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用), [B-格納容器スプレイ流量], 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量, [充てん流量] 及び [AM 用消火水積算流量] の代替)</td> <td data-bbox="1545 159 1680 303">0~100%</td> <td data-bbox="1680 159 1814 303">最大値: 100% 最小値: 0%</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1254 319 1545 462">④格納容器再循環サンプ水位 (広域) (高压注入流量, 低圧注入流量, B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用), [B-格納容器スプレイ流量], 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量及び [充てん流量] の代替)</td> <td data-bbox="1545 319 1680 462">0~100%</td> <td data-bbox="1680 319 1814 462">100%</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1254 478 1545 526">①1次冷却材圧力 (広域) ([蓄圧タンク圧力] 及び [蓄圧タンク水位] の代替)</td> <td data-bbox="1545 478 1680 526">0~21.0MPa [gauge]</td> <td data-bbox="1680 478 1814 526">最大値: 約 17.8MPa [gauge]</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1254 542 1545 590">①1次冷却材温度 (広域-低温側) ([蓄圧タンク圧力] 及び [蓄圧タンク水位] の代替)</td> <td data-bbox="1545 542 1680 590">0~100℃</td> <td data-bbox="1680 542 1814 590">最大値: 約 339℃</td> </tr> </table> <p>計測目的</p> <p>重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器への注水量を監視する目的は、原子炉圧力容器への注水設備が機能していることを確認し炉心冷却状態を把握することである。</p> <p>推定方法</p> <p>原子炉圧力容器への注水量の主要パラメータである各系統の注水流量の計測が「不可能」な場合、水源である燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位又は注水先の加圧器及び原子炉圧力容器の水位変化により原子炉圧力容器への注水量を推定することができる。原子炉冷却材喪失が発生した場合においては原子炉容器水位及び格納容器再循環サンプ水位(広域)の水位変化並びに①1次冷却材圧力(広域)及び①1次冷却材温度(広域-低温側)により注水量を推定することができる。また、AM用消火水積算流量(自主対策設備)の計測が「不可能」な場合、低圧注入流量を監視することで原子炉圧力容器への注水量を推定することができる。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①燃料取替用水ピット水位及び補助給水ピット水位</p> <p>燃料取替用水ピットを水源としている場合は、直前まで判明していた水位及び測定時の水位から第6図を用いて、燃料取替用水ピット水の体積の変化量を求め、原子炉圧力容器への注水量を推定する。</p> <p>補助給水ピットを水源としている場合は、直前まで判明していた水位及び測</p>	③原子炉容器水位 (高压注入流量, 低圧注入流量, B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用), [B-格納容器スプレイ流量], 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量, [充てん流量] 及び [AM 用消火水積算流量] の代替)	0~100%	最大値: 100% 最小値: 0%	④格納容器再循環サンプ水位 (広域) (高压注入流量, 低圧注入流量, B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用), [B-格納容器スプレイ流量], 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量及び [充てん流量] の代替)	0~100%	100%	①1次冷却材圧力 (広域) ([蓄圧タンク圧力] 及び [蓄圧タンク水位] の代替)	0~21.0MPa [gauge]	最大値: 約 17.8MPa [gauge]	①1次冷却材温度 (広域-低温側) ([蓄圧タンク圧力] 及び [蓄圧タンク水位] の代替)	0~100℃	最大値: 約 339℃	
③原子炉容器水位 (高压注入流量, 低圧注入流量, B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用), [B-格納容器スプレイ流量], 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量, [充てん流量] 及び [AM 用消火水積算流量] の代替)	0~100%	最大値: 100% 最小値: 0%													
④格納容器再循環サンプ水位 (広域) (高压注入流量, 低圧注入流量, B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用), [B-格納容器スプレイ流量], 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量及び [充てん流量] の代替)	0~100%	100%													
①1次冷却材圧力 (広域) ([蓄圧タンク圧力] 及び [蓄圧タンク水位] の代替)	0~21.0MPa [gauge]	最大値: 約 17.8MPa [gauge]													
①1次冷却材温度 (広域-低温側) ([蓄圧タンク圧力] 及び [蓄圧タンク水位] の代替)	0~100℃	最大値: 約 339℃													

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

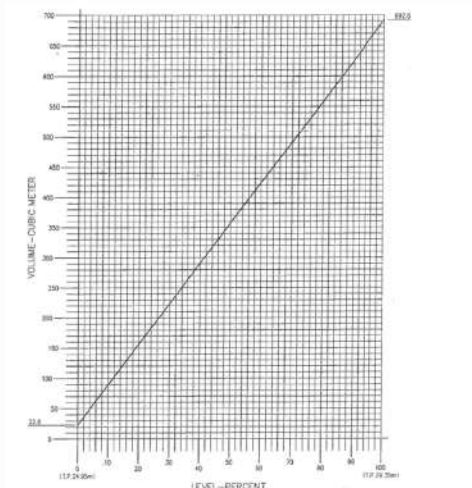
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

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>②加圧器水位</p> <p>加圧器の水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。</p> 	<p>推定方法</p>  <p>図58-8-7 原子炉停止後の時間と蒸発熱除去に必要な注水量の関係</p> <p>注水貯蔵タンク水位 注水貯蔵タンク水位による推定方法は、注水貯蔵タンクを水源として使用し、かつ、注水貯蔵タンクを水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。 本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>圧力抑制室水位 圧力抑制室水位による推定方法は、サブプレッションチャンバを水源として使用した場合、かつ、サブプレッションチャンバへの外部からの注水量が把握できる場合に適用できる。</p> <p>②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料罐)、原子炉水位 (SA広帯域)、原子炉水位 (SA燃料罐) 原子炉水位による推定方法は、蒸発熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化量に相当する水量の和を利用して、プラントの状態を考慮した推定としており、蒸発熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p> <p>推定の評価 【誤差による影響について】 原子炉圧力容器への注水量を監視する目的は、注水設備が機能していることを確認し、炉心冷却状態を把握することであり、代替パラメータ (注水貯蔵タンク水位、圧力抑制室水位) による推定は、水源の水位変化量から、注水設備による原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差 (注水貯蔵タンク水位の誤差: ±21a)、圧力抑制室水位の誤差: ±0.03a (圧力抑制室内の水位に換算した場合の誤差は約±33a) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 代替パラメータ (原子炉水位) による推定では、注水先の水位変化量から、注水設備による原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差 (原子炉水位 (広帯域) の誤差: ±44a、原子炉水位 (燃料罐) の誤差: ±43a、原子炉水位 (SA広帯域) の誤差: ±43a、原子炉水位 (SA燃料罐) の誤差: ±43a) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心保護防止対策及び格納容器破損防止策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<p>推定方法</p> <p>定時の水位から第7図を用いて、補助給水ピット水の体積の変化量を求め、原子炉圧力容器への注水量を推定する。 これらの推定方法では、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット、補助給水ピット水位を優先して使用し推定するが、燃料取替用水ピット及び補助給水ピットに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。原子炉冷却材喪失が発生した場合には格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により注水量を推定する。</p> <p>なお、炉心冷却状態を原子炉容器水位又は加圧器水位にて併せて確認する。</p> <p>推定可能範囲の目安：各注水流量の計測範囲</p>  <p>第6図 燃料取替用水ピット水位と燃料取替用水ピット水の体積の関係</p>	
<p>枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</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

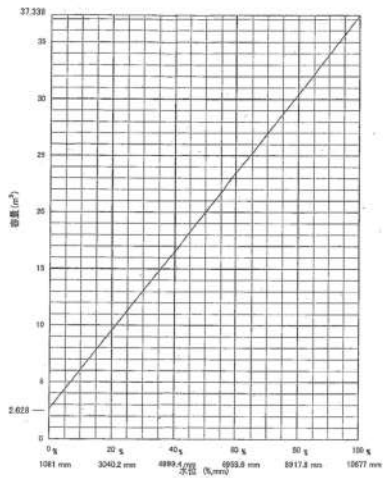
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第58条 計装設備（補足説明資料）

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>推定の評価</p> <p>①燃料取替用水ビット水位 燃料取替用水ビット水位による推定方法は、燃料取替用水ビットを水源として使用し、かつ、燃料取替用水ビットを水源とし原子炉压力容器以外へ注水するポンプが作動していない、又はその注水量が把握できる場合に適用できる。 本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、これはプラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>②加圧器水位 加圧器水位による推定方法は、原子炉冷却材喪失等が生じおらず注水された冷却材が全て加圧器水位の上昇に寄与すると考えられる場合に限り適用可能である。 本推定方法は、適用条件が限定されるものの、①による推定方法が優先されるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。</p> <p>以上より、本推定方法を原子炉压力容器への注水量を推定する手段として用いることは可能であり、高圧注入ポンプ等の注水設備が正常に機能しているかを確認する上で妥当なものである。 これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>		<p>推定方法</p>  <p>第7図 補助給水ビット水位と補助給水ビット水の体積の関係</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>②加圧器水位 任意の時間における水位及び測定時の水位から第8図を用いて、冷却材の体積の変化量を求め、原子炉圧力容器への注水量を推定する。</p> <p>推定可能範囲の目安: 全範囲</p>  <p>第8図 加圧器水位と加圧器水の体積の関係</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>④原子炉容器水位 任意の時間における水位及び測定時の水位から第9図を用いて、冷却材の体積の変化量を求め、第10図を用いて、崩壊熱除去に必要な注水量を求め、体積変化量に加算して原子炉圧力容器への注水量を算出する。特に測定時の水位から炉心の冠水状態を確認できる場合は、同図を用いて原子炉圧力容器に蓄水した冷却材の体積を求め、原子炉圧力容器への注水量が十分であることを推定する。</p> <p>推定可能範囲: 全範囲</p> <p>原子炉圧力容器への注水量[m³/h] = (原子炉圧力容器内の冷却材体積[m³] ÷ 注水時間[h]) + 崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器への注水量[m³/h]</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>推定方法</p>  <p>第9図 原子炉容器水位と原子炉圧力容器内の冷却材の体積の関係</p>  <p>第10図 原子炉停止後の時間と崩壊熱除去に必要な注水量の関係</p> </div> <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)

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>④格納容器再循環サンプ水位 (広域) 任意の時間における水位及び測定時の水位から第 11 図を用いて、格納容器再循環サンプに蓄水した冷却材の体積変化量を求め、各種水源 (燃料取替用水ピット、補助給水ピット) から原子炉压力容器又は原子炉格納容器内へ注水された注水量より差し引くことにより、原子炉压力容器への注水量を推定する。</p> <p>推定可能範囲: 全範囲</p> <p>推定方法</p> <p>第 11 図 格納容器再循環サンプ水位 (広域) と原子炉格納容器内水量の関係</p> <p>① 1 次冷却材圧力 (広域) 1 次冷却材圧力 (広域) と蓄圧タンク保持圧力を比較することにより、蓄圧タンクからの注水開始時刻を特定し、1 次冷却材圧力 (広域) の傾向監視を継続することにより、任意の時間における蓄圧タンクからの注水量を推定する。 なお、本推定方法の適用条件は、原子炉冷却材喪失が発生した場合に限定される。</p> <p>推定可能範囲: 全範囲</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	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>推定方法</p> <p>① 1次冷却材温度（広域-低温側） 原子炉圧力容器内の水位が炉心の冠水状態を維持できる水位以上にあると判断できる場合には、原子炉圧力容器内が飽和状態と想定し、飽和温度/圧力の関係を利用し、第2図を用いて1次冷却材温度より原子炉圧力容器内圧力を推定することにより、以降は前項（1次冷却材圧力（広域））と同じ方法で蓄圧タンクからの注水量を推定する。 推定可能範囲：全範囲</p> <p>① 低圧注入流量 AM用消火水積算流量（自主対策設備）の監視が不可能となった場合は、低圧注入流量により注水量を推定する。 推定可能範囲：全範囲</p> <p>推定の評価</p> <p>① 燃料取替用水ビット水位及び補助給水ビット水位 ・燃料取替用水ビット水位 燃料取替用水ビット水位による推定方法は、燃料取替用水ビットを水源として使用し、かつ、燃料取替用水ビットを水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。 本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>・補助給水ビット水位 補助給水ビット水位による推定方法は、原子炉圧力容器への注水の水源を燃料取替用水ビットから補助給水ビットに切り替えた場合に適用できる。 本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>② 加圧器水位 加圧器水位による推定方法は、原子炉冷却材喪失等が生じておらず注水された冷却材がすべて加圧器水位の上昇に寄与することを前提とする場合に限り適用できる。 本推定方法は、適用条件が限定されるものの、①による推定方法が優先されるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。</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	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>⑤原子炉容器水位 原子炉容器水位による推定方法は、崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化量に相当する水量の和を利用して、プラントの状態を考慮した推定としており、崩壊熱除去に必要な注水量を確認し炉心冷却状態を把握する上で適用できる。 特に、測定時の水位から炉心の冠水状態を確認できるときは、非常用炉心冷却設備による注入水の破断口からの漏えいが少ないと考えられる破断規模の大きい原子炉冷却材喪失が発生した場合に限り適用できる。 本推定方法は、①及び②の推定方法が優先されるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。 なお、低温側配管で破断が発生した場合には、非常用炉心冷却設備による注入水は破断口から漏えいするため、原子炉压力容器への注水量の推定値に不確かさが伴うことに留意する必要がある。</p> <p>④格納容器再循環サンプル水位 (広域) 格納容器再循環サンプル水位 (広域) による推定方法は、格納容器再循環サンプル水位 (広域) の許容範囲内において適用できる。 なお、本推定方法の適用条件は、格納容器バイパスが発生していない場合に限定されるものの、①、②及び③の推定方法が優先されるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。また、蓄圧タンクから原子炉压力容器への注水量は①を考慮する。</p> <p>①1次冷却材圧力 (広域) 1次冷却材圧力 (広域) による推定方法は、蓄圧タンクからの注水が伴う場合に適用できる。</p> <p>①1次冷却材温度 (広域-低温側) 1次冷却材温度 (広域-低温側) による推定方法は、蓄圧タンクからの注水が伴う場合に適用できる。</p> <p>①低圧注入流量 低圧注入流量による推定方法は、原子炉压力容器への注水流量を直接的に計測するものであり、時間積分することにより原子炉压力容器への注水量を推定する方法として適用できる。</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)

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>[誤差による影響について]</p> <p>原子炉圧力容器への注水量を監視する目的は、注水設備が機能していることを確認し、炉心冷却状態を把握することであり、代替パラメータ (燃料取替用水ビット水位、補助給水ビット水位) による推定は、水源の水位変化量から、注水設備による原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差 (燃料取替用水ビット水位の誤差: ±1.0%、補助給水ビット水位の誤差: ±1.0%) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ (加圧器水位、原子炉容器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域)) による推定では、注水先の水位変化量から、注水設備による原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差 (加圧器水位の誤差: ±1.0%、原子炉容器水位の誤差: ±5.35%、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の誤差: ±2.0%) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ (1次冷却材圧力 (広域)) による推定では、圧力の傾向監視により、蓄圧タンクからの注水開始を把握でき、計器誤差 (1次冷却材圧力 (広域) の誤差: ±0.25MPa) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ (1次冷却材温度 (広域-低温側)) による推定では、温度の傾向監視により、蓄圧タンクからの注水開始を把握でき、計器誤差 (1次冷却材温度 (広域-低温側) の誤差: ±4.4℃) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ (低圧注入流量) による推定では、同一物理量からの推定であり、計器誤差 (低圧注入流量の誤差: ±8.9m³/h) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	

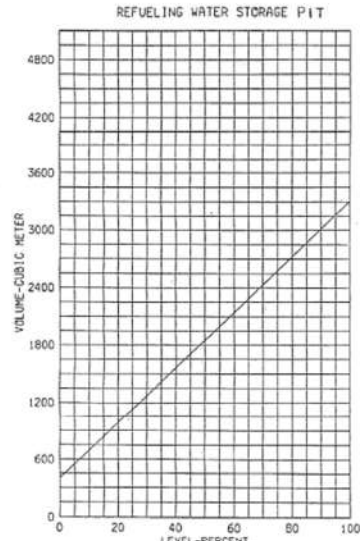

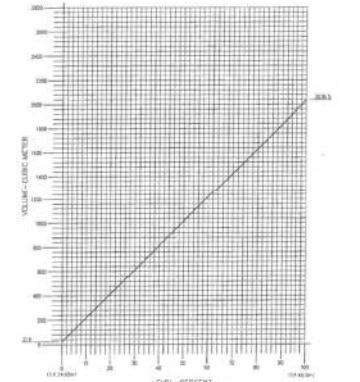
灰色:女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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)

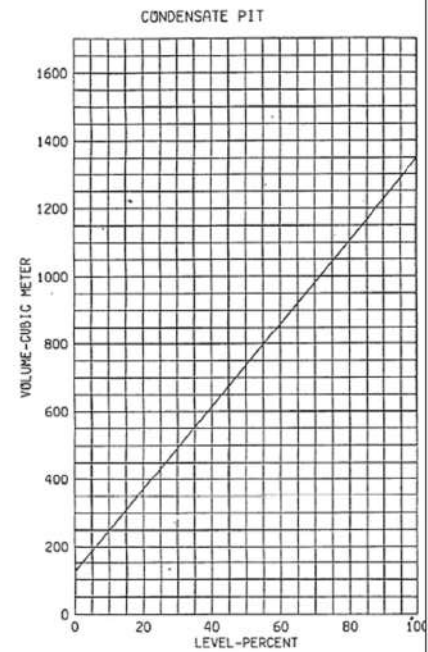
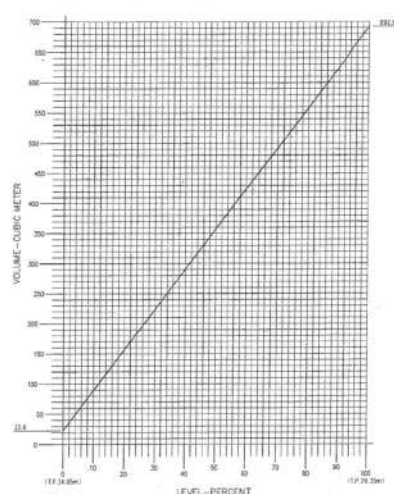
大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																															
(e) 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について	(e) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (原子炉格納容器への注水量)	(e) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネル及び他グループを除く) による推定方法について (原子炉格納容器への注水量)																																																																																																																																																
<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="4">原子炉格納容器への注水量</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">主要パラメータ</td> <td>格納容器スプレイ積算流量</td> <td>0~1,700m³/h (0~10,000m³)</td> <td>重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。</td> </tr> <tr> <td>高圧注入流量</td> <td>0~400m³/h</td> <td>320m³/h</td> </tr> <tr> <td>余熱除去流量</td> <td>0~1,300m³/h</td> <td>1,350m³/h</td> </tr> <tr> <td>恒設代替低圧注水槽積算流量</td> <td>0~160m³/h (0~10,000m³)</td> <td>重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">代替パラメータ</td> <td>①燃料取替用水ビット水位</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>②復水ビット水位</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>③格納容器再循環サンプ水位 (広域)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">計測目的</td> <td colspan="3"> 重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器への注水量を監視する目的は、格納容器スプレイポンプ等の注水設備が正常に機能していることを確認することである。 特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉格納容器の健全性の維持には格納容器スプレイポンプ等による原子炉格納容器への注水が必要となるが、それら設備が正常に機能していることを確認し、もし機能していないと判断される場合には必要な措置を行う必要がある。 このような場合、注水設備が正常に機能していることを確認できることが重要となる。 </td> </tr> <tr> <td colspan="3"> 原子炉格納容器への注水量の主要パラメータである格納容器スプレイ積算流量、高圧注入流量、余熱除去流量及び、恒設代替低圧注水積算流量の計測が困難になった場合、代替パラメータの①燃料取替用水ビット水位、②復水ビット水位又は③格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により、原子炉格納容器への注水量を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 なお、本代替パラメータによる原子炉格納容器への注水量の推定において優先して使用されるパラメータは、プラント状態の影響を受けない①燃料取替用水ビット水位である。 </td> </tr> </tbody> </table>	原子炉格納容器への注水量				項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	格納容器スプレイ積算流量	0~1,700m ³ /h (0~10,000m ³)	重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。	高圧注入流量	0~400m ³ /h	320m ³ /h	余熱除去流量	0~1,300m ³ /h	1,350m ³ /h	恒設代替低圧注水槽積算流量	0~160m ³ /h (0~10,000m ³)	重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。	代替パラメータ	①燃料取替用水ビット水位			②復水ビット水位			③格納容器再循環サンプ水位 (広域)			計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器への注水量を監視する目的は、格納容器スプレイポンプ等の注水設備が正常に機能していることを確認することである。 特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉格納容器の健全性の維持には格納容器スプレイポンプ等による原子炉格納容器への注水が必要となるが、それら設備が正常に機能していることを確認し、もし機能していないと判断される場合には必要な措置を行う必要がある。 このような場合、注水設備が正常に機能していることを確認できることが重要となる。			原子炉格納容器への注水量の主要パラメータである格納容器スプレイ積算流量、高圧注入流量、余熱除去流量及び、恒設代替低圧注水積算流量の計測が困難になった場合、代替パラメータの①燃料取替用水ビット水位、②復水ビット水位又は③格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により、原子炉格納容器への注水量を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 なお、本代替パラメータによる原子炉格納容器への注水量の推定において優先して使用されるパラメータは、プラント状態の影響を受けない①燃料取替用水ビット水位である。			<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="4">原子炉格納容器への注水量</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">主要パラメータ</td> <td>残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)</td> <td>0~220m³/h</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>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> <td>0~220m³/h</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器代替スプレイ流量</td> <td>0~100m³/h</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却ポンプ出口流量</td> <td>0~200m³/h</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部注水流量</td> <td>0~110m³/h</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>①復水貯蔵タンク水位 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、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)、原子炉格納容器下部注水流量の代替)</td> <td>0~3,200m³</td> <td>0~3,173m³</td> </tr> <tr> <td>②原子炉格納容器下部水位 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)</td> <td>0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.9m (0.P.~2000mm, ~1500mm, ~1000mm, ~500mm, 0mm, 300mm)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>③ドライウェル水位 (原子炉格納容器代替スプレイ流量、代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)</td> <td>0.02m, 0.23m, 0.34m (0.P.1170mm, 1380mm, 1490mm)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>④原子炉格納容器下部水位 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、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)、原子炉格納容器下部注水流量の代替)</td> <td>0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.9m (0.P.~2000mm, ~1500mm, ~1000mm, ~500mm, 0mm, 300mm)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>⑤ドライウェル水位 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、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)、原子炉格納容器下部注水流量の代替)</td> <td>0.02m, 0.23m, 0.34m (0.P.1170mm, 1380mm, 1490mm)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">代替パラメータ</td> <td>①ドライウェル温度 (原子炉格納容器代替スプレイ流量、代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)</td> <td>0~300℃</td> <td>140℃以下</td> </tr> <tr> <td>②ドライウェル圧力 (原子炉格納容器代替スプレイ流量、代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)</td> <td>0~1MPa[abs]</td> <td>230kPa[gage]以下</td> </tr> <tr> <td>③圧力抑制室圧力 (原子炉格納容器代替スプレイ流量、代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)</td> <td>0~1MPa[abs]</td> <td>210kPa[gage]以下</td> </tr> <tr> <td>④ドライウェル温度 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、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) の代替)</td> <td>0~300℃</td> <td>140℃以下</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	原子炉格納容器への注水量				項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	0~220m ³ /h	-	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)	0~220m ³ /h	-	原子炉格納容器代替スプレイ流量	0~100m ³ /h	-	代替循環冷却ポンプ出口流量	0~200m ³ /h	-	原子炉格納容器下部注水流量	0~110m ³ /h	-	①復水貯蔵タンク水位 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、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)、原子炉格納容器下部注水流量の代替)	0~3,200m ³	0~3,173m ³	②原子炉格納容器下部水位 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.9m (0.P.~2000mm, ~1500mm, ~1000mm, ~500mm, 0mm, 300mm)	-	③ドライウェル水位 (原子炉格納容器代替スプレイ流量、代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)	0.02m, 0.23m, 0.34m (0.P.1170mm, 1380mm, 1490mm)	-	④原子炉格納容器下部水位 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、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)、原子炉格納容器下部注水流量の代替)	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.9m (0.P.~2000mm, ~1500mm, ~1000mm, ~500mm, 0mm, 300mm)	-	⑤ドライウェル水位 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、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)、原子炉格納容器下部注水流量の代替)	0.02m, 0.23m, 0.34m (0.P.1170mm, 1380mm, 1490mm)	-	代替パラメータ	①ドライウェル温度 (原子炉格納容器代替スプレイ流量、代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)	0~300℃	140℃以下	②ドライウェル圧力 (原子炉格納容器代替スプレイ流量、代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)	0~1MPa[abs]	230kPa[gage]以下	③圧力抑制室圧力 (原子炉格納容器代替スプレイ流量、代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)	0~1MPa[abs]	210kPa[gage]以下	④ドライウェル温度 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、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) の代替)	0~300℃	140℃以下					<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="4">原子炉格納容器への注水量</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">主要パラメータ</td> <td>B一格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)</td> <td>0~1,300m³/h (0~10,000m³)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量</td> <td>0~200m³/h (0~10,000m³)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>高圧注入流量</td> <td>0~350m³/h</td> <td>280m³/h</td> </tr> <tr> <td>低圧注入流量</td> <td>0~1,100m³/h</td> <td>1,090m³/h</td> </tr> <tr> <td>[充てん流量]</td> <td>0~70m³/h</td> <td>56.8m³/h</td> </tr> <tr> <td>[格納容器スプレイ流量]</td> <td>0~1,300m³/h/台</td> <td>□/h/台</td> </tr> <tr> <td>[AM用消火水積算流量]</td> <td>0~250m³/h (0~999,999m³)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>①燃料取替用水ビット水位 (B一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、高圧注入流量、低圧注入流量、[充てん流量]及び[格納容器スプレイ流量]の代替)</td> <td>0~100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>①B一格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用) ([AM用消火水積算流量]の代替)</td> <td>0~1,300m³/h (0~10,000m³)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>①[格納容器スプレイ流量] ([AM用消火水積算流量]の代替)</td> <td>0~1,300m³/h/台</td> <td>□/h/台</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">代替パラメータ</td> <td>②格納容器再循環サンプ水位 (広域) (B一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、高圧注入流量、低圧注入流量、[充てん流量]、[格納容器スプレイ流量]及び[AM用消火水積算流量]の代替)</td> <td>0~100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>①補助給水ビット水位 (代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の代替)</td> <td>0~100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	原子炉格納容器への注水量				項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	B一格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)	0~1,300m ³ /h (0~10,000m ³)	-	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	0~200m ³ /h (0~10,000m ³)	-	高圧注入流量	0~350m ³ /h	280m ³ /h	低圧注入流量	0~1,100m ³ /h	1,090m ³ /h	[充てん流量]	0~70m ³ /h	56.8m ³ /h	[格納容器スプレイ流量]	0~1,300m ³ /h/台	□/h/台	[AM用消火水積算流量]	0~250m ³ /h (0~999,999m ³)	-	①燃料取替用水ビット水位 (B一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、高圧注入流量、低圧注入流量、[充てん流量]及び[格納容器スプレイ流量]の代替)	0~100%	100%	①B一格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用) ([AM用消火水積算流量]の代替)	0~1,300m ³ /h (0~10,000m ³)	-	①[格納容器スプレイ流量] ([AM用消火水積算流量]の代替)	0~1,300m ³ /h/台	□/h/台	代替パラメータ	②格納容器再循環サンプ水位 (広域) (B一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、高圧注入流量、低圧注入流量、[充てん流量]、[格納容器スプレイ流量]及び[AM用消火水積算流量]の代替)	0~100%	100%	①補助給水ビット水位 (代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の代替)	0~100%	100%				<p>□ 枠内みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>
原子炉格納容器への注水量																																																																																																																																																		
項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																																																															
主要パラメータ	格納容器スプレイ積算流量	0~1,700m ³ /h (0~10,000m ³)	重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。																																																																																																																																															
	高圧注入流量	0~400m ³ /h	320m ³ /h																																																																																																																																															
	余熱除去流量	0~1,300m ³ /h	1,350m ³ /h																																																																																																																																															
	恒設代替低圧注水槽積算流量	0~160m ³ /h (0~10,000m ³)	重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。																																																																																																																																															
代替パラメータ	①燃料取替用水ビット水位																																																																																																																																																	
	②復水ビット水位																																																																																																																																																	
	③格納容器再循環サンプ水位 (広域)																																																																																																																																																	
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器への注水量を監視する目的は、格納容器スプレイポンプ等の注水設備が正常に機能していることを確認することである。 特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉格納容器の健全性の維持には格納容器スプレイポンプ等による原子炉格納容器への注水が必要となるが、それら設備が正常に機能していることを確認し、もし機能していないと判断される場合には必要な措置を行う必要がある。 このような場合、注水設備が正常に機能していることを確認できることが重要となる。																																																																																																																																																	
	原子炉格納容器への注水量の主要パラメータである格納容器スプレイ積算流量、高圧注入流量、余熱除去流量及び、恒設代替低圧注水積算流量の計測が困難になった場合、代替パラメータの①燃料取替用水ビット水位、②復水ビット水位又は③格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により、原子炉格納容器への注水量を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 なお、本代替パラメータによる原子炉格納容器への注水量の推定において優先して使用されるパラメータは、プラント状態の影響を受けない①燃料取替用水ビット水位である。																																																																																																																																																	
原子炉格納容器への注水量																																																																																																																																																		
項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																																																															
主要パラメータ	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	0~220m ³ /h	-																																																																																																																																															
	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)	0~220m ³ /h	-																																																																																																																																															
	原子炉格納容器代替スプレイ流量	0~100m ³ /h	-																																																																																																																																															
	代替循環冷却ポンプ出口流量	0~200m ³ /h	-																																																																																																																																															
	原子炉格納容器下部注水流量	0~110m ³ /h	-																																																																																																																																															
	①復水貯蔵タンク水位 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、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)、原子炉格納容器下部注水流量の代替)	0~3,200m ³	0~3,173m ³																																																																																																																																															
	②原子炉格納容器下部水位 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.9m (0.P.~2000mm, ~1500mm, ~1000mm, ~500mm, 0mm, 300mm)	-																																																																																																																																															
	③ドライウェル水位 (原子炉格納容器代替スプレイ流量、代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)	0.02m, 0.23m, 0.34m (0.P.1170mm, 1380mm, 1490mm)	-																																																																																																																																															
	④原子炉格納容器下部水位 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、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)、原子炉格納容器下部注水流量の代替)	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.9m (0.P.~2000mm, ~1500mm, ~1000mm, ~500mm, 0mm, 300mm)	-																																																																																																																																															
	⑤ドライウェル水位 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、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)、原子炉格納容器下部注水流量の代替)	0.02m, 0.23m, 0.34m (0.P.1170mm, 1380mm, 1490mm)	-																																																																																																																																															
代替パラメータ	①ドライウェル温度 (原子炉格納容器代替スプレイ流量、代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)	0~300℃	140℃以下																																																																																																																																															
	②ドライウェル圧力 (原子炉格納容器代替スプレイ流量、代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)	0~1MPa[abs]	230kPa[gage]以下																																																																																																																																															
	③圧力抑制室圧力 (原子炉格納容器代替スプレイ流量、代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)	0~1MPa[abs]	210kPa[gage]以下																																																																																																																																															
	④ドライウェル温度 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、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) の代替)	0~300℃	140℃以下																																																																																																																																															
原子炉格納容器への注水量																																																																																																																																																		
項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																																																															
主要パラメータ	B一格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)	0~1,300m ³ /h (0~10,000m ³)	-																																																																																																																																															
	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	0~200m ³ /h (0~10,000m ³)	-																																																																																																																																															
	高圧注入流量	0~350m ³ /h	280m ³ /h																																																																																																																																															
	低圧注入流量	0~1,100m ³ /h	1,090m ³ /h																																																																																																																																															
	[充てん流量]	0~70m ³ /h	56.8m ³ /h																																																																																																																																															
	[格納容器スプレイ流量]	0~1,300m ³ /h/台	□/h/台																																																																																																																																															
	[AM用消火水積算流量]	0~250m ³ /h (0~999,999m ³)	-																																																																																																																																															
	①燃料取替用水ビット水位 (B一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、高圧注入流量、低圧注入流量、[充てん流量]及び[格納容器スプレイ流量]の代替)	0~100%	100%																																																																																																																																															
	①B一格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用) ([AM用消火水積算流量]の代替)	0~1,300m ³ /h (0~10,000m ³)	-																																																																																																																																															
	①[格納容器スプレイ流量] ([AM用消火水積算流量]の代替)	0~1,300m ³ /h/台	□/h/台																																																																																																																																															
代替パラメータ	②格納容器再循環サンプ水位 (広域) (B一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、高圧注入流量、低圧注入流量、[充てん流量]、[格納容器スプレイ流量]及び[AM用消火水積算流量]の代替)	0~100%	100%																																																																																																																																															
	①補助給水ビット水位 (代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の代替)	0~100%	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)

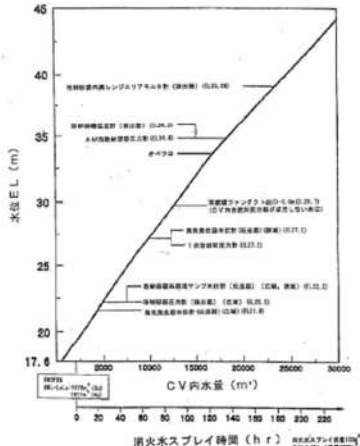
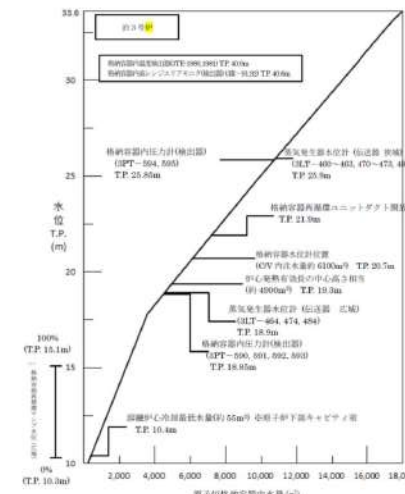
大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
<p>①燃料取替用水ピット水位 燃料取替用水ピットの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。</p> 	<table border="1" data-bbox="672 159 1209 303"> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td>②ドライウェル圧力 (残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系8系格納容器冷却ライン洗浄流量)の代替)</td> <td>0~1MPa[abs]</td> <td>300Pa[gage]以下</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td>③圧力抑制室圧力 (残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系8系格納容器冷却ライン洗浄流量)の代替)</td> <td>0~1MPa[abs]</td> <td>2100Pa[gage]以下</td> </tr> </table> <p>計測目的 重大事故等時において、主要パラメータにて原子伊格納容器への注水量を監視する目的は、原子伊格納容器への注水設備が機能していることの確認である。 原子伊格納容器への注水量の主要パラメータの計測が困難になった場合、以下のとおり代替パラメータにより原子伊格納容器への注水量を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①復水貯蔵タンク水位 復水貯蔵タンクを水源としている場合は、復水貯蔵タンク水位の変化量から流出量を算出し、復水貯蔵タンクから原子伊格納容器以外への注水量を減算することで原子伊格納容器下部注水流量を推定する。復水貯蔵タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。なお、原子伊格納容器への注水状況を原子伊格納容器内の圧力及び温度にて併せて確認する。 推定可能範囲:各注水流量の計測範囲</p> <p>②原子伊格納容器下部水位、ドライウェル水位 図58-8-8を用いて、原子伊格納容器下部水位及びドライウェル水位から注水量を算出する。 推定可能範囲:各注水流量の計測範囲</p>  <p>図58-8-8 原子伊格納容器水位と注水量の関係</p> <p>③ドライウェル温度、ドライウェル圧力、圧力抑制室圧力 原子伊格納容器代替スプレイ冷却系としての系統構成が確立された状態で、復水移送ポンプ又は大容量送水ポンプ(タイプ1)が動作している場合、若しくは代替循環冷却系による原子伊格納容器への注水時にはスプレイ機能が確保されていると考えられる。その上でドライウェル温度、ドライウェル圧力及び圧力抑制室圧力が低下傾向にあることで、原子伊格納容器代替スプレイ機能又は代替循環冷却系による原子伊格納容器への注水機能が確保されていることを推定する。</p>	代替パラメータ	②ドライウェル圧力 (残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系8系格納容器冷却ライン洗浄流量)の代替)	0~1MPa[abs]	300Pa[gage]以下	代替パラメータ	③圧力抑制室圧力 (残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系8系格納容器冷却ライン洗浄流量)の代替)	0~1MPa[abs]	2100Pa[gage]以下	<table border="1" data-bbox="1254 159 1814 207"> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td>②「ろ過水タンク水位」 (AM用消火水積算流量)の代替</td> <td>0~20,000mm</td> <td>—</td> </tr> </table> <p>計測目的 重大事故等時において、主要パラメータにて原子伊格納容器への注水量を監視する目的は、原子伊格納容器への注水設備が機能していることの確認である。</p> <p>原子伊格納容器への注水量の主要パラメータである11-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量(AM用)、高圧注入流量、低圧注入流量、充てん流量(自主対策設備)、格納容器スプレイ流量(自主対策設備)及びAM用消火水積算流量(自主対策設備)の計測が「不可能」になった場合、以下のとおり代替パラメータにより原子伊格納容器への注水量を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①燃料取替用水ピット水位及び補助給水ピット水位 ・燃料取替用水ピット水位 第12回を用いて、燃料取替用水ピット水位から注水量を算出する。燃料取替用水ピットに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。 推定可能範囲:各注水流量の計測範囲</p>  <p>第12回 燃料取替用水ピットの水位と水量の相関図</p>	代替パラメータ	②「ろ過水タンク水位」 (AM用消火水積算流量)の代替	0~20,000mm	—	<p>相違理由</p>
代替パラメータ	②ドライウェル圧力 (残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系8系格納容器冷却ライン洗浄流量)の代替)	0~1MPa[abs]	300Pa[gage]以下												
代替パラメータ	③圧力抑制室圧力 (残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系8系格納容器冷却ライン洗浄流量)の代替)	0~1MPa[abs]	2100Pa[gage]以下												
代替パラメータ	②「ろ過水タンク水位」 (AM用消火水積算流量)の代替	0~20,000mm	—												
<p style="text-align: center;">付図みの内容は商業機密の観点から公開できません。</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)

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復水ピット水位 復水ピットの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。</p> 	<p>①復水貯蔵タンク水位 復水貯蔵タンク水位による推定方法は、復水貯蔵タンクを水源として使用し、かつ、復水貯蔵タンクを水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。 本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>②原子伊格納容器下部水位、ドライウエル水位 原子伊格納容器下部へ注水した場合は、計器範囲内において適用可能である。なお、原子伊格納容器下部への注水の目的は、原子伊格納容器下部に落下した燃料炉心の冷却であり、原子伊格納容器下部水位及びドライウエル水位より、初期水張り時及び原子炉圧力容器破損後における原子伊格納容器下部への注水状況を把握できる。 また、原子伊格納容器代替スプレイ冷却系によるスプレイ実施時には、原子伊格納容器下部水位及びドライウエル水位によるスプレイ水の蓄水状況により原子伊格納容器代替スプレイ系による注水状況を把握できる。</p> <p>③ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力 原子伊格納容器代替スプレイ冷却系としての系統構成が確立された状態で、復水移送ポンプ又は大容量送水ポンプ(タイプI)が動作している場合、若しくは代替循環冷却系による原子伊格納容器への注水時にはドライウエル温度、ドライウエル圧力及び圧力抑制室圧力が低下傾向であることを確認することで、原子伊格納容器への注水機能が確保されていると判断できるため、原子伊格納容器への注水の確保を把握する上で適用できる。</p> <p>[誤差による影響について] 原子伊格納容器への注水量を監視する目的は、注水設備による原子伊格納容器へ注水されていることの傾向を把握することであり、代替パラメータ(復水貯蔵タンク水位)による推定は、水源の水位変化量から注水量の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。(復水貯蔵タンク水位の誤差: ±2la) 代替パラメータ(原子伊格納容器下部水位、ドライウエル水位)による推定では、注水時の水位から注水量の傾向が把握でき、計器誤差(原子伊格納容器下部水位の誤差: ±5~10mm、ドライウエル水位の誤差: ±5~10mm)を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 代替パラメータ(ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力)による推定は、流量の確保の把握のみであり、計器誤差(ドライウエル温度の誤差: ±2.7℃、ドライウエル圧力の誤差の誤差: ±0.006MPa、圧力抑制室圧力の誤差: ±0.006MPa)を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<p>・補助給水ピット水位 第13図を用いて、補助給水ピット水位から注水量を算出する。補助給水ピットに淡水や海水を供給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。</p> <p>推定可能範囲: 各注水流量の計測範囲</p>  <p>第13図 補助給水ピットの水位と水量の相関図</p> <p>①B-1格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用) 原子伊格納容器内に注水を行っている期間の積算流量より、注水量を推定する。</p> <p>①[格納容器スプレイ流量] 原子伊格納容器内に注水を行っている期間の格納容器スプレイ流量(自主対策設備)の指示値を時間積分することにより、注水量を推定する。</p>	

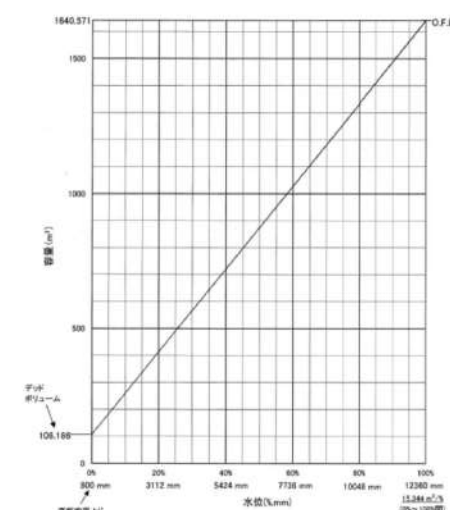
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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)

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>③格納容器再循環サンプ水位 (広域)</p> <p>原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係をj用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。</p>  <p>消火水スプレイ時間 (hr) 0 20 40 60 80 100 120 140 160 180 200 220</p>		<p>②格納容器再循環サンプ水位 (広域)</p> <p>第14図を用いて、格納容器再循環サンプ水位 (広域) から注水量を算出する。</p> <p>推定可能範囲：各注水流量の計測範囲</p>  <p>推定方法</p> <p>第14図 格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位と原子炉格納容器内水量の相関図</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)

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;">推定の評価</p> <p>①燃料取扱用水ピット水位 燃料取扱用水ピット水位による推定方法は、燃料取扱用水ピットを水源として使用し、かつ、燃料取扱用水ピットを水源とし原子炉格納容器以外へ注水するポンプが作動していない、又はその注水量が把握できる場合に適用できる。 本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、これはプラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できるものである。</p> <p>②復水ピット水位 復水ピット水位による推定方法は、①における適用条件のうち、水源を復水ピットとして使用している場合に限り適用可能である。 本推定方法は、水源を燃料取扱用水ピットから復水ピットとした場合に適用可能である。 本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、これはプラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できるものである。</p> <p>③格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (広域) による推定方法は、格納容器再循環サンプ水位の計測範囲内において適用可能である。 条件が限定されるものの、①及び②による推定方法が優先されるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。</p> <p>以上より、本推定方法を原子炉格納容器への注水量を推定する手段として用いることは可能であり、格納容器スプレイポンプ等の注水設備が正常に機能していることを確認する上で妥当なものである。 これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるための必要な状態を把握できる。</p>		<p style="text-align: center;">推定方法</p> <p>② [ろ過水タンク水位] 第15図を用いて、ろ過水タンク水位 (自主対策設備) から注水量を算出する。</p>  <p style="text-align: center;">第15図 ろ過水タンクの水位と水量の相関図</p>	

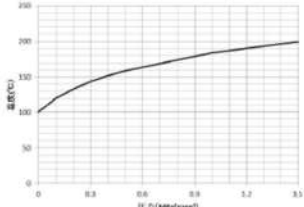
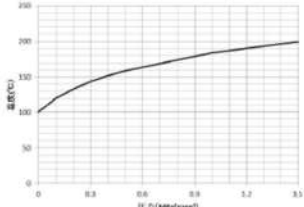
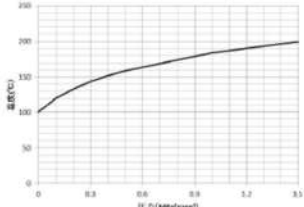
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容
 赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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燃料取替用水ビット水位及び補助給水ビット水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料取替用水ビット水位 燃料取替用水ビット水位による推定方法は、燃料取替用水ビットを水源として使用し、かつ、燃料取替用水ビットを水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。 本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。 補助給水ビット水位 補助給水ビット水位による推定方法は、原子炉格納容器への注水の水源を燃料取替用水ビットから補助給水ビットに切り替えた場合に適用できる。 本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。 <p>①B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) 及び [格納容器スプレイ流量]</p> <p>B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) 及び格納容器スプレイ流量 (自主対策設備) による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。また、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) 及び格納容器スプレイ流量 (自主対策設備) による推定方法は、当該流量計を使用するポンプにより注水している場合に適用可能である。</p> <p>②格納容器再循環サンプ水位 (広域)</p> <p>格納容器再循環サンプ水位 (広域) による推定方法は、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の計測範囲内において適用できる。 なお、本推定方法の適用条件は、格納容器バイパスが発生していない場合に限定されるものの、①による推定方法が優先されるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。</p> <p>③ろ過水タンク水位</p> <p>ろ過水タンク水位 (自主対策設備) による推定方法は、ろ過水タンク水位 (自主対策設備) を水源として使用し、かつ、ろ過水タンク水位 (自主対策設備) を水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。 本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>[誤差による影響について]</p> <p>原子炉格納容器への注水量を監視する目的は、注水設備により原子炉格納容器へ注水されていることの傾向を把握することであり、代替パラメータ (燃料取替用水ビット水位、補助給水ビット水位及びろ過水タンク水位 (自主対策設備)) による推定は、水源の水位変化量から注水量の傾向が把握でき、計器誤差 (燃料取替用水ビット水位の誤差: ±1.0%、補助給水ビット水位の誤差: ±1.0%) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ (B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用)、格納容器スプレイ流量 (自主対策設備)) による推定は、注水設備による原子炉格納容器への注水量が把握でき、計器誤差 (B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) の誤差: ±11.3%/h) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ (格納容器再循環サンプ水位 (広域)) による推定は、注水先の水位から注水量の傾向が把握でき、計器誤差 (格納容器再循環サンプ水位 (広域) の誤差: ±2.0%) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</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

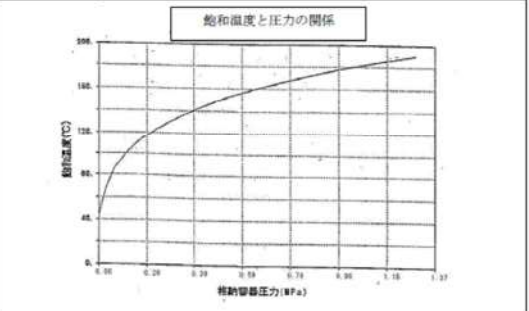
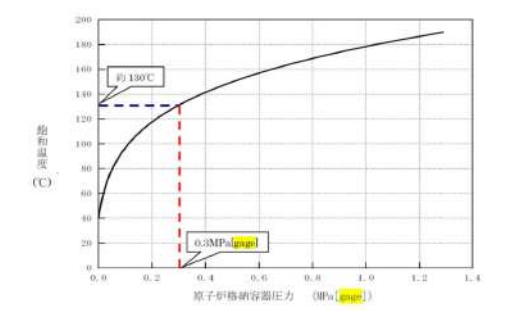
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第58条 計装設備（補足説明資料）

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																																																																																							
(f) 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について	(f) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の温度）	(f) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の温度）																																																																																								
<table border="1" data-bbox="91 240 629 1011"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉格納容器内の温度</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>格納容器内温度</td> <td>0~220℃</td> <td>最大値:約132℃</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td colspan="3">① 格納容器圧力（広域） ② AM用格納容器圧力</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3"> 重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の温度を監視する目的は、原子炉格納容器内の除熱操作の判断、格納容器健全性の確認をすることである。 特に重大事故において、原子炉格納容器へ流出した高温の原子炉冷却材及び可燃炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置が取られない場合には、原子炉格納容器内の温度が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。 緩和措置の実施の判断及び格納容器健全性の確認のため、主要パラメータにて原子炉格納容器内の温度を監視することが重要である。 </td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3"> 原子炉格納容器内の温度の主要パラメータである格納容器内温度の計測が困難になった場合、代替パラメータの①格納容器圧力（広域）又は②AM用格納容器圧力により原子炉格納容器内の温度を推定する。 格納容器圧力（広域）又はAM用格納容器圧力による推定の方法では、原子炉格納容器内が飽和状態である範囲で適用する。 原子炉格納容器内の事故前初期条件（温度、圧力、相対湿度）を仮定することで、格納容器内飽和温度と圧力の関係が得られている。 したがって、現在の格納容器内の状態が以下のような条件により飽和と判断される場合は、格納容器圧力より概略の温度を推定する。 ・これまでに損傷炉心を冷却するための水が1次系又は格納容器内に注入されていること。 ・過去の温度、圧力履歴を飽和温度と圧力の関係から判断して飽和状態と推定していることと判断されること。 </td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉格納容器内の温度			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	格納容器内温度	0~220℃	最大値:約132℃	代替パラメータ	① 格納容器圧力（広域） ② AM用格納容器圧力			計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の温度を監視する目的は、原子炉格納容器内の除熱操作の判断、格納容器健全性の確認をすることである。 特に重大事故において、原子炉格納容器へ流出した高温の原子炉冷却材及び可燃炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置が取られない場合には、原子炉格納容器内の温度が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。 緩和措置の実施の判断及び格納容器健全性の確認のため、主要パラメータにて原子炉格納容器内の温度を監視することが重要である。			推定方法	原子炉格納容器内の温度の主要パラメータである格納容器内温度の計測が困難になった場合、代替パラメータの①格納容器圧力（広域）又は②AM用格納容器圧力により原子炉格納容器内の温度を推定する。 格納容器圧力（広域）又はAM用格納容器圧力による推定の方法では、原子炉格納容器内が飽和状態である範囲で適用する。 原子炉格納容器内の事故前初期条件（温度、圧力、相対湿度）を仮定することで、格納容器内飽和温度と圧力の関係が得られている。 したがって、現在の格納容器内の状態が以下のような条件により飽和と判断される場合は、格納容器圧力より概略の温度を推定する。 ・これまでに損傷炉心を冷却するための水が1次系又は格納容器内に注入されていること。 ・過去の温度、圧力履歴を飽和温度と圧力の関係から判断して飽和状態と推定していることと判断されること。			<table border="1" data-bbox="669 240 1229 1011"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉格納容器内の温度</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">主要パラメータ</td> <td>ドライウエル温度</td> <td>0~300℃</td> <td>40℃以下</td> </tr> <tr> <td>圧力抑制室内空気温度</td> <td>0~300℃</td> <td>97℃以下</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションプール水温度</td> <td>0~200℃</td> <td>97℃以下</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部温度</td> <td>0~700℃</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">代替パラメータ</td> <td>①ドライウエル圧力（ドライウエル温度の代替）</td> <td>0~1MPa[abs]</td> <td>330kPa[gage]以下</td> </tr> <tr> <td>①サブプレッションプール水温度（圧力抑制室内空気温度の代替）</td> <td>0~200℃</td> <td>97℃以下</td> </tr> <tr> <td>①圧力抑制室内空気温度（サブプレッションプール水温度の代替）</td> <td>0~300℃</td> <td>97℃以下</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">計測目的</td> <td colspan="3"> ①圧力抑制室圧力（ドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度の代替） 0~1MPa[abs] 210kPa[gage] 以下 </td> </tr> <tr> <td colspan="3"> 重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の温度を監視する目的は、原子炉格納容器内の温度監視を把握することである。 原子炉格納容器内の温度の主要パラメータであるドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度、サブプレッションプール水温度の計測が困難になった場合、代替パラメータのドライウエル圧力、サブプレッションプール水温度、圧力抑制室内空気温度及び圧力抑制室圧力により原子炉格納容器内の温度を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 ①ドライウエル圧力 ドライウエル圧力が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度/圧力の関係を利用して図58-8-9よりドライウエル温度の推定を行う。 推定可能範囲：100℃~185℃ </td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">  <p>図58-8-9 飽和温度/圧力の関係を利用した温度の推定</p> ①圧力抑制室内空気温度、サブプレッションプール水温度 圧力抑制室内空気温度、サブプレッションプール水温度の監視が不可能となった場合には、以下のとおり代替パラメータにより推定する。 ・圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合には、サブプレッションチャンセル内の空気温度と水蒸気が平衡状態であると仮定し、サブプレッションプール水温度により推定する。 </td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉格納容器内の温度			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	ドライウエル温度	0~300℃	40℃以下	圧力抑制室内空気温度	0~300℃	97℃以下	サブプレッションプール水温度	0~200℃	97℃以下	原子炉格納容器下部温度	0~700℃	—	代替パラメータ	①ドライウエル圧力（ドライウエル温度の代替）	0~1MPa[abs]	330kPa[gage]以下	①サブプレッションプール水温度（圧力抑制室内空気温度の代替）	0~200℃	97℃以下	①圧力抑制室内空気温度（サブプレッションプール水温度の代替）	0~300℃	97℃以下	計測目的	①圧力抑制室圧力（ドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度の代替） 0~1MPa[abs] 210kPa[gage] 以下			重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の温度を監視する目的は、原子炉格納容器内の温度監視を把握することである。 原子炉格納容器内の温度の主要パラメータであるドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度、サブプレッションプール水温度の計測が困難になった場合、代替パラメータのドライウエル圧力、サブプレッションプール水温度、圧力抑制室内空気温度及び圧力抑制室圧力により原子炉格納容器内の温度を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 ①ドライウエル圧力 ドライウエル圧力が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度/圧力の関係を利用して図58-8-9よりドライウエル温度の推定を行う。 推定可能範囲：100℃~185℃			推定方法	 <p>図58-8-9 飽和温度/圧力の関係を利用した温度の推定</p> ①圧力抑制室内空気温度、サブプレッションプール水温度 圧力抑制室内空気温度、サブプレッションプール水温度の監視が不可能となった場合には、以下のとおり代替パラメータにより推定する。 ・圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合には、サブプレッションチャンセル内の空気温度と水蒸気が平衡状態であると仮定し、サブプレッションプール水温度により推定する。			<table border="1" data-bbox="1258 240 1812 1011"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉格納容器内の温度</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>格納容器内温度</td> <td>0~220℃</td> <td>最大値:約124℃</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td colspan="3">①原子炉格納容器圧力 0~0.35MPa[gage] 最大値:約0.241MPa[gage] ②格納容器圧力（AM用） 0~1.0MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3"> 重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の温度を監視する目的は、原子炉格納容器内の除熱操作の判断、原子炉格納容器の過温破損防止を把握することである。 </td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3"> 原子炉格納容器内の温度の主要パラメータである格納容器内温度の計測が不可能となった場合、代替パラメータの原子炉格納容器圧力又は格納容器圧力（AM用）により原子炉格納容器内の温度を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 ①②原子炉格納容器圧力及び格納容器圧力（AM用） 原子炉格納容器内の事故前初期条件（温度、圧力、相対湿度）を仮定することで、格納容器内飽和温度と圧力の関係が得られている。 したがって、現在の原子炉格納容器内が以下のような条件により飽和状態と判断される場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して第16図より原子炉格納容器内温度を推定する。 ・これまでに損傷炉心を冷却するための水が1次冷却系又は原子炉格納容器内に注入されていること。 ・過去の温度、圧力履歴を飽和温度と圧力の関係から判断して飽和状態と推定していることと判断されること。 原子炉格納容器内の飽和状態判断は、下記のパラメータの傾向を総合的に判断して推定する。 圧力パラメータ ①原子炉格納容器圧力 ②格納容器圧力（AM用） 温度パラメータ ①格納容器内温度 注入量パラメータ ①B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用） ②高圧注入流量 ③低圧注入流量 ④代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 推定可能範囲：100℃~180℃ </td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉格納容器内の温度			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	格納容器内温度	0~220℃	最大値:約124℃	代替パラメータ	①原子炉格納容器圧力 0~0.35MPa[gage] 最大値:約0.241MPa[gage] ②格納容器圧力（AM用） 0~1.0MPa[gage]			計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の温度を監視する目的は、原子炉格納容器内の除熱操作の判断、原子炉格納容器の過温破損防止を把握することである。			推定方法	原子炉格納容器内の温度の主要パラメータである格納容器内温度の計測が不可能となった場合、代替パラメータの原子炉格納容器圧力又は格納容器圧力（AM用）により原子炉格納容器内の温度を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 ①②原子炉格納容器圧力及び格納容器圧力（AM用） 原子炉格納容器内の事故前初期条件（温度、圧力、相対湿度）を仮定することで、格納容器内飽和温度と圧力の関係が得られている。 したがって、現在の原子炉格納容器内が以下のような条件により飽和状態と判断される場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して第16図より原子炉格納容器内温度を推定する。 ・これまでに損傷炉心を冷却するための水が1次冷却系又は原子炉格納容器内に注入されていること。 ・過去の温度、圧力履歴を飽和温度と圧力の関係から判断して飽和状態と推定していることと判断されること。 原子炉格納容器内の飽和状態判断は、下記のパラメータの傾向を総合的に判断して推定する。 圧力パラメータ ①原子炉格納容器圧力 ②格納容器圧力（AM用） 温度パラメータ ①格納容器内温度 注入量パラメータ ①B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用） ②高圧注入流量 ③低圧注入流量 ④代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 推定可能範囲：100℃~180℃			
項目		原子炉格納容器内の温度																																																																																								
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																							
主要パラメータ	格納容器内温度	0~220℃	最大値:約132℃																																																																																							
代替パラメータ	① 格納容器圧力（広域） ② AM用格納容器圧力																																																																																									
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の温度を監視する目的は、原子炉格納容器内の除熱操作の判断、格納容器健全性の確認をすることである。 特に重大事故において、原子炉格納容器へ流出した高温の原子炉冷却材及び可燃炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置が取られない場合には、原子炉格納容器内の温度が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。 緩和措置の実施の判断及び格納容器健全性の確認のため、主要パラメータにて原子炉格納容器内の温度を監視することが重要である。																																																																																									
推定方法	原子炉格納容器内の温度の主要パラメータである格納容器内温度の計測が困難になった場合、代替パラメータの①格納容器圧力（広域）又は②AM用格納容器圧力により原子炉格納容器内の温度を推定する。 格納容器圧力（広域）又はAM用格納容器圧力による推定の方法では、原子炉格納容器内が飽和状態である範囲で適用する。 原子炉格納容器内の事故前初期条件（温度、圧力、相対湿度）を仮定することで、格納容器内飽和温度と圧力の関係が得られている。 したがって、現在の格納容器内の状態が以下のような条件により飽和と判断される場合は、格納容器圧力より概略の温度を推定する。 ・これまでに損傷炉心を冷却するための水が1次系又は格納容器内に注入されていること。 ・過去の温度、圧力履歴を飽和温度と圧力の関係から判断して飽和状態と推定していることと判断されること。																																																																																									
項目	原子炉格納容器内の温度																																																																																									
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																							
主要パラメータ	ドライウエル温度	0~300℃	40℃以下																																																																																							
	圧力抑制室内空気温度	0~300℃	97℃以下																																																																																							
	サブプレッションプール水温度	0~200℃	97℃以下																																																																																							
	原子炉格納容器下部温度	0~700℃	—																																																																																							
代替パラメータ	①ドライウエル圧力（ドライウエル温度の代替）	0~1MPa[abs]	330kPa[gage]以下																																																																																							
	①サブプレッションプール水温度（圧力抑制室内空気温度の代替）	0~200℃	97℃以下																																																																																							
	①圧力抑制室内空気温度（サブプレッションプール水温度の代替）	0~300℃	97℃以下																																																																																							
計測目的	①圧力抑制室圧力（ドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度の代替） 0~1MPa[abs] 210kPa[gage] 以下																																																																																									
	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の温度を監視する目的は、原子炉格納容器内の温度監視を把握することである。 原子炉格納容器内の温度の主要パラメータであるドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度、サブプレッションプール水温度の計測が困難になった場合、代替パラメータのドライウエル圧力、サブプレッションプール水温度、圧力抑制室内空気温度及び圧力抑制室圧力により原子炉格納容器内の温度を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 ①ドライウエル圧力 ドライウエル圧力が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度/圧力の関係を利用して図58-8-9よりドライウエル温度の推定を行う。 推定可能範囲：100℃~185℃																																																																																									
推定方法	 <p>図58-8-9 飽和温度/圧力の関係を利用した温度の推定</p> ①圧力抑制室内空気温度、サブプレッションプール水温度 圧力抑制室内空気温度、サブプレッションプール水温度の監視が不可能となった場合には、以下のとおり代替パラメータにより推定する。 ・圧力抑制室内空気温度の監視が不可能となった場合には、サブプレッションチャンセル内の空気温度と水蒸気が平衡状態であると仮定し、サブプレッションプール水温度により推定する。																																																																																									
項目	原子炉格納容器内の温度																																																																																									
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																							
主要パラメータ	格納容器内温度	0~220℃	最大値:約124℃																																																																																							
代替パラメータ	①原子炉格納容器圧力 0~0.35MPa[gage] 最大値:約0.241MPa[gage] ②格納容器圧力（AM用） 0~1.0MPa[gage]																																																																																									
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の温度を監視する目的は、原子炉格納容器内の除熱操作の判断、原子炉格納容器の過温破損防止を把握することである。																																																																																									
推定方法	原子炉格納容器内の温度の主要パラメータである格納容器内温度の計測が不可能となった場合、代替パラメータの原子炉格納容器圧力又は格納容器圧力（AM用）により原子炉格納容器内の温度を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 ①②原子炉格納容器圧力及び格納容器圧力（AM用） 原子炉格納容器内の事故前初期条件（温度、圧力、相対湿度）を仮定することで、格納容器内飽和温度と圧力の関係が得られている。 したがって、現在の原子炉格納容器内が以下のような条件により飽和状態と判断される場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して第16図より原子炉格納容器内温度を推定する。 ・これまでに損傷炉心を冷却するための水が1次冷却系又は原子炉格納容器内に注入されていること。 ・過去の温度、圧力履歴を飽和温度と圧力の関係から判断して飽和状態と推定していることと判断されること。 原子炉格納容器内の飽和状態判断は、下記のパラメータの傾向を総合的に判断して推定する。 圧力パラメータ ①原子炉格納容器圧力 ②格納容器圧力（AM用） 温度パラメータ ①格納容器内温度 注入量パラメータ ①B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用） ②高圧注入流量 ③低圧注入流量 ④代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 推定可能範囲：100℃~180℃																																																																																									

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

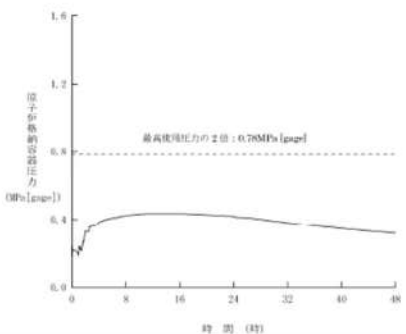
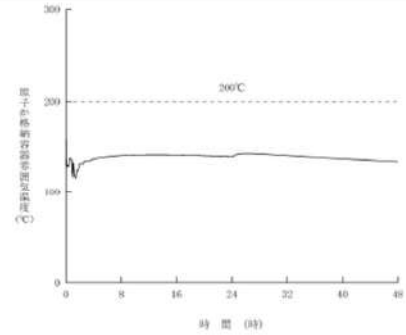
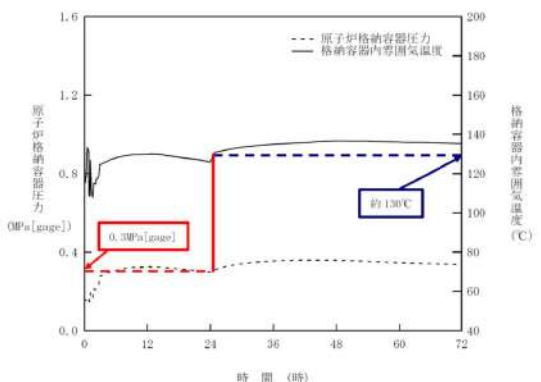
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

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>原子炉格納容器内の飽和状態判断は、下記のパラメータの傾向を総合的に判断して推定する。</p> <p>圧力パラメータ ①格納容器圧力 (正確) ②AM用格納容器圧力</p> <p>温度パラメータ ①格納容器内温度</p> <p>注入量パラメータ ①格納容器スプレイ積算流量 ②高圧注入流量 ③余熱除去流量 ④恒設代替低圧注水積算流量</p> <p>原子炉格納容器の健全性の確認で原子炉格納容器内の温度の監視が重要となる格納容器破損防止対策の有効性評価の解析結果を例に挙げ、推定の適用性について確認した結果、雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) 等の場合、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るもの、その後ほとんどの期間で原子炉格納容器内が飽和状態に維持される。</p> <p>また、過熱状態において本推定方法は適用できないが、その期間は一時的なものであり、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。</p> <p>よって、本推定方法を原子炉格納容器内の温度を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉格納容器内の温度推移の把握、除熱操作判断において妥当である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p> 	<p>推定方法</p> <p>・サブプレッションプール水温度の監視が不可能となった場合には、サブプレッションプール内の空気温度と水蒸気が平衡状態であると仮定し、圧力抑制室内空気温度により推定する。</p> <p>②圧力抑制室圧力 ①ドライウエル圧力による推定方法と同様。</p> <p>①ドライウエル圧力 ドライウエル圧力による推定手順は、原子炉格納容器内が飽和状態のみに限定される。ただし、重大事故等時の有効性評価 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)) において、原子炉格納容器内は飽和に近い状態に維持されることから、原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができる。</p> <p>①圧力抑制室内空気温度、サブプレッションプール水温度 原子炉格納容器内の各部の温度を同等の仕様の温度計で計測することにより、原子炉格納容器の過温破損防止対策に必要な情報を得ることができる。</p> <p>②圧力抑制室圧力 ①ドライウエル圧力と同様。</p> <p>なお、原子炉格納容器内は空室などの非凝縮性ガスが存在することから、原子炉格納容器内は完全には飽和状態にはならず、非凝縮性ガスの分圧分だけ原子炉格納容器内の圧力が高くなるため、本推定手段を用いると推定値より実際の原子炉格納容器内の温度は低くなると推測される。</p> <p>【誤差による影響について】 原子炉格納容器内の温度を監視する目的は、原子炉格納容器の過温破損防止を把握することであり、代替パラメータ (ドライウエル圧力及び圧力抑制室圧力) による推定は、圧力を温度に換算して原子炉格納容器内の温度の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。(例えば、ドライウエル圧力: 約0.427MPa[gage]) (飽和温度: 約154℃) に対して、ドライウエル圧力の誤差: ±0.000MPa[gage] から温度に換算した場合は154±1℃程度)</p> <p>代替パラメータ (圧力抑制室内空気温度、サブプレッションプール水温度) による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差 (圧力抑制室内空気温度の誤差: ±0.1℃、サブプレッションプール水温度の誤差: ±0.2℃) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>本推定方法は、この様な差が生じることを把握しながら推定することで原子炉格納容器内の温度を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉格納容器内の温度推移の把握、除熱操作判断をする上で適用できる。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>②原子炉格納容器圧力及び格納容器圧力 (AM用) 原子炉格納容器の健全性の確認で原子炉格納容器内の温度の監視が重要となる原子炉格納容器破損防止対策の有効性評価の解析結果を例に挙げ、推定の適用性について確認した結果、雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損) 等の場合、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るもの、その後ほとんどの期間で原子炉格納容器内が飽和状態に維持される。</p> <p>また、過熱状態において本推定方法は適用できないが、その期間は一時的なものであり、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。</p> <p>よって、本推定方法を原子炉格納容器内の温度を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉格納容器内の温度推移の把握、除熱操作判断において妥当である。</p> <p>なお、原子炉格納容器内は空室等の非凝縮性ガスが存在することから、原子炉格納容器内は完全には飽和状態にはならず、非凝縮性ガスの分圧分だけ原子炉格納容器内の圧力が高くなるため、本推定手段を用いると推定値より実際の原子炉格納容器内の温度は低くなると推測される。</p> <p>【誤差による影響について】 原子炉格納容器内の温度を監視する目的は、原子炉格納容器内の除熱操作の判断、原子炉格納容器の過温破損防止を把握することであり、代替パラメータ (原子炉格納容器圧力及び格納容器圧力 (AM用)) による推定は、圧力を温度に換算して原子炉格納容器内の温度の傾向が把握でき、計器誤差 (原子炉格納容器圧力の誤差: ±0.004MPa、格納容器圧力 (AM用) の誤差: ±0.015MPa) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>本推定方法は、このような差が生じることを把握しながら推定することで原子炉格納容器内の温度を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉格納容器内の温度推移の把握、除熱操作判断をする上で適用できる。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>  <p>第16図 飽和温度と圧力の関係</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）

第58条 計装設備（補足説明資料）

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>格納容器換気防止対策</p> <p>事象（例）：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破壊） 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気温度加熱 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p>  		<p>事象例：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破壊） 溶融炉心・コンクリート相互作用 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p>  <p>第17図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破壊） 溶融炉心・コンクリート相互作用 原子炉格納容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の解析結果</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

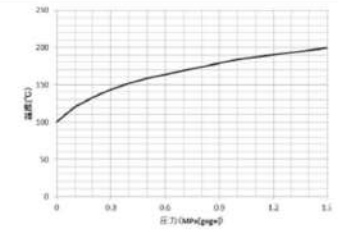
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第58条 計装設備（補足説明資料）

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																																																																								
(g) 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について	(g) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の圧力）	(g) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の圧力）																																																																									
<table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="4" style="text-align: center;">原子炉格納容器内の圧力</th> </tr> <tr> <th style="width: 10%;">項目</th> <th style="width: 30%;">監視パラメータ</th> <th style="width: 30%;">計測範囲</th> <th style="width: 30%;">設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>格納容器圧力（広域） （AM用格納容器圧力）</td> <td>-50～450kPa</td> <td>最大値：約308kPa （最大値：約308kPa）</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td colspan="3">①AM用格納容器圧力 （①格納容器圧力（広域）） ②格納容器内温度 （②格納容器内温度）</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は、原子炉格納容器内の除熱操作の判断、格納容器健全性の確認である。 特に重大事故において、原子炉格納容器へ流出した高温の原子炉冷却材及び炉心炉心燃料の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置が取れない場合には、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。 緩和措置の実施の判断及び格納容器健全性の確認のため、主要パラメータにて原子炉格納容器内の圧力を監視することが重要である。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">原子炉格納容器内の圧力の主要パラメータである格納容器圧力（広域）の計測が困難になった場合、代替パラメータのAM用格納容器圧力又は格納容器内温度により原子炉格納容器内の圧力を推定する。 なお、代替パラメータのうち、直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測できるAM用格納容器圧力が優先する。 AM用格納容器圧力による推定の方法では、格納容器圧力（広域）と同じ圧力を計測することにより原子炉格納容器内の圧力を計測ことができ、プラント状態に依存することなく適用可能である。 格納容器内温度による推定の方法では、原子炉格納容器内の事故前初期条件（温度、圧力、相対湿度）を仮定することで得られる格納容器内飽和温度と圧力の関係から原子炉格納容器内の圧力を推定する。 本推定方法は原子炉格納容器内が飽和状態である範囲で適用でき、現在の原子炉格納容器内の状態が以下のような条件により飽和と判断される場合は、格納容器内温度より観測の原子炉格納容器内の圧力を推定する。 ・これまでに換熱炉心を冷却するための水が1次系又は格納容器内に注入されていること。 ・過去の温度、圧力履歴を飽和温度と圧力の関係から判断して飽和状態と推定していること。</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉格納容器内の圧力				項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	格納容器圧力（広域） （AM用格納容器圧力）	-50～450kPa	最大値：約308kPa （最大値：約308kPa）	代替パラメータ	①AM用格納容器圧力 （①格納容器圧力（広域）） ②格納容器内温度 （②格納容器内温度）			計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は、原子炉格納容器内の除熱操作の判断、格納容器健全性の確認である。 特に重大事故において、原子炉格納容器へ流出した高温の原子炉冷却材及び炉心炉心燃料の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置が取れない場合には、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。 緩和措置の実施の判断及び格納容器健全性の確認のため、主要パラメータにて原子炉格納容器内の圧力を監視することが重要である。			推定方法	原子炉格納容器内の圧力の主要パラメータである格納容器圧力（広域）の計測が困難になった場合、代替パラメータのAM用格納容器圧力又は格納容器内温度により原子炉格納容器内の圧力を推定する。 なお、代替パラメータのうち、直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測できるAM用格納容器圧力が優先する。 AM用格納容器圧力による推定の方法では、格納容器圧力（広域）と同じ圧力を計測することにより原子炉格納容器内の圧力を計測ことができ、プラント状態に依存することなく適用可能である。 格納容器内温度による推定の方法では、原子炉格納容器内の事故前初期条件（温度、圧力、相対湿度）を仮定することで得られる格納容器内飽和温度と圧力の関係から原子炉格納容器内の圧力を推定する。 本推定方法は原子炉格納容器内が飽和状態である範囲で適用でき、現在の原子炉格納容器内の状態が以下のような条件により飽和と判断される場合は、格納容器内温度より観測の原子炉格納容器内の圧力を推定する。 ・これまでに換熱炉心を冷却するための水が1次系又は格納容器内に注入されていること。 ・過去の温度、圧力履歴を飽和温度と圧力の関係から判断して飽和状態と推定していること。			<table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="4" style="text-align: center;">* 重要監視パラメータの取用範囲</th> </tr> <tr> <th style="width: 10%;">項目</th> <th style="width: 30%;">監視パラメータ</th> <th style="width: 30%;">計測範囲</th> <th style="width: 30%;">設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力</td> <td>0～1MPa[abs] 0～1MPa[abs]</td> <td>330kPa[gage] 以下 210kPa[gage] 以下</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td>①圧力抑制室圧力 （ドライウエル圧力の代替） ①ドライウエル圧力 （圧力抑制室圧力の代替） ②ドライウエル温度 （ドライウエル圧力の代替） ②圧力抑制室内空気温度 （圧力抑制室圧力の代替） ③〔ドライウエル圧力〕* 〔ドライウエル圧力の代替〕 ③〔圧力抑制室圧力〕* 〔圧力抑制室圧力の代替〕</td> <td>0～1MPa[abs] 0～1MPa[abs] 0～300℃ 0～200℃ 0～600kPa[abs] 0～600kPa[abs]</td> <td>210kPa[gage] 以下 330kPa[gage] 以下 14℃以下 9℃以下 330kPa[gage] 以下 210kPa[gage] 以下</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は、原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することである。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">原子炉格納容器内の圧力の主要パラメータであるドライウエル圧力、圧力抑制室圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの圧力抑制室圧力、ドライウエル圧力、ドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度により原子炉格納容器内の圧力を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 ①ドライウエル圧力及び圧力抑制室圧力 圧力抑制室水位が真空破損装置以下においては、ドライウエルとサブプレッションチャンパは同一管内の水位に応じた本調正分の圧力差を維持して、同様の圧力挙動を示す。従って、ドライウエル圧力の計測が困難になった場合、圧力抑制室圧力により推定する。（圧力抑制室圧力を推定する場合はドライウエル圧力により推定。） ②ドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度 原子炉格納容器内過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度/圧力の関係を利用して図 S8-8-10 よりドライウエル圧力、圧力抑制室圧力の推定を行う。 推定可能範囲：0～1.0MPa[abs] ③〔ドライウエル圧力〕及び〔圧力抑制室圧力〕 常用計器で原子炉格納容器内の圧力を計測することにより推定する。</td> </tr> </tbody> </table>	* 重要監視パラメータの取用範囲				項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力	0～1MPa[abs] 0～1MPa[abs]	330kPa[gage] 以下 210kPa[gage] 以下	代替パラメータ	①圧力抑制室圧力 （ドライウエル圧力の代替） ①ドライウエル圧力 （圧力抑制室圧力の代替） ②ドライウエル温度 （ドライウエル圧力の代替） ②圧力抑制室内空気温度 （圧力抑制室圧力の代替） ③〔ドライウエル圧力〕* 〔ドライウエル圧力の代替〕 ③〔圧力抑制室圧力〕* 〔圧力抑制室圧力の代替〕	0～1MPa[abs] 0～1MPa[abs] 0～300℃ 0～200℃ 0～600kPa[abs] 0～600kPa[abs]	210kPa[gage] 以下 330kPa[gage] 以下 14℃以下 9℃以下 330kPa[gage] 以下 210kPa[gage] 以下	計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は、原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することである。			推定方法	原子炉格納容器内の圧力の主要パラメータであるドライウエル圧力、圧力抑制室圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの圧力抑制室圧力、ドライウエル圧力、ドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度により原子炉格納容器内の圧力を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 ①ドライウエル圧力及び圧力抑制室圧力 圧力抑制室水位が真空破損装置以下においては、ドライウエルとサブプレッションチャンパは同一管内の水位に応じた本調正分の圧力差を維持して、同様の圧力挙動を示す。従って、ドライウエル圧力の計測が困難になった場合、圧力抑制室圧力により推定する。（圧力抑制室圧力を推定する場合はドライウエル圧力により推定。） ②ドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度 原子炉格納容器内過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度/圧力の関係を利用して図 S8-8-10 よりドライウエル圧力、圧力抑制室圧力の推定を行う。 推定可能範囲：0～1.0MPa[abs] ③〔ドライウエル圧力〕及び〔圧力抑制室圧力〕 常用計器で原子炉格納容器内の圧力を計測することにより推定する。			<table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="4" style="text-align: center;">原子炉格納容器内の圧力</th> </tr> <tr> <th style="width: 10%;">項目</th> <th style="width: 30%;">監視パラメータ</th> <th style="width: 30%;">計測範囲</th> <th style="width: 30%;">設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>原子炉格納容器圧力 格納容器圧力（AM用）</td> <td>0～0.35MPa[gage] 0～1.0MPa[gage]</td> <td>最大値： 約0.241MPa[gage] —</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td>①格納容器圧力（AM用） （原子炉格納容器圧力の代替） ①〔格納容器圧力（狭域）〕 （原子炉格納容器圧力及び格納容器圧力（AM用）の代替） ①原子炉格納容器圧力 （格納容器圧力（AM用）の代替） ②格納容器内温度 （原子炉格納容器圧力及び格納容器圧力（AM用）の代替）</td> <td>0～1.0MPa[gage] -10～30kPa[gage] 0～0.35MPa[gage] 0～220℃</td> <td>— — 最大値： 約0.241MPa[gage] 最大値：約124℃</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は、原子炉格納容器内の除熱操作の判断、原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することである。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">原子炉格納容器内の圧力の主要パラメータである原子炉格納容器圧力、格納容器圧力（AM用）の計測が不可能になった場合、代替パラメータの格納容器圧力（AM用）、格納容器圧力（狭域）（自主対策設備）、原子炉格納容器圧力又は格納容器内温度により原子炉格納容器内の圧力を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 ①格納容器圧力（AM用）、〔格納容器圧力（狭域）〕及び原子炉格納容器圧力 格納容器圧力（AM用）、格納容器圧力（狭域）（自主対策設備）及び原子炉格納容器圧力により、原子炉格納容器内の圧力を直接測定する。 ②格納容器内温度 格納容器内温度による推定の方法では、原子炉格納容器内の事故前初期条件（温度、圧力、相対湿度）を仮定することで得られる格納容器内飽和温度と圧力の関係から原子炉格納容器内の圧力を推定する。</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉格納容器内の圧力				項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	原子炉格納容器圧力 格納容器圧力（AM用）	0～0.35MPa[gage] 0～1.0MPa[gage]	最大値： 約0.241MPa[gage] —	代替パラメータ	①格納容器圧力（AM用） （原子炉格納容器圧力の代替） ①〔格納容器圧力（狭域）〕 （原子炉格納容器圧力及び格納容器圧力（AM用）の代替） ①原子炉格納容器圧力 （格納容器圧力（AM用）の代替） ②格納容器内温度 （原子炉格納容器圧力及び格納容器圧力（AM用）の代替）	0～1.0MPa[gage] -10～30kPa[gage] 0～0.35MPa[gage] 0～220℃	— — 最大値： 約0.241MPa[gage] 最大値：約124℃	計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は、原子炉格納容器内の除熱操作の判断、原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することである。			推定方法	原子炉格納容器内の圧力の主要パラメータである原子炉格納容器圧力、格納容器圧力（AM用）の計測が不可能になった場合、代替パラメータの格納容器圧力（AM用）、格納容器圧力（狭域）（自主対策設備）、原子炉格納容器圧力又は格納容器内温度により原子炉格納容器内の圧力を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 ①格納容器圧力（AM用）、〔格納容器圧力（狭域）〕及び原子炉格納容器圧力 格納容器圧力（AM用）、格納容器圧力（狭域）（自主対策設備）及び原子炉格納容器圧力により、原子炉格納容器内の圧力を直接測定する。 ②格納容器内温度 格納容器内温度による推定の方法では、原子炉格納容器内の事故前初期条件（温度、圧力、相対湿度）を仮定することで得られる格納容器内飽和温度と圧力の関係から原子炉格納容器内の圧力を推定する。			
原子炉格納容器内の圧力																																																																											
項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																								
主要パラメータ	格納容器圧力（広域） （AM用格納容器圧力）	-50～450kPa	最大値：約308kPa （最大値：約308kPa）																																																																								
代替パラメータ	①AM用格納容器圧力 （①格納容器圧力（広域）） ②格納容器内温度 （②格納容器内温度）																																																																										
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は、原子炉格納容器内の除熱操作の判断、格納容器健全性の確認である。 特に重大事故において、原子炉格納容器へ流出した高温の原子炉冷却材及び炉心炉心燃料の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置が取れない場合には、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。 緩和措置の実施の判断及び格納容器健全性の確認のため、主要パラメータにて原子炉格納容器内の圧力を監視することが重要である。																																																																										
推定方法	原子炉格納容器内の圧力の主要パラメータである格納容器圧力（広域）の計測が困難になった場合、代替パラメータのAM用格納容器圧力又は格納容器内温度により原子炉格納容器内の圧力を推定する。 なお、代替パラメータのうち、直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測できるAM用格納容器圧力が優先する。 AM用格納容器圧力による推定の方法では、格納容器圧力（広域）と同じ圧力を計測することにより原子炉格納容器内の圧力を計測ことができ、プラント状態に依存することなく適用可能である。 格納容器内温度による推定の方法では、原子炉格納容器内の事故前初期条件（温度、圧力、相対湿度）を仮定することで得られる格納容器内飽和温度と圧力の関係から原子炉格納容器内の圧力を推定する。 本推定方法は原子炉格納容器内が飽和状態である範囲で適用でき、現在の原子炉格納容器内の状態が以下のような条件により飽和と判断される場合は、格納容器内温度より観測の原子炉格納容器内の圧力を推定する。 ・これまでに換熱炉心を冷却するための水が1次系又は格納容器内に注入されていること。 ・過去の温度、圧力履歴を飽和温度と圧力の関係から判断して飽和状態と推定していること。																																																																										
* 重要監視パラメータの取用範囲																																																																											
項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																								
主要パラメータ	ドライウエル圧力 圧力抑制室圧力	0～1MPa[abs] 0～1MPa[abs]	330kPa[gage] 以下 210kPa[gage] 以下																																																																								
代替パラメータ	①圧力抑制室圧力 （ドライウエル圧力の代替） ①ドライウエル圧力 （圧力抑制室圧力の代替） ②ドライウエル温度 （ドライウエル圧力の代替） ②圧力抑制室内空気温度 （圧力抑制室圧力の代替） ③〔ドライウエル圧力〕* 〔ドライウエル圧力の代替〕 ③〔圧力抑制室圧力〕* 〔圧力抑制室圧力の代替〕	0～1MPa[abs] 0～1MPa[abs] 0～300℃ 0～200℃ 0～600kPa[abs] 0～600kPa[abs]	210kPa[gage] 以下 330kPa[gage] 以下 14℃以下 9℃以下 330kPa[gage] 以下 210kPa[gage] 以下																																																																								
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は、原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することである。																																																																										
推定方法	原子炉格納容器内の圧力の主要パラメータであるドライウエル圧力、圧力抑制室圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの圧力抑制室圧力、ドライウエル圧力、ドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度により原子炉格納容器内の圧力を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 ①ドライウエル圧力及び圧力抑制室圧力 圧力抑制室水位が真空破損装置以下においては、ドライウエルとサブプレッションチャンパは同一管内の水位に応じた本調正分の圧力差を維持して、同様の圧力挙動を示す。従って、ドライウエル圧力の計測が困難になった場合、圧力抑制室圧力により推定する。（圧力抑制室圧力を推定する場合はドライウエル圧力により推定。） ②ドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度 原子炉格納容器内過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度/圧力の関係を利用して図 S8-8-10 よりドライウエル圧力、圧力抑制室圧力の推定を行う。 推定可能範囲：0～1.0MPa[abs] ③〔ドライウエル圧力〕及び〔圧力抑制室圧力〕 常用計器で原子炉格納容器内の圧力を計測することにより推定する。																																																																										
原子炉格納容器内の圧力																																																																											
項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																								
主要パラメータ	原子炉格納容器圧力 格納容器圧力（AM用）	0～0.35MPa[gage] 0～1.0MPa[gage]	最大値： 約0.241MPa[gage] —																																																																								
代替パラメータ	①格納容器圧力（AM用） （原子炉格納容器圧力の代替） ①〔格納容器圧力（狭域）〕 （原子炉格納容器圧力及び格納容器圧力（AM用）の代替） ①原子炉格納容器圧力 （格納容器圧力（AM用）の代替） ②格納容器内温度 （原子炉格納容器圧力及び格納容器圧力（AM用）の代替）	0～1.0MPa[gage] -10～30kPa[gage] 0～0.35MPa[gage] 0～220℃	— — 最大値： 約0.241MPa[gage] 最大値：約124℃																																																																								
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は、原子炉格納容器内の除熱操作の判断、原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することである。																																																																										
推定方法	原子炉格納容器内の圧力の主要パラメータである原子炉格納容器圧力、格納容器圧力（AM用）の計測が不可能になった場合、代替パラメータの格納容器圧力（AM用）、格納容器圧力（狭域）（自主対策設備）、原子炉格納容器圧力又は格納容器内温度により原子炉格納容器内の圧力を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 ①格納容器圧力（AM用）、〔格納容器圧力（狭域）〕及び原子炉格納容器圧力 格納容器圧力（AM用）、格納容器圧力（狭域）（自主対策設備）及び原子炉格納容器圧力により、原子炉格納容器内の圧力を直接測定する。 ②格納容器内温度 格納容器内温度による推定の方法では、原子炉格納容器内の事故前初期条件（温度、圧力、相対湿度）を仮定することで得られる格納容器内飽和温度と圧力の関係から原子炉格納容器内の圧力を推定する。																																																																										

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)

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>原子炉格納容器内の飽和状態判断は、下記のパラメータの傾向を総合的に判断して推定する。</p> <p>圧力パラメータ ①格納容器圧力 (広域) ②AM用格納容器圧力</p> <p>温度パラメータ ①格納容器内温度</p> <p>注入量パラメータ ①格納容器スプレイ積算流量 ②高圧注入流量 ③余熱除去流量 ④代替代替低圧注水積算流量</p> <hr/> <p>①AM用格納容器圧力 (①格納容器圧力 (広域)) AM用格納容器圧力 (格納容器圧力 (広域)) による推定は直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測するものであり、かつ、プラント状態に依存することなく適用可能であるため、推定方法として妥当である。</p> <p>②格納容器内温度 (②格納容器内温度) 原子炉格納容器の健全性の観点で原子炉格納容器内の圧力の監視が重要となる格納容器破損防止対策の有効性評価の解析結果を例に挙げ、推定の妥当性及び適用性について確認する。</p> <p>有効性評価のうち、蒸気圧・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損) 等の場合、事故初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後はほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持される。</p> <p>また、過熱状態において本推定方法は適用できないが、その期間は一時的なものであり、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。</p> <p>以上より、本推定方法を原子炉格納容器内の圧力を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉格納容器内の圧力推移の把握、除熱操作判断において妥当である。</p> <p>これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<p>推定方法</p>  <p>図 58-8-10 飽和温度/圧力の関係を利用した温度の推定</p> <hr/> <p>推定の評価</p> <p>①ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力 原子炉格納容器内のドライウエル側又はサブプレッションチェンバ側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することにより、原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる。</p> <p>なお、ドライウエルスブレイ時は、圧力抑制室圧力<ドライウエル圧力の関係になるため、真空破壊装置により差圧 6.9kPa 以内で推移する。(代替蒸気冷却運転時や原子炉格納容器ベント前まではほぼ同じ挙動)</p> <p>また、サブプレッションチェンバ側の除熱 (原子炉格納容器ベントやサブプレッションプール水冷却モード等) を実施する時は、圧力抑制室圧力<ドライウエル圧力の関係になるため、ドライウエル側からベント管を通してサブプレッションチェンバ側へ圧力が伝わるため、ドライウエル圧力からサブプレッションチェンバ内の水頭圧分 (水面からブクダマ下層までの高さ) を引いた値が圧力抑制室圧力と同じ挙動を示す。(例えば、NRI レベル: 水面から約 2.55m の時、水頭圧は約 12.5kPa であり、ドライウエル圧力=圧力抑制室圧力+12.5kPa の関係) (例えば、外部水源注水量限界 (真空破壊装置下層-0.4m): 水面から約 5.5m の時、水頭圧は約 31.4kPa であり、ドライウエル圧力=圧力抑制室圧力+31.4kPa の関係)</p> <p>②ドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度 ドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度による推定手順は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定される。ただし、重大事故等時の有効性評価 (蒸気圧・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過熱破損)) において、原子炉格納容器内は概ね飽和に近い状態に維持されることから、原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる。</p> <p>③ [ドライウエル圧力] 及び [圧力抑制室圧力] 監視可能であれば、常用計器で原子炉格納容器内の圧力を計測することにより、原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる。</p> <p>[誤差による影響について] 原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は、原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することであり、代替パラメータ (ドライウエル圧力及び圧力抑制室圧力) による推定は、同一物理量からの推定であり、真空破壊装置、ベント管を介してそれぞれ均圧されることから、原子炉格納容器内の圧力の傾向が把握でき、計器誤差 (ドライウエル圧力の誤差: ±0.000MPa、圧力抑制室圧力の誤差: ±0.000MPa) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p>	<p>推定方法</p> <p>本推定方法は原子炉格納容器内が飽和状態である範囲で適用でき、現在の原子炉格納容器内の状態が以下のような条件により飽和と判断される場合は、格納容器内温度より概略の原子炉格納容器内の圧力を推定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> これまでに損傷傷心を冷却するための水が1次冷却系又は原子炉格納容器内に入力されていること。 過去の温度、圧力履歴を飽和温度と圧力の関係から判断して飽和状態で推移していること。 <p>原子炉格納容器内の飽和状態判断は、下記のパラメータの傾向を総合的に判断して推定する。</p> <p>圧力パラメータ ①原子炉格納容器圧力 ②格納容器圧力 (AM用)</p> <p>温度パラメータ ①格納容器内温度</p> <p>注入量パラメータ ①B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用) ②高圧注入流量 ③低圧注入流量 ④代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量</p> <p>推定可能範囲: 0~1.00MPa [g-gage]</p> <hr/> <p>推定の評価</p> <p>①格納容器圧力 (AM用)、[格納容器圧力 (狭域)] 及び原子炉格納容器圧力 格納容器圧力 (AM用) による推定は直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測するものであり、かつ、プラント状態に依存することなく適用可能であるため、推定方法として妥当である。</p> <p>・ [格納容器圧力 (狭域)] 格納容器圧力 (狭域) (自主対策設備) による推定は直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測するものであり、かつ、プラント状態に依存することなく適用可能であるため、推定方法として妥当である。</p> <p>・ 原子炉格納容器圧力 原子炉格納容器圧力による推定は直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測するものであり、かつ、プラント状態に依存することなく適用可能であるため、推定方法として妥当である。</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

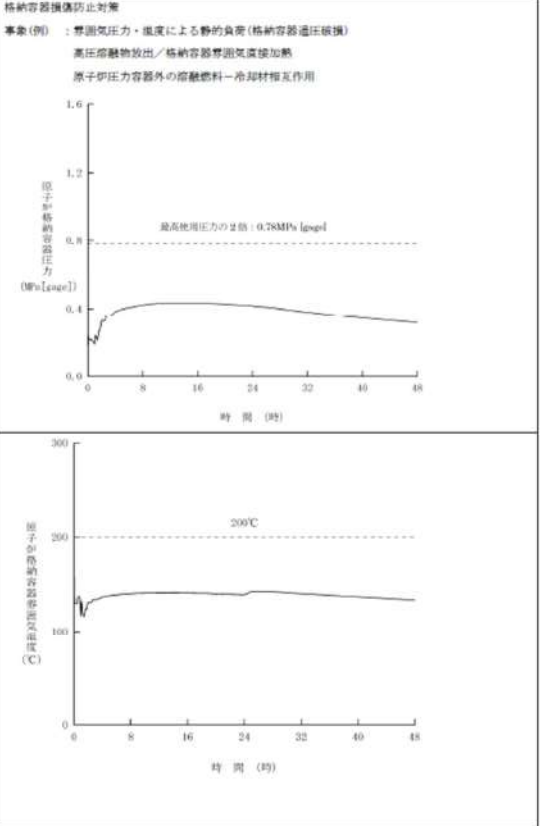
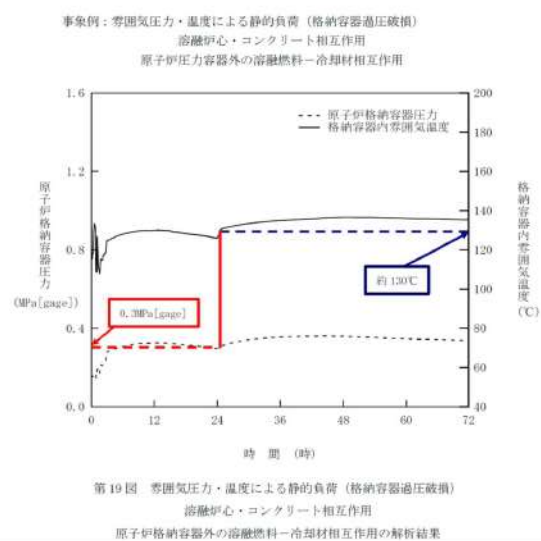
赤字: 設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字: 記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字: 記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

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="91 159 633 582" data-label="Figure"> <p>飽和温度と圧力の関係</p> </div>	<div data-bbox="672 151 1229 414" data-label="Text"> <p>推定の評価</p> <p>代替パラメータ (ドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度) による推定は、圧力に換算して原子炉格納容器内の圧力の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。(例えば、ドライウエル圧力: 約 0.427MPa[gage] (飽和温度: 約 154°C) に対してドライウエル温度の誤差: 約 ±2.7°C から圧力に換算した場合は、0.427±0.04MPa[gage]程度)。</p> <p>なお、原子炉格納容器内は、酸素などの非凝縮性ガスが存在することから、原子炉格納容器内は完全には飽和状態にならず、非凝縮性ガスの分圧だけ原子炉格納容器内の圧力が高くなるため、本推定手段を用いると推定値より実際の圧力は高くなると推測される。</p> <p>本推定方法は、この様な差が生じることを把握しながら推定することで原子炉格納容器内の圧力を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉格納容器内の圧力推移の把握、除熱操作判断をする上で適用できる。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p> </div>	<div data-bbox="1261 151 1821 813" data-label="Text"> <p>推定の評価</p> <p>②格納容器内温度</p> <p>原子炉格納容器の健全性の観点で原子炉格納容器内の圧力の監視が重要となる原子炉格納容器破損防止対策の有効性評価の解析結果を例に挙げ、推定の妥当性及び適用性について確認する。</p> <p>有効性評価のうち、零調気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損) 等の場合、事象初期において一時的に原子炉格納容器内に過熱状態に至るものの、その後ほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持される。</p> <p>また、過熱状態において本推定方法は適用できないが、その期間は一時的なものであり、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。</p> <p>[誤差による影響について]</p> <p>原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は、原子炉格納容器内の除熱操作の判断、原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することであり、代替パラメータ (格納容器圧力 (AM 用)、格納容器圧力 (狭域) (自主対策設備)、原子炉格納容器圧力) による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差 (格納容器圧力 (AM 用) の誤差: ±0.015MPa、原子炉格納容器圧力の誤差: ±0.004MPa) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ (格納容器内温度) による推定は、圧力に換算して原子炉格納容器内の圧力の傾向が把握でき、計器誤差 (格納容器内温度の誤差: ±4.4°C) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>なお、原子炉格納容器内は酸素等の非凝縮性ガスが存在することから、原子炉格納容器内は完全には飽和状態にならず、非凝縮性ガスの分圧だけ原子炉格納容器内の圧力が高くなるため、本推定手段を用いると推定値より実際の圧力は高くなると推定される。</p> <p>本推定方法は、この様な差が生じることを把握しながら推定することで原子炉格納容器内の圧力を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉格納容器内の圧力推移の把握、除熱操作判断をする上で適用できる。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p> </div> <div data-bbox="1261 837 1821 1236" data-label="Figure"> <p>第18図 飽和温度と圧力の関係</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）

第58条 計装設備（補足説明資料）

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>格納容器損傷防止対策</p> <p>事象(例)：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破壊） 高温溶融物放出／格納容器雰囲気加熱 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> 		<p>事象例：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破壊） 溶融炉心・コンクリート相互作用 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p>  <p>第19図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破壊） 溶融炉心・コンクリート相互作用 原子炉格納容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の解析結果</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

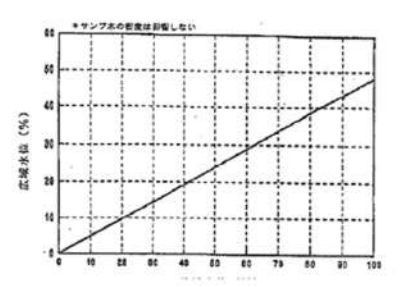

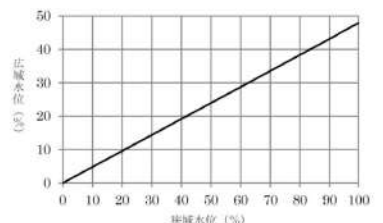
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第58条 計装設備（補足説明資料）

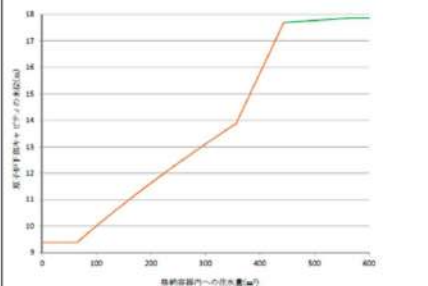

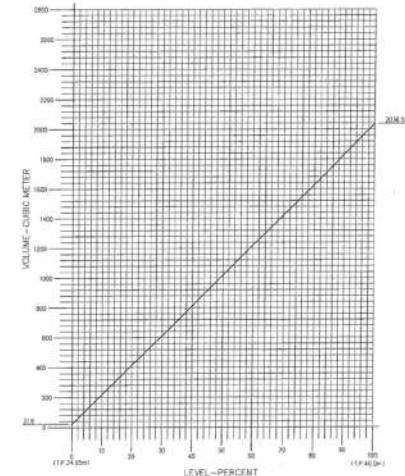
大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																									
(h) 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について	(h) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の水位）	(h) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他グループを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の水位（1））																																																																																																																										
<table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="4" style="text-align: center;">原子炉格納容器内の水位（1）</th> </tr> <tr> <th style="width: 10%;"></th> <th style="width: 50%;">監視パラメータ</th> <th style="width: 20%;">計測範囲</th> <th style="width: 20%;">設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>格納容器再循環サンプ水位（広域）</td> <td>0～100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td colspan="3"> ①格納容器再循環サンプ水位（狭域） ②原子炉下部キャビティ水位 ③原子炉格納容器水位 </td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3"> 重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位（1）を監視する目的は、溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器への注水量の確認である。 特に重大事故において、原子炉圧力容器破損に伴い原子炉格納容器内に放出された溶融炉心の冷却のため、原子炉圧力容器破損前に原子炉格納容器に水張りをする必要があり、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉格納容器の水張りの状態を確認できることが重要である。 </td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3"> 原子炉格納容器内の水位の主要パラメータである格納容器再循環サンプ水位（広域）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器再循環サンプ水位（狭域）、原子炉下部キャビティ水位又は原子炉格納容器水位により原子炉格納容器内の水位を推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 </td> </tr> </tbody> </table>	原子炉格納容器内の水位（1）					監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	格納容器再循環サンプ水位（広域）	0～100%	100%	代替パラメータ	①格納容器再循環サンプ水位（狭域） ②原子炉下部キャビティ水位 ③原子炉格納容器水位			計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位（1）を監視する目的は、溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器への注水量の確認である。 特に重大事故において、原子炉圧力容器破損に伴い原子炉格納容器内に放出された溶融炉心の冷却のため、原子炉圧力容器破損前に原子炉格納容器に水張りをする必要があり、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉格納容器の水張りの状態を確認できることが重要である。			推定方法	原子炉格納容器内の水位の主要パラメータである格納容器再循環サンプ水位（広域）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器再循環サンプ水位（狭域）、原子炉下部キャビティ水位又は原子炉格納容器水位により原子炉格納容器内の水位を推定する。 推定方法は、以下のとおりである。			<table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="4" style="text-align: center;">原子炉格納容器内の水位</th> </tr> <tr> <th style="width: 10%;"></th> <th style="width: 50%;">監視パラメータ</th> <th style="width: 20%;">計測範囲</th> <th style="width: 20%;">設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">主要パラメータ</td> <td>圧力制御室水位 (0. P. -2900mm～1100mm)</td> <td>0～5a 0. 5a, 1. 0a, 1. 5a, 2. 0a, 2. 5a, 2. 5a (0. P. -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)</td> <td>6. 05a (0. P. -3850mm)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部水位</td> <td>0～220m²/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル水位 (0. P. 1170mm, 1280mm, 1490mm)</td> <td>0～220m²/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">代替パラメータ</td> <td>①高圧代替注水ポンプ出口流量 (圧力制御室水位の代替)</td> <td>0～120m²/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①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） (圧力制御室水位、原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の代替)</td> <td>0～220m²/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①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） (圧力制御室水位、原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の代替)</td> <td>0～220m²/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①高圧代替注水ポンプ出口流量 (圧力制御室水位の代替)</td> <td>0～100m²/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①原子炉格納容器冷却ポンプ出口流量 (圧力制御室水位の代替)</td> <td>0～150m²/h</td> <td>0～30. 8a²/h</td> </tr> <tr> <td>①高圧中心スプレイ系ポンプ出口流量 (圧力制御室水位の代替)</td> <td>0～1, 500m²/h</td> <td>(高圧側) 0～21m²/h (低圧側) 0～1, 050m²/h</td> </tr> <tr> <td>①原子炉格納容器代替スプレイ流量 (圧力制御室水位の代替)</td> <td>0～100m²/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①原子炉格納容器下部注水流量 (圧力制御室水位の代替)</td> <td>0～110m²/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①原子炉格納容器代替スプレイ流量 (原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の代替)</td> <td>0～100m²/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①代替循環冷却ポンプ出口流量 (原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の代替)</td> <td>0～200m²/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">計測目的</td> <td colspan="3"> 重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位を監視する目的は、サブプレッションチャンバからのベントを実施する際の圧力制御室水位の確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器下部（圧力容器ベダスタル部及びドライウェル下部）への注水量の確認である。 </td> </tr> </tbody> </table>	原子炉格納容器内の水位					監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	圧力制御室水位 (0. P. -2900mm～1100mm)	0～5a 0. 5a, 1. 0a, 1. 5a, 2. 0a, 2. 5a, 2. 5a (0. P. -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)	6. 05a (0. P. -3850mm)	原子炉格納容器下部水位	0～220m ² /h	—	ドライウェル水位 (0. P. 1170mm, 1280mm, 1490mm)	0～220m ² /h	—	代替パラメータ	①高圧代替注水ポンプ出口流量 (圧力制御室水位の代替)	0～120m ² /h	—	①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） (圧力制御室水位、原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の代替)	0～220m ² /h	—	①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） (圧力制御室水位、原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の代替)	0～220m ² /h	—	①高圧代替注水ポンプ出口流量 (圧力制御室水位の代替)	0～100m ² /h	—	①原子炉格納容器冷却ポンプ出口流量 (圧力制御室水位の代替)	0～150m ² /h	0～30. 8a ² /h	①高圧中心スプレイ系ポンプ出口流量 (圧力制御室水位の代替)	0～1, 500m ² /h	(高圧側) 0～21m ² /h (低圧側) 0～1, 050m ² /h	①原子炉格納容器代替スプレイ流量 (圧力制御室水位の代替)	0～100m ² /h	—	①原子炉格納容器下部注水流量 (圧力制御室水位の代替)	0～110m ² /h	—	①原子炉格納容器代替スプレイ流量 (原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の代替)	0～100m ² /h	—	①代替循環冷却ポンプ出口流量 (原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の代替)	0～200m ² /h	—	計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位を監視する目的は、サブプレッションチャンバからのベントを実施する際の圧力制御室水位の確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器下部（圧力容器ベダスタル部及びドライウェル下部）への注水量の確認である。			<table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="4" style="text-align: center;">原子炉格納容器内の水位（1）</th> </tr> <tr> <th style="width: 10%;"></th> <th style="width: 50%;">監視パラメータ</th> <th style="width: 20%;">計測範囲</th> <th style="width: 20%;">設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">主要パラメータ</td> <td>格納容器再循環サンプ水位（広域）</td> <td>0～100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環サンプ水位（狭域）</td> <td>0～100%</td> <td>100%以上</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">代替パラメータ</td> <td>①格納容器再循環サンプ水位（狭域） (格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替)</td> <td>0～100%</td> <td>100%以上</td> </tr> <tr> <td>①格納容器再循環サンプ水位（広域） (格納容器再循環サンプ水位（狭域）の代替)</td> <td>0～100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>②原子炉下部キャビティ水位 (格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替)</td> <td>ON-OFF</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>②格納容器水位 (格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替)</td> <td>ON-OFF</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>③燃料取替用水ビット水位 (格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替)</td> <td>0～100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>③補助給水ビット水位 (格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替)</td> <td>0～100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>③B-1格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用） (格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替)</td> <td>0～1, 300m²/h (0～10, 000m²)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>③代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 (格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替)</td> <td>0～200m²/h (0～10, 000m²)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3"> 重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位（1）を監視する目的は、溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器への注水量の確認である。 </td> </tr> </tbody> </table>	原子炉格納容器内の水位（1）					監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	格納容器再循環サンプ水位（広域）	0～100%	100%	格納容器再循環サンプ水位（狭域）	0～100%	100%以上	代替パラメータ	①格納容器再循環サンプ水位（狭域） (格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替)	0～100%	100%以上	①格納容器再循環サンプ水位（広域） (格納容器再循環サンプ水位（狭域）の代替)	0～100%	100%	②原子炉下部キャビティ水位 (格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替)	ON-OFF	—	②格納容器水位 (格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替)	ON-OFF	—	③燃料取替用水ビット水位 (格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替)	0～100%	100%	③補助給水ビット水位 (格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替)	0～100%	100%	③B-1格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用） (格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替)	0～1, 300m ² /h (0～10, 000m ²)	—	③代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 (格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替)	0～200m ² /h (0～10, 000m ²)	—	計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位（1）を監視する目的は、溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器への注水量の確認である。			
原子炉格納容器内の水位（1）																																																																																																																												
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																																									
主要パラメータ	格納容器再循環サンプ水位（広域）	0～100%	100%																																																																																																																									
代替パラメータ	①格納容器再循環サンプ水位（狭域） ②原子炉下部キャビティ水位 ③原子炉格納容器水位																																																																																																																											
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位（1）を監視する目的は、溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器への注水量の確認である。 特に重大事故において、原子炉圧力容器破損に伴い原子炉格納容器内に放出された溶融炉心の冷却のため、原子炉圧力容器破損前に原子炉格納容器に水張りをする必要があり、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉格納容器の水張りの状態を確認できることが重要である。																																																																																																																											
推定方法	原子炉格納容器内の水位の主要パラメータである格納容器再循環サンプ水位（広域）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器再循環サンプ水位（狭域）、原子炉下部キャビティ水位又は原子炉格納容器水位により原子炉格納容器内の水位を推定する。 推定方法は、以下のとおりである。																																																																																																																											
原子炉格納容器内の水位																																																																																																																												
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																																									
主要パラメータ	圧力制御室水位 (0. P. -2900mm～1100mm)	0～5a 0. 5a, 1. 0a, 1. 5a, 2. 0a, 2. 5a, 2. 5a (0. P. -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)	6. 05a (0. P. -3850mm)																																																																																																																									
	原子炉格納容器下部水位	0～220m ² /h	—																																																																																																																									
	ドライウェル水位 (0. P. 1170mm, 1280mm, 1490mm)	0～220m ² /h	—																																																																																																																									
代替パラメータ	①高圧代替注水ポンプ出口流量 (圧力制御室水位の代替)	0～120m ² /h	—																																																																																																																									
	①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） (圧力制御室水位、原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の代替)	0～220m ² /h	—																																																																																																																									
	①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） (圧力制御室水位、原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の代替)	0～220m ² /h	—																																																																																																																									
	①高圧代替注水ポンプ出口流量 (圧力制御室水位の代替)	0～100m ² /h	—																																																																																																																									
	①原子炉格納容器冷却ポンプ出口流量 (圧力制御室水位の代替)	0～150m ² /h	0～30. 8a ² /h																																																																																																																									
	①高圧中心スプレイ系ポンプ出口流量 (圧力制御室水位の代替)	0～1, 500m ² /h	(高圧側) 0～21m ² /h (低圧側) 0～1, 050m ² /h																																																																																																																									
	①原子炉格納容器代替スプレイ流量 (圧力制御室水位の代替)	0～100m ² /h	—																																																																																																																									
	①原子炉格納容器下部注水流量 (圧力制御室水位の代替)	0～110m ² /h	—																																																																																																																									
	①原子炉格納容器代替スプレイ流量 (原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の代替)	0～100m ² /h	—																																																																																																																									
	①代替循環冷却ポンプ出口流量 (原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の代替)	0～200m ² /h	—																																																																																																																									
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位を監視する目的は、サブプレッションチャンバからのベントを実施する際の圧力制御室水位の確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器下部（圧力容器ベダスタル部及びドライウェル下部）への注水量の確認である。																																																																																																																											
	原子炉格納容器内の水位（1）																																																																																																																											
		監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																																								
主要パラメータ	格納容器再循環サンプ水位（広域）	0～100%	100%																																																																																																																									
	格納容器再循環サンプ水位（狭域）	0～100%	100%以上																																																																																																																									
代替パラメータ	①格納容器再循環サンプ水位（狭域） (格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替)	0～100%	100%以上																																																																																																																									
	①格納容器再循環サンプ水位（広域） (格納容器再循環サンプ水位（狭域）の代替)	0～100%	100%																																																																																																																									
	②原子炉下部キャビティ水位 (格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替)	ON-OFF	—																																																																																																																									
	②格納容器水位 (格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替)	ON-OFF	—																																																																																																																									
	③燃料取替用水ビット水位 (格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替)	0～100%	100%																																																																																																																									
	③補助給水ビット水位 (格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替)	0～100%	100%																																																																																																																									
	③B-1格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用） (格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替)	0～1, 300m ² /h (0～10, 000m ²)	—																																																																																																																									
③代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 (格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替)	0～200m ² /h (0～10, 000m ²)	—																																																																																																																										
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位（1）を監視する目的は、溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器への注水量の確認である。																																																																																																																											

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)

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>①格納容器再循環サンプ水位 (狭域)</p> <p>格納容器再循環サンプの狭域水位と広域水位の相関図を用いて、その対応から水位を推定する。</p>  <p>c V再循環サンプ狭域水位と広域水位の相関図</p>	<p>原子炉格納容器内の水位の主要パラメータである圧力抑制室水位、原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の計測が困難になった場合、代替パラメータにより原子炉格納容器内の水位を推定することができる。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①外装水層による注水流量 (専圧代替注水ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)、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)、直流駆動圧注水ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧伊吹スプレイ系ポンプ出口流量、原子炉格納容器代替スプレイ流量、原子炉格納容器下部注水流量)</p> <p>圧力抑制室水位の監視が不可能となった場合には、図58-8-11を用いて直前まで観測していた圧力抑制室水位に相当するプール水体积に外部水源を用いた注水量 (専圧代替注水ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)、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)、直流駆動圧注水ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧伊吹スプレイ系ポンプ出口流量、原子炉格納容器代替スプレイ流量、原子炉格納容器下部注水流量) を加算し圧力抑制室水位を推定する。</p> <p>推定可能範囲の目安: 通常水位〜5m</p>  <p>図58-8-11 圧力抑制室水位とプール水の体積の関係</p> <p>②残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)、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)、原子炉格納容器代替スプレイ流量、代替循環冷却ポンプ出口流量、原子炉格納容器下部注水流量</p> <p>原子炉格納容器下部水位及びドライウェル水位の監視が不可能となった場合には、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)、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)、原子炉格納容器代替スプレイ流量、代替循環冷却ポンプ出口流量及び原子炉格納容器下部注水流量から注水量を算出し、図58-8-12を用いて水位を推定する。</p> <p>推定可能範囲: 0m〜約4.1m</p>	<p>原子炉格納容器内の水位 (1) の主要パラメータである格納容器再循環サンプ水位 (広域) の計測が不可能となった場合、測定範囲内であれば、格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 又は原子炉下部キャビティ水位及び格納容器水位並びに注水源である燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位、B系格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用) 及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量により、原子炉格納容器内の水位を推定する。この推定方法では、計測範囲内であれば、相関関係があり連続的な監視ができる格納容器再循環サンプ水位 (狭域) を優先して使用し推定する。なお、溶融炉心の冷却に必要な水位を確認する場合は、格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位により確認する。また、注水量による原子炉格納容器内水位の推定は、炉心注水及び格納容器スプレイでの注水量の合計値と水位の相関関係により推定する。</p> <p>原子炉格納容器内の水位 (1) の主要パラメータである格納容器再循環サンプ水位 (狭域) の計測が不可能となった場合、代替パラメータである格納容器再循環サンプ水位 (広域) により、広域水位と狭域水位の相関図を用いて推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) と格納容器再循環サンプ水位 (広域) の相関図を用いて、その対応から水位を推定する。</p>  <p>第20図 格納容器再循環サンプ水位狭域水位と広域水位の相関図</p> <p>②原子炉下部キャビティ水位及び格納容器水位</p> <p>原子炉下部キャビティ水位が液面を感知する水位、格納容器水位が液面を感知する水位と格納容器再循環サンプ水位 (広域) の相関を用いて、その対応から水位を推定する。</p>	
<p>枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p>			

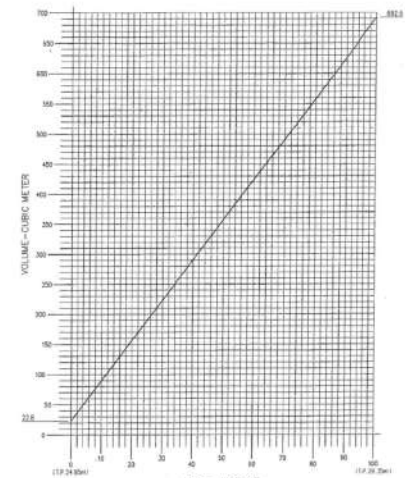
灰色: 女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容
 赤字: 設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字: 記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字: 記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

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原子炉下部キャビティ水位 原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて、水位を推定する。</p>  <p>③原子炉格納容器水位 原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて、水位を推定する。(②と同様)</p>	<p>推定方法</p>  <p>図58-8-12 原子炉格納容器水位と注水量の関係</p> <p>②復水貯蔵タンク水位 復水貯蔵タンクを水源としている場合は、復水貯蔵タンク水位の変化量から圧力抑制室水位を推定する。復水貯蔵タンクに戻水や増水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。なお、原子炉格納容器への注水状況と原子炉格納容器内の圧力及び強度にて併せて確認する。</p> <p>推定の詳細</p> <p>①外部水源による注水量 (高圧代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)、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)、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイレインポンプ出口流量、原子炉格納容器代替スプレイレイン流量、原子炉格納容器下部注水流量) 外部水源による注水量を用いた推定方法は、注水量による推定であり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>①残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)、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)、原子炉格納容器代替スプレイレイン流量、代替隔離冷却ポンプ出口流量、原子炉格納容器下部注水流量、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)、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)、原子炉格納容器代替スプレイレイン流量、代替隔離冷却ポンプ出口流量及び原子炉格納容器下部注水流量による推定方法は、注水量による推定であり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>②復水貯蔵タンク水位 復水貯蔵タンク水位による推定方法は、復水貯蔵タンクを水源として使用し、かつ、復水貯蔵タンクを水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用される。 上記の推定方法は、注水流量及び水源の水位変化から算出した水量がすべてサプレッションチャンセルへ移行する場合を想定しており、圧力抑制室水位の計測目的であるサプレッションチャンセルからのベント操作可否判断 (通常運転水位+約2σを把握すること) から考えると保守的な評価となることから用いない。</p> <p>【顕密による影響について】 原子炉格納容器内の水位を監視する目的は、サプレッションチャンセルからのベントを実施する際の圧力抑制室水位の確認及び帯電炉心・コンタクト相互作用を防止するための原子炉格納容器下部への注水量を把握することであり、代替バロメータ (外部水源による注水量) による推定は、注水設備による原子炉格納容器への注水量から注水先の水位の傾斜が既</p> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px; text-align: center;">枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p>	<p>推定方法</p> <p>③燃料取替用水ビット水位、補助給水ビット水位、B-格納容器スプレイレイン冷却器出口積算流量 (AM用) 及び代替格納容器スプレイレインポンプ出口積算流量 ・燃料取替用水ビット水位 燃料取替用水ビットの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を算出し、それを基に、原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて、水位を推定する。</p> <p>推定可能範囲: 各注水流量の計測範囲</p>  <p>第21図 燃料取替用水ビットの水位と水量の相関図</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）

第58条 計装設備（補足説明資料）

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>①格納容器再循環サンプ水位（狭域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域）による推定方法は、格納容器再循環サンプ水位（広域）と計測範囲が重複している範囲内において同等の計測が可能であり、プラント状態に依存することなく適用可能である。 なお、格納容器再循環サンプ水位（広域）と比して計測範囲が限定されるものの、格納容器再循環サンプ水位（狭域）を監視することで原子炉格納容器への注水操作の成否を判断でき、推定することができる。</p> <p>②原子炉下部キャビティ水位 原子炉下部キャビティ水位による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。原子炉下部キャビティ水位が液面を感知するまで水位が上昇しているかどうかにより、原子炉格納容器への注水操作の成否を判断でき、推定することができる。</p> <p>③原子炉格納容器水位 原子炉格納容器水位による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。原子炉格納容器水位が液面を感知するまで水位が上昇しているかどうかにより、原子炉格納容器への注水操作の成否を判断でき、推定することができる。</p> <p>以上より、本推定方法を原子炉格納容器内の水位を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉格納容器の水漏りの状態の確認において妥当なものである。 これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<p>推定の詳細 図で、計器誤差（高圧代替注水ポンプ出口流量の誤差：±1.9m³/h、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量）の誤差：±3.6m³/h、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）の誤差：±3.6m³/h、直流駆動低圧注水ポンプ出口流量の誤差：±1.6m³/h、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の誤差：±2.4m³/h、高圧炉心スプレイレインポンプ出口流量の誤差：±2.4m³/h、原子炉格納容器代替スプレイレイン流量の誤差：±1.6m³/h、原子炉格納容器下部注水流量の誤差：±1.8m³/h）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 （サブレーションチェーン（直線）から3.5m（通常水位）において、外部水漏れによる注水流量の誤差から、1時間運転時の圧力抑制水位に換算した場合の誤差は約±0.04mである。）</p> <p>代替パラメータ（残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量）、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）、原子炉格納容器下部注水流量、原子炉格納容器代替スプレイレイン流量、代替循環冷却ポンプ出口流量）による推定は、注水設備による原子炉格納容器への注水量から注水先の水位の傾向が把握でき、計器誤差（残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量）の誤差：±3.6m³/h、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）の誤差：±3.6m³/h、原子炉格納容器下部注水流量の誤差：±1.8m³/h、原子炉格納容器代替スプレイレイン流量の誤差：±1.6m³/h、代替循環冷却ポンプ出口流量の誤差：±3.3m³/h）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 （原子炉格納容器代替スプレイレイン流量の誤差：約1.6m³/hから、原子炉格納容器下部水位に換算した場合の誤差は約6.7cm/hであり、有効性評価における68m³/h、1時間で水漏りを想定すると誤差：約±0.07m、また、ドライウェル水位に換算した場合の誤差は約0.4cm/hであり、有効性評価における88m³/h、0.9時間で水漏りを想定すると誤差：約±0.004m） 代替パラメータ（復水貯蔵タンク水位）による推定は、水源の水位変化量から、注水先の水位の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（復水貯蔵タンク水位の誤差：±21m³） 以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心保護防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<p>・補助給水ビット水位 補助給水ビットの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を算出し、それに基づき、原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて、水位を推定する。</p> <p>推定可能範囲：各注水流量の計測範囲</p>  <p>第22図 補助給水ビットの水位と水量の相関図</p> <p>・B系格納容器スプレイレイン冷却器出口積算流量（AM用）、代替格納容器スプレイレインポンプ出口積算流量 流量積算量に基づき、原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて、水位を推定する。</p> <p>推定可能範囲：各注水流量の計測範囲</p>	<p>相違理由</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	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>推定方法</p> <p>第23図 原子炉格納容器の水位と水量の相関図</p>	
		<p>推定の評価</p> <ul style="list-style-type: none"> ①格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) ・格納容器再循環サンプ水位 (狭域) <p>格納容器再循環サンプ水位 (狭域) による推定方法は, 格納容器再循環サンプ水位 (広域) と計測範囲が重複している範囲内において同等の計測が可能であり, プラント状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>なお, 格納容器再循環サンプ水位 (広域) と比較して計測範囲が限定されるものの, 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) を監視することで原子炉格納容器への注水操作の成否を判断でき, 推定することができる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器再循環サンプ水位 (広域) <p>格納容器再循環サンプ水位 (広域) による推定方法は, 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) と計測範囲が重複している範囲内において同等の計測が可能であり, プラント状態に依存することなく適用可能である。これにより, 原子炉格納容器への注水操作の成否を判断でき, 推定することができる。</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)

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原子炉下部キャビティ水位及び格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。原子炉下部キャビティ水位が液面を感知するまで水位が上昇しているかどうかにより、原子炉格納容器への注水操作の成否を判断でき、推定することができる。 格納容器水位による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。格納容器水位が液面を感知するまで水位が上昇しているかどうかにより、原子炉格納容器への注水操作の成否を判断でき、推定することができる。</p> <p>③燃料取替用水ビット水位、補助給水ビット水位、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用) 及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 水源の水位変化及び流量積算量による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。また、積算流量による推定方法は、当該流量計を使用するポンプにより注水している場合に適用可能である。</p> <p>[誤差による影響について] 原子炉格納容器内の水位 (1) を監視する目的は、溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器への注水量の確認であり、代替パラメータ (格納容器再循環サンプ水位 (狭域)、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、原子炉下部キャビティ水位、格納容器水位) による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差 (格納容器再循環サンプ水位 (狭域) の誤差: ±1.5%、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の誤差: ±2.0%、原子炉下部キャビティ水位の誤差: -0mm/+90mm、格納容器水位の誤差: -60mm/+0mm) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ (燃料取替用水ビット水位、補助給水ビット水位) による推定は、水源の水位変化量から、注水先の水位の傾向が把握でき、計器誤差 (燃料取替用水ビット水位の誤差: ±1.0%、補助給水ビット水位の誤差: ±1.0%) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ (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) による推定は、注水設備による原子炉格納容器への注水量から注水先の水位の傾向が把握でき、計器誤差 (B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用) の誤差: ±11.3m³/h、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の誤差: ±1.7m³/h) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<p>推定の評価</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）

第58条 計装設備（補足説明資料）

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>(i) 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について</p> <table border="1" data-bbox="73 239 654 877"> <thead> <tr> <th colspan="4">原子炉格納容器内の水位（2）</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>原子炉格納容器水位</td> <td>ON-OFF</td> <td>重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td colspan="3">①格納容器スプレイ積算流量 ②償却代替低圧注水積算流量</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位（2）を監視する目的は、原子炉格納容器内の重要機器及び計器の水没有無の確認である。特に重大事故において、原子炉格納容器へ流出した蒸気の原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置が取られない場合には、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。ここで緩和措置として実施する代替格納容器スプレイ等の注水量が増大すれば、計器等が水没する可能性があるため、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位を監視することが重要である。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">原子炉格納容器内の水位の主要パラメータである原子炉格納容器水位の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器スプレイ積算流量、償却代替低圧注水積算流量及び低圧注水スプレイ積算流量と格納容器内水量と格納容器水位との関係から原子炉格納容器内の水位を推定する。</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉格納容器内の水位（2）				項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	原子炉格納容器水位	ON-OFF	重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。	代替パラメータ	①格納容器スプレイ積算流量 ②償却代替低圧注水積算流量			計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位（2）を監視する目的は、原子炉格納容器内の重要機器及び計器の水没有無の確認である。特に重大事故において、原子炉格納容器へ流出した蒸気の原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置が取られない場合には、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。ここで緩和措置として実施する代替格納容器スプレイ等の注水量が増大すれば、計器等が水没する可能性があるため、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位を監視することが重要である。			推定方法	原子炉格納容器内の水位の主要パラメータである原子炉格納容器水位の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器スプレイ積算流量、償却代替低圧注水積算流量及び低圧注水スプレイ積算流量と格納容器内水量と格納容器水位との関係から原子炉格納容器内の水位を推定する。				<p>(i) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の水位（2））</p> <table border="1" data-bbox="1240 239 1827 1053"> <thead> <tr> <th colspan="4">原子炉格納容器内の水位（2）</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位</td> <td>ON-OFF</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">代替パラメータ</td> <td>①格納容器再循環サンプ水位（広域） （原子炉下部キャビティ水位の代替）</td> <td>0～100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>①燃料取替用水ビット水位 （格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位の代替）</td> <td>0～100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>①補助給水ビット水位 （格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位の代替）</td> <td>0～100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>①B-格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量（AM用） （格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位の代替）</td> <td>0～1,300m³/h （0～10,000m³）</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td></td> <td>①代替格納容器スプレイポンプ 出口積算流量 （格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位の代替）</td> <td>0～200m³/h （0～10,000m³）</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">重大事故等時に、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位（2）を監視する目的は、原子炉格納容器内の重要機器及び計器の水没有無の確認である。また、原子炉下部キャビティ水位を監視する目的は、原子炉下部キャビティへ溶融炉心冷却に必要な水量の有無の確認である。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">原子炉格納容器内の水位（2）の主要パラメータである格納容器水位の計測が不可能となった場合、代替パラメータの燃料取替用水ビット水位、補助給水ビット水位、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量により、原子炉格納容器内の水位を推定する。また、注水量による原子炉格納容器内水位の推定は、炉心注水及び格納容器スプレイでの注水量の合計値と水位の相関関係により推定する。 原子炉格納容器内の水位（2）の主要パラメータである原子炉下部キャビティ水位の計測が不可能となった場合、測定範囲内であれば、格納容器再循環サンプ水位（広域）又は注水側である燃料取替用水ビット水位、補助給水ビット水位、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量により、原子炉格納容器内の水位を推定する。この推定方法では、計測範囲内であれば、連続的な水位監視ができる格納容器再循</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉格納容器内の水位（2）				項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位	ON-OFF	—	代替パラメータ	①格納容器再循環サンプ水位（広域） （原子炉下部キャビティ水位の代替）	0～100%	100%	①燃料取替用水ビット水位 （格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位の代替）	0～100%	100%	①補助給水ビット水位 （格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位の代替）	0～100%	100%	①B-格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量（AM用） （格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位の代替）	0～1,300m ³ /h （0～10,000m ³ ）	—		①代替格納容器スプレイポンプ 出口積算流量 （格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位の代替）	0～200m ³ /h （0～10,000m ³ ）	—	計測目的	重大事故等時に、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位（2）を監視する目的は、原子炉格納容器内の重要機器及び計器の水没有無の確認である。また、原子炉下部キャビティ水位を監視する目的は、原子炉下部キャビティへ溶融炉心冷却に必要な水量の有無の確認である。			推定方法	原子炉格納容器内の水位（2）の主要パラメータである格納容器水位の計測が不可能となった場合、代替パラメータの燃料取替用水ビット水位、補助給水ビット水位、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量により、原子炉格納容器内の水位を推定する。また、注水量による原子炉格納容器内水位の推定は、炉心注水及び格納容器スプレイでの注水量の合計値と水位の相関関係により推定する。 原子炉格納容器内の水位（2）の主要パラメータである原子炉下部キャビティ水位の計測が不可能となった場合、測定範囲内であれば、格納容器再循環サンプ水位（広域）又は注水側である燃料取替用水ビット水位、補助給水ビット水位、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量により、原子炉格納容器内の水位を推定する。この推定方法では、計測範囲内であれば、連続的な水位監視ができる格納容器再循			
原子炉格納容器内の水位（2）																																																																
項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																													
主要パラメータ	原子炉格納容器水位	ON-OFF	重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。																																																													
代替パラメータ	①格納容器スプレイ積算流量 ②償却代替低圧注水積算流量																																																															
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位（2）を監視する目的は、原子炉格納容器内の重要機器及び計器の水没有無の確認である。特に重大事故において、原子炉格納容器へ流出した蒸気の原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置が取られない場合には、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。ここで緩和措置として実施する代替格納容器スプレイ等の注水量が増大すれば、計器等が水没する可能性があるため、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位を監視することが重要である。																																																															
推定方法	原子炉格納容器内の水位の主要パラメータである原子炉格納容器水位の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器スプレイ積算流量、償却代替低圧注水積算流量及び低圧注水スプレイ積算流量と格納容器内水量と格納容器水位との関係から原子炉格納容器内の水位を推定する。																																																															
原子炉格納容器内の水位（2）																																																																
項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																													
主要パラメータ	格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位	ON-OFF	—																																																													
代替パラメータ	①格納容器再循環サンプ水位（広域） （原子炉下部キャビティ水位の代替）	0～100%	100%																																																													
	①燃料取替用水ビット水位 （格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位の代替）	0～100%	100%																																																													
	①補助給水ビット水位 （格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位の代替）	0～100%	100%																																																													
	①B-格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量（AM用） （格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位の代替）	0～1,300m ³ /h （0～10,000m ³ ）	—																																																													
	①代替格納容器スプレイポンプ 出口積算流量 （格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位の代替）	0～200m ³ /h （0～10,000m ³ ）	—																																																													
計測目的	重大事故等時に、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位（2）を監視する目的は、原子炉格納容器内の重要機器及び計器の水没有無の確認である。また、原子炉下部キャビティ水位を監視する目的は、原子炉下部キャビティへ溶融炉心冷却に必要な水量の有無の確認である。																																																															
推定方法	原子炉格納容器内の水位（2）の主要パラメータである格納容器水位の計測が不可能となった場合、代替パラメータの燃料取替用水ビット水位、補助給水ビット水位、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量により、原子炉格納容器内の水位を推定する。また、注水量による原子炉格納容器内水位の推定は、炉心注水及び格納容器スプレイでの注水量の合計値と水位の相関関係により推定する。 原子炉格納容器内の水位（2）の主要パラメータである原子炉下部キャビティ水位の計測が不可能となった場合、測定範囲内であれば、格納容器再循環サンプ水位（広域）又は注水側である燃料取替用水ビット水位、補助給水ビット水位、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量により、原子炉格納容器内の水位を推定する。この推定方法では、計測範囲内であれば、連続的な水位監視ができる格納容器再循																																																															

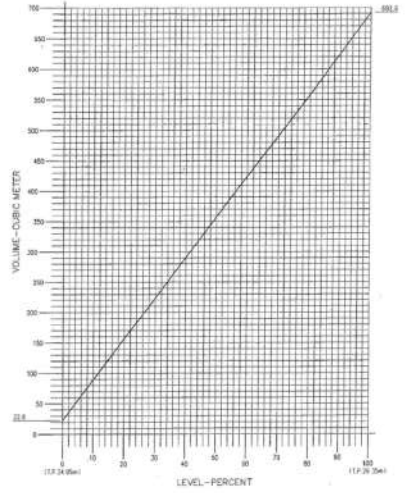
灰色: 女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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>① 格納容器スプレイ積算流量 原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて、水位を推定する。</p> <p style="text-align: center;">C V内注水量、水位、計算位置の関係</p> <p>② 恒置代替用注水積算流量 原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて、水位を推定する。(①と同様)</p>		<p>環サンプ水位 (広域) を優先して使用し推定する。また、注水量による原子炉格納容器内水位の推定は、炉心注水及び格納容器スプレイでの注水量の合計値と水位の相関関係により推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①格納容器再循環サンプ水位 (広域) 原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて、水位を推定する。</p> <p>②燃料取替用水ビット水位、補助給水ビット水位、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用) 及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量・燃料取替用水ビット水位 燃料取替用水ビットの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を算出し、それを基に、原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて、水位を推定する。</p> <p>推定可能範囲: 各注水流量の計測範囲</p> <p>推定方法</p> <p>第24図 燃料取替用水ビットの水位と水量の相関図</p>	

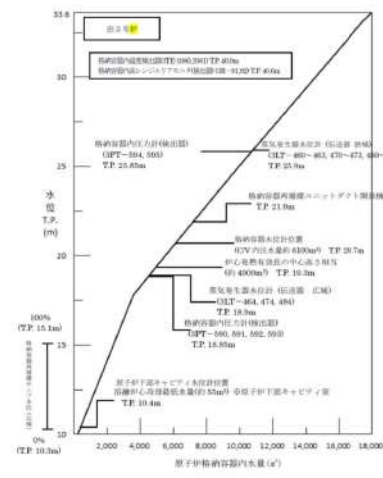
灰色:女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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)

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>推定の評価</p> <p>①格納容器スプレイ積算流量 格納容器スプレイ積算流量による推定方法は、原子炉格納容器内への注水手段としてA格納容器スプレイポンプを使用している場合に適用可能である。本推定方法は、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>②低設代替低圧注水積算流量 低設代替低圧注水積算流量及び格納容器スプレイ積算流量による推定方法は、原子炉格納容器内への注水手段として低設代替低圧注水ポンプを使用している場合に適用可能である。本推定方法は、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>以上より、本推定方法を原子炉圧力容器内の水位を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉格納容器内の重要機器及び計器の水位有無の確認をする上で妥当である。 これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>		<p>推定方法</p> <p>・補助給水ピット水位 補助給水ピットの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を算出し、それを基に、原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて、水位を推定する。</p> <p>推定可能範囲:各注水流量の計測範囲</p>  <p>第25図 補助給水ピットの水位と水量の相関図</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)

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>推定方法</p> <p>・B-1格納容器スプレィ冷却器出口積算流量 (AM用)、代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量 流量積算量に基づき、原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて、水位を推定する。</p> <p>推定可能範囲：各注水流量の計測範囲</p>  <p>第205図 原子炉格納容器の水位と水量の相関図</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)

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格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (広域) による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。 格納容器再循環サンプ水位 (広域) の上昇傾向を監視することで原子炉格納容器への注水操作の成否を判断でき、推定することができる。</p> <p>②燃料取替用水ビット水位、補助給水ビット水位、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用) 及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 水源の水位変化及び流量積算量による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。また、積算流量による推定方法は、当該流量計を使用するポンプにより注水している場合に適用可能である。</p> <p>[誤差による影響について] 原子炉格納容器内の水位 (2) を監視する目的は、原子炉格納容器内の重要機器及び計器の水没有無の確認、原子炉下部キャビティ^②溶融炉心冷却に必要な水量の有無の確認であり、代替パラメータ (格納容器再循環サンプ水位 (広域)) による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差 (格納容器再循環サンプ水位 (広域) の誤差: ±2.0%) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 代替パラメータ (燃料取替用水ビット水位、補助給水ビット水位) による推定は、水源の水位変化量から、注水先の水位の傾向が把握でき、計器誤差 (燃料取替用水ビット水位の誤差: ±1.0%、補助給水ビット水位の誤差: ±1.0%) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 代替パラメータ (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) による推定は、注水設備による原子炉格納容器への注水量から注水先の水位の傾向が把握でき、計器誤差 (B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用) の誤差: ±11.3m³/h、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の誤差: ±1.7m³/h) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</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）

第58条 計装設備（補足説明資料）

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>(j) 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について</p>	<p>(i) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の水素濃度）</p>	<p>(j) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及びヒループを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の水素濃度）</p>																																																																					
<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="3">原子炉格納容器内の水素濃度</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>監視パラメータ</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>可搬型格納容器 水素ガス濃度</td> <td>0~20vol% 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td colspan="2">静的触媒式水素再結合装置温度監視装置 原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="2">重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、格納容器水素濃度が大規模な燃焼が生じる可能性が高い濃度にあるかどうかの確認である。 特に重大事故において、ジルコニウム-水反応等によって発生した水素が激しく燃焼した場合には、原子炉格納容器の破損に至る可能性がある。 ここで、原子炉格納容器の除熱が確立された場合にも、水素気が凝縮されることにより相対的な水素濃度が上昇することで水素が燃焼する可能性がある。 このため、事故時の対応手段を判断する上で格納容器内の水素濃度を監視することが重要である。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="2">原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである可搬型格納容器内水素濃度計測装置の計測が困難になった場合、代替パラメータの静的触媒式水素再結合装置温度監視装置又は原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置により、原子炉格納容器内の水素濃度を推定する。 静的触媒式水素再結合装置温度監視装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置 原子炉格納容器内の水素濃度と静的触媒式水素再結合装置温度監視装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の作動特性（水素処理特性）の関係から、静的触媒式水素再結合装置温度監視装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の作動状況を確認することにより、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるか否かを推定する。</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉格納容器内の水素濃度			項目	監視パラメータ	設計基準	主要パラメータ	可搬型格納容器 水素ガス濃度	0~20vol% 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。	代替パラメータ	静的触媒式水素再結合装置温度監視装置 原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置		計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、格納容器水素濃度が大規模な燃焼が生じる可能性が高い濃度にあるかどうかの確認である。 特に重大事故において、ジルコニウム-水反応等によって発生した水素が激しく燃焼した場合には、原子炉格納容器の破損に至る可能性がある。 ここで、原子炉格納容器の除熱が確立された場合にも、水素気が凝縮されることにより相対的な水素濃度が上昇することで水素が燃焼する可能性がある。 このため、事故時の対応手段を判断する上で格納容器内の水素濃度を監視することが重要である。		推定方法	原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである可搬型格納容器内水素濃度計測装置の計測が困難になった場合、代替パラメータの静的触媒式水素再結合装置温度監視装置又は原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置により、原子炉格納容器内の水素濃度を推定する。 静的触媒式水素再結合装置温度監視装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置 原子炉格納容器内の水素濃度と静的触媒式水素再結合装置温度監視装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の作動特性（水素処理特性）の関係から、静的触媒式水素再結合装置温度監視装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の作動状況を確認することにより、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるか否かを推定する。		<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="3">原子炉格納容器内の水素濃度</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>格納容器内水素濃度(D/W)</td> <td>0~100vol% 格納容器内水素濃度(S/W)</td> <td>0~1.9vol% 0~1.0vol%</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td colspan="3">①格納容器内雰囲気水素濃度（格納容器内水素濃度(D/W)、格納容器内水素濃度(S/W)の代替） 0~30vol% 0~100vol% 0~1.9vol%</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素濃度が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかの確認である。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである格納容器内水素濃度(D/W)の計測が困難になった場合、格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。 原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである格納容器内水素濃度(S/W)の計測が困難になった場合、格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。 原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである格納容器内雰囲気水素濃度の計測が困難になった場合、格納容器内水素濃度(D/W)又は格納容器内水素濃度(S/W)により推定する。 推定方法は、以下のとおりである。</td> </tr> <tr> <td>推定の評価</td> <td colspan="3">①格納容器内水素濃度 格納容器内水素濃度(D/W)の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。 格納容器内水素濃度(S/W)の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。 格納容器内雰囲気水素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内水素濃度(D/W)又は格納容器内水素濃度(S/W)により推定する。 ②格納容器内水素濃度(D/W)、格納容器内水素濃度(S/W)及び格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度(D/W)、格納容器内水素濃度(S/W)又は格納容器内雰囲気水素濃度による推定は、直接に原子炉格納容器内の水素濃度を計測するものであり、それと異なる計測原理で計測することから、推定方法として妥当である。 [誤差による影響について] 原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素濃度が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり、代替パラメータ（格納容器内水素濃度(D/W)、格納容器内水素濃度(S/W)、格納容器内雰囲気水素濃度）による推定は、同一物理量からの推定であり、原子炉格納容器内の水素濃度の傾向を把握でき、計器誤差（格納容器内水素濃度(D/W)の誤差：±2.0vol%、格納容器内水素濃度(S/W)の誤差：±2.0vol%、格納容器内雰囲気水素濃度の誤差：±0.6vol%(0~30vol%)、±2.0vol%(0~100vol%)）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 以上より、これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策を成功させるために必要な状態を推定することができる。</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉格納容器内の水素濃度			項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	格納容器内水素濃度(D/W)	0~100vol% 格納容器内水素濃度(S/W)	0~1.9vol% 0~1.0vol%	代替パラメータ	①格納容器内雰囲気水素濃度（格納容器内水素濃度(D/W)、格納容器内水素濃度(S/W)の代替） 0~30vol% 0~100vol% 0~1.9vol%			計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素濃度が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかの確認である。			推定方法	原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである格納容器内水素濃度(D/W)の計測が困難になった場合、格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。 原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである格納容器内水素濃度(S/W)の計測が困難になった場合、格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。 原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである格納容器内雰囲気水素濃度の計測が困難になった場合、格納容器内水素濃度(D/W)又は格納容器内水素濃度(S/W)により推定する。 推定方法は、以下のとおりである。			推定の評価	①格納容器内水素濃度 格納容器内水素濃度(D/W)の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。 格納容器内水素濃度(S/W)の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。 格納容器内雰囲気水素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内水素濃度(D/W)又は格納容器内水素濃度(S/W)により推定する。 ②格納容器内水素濃度(D/W)、格納容器内水素濃度(S/W)及び格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度(D/W)、格納容器内水素濃度(S/W)又は格納容器内雰囲気水素濃度による推定は、直接に原子炉格納容器内の水素濃度を計測するものであり、それと異なる計測原理で計測することから、推定方法として妥当である。 [誤差による影響について] 原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素濃度が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり、代替パラメータ（格納容器内水素濃度(D/W)、格納容器内水素濃度(S/W)、格納容器内雰囲気水素濃度）による推定は、同一物理量からの推定であり、原子炉格納容器内の水素濃度の傾向を把握でき、計器誤差（格納容器内水素濃度(D/W)の誤差：±2.0vol%、格納容器内水素濃度(S/W)の誤差：±2.0vol%、格納容器内雰囲気水素濃度の誤差：±0.6vol%(0~30vol%)、±2.0vol%(0~100vol%)）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 以上より、これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策を成功させるために必要な状態を推定することができる。			<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="3">原子炉格納容器内の水素濃度</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>格納容器内水素濃度</td> <td>0~20vol%</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td colspan="3">①原子炉格納容器内水素処理装置温度 0~800℃ — ①格納容器水素イグナイタ温度 0~800℃ — ②〔ガス分析計による水素濃度〕 0~100vol%</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な燃焼が生じる可能性の高い濃度にあるかどうかの確認である。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである格納容器内水素濃度の計測が不可能になった場合、代替パラメータの原子炉格納容器内水素処理装置温度、格納容器水素イグナイタ温度又はガス分析計による水素濃度（自主対策設備）により原子炉格納容器内の水素濃度を推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 ①原子炉格納容器内水素処理装置温度及び格納容器水素イグナイタ温度 原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの動作時の温度特性から、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの作動状況を確認することにより、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるか否かを推定する。 ②〔ガス分析計による水素濃度〕 自主対策設備であるガス分析器が使用可能であれば、本分析器は水分を除いた各ガス組成について計測可能であり、直接ドライ水素濃度が確認できるため、ガス分析計による水素濃度（自主対策設備）の結果に基づき水素濃度を監視する。</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉格納容器内の水素濃度			項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	格納容器内水素濃度	0~20vol%	—	代替パラメータ	①原子炉格納容器内水素処理装置温度 0~800℃ — ①格納容器水素イグナイタ温度 0~800℃ — ②〔ガス分析計による水素濃度〕 0~100vol%			計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な燃焼が生じる可能性の高い濃度にあるかどうかの確認である。			推定方法	原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである格納容器内水素濃度の計測が不可能になった場合、代替パラメータの原子炉格納容器内水素処理装置温度、格納容器水素イグナイタ温度又はガス分析計による水素濃度（自主対策設備）により原子炉格納容器内の水素濃度を推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 ①原子炉格納容器内水素処理装置温度及び格納容器水素イグナイタ温度 原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの動作時の温度特性から、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの作動状況を確認することにより、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるか否かを推定する。 ②〔ガス分析計による水素濃度〕 自主対策設備であるガス分析器が使用可能であれば、本分析器は水分を除いた各ガス組成について計測可能であり、直接ドライ水素濃度が確認できるため、ガス分析計による水素濃度（自主対策設備）の結果に基づき水素濃度を監視する。			
原子炉格納容器内の水素濃度																																																																							
項目	監視パラメータ	設計基準																																																																					
主要パラメータ	可搬型格納容器 水素ガス濃度	0~20vol% 重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。																																																																					
代替パラメータ	静的触媒式水素再結合装置温度監視装置 原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置																																																																						
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、格納容器水素濃度が大規模な燃焼が生じる可能性が高い濃度にあるかどうかの確認である。 特に重大事故において、ジルコニウム-水反応等によって発生した水素が激しく燃焼した場合には、原子炉格納容器の破損に至る可能性がある。 ここで、原子炉格納容器の除熱が確立された場合にも、水素気が凝縮されることにより相対的な水素濃度が上昇することで水素が燃焼する可能性がある。 このため、事故時の対応手段を判断する上で格納容器内の水素濃度を監視することが重要である。																																																																						
推定方法	原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである可搬型格納容器内水素濃度計測装置の計測が困難になった場合、代替パラメータの静的触媒式水素再結合装置温度監視装置又は原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置により、原子炉格納容器内の水素濃度を推定する。 静的触媒式水素再結合装置温度監視装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置 原子炉格納容器内の水素濃度と静的触媒式水素再結合装置温度監視装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の作動特性（水素処理特性）の関係から、静的触媒式水素再結合装置温度監視装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の作動状況を確認することにより、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるか否かを推定する。																																																																						
原子炉格納容器内の水素濃度																																																																							
項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																				
主要パラメータ	格納容器内水素濃度(D/W)	0~100vol% 格納容器内水素濃度(S/W)	0~1.9vol% 0~1.0vol%																																																																				
代替パラメータ	①格納容器内雰囲気水素濃度（格納容器内水素濃度(D/W)、格納容器内水素濃度(S/W)の代替） 0~30vol% 0~100vol% 0~1.9vol%																																																																						
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素濃度が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかの確認である。																																																																						
推定方法	原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである格納容器内水素濃度(D/W)の計測が困難になった場合、格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。 原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである格納容器内水素濃度(S/W)の計測が困難になった場合、格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。 原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである格納容器内雰囲気水素濃度の計測が困難になった場合、格納容器内水素濃度(D/W)又は格納容器内水素濃度(S/W)により推定する。 推定方法は、以下のとおりである。																																																																						
推定の評価	①格納容器内水素濃度 格納容器内水素濃度(D/W)の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。 格納容器内水素濃度(S/W)の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内雰囲気水素濃度により推定する。 格納容器内雰囲気水素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内水素濃度(D/W)又は格納容器内水素濃度(S/W)により推定する。 ②格納容器内水素濃度(D/W)、格納容器内水素濃度(S/W)及び格納容器内雰囲気水素濃度 格納容器内水素濃度(D/W)、格納容器内水素濃度(S/W)又は格納容器内雰囲気水素濃度による推定は、直接に原子炉格納容器内の水素濃度を計測するものであり、それと異なる計測原理で計測することから、推定方法として妥当である。 [誤差による影響について] 原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素濃度が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり、代替パラメータ（格納容器内水素濃度(D/W)、格納容器内水素濃度(S/W)、格納容器内雰囲気水素濃度）による推定は、同一物理量からの推定であり、原子炉格納容器内の水素濃度の傾向を把握でき、計器誤差（格納容器内水素濃度(D/W)の誤差：±2.0vol%、格納容器内水素濃度(S/W)の誤差：±2.0vol%、格納容器内雰囲気水素濃度の誤差：±0.6vol%(0~30vol%)、±2.0vol%(0~100vol%)）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 以上より、これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策を成功させるために必要な状態を推定することができる。																																																																						
原子炉格納容器内の水素濃度																																																																							
項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																				
主要パラメータ	格納容器内水素濃度	0~20vol%	—																																																																				
代替パラメータ	①原子炉格納容器内水素処理装置温度 0~800℃ — ①格納容器水素イグナイタ温度 0~800℃ — ②〔ガス分析計による水素濃度〕 0~100vol%																																																																						
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な燃焼が生じる可能性の高い濃度にあるかどうかの確認である。																																																																						
推定方法	原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである格納容器内水素濃度の計測が不可能になった場合、代替パラメータの原子炉格納容器内水素処理装置温度、格納容器水素イグナイタ温度又はガス分析計による水素濃度（自主対策設備）により原子炉格納容器内の水素濃度を推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 ①原子炉格納容器内水素処理装置温度及び格納容器水素イグナイタ温度 原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの動作時の温度特性から、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの作動状況を確認することにより、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるか否かを推定する。 ②〔ガス分析計による水素濃度〕 自主対策設備であるガス分析器が使用可能であれば、本分析器は水分を除いた各ガス組成について計測可能であり、直接ドライ水素濃度が確認できるため、ガス分析計による水素濃度（自主対策設備）の結果に基づき水素濃度を監視する。																																																																						
<p>推定の評価</p> <p>静的触媒式水素再結合装置温度監視装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置 静的触媒式水素再結合装置温度監視装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の作動状況を確認することにより、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるか否かを確認できる。原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置は水素濃度を0% (wet) 以下に抑える機能があり、事象進展に伴い原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の作動が収束した状態では、原子炉格納容器内の水素発生が低減しており、以降は静的触媒式水素再結合装置温度監視装置により水素濃度低減が可能であるため、大規模な水素燃焼が生じない領域であると判断できる。 以上より、水素燃焼を防止する観点において、本推定方法は原子炉格納容器内の水素濃度を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な燃焼が生じる可能性が高い濃度にあるかどうかを確認する上で妥当である。 本代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策を成功させるために必要な状態を推定することができる。</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)

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>①原子炉格納容器内水素処理装置温度及び格納容器水素イグナイト温度 原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイトの作動状況を 確認することにより、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じ ない領域であるか否かを確認できる。格納容器水素イグナイトは水素濃度を8% $\text{vol}(\text{wet})$以下に抑える機能があり、事象進展に伴い格納容器水素イグナイト の作動が収束した状態では、原子炉格納容器内の水素発生が低減しており、以 降は原子炉格納容器内水素処理装置により水素濃度低減が可能であるため、大 規模な水素燃焼が生じない領域であると判断できる。</p> <p>②〔ガス分析計による水素濃度〕 ガス分析計による水素濃度 (自主対策設備) の推定は、直接的に原子炉格納 容器内の水素濃度を計測するものであり、推定方法として妥当である。</p> <p>〔誤差による影響について〕 原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素濃 度が大規模な燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握すること であり、代替パラメータ (原子炉格納容器内水素処理装置温度、格納容器水素 イグナイト温度) による推定は、装置の作動状況により水素濃度の傾向が把握 でき、計器誤差 (原子炉格納容器内水素処理装置温度の誤差: $\pm 12.3^{\circ}\text{C}$、格納 容器水素イグナイト温度の誤差: $\pm 12.3^{\circ}\text{C}$) を考慮した上で対応することによ り重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ (ガス分析計による水素濃度 (自主対策設備)) による推定 は、同一物理量からの推定であり、原子炉格納容器内の水素濃度の傾向が把握 でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施 することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、原子炉格納容器破損防止 対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</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)

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>(k) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネル及び他ループを除く) による推定方法について (アンユラス内の水素濃度)</p> <table border="1" data-bbox="1256 229 1809 416"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">アンユラス内の水素濃度</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">主要パラメータ</td> <td>アンユラス水素濃度 (可搬型)</td> <td>0 ~ 20vol%</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>[アンユラス水素濃度]</td> <td>0 ~ 20vol%</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">代替パラメータ</td> <td>① [アンユラス水素濃度] (アンユラス水素濃度 (可搬型) の代替)</td> <td>0 ~ 20vol%</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①アンユラス水素濃度 (可搬型) ([アンユラス水素濃度] の代替)</td> <td>0 ~ 20vol%</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>計測目的 重大事故等時において、主要パラメータにてアンユラス内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器からの水素漏えいがあるかどうかの確認である。</p> <p>推定方法 アンユラス内の水素濃度の主要パラメータであるアンユラス水素濃度 (可搬型) の監視が不可能となった場合、監視可能であれば、アンユラス水素濃度 (自主対策設備) により推定する。 アンユラス内の水素濃度の主要パラメータであるアンユラス水素濃度 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合、アンユラス水素濃度 (可搬型) により推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 ① [アンユラス水素濃度] 自主対策設備であるアンユラス水素濃度が使用可能であれば、アンユラス水素濃度 (自主対策設備) により推定する。アンユラス部の温度や放射線の環境条件により指示値に影響があるため、参考値として扱う。 ①アンユラス水素濃度 (可搬型) アンユラス水素濃度 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合には、アンユラス水素濃度 (可搬型) により推定する。</p> <p>推定の評価 ① [アンユラス水素濃度] アンユラス水素濃度 (自主対策設備) による推定は、直接的にアンユラス内の水素濃度を計測するものであり、推定方法として妥当である。 ①アンユラス水素濃度 (可搬型) アンユラス水素濃度 (可搬型) による推定は、直接的にアンユラス内の水素濃度を計測するものであり、推定方法として妥当である。</p> <p>推定の評価 [誤差による影響について] アンユラス内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器からの水素漏えいを把握することであり、代替パラメータ (アンユラス水素濃度 (自主対策設備)、アンユラス水素濃度 (可搬型)) による推定は、同一物理量からの推定であり、アンユラス内の水素濃度の傾向を把握でき、計器誤差 (アンユラス水素濃度 (可搬型) の誤差: ±1.15vol%) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	項目	アンユラス内の水素濃度			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	アンユラス水素濃度 (可搬型)	0 ~ 20vol%	—	[アンユラス水素濃度]	0 ~ 20vol%	—	代替パラメータ	① [アンユラス水素濃度] (アンユラス水素濃度 (可搬型) の代替)	0 ~ 20vol%	—	①アンユラス水素濃度 (可搬型) ([アンユラス水素濃度] の代替)	0 ~ 20vol%	—	
項目	アンユラス内の水素濃度																							
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																					
主要パラメータ	アンユラス水素濃度 (可搬型)	0 ~ 20vol%	—																					
	[アンユラス水素濃度]	0 ~ 20vol%	—																					
代替パラメータ	① [アンユラス水素濃度] (アンユラス水素濃度 (可搬型) の代替)	0 ~ 20vol%	—																					
	①アンユラス水素濃度 (可搬型) ([アンユラス水素濃度] の代替)	0 ~ 20vol%	—																					

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

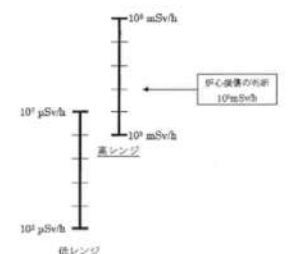
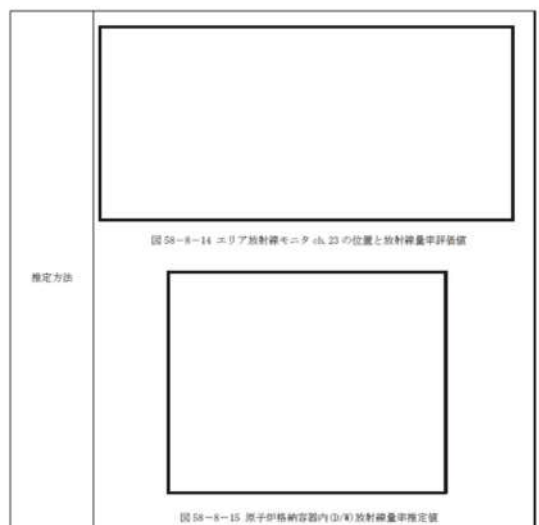
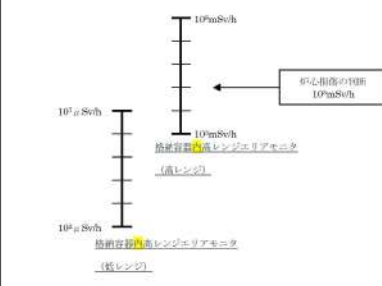
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第58条 計装設備（補足説明資料）

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																																																																					
(k) - 1 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について	(j) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の放射線量率）	(1) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他グループを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の放射線量率（1））																																																																						
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉格納容器内の放射線量率</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>格納容器内高レンジ エリアモニタ (高レンジ)</td> <td>10²~10⁴ mSv/h</td> <td>10²mSv/h 以下 炉心損傷判断の値は 10²mSv/h 以下であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td colspan="3">格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、炉心損傷の判断である。 特に重大事故において、安全注入に期待できない場合、1次系保有水が蒸出することにより1次系保有水量が減少し、炉心が露出すれば1次冷却材は過熱状態となり、炉心が過熱すると炉心損傷に至る。 このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視することが重要である。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 計測範囲の関係は、以下のとおりである。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉格納容器内の放射線量率			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	格納容器内高レンジ エリアモニタ (高レンジ)	10 ² ~10 ⁴ mSv/h	10 ² mSv/h 以下 炉心損傷判断の値は 10 ² mSv/h 以下であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。	代替パラメータ	格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）			計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、炉心損傷の判断である。 特に重大事故において、安全注入に期待できない場合、1次系保有水が蒸出することにより1次系保有水量が減少し、炉心が露出すれば1次冷却材は過熱状態となり、炉心が過熱すると炉心損傷に至る。 このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視することが重要である。			推定方法	原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 計測範囲の関係は、以下のとおりである。			<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">*有効監視パラメータ 原子炉格納容器内の放射線量率</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>格納容器内空気放射線モニタ(S/C)</td> <td>10²Sv/h~10⁵Sv/h</td> <td>10⁵Sv/h未満</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td>① [エリア放射線モニタ] *</td> <td>10²mSv/h~1mSv/h (ch. 9) 10²mSv/h~10⁴mSv/h (ch. 23)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、燃料損傷を推定することである。 原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内空気放射線モニタ(S/C)及び格納容器内空気放射線モニタ(S/C)の計測が困難になった場合、エリア放射線モニタの指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定できる。 推定方法は、以下のとおりである。 ① [エリア放射線モニタ] 原子炉格納容器内の積算が上昇した場合には、エリア放射線モニタの指示値が上昇すると推定されることから、その上昇分より原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 燃料破損等により燃料内の放射性物質が原子炉圧力容器外に放出された場合、放射性物質（主に希ガス）が原子炉格納容器内空間に充満することになる。このとき、原子炉格納容器貫通部の配管内にも放射性物質が充満するものと考えられる。この配管内の放射性物質を保護として、配管近傍は放射線量が上昇することが予想される。 [評価条件] ・原子炉格納容器内への希ガス放出量は燃料内希ガスの100%、50%、2%とし、奥層は希ガスのみを考慮する。 ・燃料から放出された希ガスが原子炉格納容器内に均一に充満すると仮定し、原子炉格納容器貫通部の配管内にも原子炉格納容器内と同濃度で充満するものと仮定し、この配管内希ガスを検知する。 ・原子炉格納容器内積算量は原子炉格納容器空間容積の等価体積半壁内希ガスが充満するとして評価する。 図 58-8-13 及び図 58-8-14 は、エリア放射線モニタ位置におけるガンマ線放射線量率を示す。これらのガンマ線量率における原子炉格納容器内の放射線量率を図 58-8-15 に示す。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">  <p>図 58-8-13 エリア放射線モニタの位置と放射線量率評価図</p> </td> </tr> </tbody> </table>	項目	*有効監視パラメータ 原子炉格納容器内の放射線量率			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	格納容器内空気放射線モニタ(S/C)	10 ² Sv/h~10 ⁵ Sv/h	10 ⁵ Sv/h未満	代替パラメータ	① [エリア放射線モニタ] *	10 ² mSv/h~1mSv/h (ch. 9) 10 ² mSv/h~10 ⁴ mSv/h (ch. 23)	-	計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、燃料損傷を推定することである。 原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内空気放射線モニタ(S/C)及び格納容器内空気放射線モニタ(S/C)の計測が困難になった場合、エリア放射線モニタの指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定できる。 推定方法は、以下のとおりである。 ① [エリア放射線モニタ] 原子炉格納容器内の積算が上昇した場合には、エリア放射線モニタの指示値が上昇すると推定されることから、その上昇分より原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 燃料破損等により燃料内の放射性物質が原子炉圧力容器外に放出された場合、放射性物質（主に希ガス）が原子炉格納容器内空間に充満することになる。このとき、原子炉格納容器貫通部の配管内にも放射性物質が充満するものと考えられる。この配管内の放射性物質を保護として、配管近傍は放射線量が上昇することが予想される。 [評価条件] ・原子炉格納容器内への希ガス放出量は燃料内希ガスの100%、50%、2%とし、奥層は希ガスのみを考慮する。 ・燃料から放出された希ガスが原子炉格納容器内に均一に充満すると仮定し、原子炉格納容器貫通部の配管内にも原子炉格納容器内と同濃度で充満するものと仮定し、この配管内希ガスを検知する。 ・原子炉格納容器内積算量は原子炉格納容器空間容積の等価体積半壁内希ガスが充満するとして評価する。 図 58-8-13 及び図 58-8-14 は、エリア放射線モニタ位置におけるガンマ線放射線量率を示す。これらのガンマ線量率における原子炉格納容器内の放射線量率を図 58-8-15 に示す。			推定方法	 <p>図 58-8-13 エリア放射線モニタの位置と放射線量率評価図</p>			<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉格納容器内の放射線量率（1）</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）</td> <td>10²~10⁴mSv/h</td> <td>10²mSv/h 以下 炉心損傷判断の値は 10²mSv/h であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td>① 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） ② [モニタリングポスト及びモニタリングステーション]</td> <td>10²~10⁴µSv/h 低レンジ：8.7×10⁻⁴~1.0×10⁴µGy/h 高レンジ：1.0×10²~1.0×10⁴µGy/h</td> <td>同上 同上</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率（1）を監視する目的は、炉心損傷の判断である。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">原子炉格納容器内の放射線量率（1）の主要パラメータである格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測が不可能になった場合、格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）並びにモニタリングポスト及びモニタリングステーション（自主対策設備）の指示の上昇を傾向監視し、急上昇（バックグラウンド値より数倍から1桁以上上昇）により、炉心損傷のおそれが生じているか否かを推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 ① 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）、モニタリングポスト及びモニタリングステーション 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）並びにモニタリングポスト及びモニタリングステーション（自主対策設備）により原子炉格納容器内の放射線量（1）を推定する。 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）と格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の計測範囲の関係は、以下のとおりである。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉格納容器内の放射線量率（1）			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）	10 ² ~10 ⁴ mSv/h	10 ² mSv/h 以下 炉心損傷判断の値は 10 ² mSv/h であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。	代替パラメータ	① 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） ② [モニタリングポスト及びモニタリングステーション]	10 ² ~10 ⁴ µSv/h 低レンジ：8.7×10 ⁻⁴ ~1.0×10 ⁴ µGy/h 高レンジ：1.0×10 ² ~1.0×10 ⁴ µGy/h	同上 同上	計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率（1）を監視する目的は、炉心損傷の判断である。			推定方法	原子炉格納容器内の放射線量率（1）の主要パラメータである格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測が不可能になった場合、格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）並びにモニタリングポスト及びモニタリングステーション（自主対策設備）の指示の上昇を傾向監視し、急上昇（バックグラウンド値より数倍から1桁以上上昇）により、炉心損傷のおそれが生じているか否かを推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 ① 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）、モニタリングポスト及びモニタリングステーション 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）並びにモニタリングポスト及びモニタリングステーション（自主対策設備）により原子炉格納容器内の放射線量（1）を推定する。 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）と格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の計測範囲の関係は、以下のとおりである。			
項目		原子炉格納容器内の放射線量率																																																																						
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																					
主要パラメータ	格納容器内高レンジ エリアモニタ (高レンジ)	10 ² ~10 ⁴ mSv/h	10 ² mSv/h 以下 炉心損傷判断の値は 10 ² mSv/h 以下であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。																																																																					
代替パラメータ	格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）																																																																							
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、炉心損傷の判断である。 特に重大事故において、安全注入に期待できない場合、1次系保有水が蒸出することにより1次系保有水量が減少し、炉心が露出すれば1次冷却材は過熱状態となり、炉心が過熱すると炉心損傷に至る。 このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視することが重要である。																																																																							
推定方法	原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 計測範囲の関係は、以下のとおりである。																																																																							
項目	*有効監視パラメータ 原子炉格納容器内の放射線量率																																																																							
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																					
主要パラメータ	格納容器内空気放射線モニタ(S/C)	10 ² Sv/h~10 ⁵ Sv/h	10 ⁵ Sv/h未満																																																																					
代替パラメータ	① [エリア放射線モニタ] *	10 ² mSv/h~1mSv/h (ch. 9) 10 ² mSv/h~10 ⁴ mSv/h (ch. 23)	-																																																																					
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、燃料損傷を推定することである。 原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内空気放射線モニタ(S/C)及び格納容器内空気放射線モニタ(S/C)の計測が困難になった場合、エリア放射線モニタの指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定できる。 推定方法は、以下のとおりである。 ① [エリア放射線モニタ] 原子炉格納容器内の積算が上昇した場合には、エリア放射線モニタの指示値が上昇すると推定されることから、その上昇分より原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 燃料破損等により燃料内の放射性物質が原子炉圧力容器外に放出された場合、放射性物質（主に希ガス）が原子炉格納容器内空間に充満することになる。このとき、原子炉格納容器貫通部の配管内にも放射性物質が充満するものと考えられる。この配管内の放射性物質を保護として、配管近傍は放射線量が上昇することが予想される。 [評価条件] ・原子炉格納容器内への希ガス放出量は燃料内希ガスの100%、50%、2%とし、奥層は希ガスのみを考慮する。 ・燃料から放出された希ガスが原子炉格納容器内に均一に充満すると仮定し、原子炉格納容器貫通部の配管内にも原子炉格納容器内と同濃度で充満するものと仮定し、この配管内希ガスを検知する。 ・原子炉格納容器内積算量は原子炉格納容器空間容積の等価体積半壁内希ガスが充満するとして評価する。 図 58-8-13 及び図 58-8-14 は、エリア放射線モニタ位置におけるガンマ線放射線量率を示す。これらのガンマ線量率における原子炉格納容器内の放射線量率を図 58-8-15 に示す。																																																																							
推定方法	 <p>図 58-8-13 エリア放射線モニタの位置と放射線量率評価図</p>																																																																							
項目	原子炉格納容器内の放射線量率（1）																																																																							
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																					
主要パラメータ	格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）	10 ² ~10 ⁴ mSv/h	10 ² mSv/h 以下 炉心損傷判断の値は 10 ² mSv/h であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。																																																																					
代替パラメータ	① 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） ② [モニタリングポスト及びモニタリングステーション]	10 ² ~10 ⁴ µSv/h 低レンジ：8.7×10 ⁻⁴ ~1.0×10 ⁴ µGy/h 高レンジ：1.0×10 ² ~1.0×10 ⁴ µGy/h	同上 同上																																																																					
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率（1）を監視する目的は、炉心損傷の判断である。																																																																							
推定方法	原子炉格納容器内の放射線量率（1）の主要パラメータである格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測が不可能になった場合、格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）並びにモニタリングポスト及びモニタリングステーション（自主対策設備）の指示の上昇を傾向監視し、急上昇（バックグラウンド値より数倍から1桁以上上昇）により、炉心損傷のおそれが生じているか否かを推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 ① 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）、モニタリングポスト及びモニタリングステーション 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）並びにモニタリングポスト及びモニタリングステーション（自主対策設備）により原子炉格納容器内の放射線量（1）を推定する。 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）と格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の計測範囲の関係は、以下のとおりである。																																																																							
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。																																																																								

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="text-align: center;">  </div> <p>格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ) による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>炉心損傷の判断基準のひとつである 10^3mSv/h は格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ) の上限 10^2pSv/h を上回るため、当該パラメータで直接的に把握することは困難である。</p> <p>しかしながら、炉心損傷のおそれが生じている場合は、原子炉格納容器内の放射線量率は 10^3mSv/h に向けて急激に上昇すると考えられるため、格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ) の指示値が急激な上昇を示し、かつ、計測範囲の上限に到達することを確認することで炉心損傷のおそれが生じていることの有無を判断することができる。</p> <p>以上より、本推定方法を原子炉格納容器内の放射線量率を推定する手段として用いることは目的に照らし合わせて可能であり、炉心損傷の判断に使用することは妥当である。</p> <p>これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策を成功させるために必要な状態を把握できる。</p>	<div style="text-align: center;">  </div> <p>推定の評価</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<div style="text-align: center;">  </div> <p>推定方法</p> <p>推定可能範囲: $10^1 \sim 10^4 \text{pSv/h}$</p> <p>格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ) 並びにモニタリングポスト及びモニタリングステーション (自主対策設備) による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>炉心損傷の判断基準のひとつである 10^3mSv/h は格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ) の上限 10^2pSv/h を上回るため、当該パラメータで直接的に把握することは困難である。</p> <p>しかしながら、炉心損傷のおそれが生じている場合は、原子炉格納容器内の放射線量率は 10^3mSv/h に向けて急激に上昇すると考えられるため、格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ) 並びにモニタリングポスト及びモニタリングステーション (自主対策設備) の指示値が急激な上昇を示し、かつ、計測範囲の上限に到達することを確認することで炉心損傷のおそれが生じていることの有無を判断することができる。</p> <p>[蒸気による影響について]</p> <p>原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、炉心損傷の判断であり、代替パラメータ (格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ)、モニタリングポスト及びモニタリングステーション (自主対策設備)) による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差 (格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ) の誤差: $4.7 \times 10 \sim 1.8 \times 10^2 \text{pSv/h}$) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	
<p>枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</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）

第58条 計装設備（補足説明資料）

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>(k) - 2 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について</p> <table border="1" data-bbox="85 210 629 753"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉格納容器内の放射線量率</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>格納容器内高レンジ エアロモニタ (低レンジ)</td> <td>$10^2 \sim 10^7$ $\mu\text{Sv/h}$</td> <td>10^0mSv/h 以下 炉心損傷判断の値は 10^0mSv/h 以下であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td colspan="3">格納容器内高レンジエアロモニタ (高レンジ)</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、炉心損傷に至っていないことの判断である。 特に重大事故において、安全注入に期待できない場合、1次系保有水が流出することにより1次系保有水量が減少し、炉心が露出すれば1次冷却材は過熱状態となり、積層が選れると炉心損傷に至る。このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で原子炉格納容器内の放射線量率を監視することが重要である。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内高レンジエアロモニタ (低レンジ) の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内高レンジエアロモニタ (高レンジ) にて推定する。 計測範囲の関係は、以下のとおりである。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉格納容器内の放射線量率			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	格納容器内高レンジ エアロモニタ (低レンジ)	$10^2 \sim 10^7$ $\mu\text{Sv/h}$	10^0mSv/h 以下 炉心損傷判断の値は 10^0mSv/h 以下であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。	代替パラメータ	格納容器内高レンジエアロモニタ (高レンジ)			計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、炉心損傷に至っていないことの判断である。 特に重大事故において、安全注入に期待できない場合、1次系保有水が流出することにより1次系保有水量が減少し、炉心が露出すれば1次冷却材は過熱状態となり、積層が選れると炉心損傷に至る。このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で原子炉格納容器内の放射線量率を監視することが重要である。			推定方法	原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内高レンジエアロモニタ (低レンジ) の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内高レンジエアロモニタ (高レンジ) にて推定する。 計測範囲の関係は、以下のとおりである。				<p>(m) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の放射線量率（2））</p> <table border="1" data-bbox="1256 236 1812 1024"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉格納容器内の放射線量率（2）</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">主要パラメータ</td> <td>格納容器内高レンジエアロモニタ (低レンジ)</td> <td>$10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$</td> <td>$10^0 \text{mSv/h}$ 以下 炉心損傷判断の値は 10^0mSv/h であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。</td> </tr> <tr> <td>[格納容器じんあいモニタ]</td> <td>$10 \sim 10^5 \text{cpm}$</td> <td>バックグラウンドレベルを超える</td> </tr> <tr> <td>[格納容器ガスモニタ]</td> <td>$10 \sim 10^5 \text{cpm}$</td> <td>バックグラウンドレベルを超える</td> </tr> <tr> <td>[エアロックエアロモニタ]</td> <td>$1 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$</td> <td>$10^0 \text{mSv/h}$ 以下 炉心損傷判断の値は 10^0mSv/h であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">代替パラメータ</td> <td>[炉内核計装区域エアロモニタ]</td> <td>$1 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>①格納容器内高レンジエアロモニタ (高レンジ) (格納容器内高レンジエアロモニタ (低レンジ) の代替)</td> <td>$10^2 \sim 10^6 \text{mSv/h}$</td> <td>$10^0 \text{mSv/h}$ 以下 炉心損傷判断の値は 10^0mSv/h であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。</td> </tr> <tr> <td>② [エアロックエアロモニタ] (格納容器内高レンジエアロモニタ (低レンジ) の代替)</td> <td>$1 \sim 10^8 \mu\text{Sv/h}$</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>② [炉内核計装区域エアロモニタ] (格納容器内高レンジエアロモニタ (低レンジ) の代替)</td> <td>$1 \sim 10^8 \mu\text{Sv/h}$</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>③格納容器内高レンジエアロモニタ (低レンジ) ([格納容器じんあいモニタ]、 [格納容器ガスモニタ]、[エアロックエアロモニタ] 及び [炉内核計装区域エアロモニタ] の代替)</td> <td>$10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$</td> <td>同上</td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉格納容器内の放射線量率（2）			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	格納容器内高レンジエアロモニタ (低レンジ)	$10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$	10^0mSv/h 以下 炉心損傷判断の値は 10^0mSv/h であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。	[格納容器じんあいモニタ]	$10 \sim 10^5 \text{cpm}$	バックグラウンドレベルを超える	[格納容器ガスモニタ]	$10 \sim 10^5 \text{cpm}$	バックグラウンドレベルを超える	[エアロックエアロモニタ]	$1 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$	10^0mSv/h 以下 炉心損傷判断の値は 10^0mSv/h であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。	代替パラメータ	[炉内核計装区域エアロモニタ]	$1 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$	同上	①格納容器内高レンジエアロモニタ (高レンジ) (格納容器内高レンジエアロモニタ (低レンジ) の代替)	$10^2 \sim 10^6 \text{mSv/h}$	10^0mSv/h 以下 炉心損傷判断の値は 10^0mSv/h であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。	② [エアロックエアロモニタ] (格納容器内高レンジエアロモニタ (低レンジ) の代替)	$1 \sim 10^8 \mu\text{Sv/h}$	同上	② [炉内核計装区域エアロモニタ] (格納容器内高レンジエアロモニタ (低レンジ) の代替)	$1 \sim 10^8 \mu\text{Sv/h}$	同上	③格納容器内高レンジエアロモニタ (低レンジ) ([格納容器じんあいモニタ]、 [格納容器ガスモニタ]、[エアロックエアロモニタ] 及び [炉内核計装区域エアロモニタ] の代替)	$10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$	同上	
項目		原子炉格納容器内の放射線量率																																																												
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																											
主要パラメータ	格納容器内高レンジ エアロモニタ (低レンジ)	$10^2 \sim 10^7$ $\mu\text{Sv/h}$	10^0mSv/h 以下 炉心損傷判断の値は 10^0mSv/h 以下であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。																																																											
代替パラメータ	格納容器内高レンジエアロモニタ (高レンジ)																																																													
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、炉心損傷に至っていないことの判断である。 特に重大事故において、安全注入に期待できない場合、1次系保有水が流出することにより1次系保有水量が減少し、炉心が露出すれば1次冷却材は過熱状態となり、積層が選れると炉心損傷に至る。このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で原子炉格納容器内の放射線量率を監視することが重要である。																																																													
推定方法	原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内高レンジエアロモニタ (低レンジ) の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内高レンジエアロモニタ (高レンジ) にて推定する。 計測範囲の関係は、以下のとおりである。																																																													
項目	原子炉格納容器内の放射線量率（2）																																																													
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																											
主要パラメータ	格納容器内高レンジエアロモニタ (低レンジ)	$10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$	10^0mSv/h 以下 炉心損傷判断の値は 10^0mSv/h であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。																																																											
	[格納容器じんあいモニタ]	$10 \sim 10^5 \text{cpm}$	バックグラウンドレベルを超える																																																											
	[格納容器ガスモニタ]	$10 \sim 10^5 \text{cpm}$	バックグラウンドレベルを超える																																																											
	[エアロックエアロモニタ]	$1 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$	10^0mSv/h 以下 炉心損傷判断の値は 10^0mSv/h であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。																																																											
代替パラメータ	[炉内核計装区域エアロモニタ]	$1 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$	同上																																																											
	①格納容器内高レンジエアロモニタ (高レンジ) (格納容器内高レンジエアロモニタ (低レンジ) の代替)	$10^2 \sim 10^6 \text{mSv/h}$	10^0mSv/h 以下 炉心損傷判断の値は 10^0mSv/h であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。																																																											
	② [エアロックエアロモニタ] (格納容器内高レンジエアロモニタ (低レンジ) の代替)	$1 \sim 10^8 \mu\text{Sv/h}$	同上																																																											
	② [炉内核計装区域エアロモニタ] (格納容器内高レンジエアロモニタ (低レンジ) の代替)	$1 \sim 10^8 \mu\text{Sv/h}$	同上																																																											
③格納容器内高レンジエアロモニタ (低レンジ) ([格納容器じんあいモニタ]、 [格納容器ガスモニタ]、[エアロックエアロモニタ] 及び [炉内核計装区域エアロモニタ] の代替)	$10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$	同上																																																												

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）

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="286 215 539 464" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="114 571 629 810" data-label="Text"> <p>格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測範囲のうち、炉心損傷の判断の値となる 10^2mSv/h 未満に指示値がある場合は、炉心損傷の判断基準のひとつを満足していないことを確認でき、炉心損傷に至っていないことを判断できる。</p> <p>以上より、本推定方法を原子炉格納容器内の放射線量率を推定する手段として用いることは目的に照らし合わせて可能であり、炉心損傷に至っていないことの判断に使用することは妥当である。</p> <p>これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策を成功させるために必要な状態を把握できる。</p> </div>		<div data-bbox="1256 161 1812 312" data-label="Text"> <p>計測目的</p> <p>重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率（2）を監視する目的は、炉心損傷に至っていないことの判断である。特に重大事故等時において、安全注入に期待できない場合、1次冷却系保有水が流出することにより1次冷却系保有水量が減少し、炉心が露出すれば1次冷却材は過熱状態となり、処理が遅れると炉心損傷に至る。このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で原子炉格納容器内の放射線量率を監視することが重要である。</p> </div> <div data-bbox="1256 320 1812 791" data-label="Text"> <p>推定方法</p> <p>推定方法は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） ② [エアロックエリアモニタ] ③ [炉内核計装区域エリアモニタ] ④ 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） <p>原子炉格納容器内の放射線量率（2）の主要パラメータである格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の計測が「不可能」な場合、代替パラメータの格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する（自主対策設備である格納容器じんあいモニタ、格納容器ガスモニタ、エアロックエリアモニタ及び炉内核計装区域エリアモニタの計測が「不可能」な場合、主要パラメータの格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）を代替パラメータとして用いて原子炉格納容器内の放射線量率を計測する）。</p> <p>また、エアロックエリアモニタ（自主対策設備）及び炉内核計装区域エリアモニタ（自主対策設備）の指示の上昇傾向を監視し、炉心損傷のおそれが生じていない放射線量率であることを推定する。なお、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の測定範囲より低く、エアロックエリアモニタ及び炉内核計装区域エリアモニタの測定範囲より高い場合は、その間の放射線量率と推定する。</p> <p>格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）、格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）、エアロックエリアモニタ及び炉内核計装区域エリアモニタの計測範囲の関係は、以下のとおりである。</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)

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="1256 153 1816 608"> <p>推定方法</p> <p>推定可能範囲: 格納容器内高レンジエアロモニタ (高レンジ) : $10^2 \sim 10^4$ mSv/h 格納容器内高レンジエアロモニタ (低レンジ) : $10^2 \sim 10^3$ μSv/h [エアロックエアロモニタ] 及び [炉内核計装区域エアロモニタ] : $1 \sim 10^3$ μSv/h</p> </div> <div data-bbox="1256 608 1816 1027"> <p>推定の評価</p> <p>格納容器内高レンジエアロモニタ (高レンジ) による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。 格納容器内高レンジエアロモニタ (高レンジ) の計測範囲のうち、炉心損傷の判断の値となる 10^2 mSv/h 未満に指示値がある場合は、炉心損傷の判断基準のひとつを満足していないことを確認でき、炉心損傷に至っていないことを判断できる。 また、エアロックエアロモニタ (自主対策設備) 及び炉内核計装区域エアロモニタ (自主対策設備) の計測範囲のうち、炉心損傷の判断の値となる 10^2 mSv/h 未満に指示値がある場合は、炉心損傷の判断基準のひとつを満足していないことを確認でき、炉心損傷に至っていないことを判断できる。なお、格納容器内高レンジエアロモニタ (高レンジ) の測定範囲より低く、エアロックエアロモニタ (自主対策設備) 及び炉内核計装区域エアロモニタ (自主対策設備) の測定範囲より高い場合は、その間の放射線量率と推定する。</p> <p>[誤差による影響について] 原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、炉心損傷に至っていないことの判断であり、代替パラメータ (格納容器内高レンジエアロモニタ (高レンジ)、格納容器内高レンジエアロモニタ (低レンジ)、エアロックエアロモニタ (自主対策設備)、炉内核計装区域エアロモニタ (自主対策設備)) による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差 (格納容器内高レンジエ</p> </div> <div data-bbox="1256 1027 1816 1209"> <p>推定の評価</p> <p>アモニタ (高レンジ) の誤差: $4.7 \times 10^2 \sim 1.8 \times 10^4$ mSv/h, 格納容器内高レンジエアロモニタ (低レンジ) の誤差: $4.7 \times 10^2 \sim 1.8 \times 10^3$ μSv/h) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</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)

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>(k) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (未臨界の維持又は監視)</p> <table border="1" data-bbox="672 231 1220 1021"> <thead> <tr> <th colspan="4" style="text-align: right;">*有源監視パラメータ</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>監視パラメータ</th> <th>未臨界の維持又は監視 計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">主要 パラメータ</td> <td>起動領域モニタ</td> <td>中性子源領域 $10^3 \text{ cps} \sim 10^6 \text{ cps}$ ($1 \times 10^3 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1} \sim 1 \times 10^6 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$) 中間領域 0~40%、又は0~125% ($1 \times 10^3 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1} \sim 2 \times 10^5 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)</td> <td>定格出力の約8倍</td> </tr> <tr> <td>平均出力領域モニタ [制御棒位置指示系]*</td> <td>0~125% ($1.2 \times 10^3 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1} \sim 2.8 \times 10^5 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)</td> <td>定格出力の約8倍</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">代替 パラメータ</td> <td>①平均出力領域モニタ (起動領域モニタ、[制御棒位置指示系]*の代替)</td> <td>0~125% ($1.2 \times 10^3 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1} \sim 2.8 \times 10^5 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)</td> <td>定格出力の約8倍</td> </tr> <tr> <td>②起動領域モニタ (平均出力領域モニタ、[制御棒位置指示系]*の代替)</td> <td>中性子源領域 $10^3 \text{ cps} \sim 10^6 \text{ cps}$ ($1 \times 10^3 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1} \sim 1 \times 10^6 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$) 中間領域 0~40%、又は0~125% ($1 \times 10^3 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1} \sim 2 \times 10^5 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)</td> <td>定格出力の約8倍</td> </tr> <tr> <td>③[制御棒位置指示系]* (起動領域モニタ、平均出力領域モニタの代替)</td> <td>全挿入~全引抜</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">重大事故等時において、主要パラメータにて未臨界を監視する目的は、制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを確認するためである。 未臨界を監視する主要パラメータである起動領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの平均出力領域モニタ(平均出力領域モニタを推定する場合は起動領域モニタにて推定)により推定する。 制御棒位置指示系による制御棒の位置指示により、未臨界を推定できる。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">推定方法は、以下のとおりである。 ①起動領域モニタ、平均出力領域モニタ 起動領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの平均出力領域モニタにより推定する。 平均出力領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの起動領域モニタにより推定する。 ②[制御棒位置指示系] 制御棒が全挿入位置であれば原子炉は停止状態にあるため、制御棒の位置指示により、未臨界を推定できる。</td> </tr> <tr> <td>推定の評価</td> <td colspan="3">①起動領域モニタ、平均出力領域モニタ 起動領域モニタ又は平均出力領域モニタによる推定は直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。 ②[制御棒位置指示系] 制御棒は、原子炉の純置状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</td> </tr> </tbody> </table>	*有源監視パラメータ				項目	監視パラメータ	未臨界の維持又は監視 計測範囲	設計基準	主要 パラメータ	起動領域モニタ	中性子源領域 $10^3 \text{ cps} \sim 10^6 \text{ cps}$ ($1 \times 10^3 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1} \sim 1 \times 10^6 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$) 中間領域 0~40%、又は0~125% ($1 \times 10^3 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1} \sim 2 \times 10^5 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)	定格出力の約8倍	平均出力領域モニタ [制御棒位置指示系]*	0~125% ($1.2 \times 10^3 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1} \sim 2.8 \times 10^5 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)	定格出力の約8倍	代替 パラメータ	①平均出力領域モニタ (起動領域モニタ、[制御棒位置指示系]*の代替)	0~125% ($1.2 \times 10^3 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1} \sim 2.8 \times 10^5 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)	定格出力の約8倍	②起動領域モニタ (平均出力領域モニタ、[制御棒位置指示系]*の代替)	中性子源領域 $10^3 \text{ cps} \sim 10^6 \text{ cps}$ ($1 \times 10^3 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1} \sim 1 \times 10^6 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$) 中間領域 0~40%、又は0~125% ($1 \times 10^3 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1} \sim 2 \times 10^5 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)	定格出力の約8倍	③[制御棒位置指示系]* (起動領域モニタ、平均出力領域モニタの代替)	全挿入~全引抜	—	計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて未臨界を監視する目的は、制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを確認するためである。 未臨界を監視する主要パラメータである起動領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの平均出力領域モニタ(平均出力領域モニタを推定する場合は起動領域モニタにて推定)により推定する。 制御棒位置指示系による制御棒の位置指示により、未臨界を推定できる。			推定方法	推定方法は、以下のとおりである。 ①起動領域モニタ、平均出力領域モニタ 起動領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの平均出力領域モニタにより推定する。 平均出力領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの起動領域モニタにより推定する。 ②[制御棒位置指示系] 制御棒が全挿入位置であれば原子炉は停止状態にあるため、制御棒の位置指示により、未臨界を推定できる。			推定の評価	①起動領域モニタ、平均出力領域モニタ 起動領域モニタ又は平均出力領域モニタによる推定は直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。 ②[制御棒位置指示系] 制御棒は、原子炉の純置状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。			<p>(n) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネル及び他ループを除く) による推定方法について (未臨界の維持又は監視)</p> <table border="1" data-bbox="1254 231 1814 1053"> <thead> <tr> <th colspan="4" style="text-align: right;">未臨界の維持又は監視</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">主要 パラメータ</td> <td>出力領域中性子束</td> <td>0~120% ($3.3 \times 10^7 \sim 1.2 \times 10^8 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)</td> <td>最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)</td> </tr> <tr> <td>中間領域中性子束</td> <td>$10^{11} \sim 5 \times 10^{10} \text{ A}$ ($1.3 \times 10^7 \sim 6.6 \times 10^8 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)</td> <td>最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)</td> </tr> <tr> <td>中性子源領域中性子束</td> <td>$1 \sim 10^6 \text{ cps}$ ($10^3 \sim 10^6 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)</td> <td>最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)</td> </tr> <tr> <td>[中間領域起動率] [中性子源領域起動率]</td> <td>-0.5~5.0DPM -0.5~5.0DPM</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">代替 パラメータ</td> <td>①出力領域中性子束 (中間領域中性子束の代替)</td> <td>0~120% ($3.3 \times 10^7 \sim 1.2 \times 10^8 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)</td> <td>最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)</td> </tr> <tr> <td>①中間領域中性子束 (出力領域中性子束、中性子源領域中性子束、[中間領域起動率]及び[中性子源領域起動率]の代替)</td> <td>$10^{11} \sim 5 \times 10^{10} \text{ A}$ ($1.3 \times 10^7 \sim 6.6 \times 10^8 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)</td> <td>最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)</td> </tr> <tr> <td>①中性子源領域中性子束 (中間領域中性子束、[中間領域起動率]及び[中性子源領域起動率]の代替)</td> <td>$1 \sim 10^6 \text{ cps}$ ($10^3 \sim 10^6 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)</td> <td>最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)</td> </tr> <tr> <td>②1次冷却材温度(広域~高温側) (出力領域中性子束の代替)</td> <td>0~400℃</td> <td>最大値:約340℃</td> </tr> <tr> <td>②1次冷却材温度(広域~低温側) (出力領域中性子束の代替)</td> <td>0~400℃</td> <td>最大値:約339℃</td> </tr> <tr> <td>②ほう酸タンク水位 (出力領域中性子束、中間領域中性子束及び中性子源領域中性子束の代替)</td> <td>0~100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>②[中性子源領域起動率] ([中間領域起動率]の代替)</td> <td>-0.5~5.0DPM</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>②[中間領域起動率] ([中性子源領域起動率]の代替)</td> <td>-0.5~5.0DPM</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	未臨界の維持又は監視				項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要 パラメータ	出力領域中性子束	0~120% ($3.3 \times 10^7 \sim 1.2 \times 10^8 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)	最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)	中間領域中性子束	$10^{11} \sim 5 \times 10^{10} \text{ A}$ ($1.3 \times 10^7 \sim 6.6 \times 10^8 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)	最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)	中性子源領域中性子束	$1 \sim 10^6 \text{ cps}$ ($10^3 \sim 10^6 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)	最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)	[中間領域起動率] [中性子源領域起動率]	-0.5~5.0DPM -0.5~5.0DPM	—	代替 パラメータ	①出力領域中性子束 (中間領域中性子束の代替)	0~120% ($3.3 \times 10^7 \sim 1.2 \times 10^8 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)	最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)	①中間領域中性子束 (出力領域中性子束、中性子源領域中性子束、[中間領域起動率]及び[中性子源領域起動率]の代替)	$10^{11} \sim 5 \times 10^{10} \text{ A}$ ($1.3 \times 10^7 \sim 6.6 \times 10^8 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)	最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)	①中性子源領域中性子束 (中間領域中性子束、[中間領域起動率]及び[中性子源領域起動率]の代替)	$1 \sim 10^6 \text{ cps}$ ($10^3 \sim 10^6 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)	最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)	②1次冷却材温度(広域~高温側) (出力領域中性子束の代替)	0~400℃	最大値:約340℃	②1次冷却材温度(広域~低温側) (出力領域中性子束の代替)	0~400℃	最大値:約339℃	②ほう酸タンク水位 (出力領域中性子束、中間領域中性子束及び中性子源領域中性子束の代替)	0~100%	100%	②[中性子源領域起動率] ([中間領域起動率]の代替)	-0.5~5.0DPM	—	②[中間領域起動率] ([中性子源領域起動率]の代替)	-0.5~5.0DPM	—	
*有源監視パラメータ																																																																																						
項目	監視パラメータ	未臨界の維持又は監視 計測範囲	設計基準																																																																																			
主要 パラメータ	起動領域モニタ	中性子源領域 $10^3 \text{ cps} \sim 10^6 \text{ cps}$ ($1 \times 10^3 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1} \sim 1 \times 10^6 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$) 中間領域 0~40%、又は0~125% ($1 \times 10^3 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1} \sim 2 \times 10^5 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)	定格出力の約8倍																																																																																			
	平均出力領域モニタ [制御棒位置指示系]*	0~125% ($1.2 \times 10^3 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1} \sim 2.8 \times 10^5 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)	定格出力の約8倍																																																																																			
代替 パラメータ	①平均出力領域モニタ (起動領域モニタ、[制御棒位置指示系]*の代替)	0~125% ($1.2 \times 10^3 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1} \sim 2.8 \times 10^5 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)	定格出力の約8倍																																																																																			
	②起動領域モニタ (平均出力領域モニタ、[制御棒位置指示系]*の代替)	中性子源領域 $10^3 \text{ cps} \sim 10^6 \text{ cps}$ ($1 \times 10^3 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1} \sim 1 \times 10^6 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$) 中間領域 0~40%、又は0~125% ($1 \times 10^3 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1} \sim 2 \times 10^5 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)	定格出力の約8倍																																																																																			
	③[制御棒位置指示系]* (起動領域モニタ、平均出力領域モニタの代替)	全挿入~全引抜	—																																																																																			
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて未臨界を監視する目的は、制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを確認するためである。 未臨界を監視する主要パラメータである起動領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの平均出力領域モニタ(平均出力領域モニタを推定する場合は起動領域モニタにて推定)により推定する。 制御棒位置指示系による制御棒の位置指示により、未臨界を推定できる。																																																																																					
推定方法	推定方法は、以下のとおりである。 ①起動領域モニタ、平均出力領域モニタ 起動領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの平均出力領域モニタにより推定する。 平均出力領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの起動領域モニタにより推定する。 ②[制御棒位置指示系] 制御棒が全挿入位置であれば原子炉は停止状態にあるため、制御棒の位置指示により、未臨界を推定できる。																																																																																					
推定の評価	①起動領域モニタ、平均出力領域モニタ 起動領域モニタ又は平均出力領域モニタによる推定は直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。 ②[制御棒位置指示系] 制御棒は、原子炉の純置状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。																																																																																					
未臨界の維持又は監視																																																																																						
項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																			
主要 パラメータ	出力領域中性子束	0~120% ($3.3 \times 10^7 \sim 1.2 \times 10^8 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)	最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)																																																																																			
	中間領域中性子束	$10^{11} \sim 5 \times 10^{10} \text{ A}$ ($1.3 \times 10^7 \sim 6.6 \times 10^8 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)	最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)																																																																																			
	中性子源領域中性子束	$1 \sim 10^6 \text{ cps}$ ($10^3 \sim 10^6 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)	最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)																																																																																			
	[中間領域起動率] [中性子源領域起動率]	-0.5~5.0DPM -0.5~5.0DPM	—																																																																																			
代替 パラメータ	①出力領域中性子束 (中間領域中性子束の代替)	0~120% ($3.3 \times 10^7 \sim 1.2 \times 10^8 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)	最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)																																																																																			
	①中間領域中性子束 (出力領域中性子束、中性子源領域中性子束、[中間領域起動率]及び[中性子源領域起動率]の代替)	$10^{11} \sim 5 \times 10^{10} \text{ A}$ ($1.3 \times 10^7 \sim 6.6 \times 10^8 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)	最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)																																																																																			
	①中性子源領域中性子束 (中間領域中性子束、[中間領域起動率]及び[中性子源領域起動率]の代替)	$1 \sim 10^6 \text{ cps}$ ($10^3 \sim 10^6 \text{ cm}^2 \cdot \text{s}^{-1}$)	最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)																																																																																			
	②1次冷却材温度(広域~高温側) (出力領域中性子束の代替)	0~400℃	最大値:約340℃																																																																																			
	②1次冷却材温度(広域~低温側) (出力領域中性子束の代替)	0~400℃	最大値:約339℃																																																																																			
	②ほう酸タンク水位 (出力領域中性子束、中間領域中性子束及び中性子源領域中性子束の代替)	0~100%	100%																																																																																			
②[中性子源領域起動率] ([中間領域起動率]の代替)	-0.5~5.0DPM	—																																																																																				
②[中間領域起動率] ([中性子源領域起動率]の代替)	-0.5~5.0DPM	—																																																																																				

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>【顕微による影響について】</p> <p>未臨界を監視する目的は、制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを把握することであり、代替パラメータ (起動領域モニタ、平均出力領域モニタ) による推定は、同一物理量からの推定であり、原子炉が停止していることを把握でき、計器誤差 (起動領域モニタの誤差: 中性子源領域±0.14 デカド (7.25×10⁻⁷~1.28×10⁻⁶cps)、中間領域±1.4% (奇数レンジ)±4.4% (偶数レンジ)、平均出力領域モニタの誤差: ±2.0%) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ (制御棒位置相中高) による推定は、制御棒の位置からの推定であり、原子炉が停止していることを把握でき、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1256 145 1335 240">計測目的</td> <td data-bbox="1335 145 1816 240"> <p>重大事故等時において、主要パラメータにて未臨界を監視する目的は、制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを確認するためである。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1256 240 1335 1002">推定方法</td> <td data-bbox="1335 240 1816 1002"> <p>(1) 出力領域中性子束</p> <p>未臨界を監視する主要パラメータである出力領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの中間領域中性子束、1次冷却材温度 (広域—高温側) 及び1次冷却材温度 (広域—低温側) 又はほう酸タンク水位により推定する。</p> <p>推定方法は以下のとおりである。</p> <p>①中間領域中性子束</p> <p>出力領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの中間領域中性子束により推定する。</p> <p>②1次冷却材温度 (広域—高温側) : 1次冷却材温度 (広域—低温側)</p> <p>出力領域中性子束の計測が不可能となった場合、1次冷却材温度 (広域—高温側) と1次冷却材温度 (広域—低温側) の差により推定する。推定は出力領域中性子束の計測範囲を包絡する中間領域中性子束を優先する。また、1次冷却材ポンプが運転中である場合、出力領域中性子束の計測範囲であれば、原子炉出力及び1次冷却材温度 (広域—高温側) と1次冷却材温度 (広域—低温側) の温度差の相関関係から推定する。</p> <p>③ほう酸タンク水位</p> <p>出力領域中性子束の計測が不可能となった場合、ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することで未臨界状態の維持を推定する。</p> <p>(2) 中間領域中性子束</p> <p>未臨界を監視する主要パラメータである中間領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの出力領域中性子束若しくは中性子源領域中性子束又はほう酸タンク水位により推定する。</p> <p>推定方法は以下のとおりである。</p> <p>①出力領域中性子束、中性子源領域中性子束</p> <p>中間領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの出力領域中性子束の測定範囲であれば、出力領域中性子束による推定を行い、代替パラメータの中性子源領域中性子束の測定範囲であれば、中性子源領域中性子束により推定する。</p> </td> </tr> </table>	計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて未臨界を監視する目的は、制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを確認するためである。</p>	推定方法	<p>(1) 出力領域中性子束</p> <p>未臨界を監視する主要パラメータである出力領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの中間領域中性子束、1次冷却材温度 (広域—高温側) 及び1次冷却材温度 (広域—低温側) 又はほう酸タンク水位により推定する。</p> <p>推定方法は以下のとおりである。</p> <p>①中間領域中性子束</p> <p>出力領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの中間領域中性子束により推定する。</p> <p>②1次冷却材温度 (広域—高温側) : 1次冷却材温度 (広域—低温側)</p> <p>出力領域中性子束の計測が不可能となった場合、1次冷却材温度 (広域—高温側) と1次冷却材温度 (広域—低温側) の差により推定する。推定は出力領域中性子束の計測範囲を包絡する中間領域中性子束を優先する。また、1次冷却材ポンプが運転中である場合、出力領域中性子束の計測範囲であれば、原子炉出力及び1次冷却材温度 (広域—高温側) と1次冷却材温度 (広域—低温側) の温度差の相関関係から推定する。</p> <p>③ほう酸タンク水位</p> <p>出力領域中性子束の計測が不可能となった場合、ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することで未臨界状態の維持を推定する。</p> <p>(2) 中間領域中性子束</p> <p>未臨界を監視する主要パラメータである中間領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの出力領域中性子束若しくは中性子源領域中性子束又はほう酸タンク水位により推定する。</p> <p>推定方法は以下のとおりである。</p> <p>①出力領域中性子束、中性子源領域中性子束</p> <p>中間領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの出力領域中性子束の測定範囲であれば、出力領域中性子束による推定を行い、代替パラメータの中性子源領域中性子束の測定範囲であれば、中性子源領域中性子束により推定する。</p>	
計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて未臨界を監視する目的は、制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを確認するためである。</p>						
推定方法	<p>(1) 出力領域中性子束</p> <p>未臨界を監視する主要パラメータである出力領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの中間領域中性子束、1次冷却材温度 (広域—高温側) 及び1次冷却材温度 (広域—低温側) 又はほう酸タンク水位により推定する。</p> <p>推定方法は以下のとおりである。</p> <p>①中間領域中性子束</p> <p>出力領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの中間領域中性子束により推定する。</p> <p>②1次冷却材温度 (広域—高温側) : 1次冷却材温度 (広域—低温側)</p> <p>出力領域中性子束の計測が不可能となった場合、1次冷却材温度 (広域—高温側) と1次冷却材温度 (広域—低温側) の差により推定する。推定は出力領域中性子束の計測範囲を包絡する中間領域中性子束を優先する。また、1次冷却材ポンプが運転中である場合、出力領域中性子束の計測範囲であれば、原子炉出力及び1次冷却材温度 (広域—高温側) と1次冷却材温度 (広域—低温側) の温度差の相関関係から推定する。</p> <p>③ほう酸タンク水位</p> <p>出力領域中性子束の計測が不可能となった場合、ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することで未臨界状態の維持を推定する。</p> <p>(2) 中間領域中性子束</p> <p>未臨界を監視する主要パラメータである中間領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの出力領域中性子束若しくは中性子源領域中性子束又はほう酸タンク水位により推定する。</p> <p>推定方法は以下のとおりである。</p> <p>①出力領域中性子束、中性子源領域中性子束</p> <p>中間領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの出力領域中性子束の測定範囲であれば、出力領域中性子束による推定を行い、代替パラメータの中性子源領域中性子束の測定範囲であれば、中性子源領域中性子束により推定する。</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)

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>②ほう酸タンク水位 中間領域中性子束の計測が不可能となった場合、ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することで未臨界状態の維持を推定する。</p> <p>(3) 中性子源領域中性子束 未臨界を監視する主要パラメータである中性子源領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの中間領域中性子束又はほう酸タンク水位により推定する。</p> <p>推定方法は以下のとおりである。</p> <p>①中間領域中性子束 中性子源領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの中間領域中性子束の測定範囲であれば、中間領域中性子束による推定を行う。なお、中間領域中性子束の測定範囲下限以下の場合には、測定範囲下限より低い範囲であると推定する。</p> <p>②ほう酸タンク水位 中性子源領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータのほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することで未臨界状態の維持を推定する。</p> <p>(4) [中間領域起動率] 未臨界を監視する主要パラメータである中間領域起動率 (自主対策設備) の計測が不可能となった場合、代替パラメータの中間領域中性子束、中性子源領域中性子束又は中性子源領域起動率 (自主対策設備) により推定する。</p> <p>推定方法は以下のとおりである。</p> <p>①中間領域中性子束 中間領域起動率 (自主対策設備) の計測が不可能となった場合、代替パラメータの中間領域中性子束により推定する。</p> <p>①中性子源領域中性子束、② [中性子源領域起動率] 中性子源領域中性子束の測定範囲の場合、代替パラメータの中性子源領域中性子束及び中性子源領域起動率 (自主対策設備) により推定する。</p> <p>(5) [中性子源領域起動率] 未臨界を監視する主要パラメータである中性子源領域起動率 [自主対策設備] の計測が不可能となった場合、代替パラメータの中性子源領域中性子束、中間領域中性子束又は中間領域起動率 [自主対策設備] により推定する。</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)

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"> <tr> <td data-bbox="1256 188 1339 403">推定方法</td> <td data-bbox="1339 188 1814 403"> 推定方法は以下のとおりである。 ①中性子源領域中性子束 中性子源領域起動率 (自主対策設備) の計測が不可可能になった場合、代替パラメータの中性子源領域中性子束により推定する。 ①中間領域中性子束、②〔中間領域起動率〕 中間領域中性子束の測定範囲の場合、代替パラメータの中間領域中性子束及び中間領域起動率 (自主対策設備) により推定する。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1256 403 1339 1050">推定の評価</td> <td data-bbox="1339 403 1814 1050"> (1)出力領域中性子束 ①中間領域中性子束 中間領域中性子束による推定は直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。 ②1次冷却材温度 (広域-高温側)、1次冷却材温度 (広域-低温側) 1次冷却材温度 (広域-高温側) と1次冷却材温度 (広域-低温側) の差による推定は、原子炉出力及び1次冷却材温度 (広域-高温側) と1次冷却材温度 (広域-低温側) の温度差の相関関係から原子炉出力を推定するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。 ③ほう酸タンク水位 ほう酸タンクは、原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを、ほう酸タンク水位の低下量に基づき原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量が炉心に注入されたことから確認することができる。これにより、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。 (2)中間領域中性子束 ①出力領域中性子束、中性子源領域中性子束 出力領域中性子束又は中性子源領域中性子束による推定は、直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。 ③ほう酸タンク水位 ほう酸タンクは、原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを、ほう酸タンク水位の低下量に基づき原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量が炉心に注入されたことから確認することができる。これにより、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。 </td> </tr> </table>	推定方法	推定方法は以下のとおりである。 ①中性子源領域中性子束 中性子源領域起動率 (自主対策設備) の計測が不可可能になった場合、代替パラメータの中性子源領域中性子束により推定する。 ①中間領域中性子束、②〔中間領域起動率〕 中間領域中性子束の測定範囲の場合、代替パラメータの中間領域中性子束及び中間領域起動率 (自主対策設備) により推定する。	推定の評価	(1)出力領域中性子束 ①中間領域中性子束 中間領域中性子束による推定は直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。 ②1次冷却材温度 (広域-高温側)、1次冷却材温度 (広域-低温側) 1次冷却材温度 (広域-高温側) と1次冷却材温度 (広域-低温側) の差による推定は、原子炉出力及び1次冷却材温度 (広域-高温側) と1次冷却材温度 (広域-低温側) の温度差の相関関係から原子炉出力を推定するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。 ③ほう酸タンク水位 ほう酸タンクは、原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを、ほう酸タンク水位の低下量に基づき原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量が炉心に注入されたことから確認することができる。これにより、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。 (2)中間領域中性子束 ①出力領域中性子束、中性子源領域中性子束 出力領域中性子束又は中性子源領域中性子束による推定は、直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。 ③ほう酸タンク水位 ほう酸タンクは、原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを、ほう酸タンク水位の低下量に基づき原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量が炉心に注入されたことから確認することができる。これにより、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。	
推定方法	推定方法は以下のとおりである。 ①中性子源領域中性子束 中性子源領域起動率 (自主対策設備) の計測が不可可能になった場合、代替パラメータの中性子源領域中性子束により推定する。 ①中間領域中性子束、②〔中間領域起動率〕 中間領域中性子束の測定範囲の場合、代替パラメータの中間領域中性子束及び中間領域起動率 (自主対策設備) により推定する。						
推定の評価	(1)出力領域中性子束 ①中間領域中性子束 中間領域中性子束による推定は直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。 ②1次冷却材温度 (広域-高温側)、1次冷却材温度 (広域-低温側) 1次冷却材温度 (広域-高温側) と1次冷却材温度 (広域-低温側) の差による推定は、原子炉出力及び1次冷却材温度 (広域-高温側) と1次冷却材温度 (広域-低温側) の温度差の相関関係から原子炉出力を推定するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。 ③ほう酸タンク水位 ほう酸タンクは、原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを、ほう酸タンク水位の低下量に基づき原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量が炉心に注入されたことから確認することができる。これにより、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。 (2)中間領域中性子束 ①出力領域中性子束、中性子源領域中性子束 出力領域中性子束又は中性子源領域中性子束による推定は、直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。 ③ほう酸タンク水位 ほう酸タンクは、原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを、ほう酸タンク水位の低下量に基づき原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量が炉心に注入されたことから確認することができる。これにより、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。						

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）

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>(3) 中性子源領域中性子束 ① 中間領域中性子束 中間領域中性子束による推定は、直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>② ほう酸タンク水位 ほう酸タンクは、原子炉が低温状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを、ほう酸タンク水位の低下量に基づき原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量が炉心に注入されたことから確認することができる。これにより、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>(4) [中間領域起動率] ① 中間領域中性子束 中間領域中性子束による推定は、直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>① 中性子源領域中性子束、② [中性子源領域起動率] 中性子源領域中性子束による推定は、直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。また、中性子源領域起動率（自主対策設備）による推定は、直接的に計測した原子炉出力から原子炉出力の変化率を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>(5) [中性子源領域起動率] ① 中性子源領域中性子束 中性子源領域中性子束による推定は、直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>① 中間領域中性子束、② [中間領域起動率] 中間領域中性子束による推定は、直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。また、中間領域起動率（自主対策設備）による推定は、直接的に計測した原子炉出力から原子炉出力の変化率を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>[誤差による影響について] 未臨界を監視する目的は、制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを把握することであり、代替パラメータ（出力領域中性子束、中間領域中性子束、中性子源領域中性子束、中間領域起動率（自主対策設備）、中性子源領域起動率（自主対策設備））による推定は、同一物量からの推定であり、原子炉が停止していることを把握でき、計器誤差（出力領域中性子束の誤差：±1.0%、中間領域中性子束の誤差：$5.4 \times 10^{-12} \sim 1.9 \times 10^{-9}$、中性子源領域中</p>	
		<p>性子束の誤差：$6.6 \times 10^{-1} \sim 1.6 \times 10^6$ cps) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 代替パラメータ（1次冷却材温度（広域-高温側）、1次冷却材温度（広域-低温側））による推定は、1次冷却材温度（広域-高温側）と1次冷却材温度（広域-低温側）の温度差と原子炉出力の相関関係から原子炉が停止していることを把握でき、計器誤差（1次冷却材温度（広域-高温側）の誤差：±4.4℃、1次冷却材温度（広域-低温側）の誤差：±4.4℃）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 代替パラメータ（ほう酸タンク水位）による推定は、原子炉へのほう酸水注入量により未臨界状態であるか否かを把握でき、計器誤差（ほう酸タンク水位の誤差：±1.0%）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</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)

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) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (最終ヒートシンクの確保)</p> <table border="1" data-bbox="672 231 1220 1053"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th colspan="2">最終ヒートシンクの確保</th> </tr> <tr> <th></th> <th>監視パラメータ</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="15">主要パラメータ</td> <td>サブプレッションプール水温度</td> <td>0~300℃</td> <td>97℃以下</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系熱交換器入口温度</td> <td>0~300℃</td> <td>最大値: 180℃</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却ポンプ出口流量</td> <td>0~200m³/h</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td colspan="3">原子炉格納容器フィルタベント系</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置水位 (広帯域)</td> <td>0~3.650m</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置入口圧力 (広帯域)</td> <td>-0.1MPa~10Pa[gage]</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口圧力 (広帯域)</td> <td>-0.1MPa~10Pa[gage]</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置水温度</td> <td>0~300℃</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口放射線モニタ</td> <td>10⁻⁵sv/h~10⁻⁶sv/h</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口水濃度</td> <td>0~30vol% 0~100vol%</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td colspan="3">副圧降化ベント系</td> </tr> <tr> <td>副圧降化ベント液放射線モニタ</td> <td>10⁻⁵sv/h~10⁻⁶sv/h</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td colspan="3">残留熱除去系</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系熱交換器入口温度</td> <td>0~300℃</td> <td>最大値: 180℃</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系熱交換器出口温度</td> <td>0~300℃</td> <td>最大値: 180℃</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>0~1,500m³/h</td> <td>0~1,130m³/h</td> </tr> <tr> <td rowspan="15">代替パラメータ</td> <td colspan="2">代替循環冷却系</td> </tr> <tr> <td>①圧力抑制室内空気温度 (サブプレッションプール水温度の代替)</td> <td>0~300℃</td> <td>97℃以下</td> </tr> <tr> <td>②サブプレッションプール水温度 (残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)</td> <td>0~300℃</td> <td>97℃以下</td> </tr> <tr> <td>③圧力抑制室水位 (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)</td> <td>0~5m (0, P, ~3900mm~1100mm)</td> <td>0.05m (0, P, ~3650mm)</td> </tr> <tr> <td>④原子炉水位 (広帯域) (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)</td> <td>-3,800mm~1,500mm^①</td> <td>有燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm)^②</td> </tr> <tr> <td>⑤原子炉水位 (燃料域) (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)</td> <td>-3,800mm~1,300mm^①</td> <td>有燃料棒底部程度~レベル8 (-5,702mm~5,000mm)^③</td> </tr> <tr> <td>⑥原子炉水位 (SA広帯域) (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)</td> <td>-3,800mm~1,500mm^①</td> <td>有燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm)^②</td> </tr> <tr> <td>⑦原子炉水位 (SA燃料域) (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)</td> <td>-3,800mm~1,300mm^①</td> <td>有燃料棒底部程度~レベル8 (-5,702mm~5,000mm)^③</td> </tr> <tr> <td>⑧原子炉格納容器下部水位 (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)</td> <td>0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m, 10, P, ~2000mm, ~1500mm, ~1000mm, ~500mm, 0mm, 500mm)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>⑨ドライウェル水位 (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)</td> <td>0.02m, 0.25m, 0.34m (0, P, 1170mm, 1380mm, 1450mm)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>⑩ドライウェル温度 (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)</td> <td>0~300℃</td> <td>140℃以下</td> </tr> <tr> <td>⑪ドライウェル圧力 (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)</td> <td>0~10Pa[abs]</td> <td>~300Pa[gage] 以下</td> </tr> </tbody> </table>	項目	最終ヒートシンクの確保			監視パラメータ	設計基準	主要パラメータ	サブプレッションプール水温度	0~300℃	97℃以下	残留熱除去系熱交換器入口温度	0~300℃	最大値: 180℃	代替循環冷却ポンプ出口流量	0~200m ³ /h	-	原子炉格納容器フィルタベント系			フィルタ装置水位 (広帯域)	0~3.650m	-	フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	-0.1MPa~10Pa[gage]	-	フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	-0.1MPa~10Pa[gage]	-	フィルタ装置水温度	0~300℃	-	フィルタ装置出口放射線モニタ	10 ⁻⁵ sv/h~10 ⁻⁶ sv/h	-	フィルタ装置出口水濃度	0~30vol% 0~100vol%	-	副圧降化ベント系			副圧降化ベント液放射線モニタ	10 ⁻⁵ sv/h~10 ⁻⁶ sv/h	-	残留熱除去系			残留熱除去系熱交換器入口温度	0~300℃	最大値: 180℃	残留熱除去系熱交換器出口温度	0~300℃	最大値: 180℃	残留熱除去系ポンプ出口流量	0~1,500m ³ /h	0~1,130m ³ /h	代替パラメータ	代替循環冷却系		①圧力抑制室内空気温度 (サブプレッションプール水温度の代替)	0~300℃	97℃以下	②サブプレッションプール水温度 (残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)	0~300℃	97℃以下	③圧力抑制室水位 (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)	0~5m (0, P, ~3900mm~1100mm)	0.05m (0, P, ~3650mm)	④原子炉水位 (広帯域) (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)	-3,800mm~1,500mm ^①	有燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ^②	⑤原子炉水位 (燃料域) (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)	-3,800mm~1,300mm ^①	有燃料棒底部程度~レベル8 (-5,702mm~5,000mm) ^③	⑥原子炉水位 (SA広帯域) (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)	-3,800mm~1,500mm ^①	有燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ^②	⑦原子炉水位 (SA燃料域) (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)	-3,800mm~1,300mm ^①	有燃料棒底部程度~レベル8 (-5,702mm~5,000mm) ^③	⑧原子炉格納容器下部水位 (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m, 10, P, ~2000mm, ~1500mm, ~1000mm, ~500mm, 0mm, 500mm)	-	⑨ドライウェル水位 (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)	0.02m, 0.25m, 0.34m (0, P, 1170mm, 1380mm, 1450mm)	-	⑩ドライウェル温度 (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)	0~300℃	140℃以下	⑪ドライウェル圧力 (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)	0~10Pa[abs]	~300Pa[gage] 以下	<p>(o) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネル及び他ループを除く) による推定方法について (最終ヒートシンクの確保)</p> <table border="1" data-bbox="1254 231 1814 1053"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th colspan="2">最終ヒートシンクの確保</th> </tr> <tr> <th></th> <th>監視パラメータ</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="15">主要パラメータ</td> <td colspan="2">格納容器内自然対流冷却系</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>0~0.35MPa[gage]</td> <td>最大値: 約0.241MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水サージタンク水位</td> <td>0~100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>[原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)]</td> <td>0~1.0MPa[gage]</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>(C, D-格納容器再循環ユニット補機冷却水流量)</td> <td>0~120m³/h</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度</td> <td>0~200℃</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>[C, D-原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度]</td> <td>0~100℃</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>[B-原子炉補機冷却水戻り母管温度]</td> <td>0~100℃</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td colspan="2">蒸気発生器2次側冷却系</td> </tr> <tr> <td>主蒸気ライン圧力</td> <td>0~8.5MPa[gage]</td> <td>最大値: 約7.8MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器水位 (狭域)</td> <td>0~100%</td> <td>最大値: 100%以上 最小値: 0%以下</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器水位 (広域)</td> <td>0~100%</td> <td>最大値: 100%以上 最小値: 0%以下</td> </tr> <tr> <td>補助給水流量</td> <td>0~130m³/h</td> <td>50m³/h</td> </tr> <tr> <td>[主蒸気流量]</td> <td>0~2,000t/h</td> <td>最大値: 約4,836t/h</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">代替パラメータ</td> <td colspan="2">格納容器内自然対流冷却系</td> </tr> <tr> <td>①格納容器圧力 (AM用) (原子炉格納容器圧力の代替)</td> <td>0~1.0MPa[gage]</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table>	項目	最終ヒートシンクの確保			監視パラメータ	設計基準	主要パラメータ	格納容器内自然対流冷却系		原子炉格納容器圧力	0~0.35MPa[gage]	最大値: 約0.241MPa[gage]	原子炉補機冷却水サージタンク水位	0~100%	100%	[原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)]	0~1.0MPa[gage]	-	(C, D-格納容器再循環ユニット補機冷却水流量)	0~120m ³ /h	-	格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	0~200℃	-	[C, D-原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度]	0~100℃	-	[B-原子炉補機冷却水戻り母管温度]	0~100℃	-	蒸気発生器2次側冷却系		主蒸気ライン圧力	0~8.5MPa[gage]	最大値: 約7.8MPa[gage]	蒸気発生器水位 (狭域)	0~100%	最大値: 100%以上 最小値: 0%以下	蒸気発生器水位 (広域)	0~100%	最大値: 100%以上 最小値: 0%以下	補助給水流量	0~130m ³ /h	50m ³ /h	[主蒸気流量]	0~2,000t/h	最大値: 約4,836t/h	代替パラメータ	格納容器内自然対流冷却系		①格納容器圧力 (AM用) (原子炉格納容器圧力の代替)	0~1.0MPa[gage]	-	
項目	最終ヒートシンクの確保																																																																																																																																																		
	監視パラメータ	設計基準																																																																																																																																																	
主要パラメータ	サブプレッションプール水温度	0~300℃	97℃以下																																																																																																																																																
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0~300℃	最大値: 180℃																																																																																																																																																
	代替循環冷却ポンプ出口流量	0~200m ³ /h	-																																																																																																																																																
	原子炉格納容器フィルタベント系																																																																																																																																																		
	フィルタ装置水位 (広帯域)	0~3.650m	-																																																																																																																																																
	フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	-0.1MPa~10Pa[gage]	-																																																																																																																																																
	フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	-0.1MPa~10Pa[gage]	-																																																																																																																																																
	フィルタ装置水温度	0~300℃	-																																																																																																																																																
	フィルタ装置出口放射線モニタ	10 ⁻⁵ sv/h~10 ⁻⁶ sv/h	-																																																																																																																																																
	フィルタ装置出口水濃度	0~30vol% 0~100vol%	-																																																																																																																																																
	副圧降化ベント系																																																																																																																																																		
	副圧降化ベント液放射線モニタ	10 ⁻⁵ sv/h~10 ⁻⁶ sv/h	-																																																																																																																																																
	残留熱除去系																																																																																																																																																		
	残留熱除去系熱交換器入口温度	0~300℃	最大値: 180℃																																																																																																																																																
	残留熱除去系熱交換器出口温度	0~300℃	最大値: 180℃																																																																																																																																																
残留熱除去系ポンプ出口流量	0~1,500m ³ /h	0~1,130m ³ /h																																																																																																																																																	
代替パラメータ	代替循環冷却系																																																																																																																																																		
	①圧力抑制室内空気温度 (サブプレッションプール水温度の代替)	0~300℃	97℃以下																																																																																																																																																
	②サブプレッションプール水温度 (残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)	0~300℃	97℃以下																																																																																																																																																
	③圧力抑制室水位 (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)	0~5m (0, P, ~3900mm~1100mm)	0.05m (0, P, ~3650mm)																																																																																																																																																
	④原子炉水位 (広帯域) (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)	-3,800mm~1,500mm ^①	有燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ^②																																																																																																																																																
	⑤原子炉水位 (燃料域) (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)	-3,800mm~1,300mm ^①	有燃料棒底部程度~レベル8 (-5,702mm~5,000mm) ^③																																																																																																																																																
	⑥原子炉水位 (SA広帯域) (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)	-3,800mm~1,500mm ^①	有燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ^②																																																																																																																																																
	⑦原子炉水位 (SA燃料域) (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)	-3,800mm~1,300mm ^①	有燃料棒底部程度~レベル8 (-5,702mm~5,000mm) ^③																																																																																																																																																
	⑧原子炉格納容器下部水位 (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m, 10, P, ~2000mm, ~1500mm, ~1000mm, ~500mm, 0mm, 500mm)	-																																																																																																																																																
	⑨ドライウェル水位 (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)	0.02m, 0.25m, 0.34m (0, P, 1170mm, 1380mm, 1450mm)	-																																																																																																																																																
	⑩ドライウェル温度 (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)	0~300℃	140℃以下																																																																																																																																																
	⑪ドライウェル圧力 (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)	0~10Pa[abs]	~300Pa[gage] 以下																																																																																																																																																
	項目	最終ヒートシンクの確保																																																																																																																																																	
		監視パラメータ	設計基準																																																																																																																																																
	主要パラメータ	格納容器内自然対流冷却系																																																																																																																																																	
原子炉格納容器圧力		0~0.35MPa[gage]	最大値: 約0.241MPa[gage]																																																																																																																																																
原子炉補機冷却水サージタンク水位		0~100%	100%																																																																																																																																																
[原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)]		0~1.0MPa[gage]	-																																																																																																																																																
(C, D-格納容器再循環ユニット補機冷却水流量)		0~120m ³ /h	-																																																																																																																																																
格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度		0~200℃	-																																																																																																																																																
[C, D-原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度]		0~100℃	-																																																																																																																																																
[B-原子炉補機冷却水戻り母管温度]		0~100℃	-																																																																																																																																																
蒸気発生器2次側冷却系																																																																																																																																																			
主蒸気ライン圧力		0~8.5MPa[gage]	最大値: 約7.8MPa[gage]																																																																																																																																																
蒸気発生器水位 (狭域)		0~100%	最大値: 100%以上 最小値: 0%以下																																																																																																																																																
蒸気発生器水位 (広域)		0~100%	最大値: 100%以上 最小値: 0%以下																																																																																																																																																
補助給水流量		0~130m ³ /h	50m ³ /h																																																																																																																																																
[主蒸気流量]		0~2,000t/h	最大値: 約4,836t/h																																																																																																																																																
代替パラメータ		格納容器内自然対流冷却系																																																																																																																																																	
	①格納容器圧力 (AM用) (原子炉格納容器圧力の代替)	0~1.0MPa[gage]	-																																																																																																																																																

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																																																																										
	<table border="1"> <tr> <td>②圧力抑制室圧力 (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)</td> <td>0~1MPa[abs]</td> <td>210kPa[gage] 以下</td> </tr> <tr> <td>③原子炉圧力容器温度 (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)</td> <td>0~500℃</td> <td>最大値: 297℃</td> </tr> <tr> <td colspan="3" style="text-align: center;">原子炉格納容器フィルタベント系</td> </tr> <tr> <td>①ドライウェル圧力 (フィルタ装置入口圧力 (広帯域), フィルタ装置出口圧力 (広帯域) の代替)</td> <td>0~1MPa[abs]</td> <td>330kPa[gage] 以下</td> </tr> <tr> <td>①圧力抑制室圧力 (フィルタ装置入口圧力 (広帯域), フィルタ装置出口圧力 (広帯域) の代替)</td> <td>0~1MPa[abs]</td> <td>210kPa[gage] 以下</td> </tr> <tr> <td>①格納容器内水素濃度 (D/W) (フィルタ装置出口水素濃度の代替)</td> <td>0~100kvol</td> <td>0~1.9kvol</td> </tr> <tr> <td>①格納容器内水素濃度 (S/O) (フィルタ装置出口水素濃度の代替)</td> <td>0~100kvol</td> <td>0~1.0kvol</td> </tr> <tr> <td colspan="3" style="text-align: center;">残留熱除去系</td> </tr> <tr> <td>①原子炉圧力容器温度 (残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)</td> <td>0~500℃</td> <td>最大値: 297℃</td> </tr> <tr> <td>①サブプレッションプール水温度 (残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)</td> <td>0~200℃</td> <td>97℃以下</td> </tr> <tr> <td>①残留熱除去系熱交換器入口温度 (残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)</td> <td>0~300℃</td> <td>最大値: 180℃</td> </tr> <tr> <td>①圧力抑制室水位 (残留熱除去系ポンプ出口流量の代替)</td> <td>0~2m (0. P. -3900mm~1100mm)</td> <td>4.05m (0. P. -3850mm)</td> </tr> <tr> <td>②原子炉補機冷却水系統流量 (残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)</td> <td>0~4,900m³/h</td> <td>0~2,800m³/h</td> </tr> <tr> <td>②残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量 (残留熱除去系熱交換器出口流量の代替)</td> <td>0~1,500m³/h</td> <td>0~950m³/h</td> </tr> <tr> <td>②残留熱除去系ポンプ出口圧力 (残留熱除去系ポンプ出口流量の代替)</td> <td>0~4MPa[gage]</td> <td>最大値: 1.73MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td colspan="3">* 1: 計測範囲の帯は, 原子炉圧力容器帯レベルより1.313m上のところとする (ドライヤスカート底部付近)。 * 2: 計測範囲の帯は, 原子炉圧力容器帯レベルより900cm上のところとする (有効燃料棒頂部付近)。</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="2">重大事故等において, 主要パラメータにて最終ヒートシンクの確保を監視する目的は, 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われているかどうかの確認である。なお, 最終ヒートシンクの確保はプラント状態を監視するため, 単一パラメータで確認することは困難であり, 複数のパラメータを組み合わせるにより監視が可能である。</td> </tr> <tr> <td>検定方法</td> <td colspan="2">1. 代替循環冷却系 (1) サブプレッションプール水温度 ①圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度の監視が不可能となった場合には, サブプレッションチェンバ内の空気温度と水素が平衡状態であると仮定し, 圧力抑制室内空気温度により推定する。 (2) 残留熱除去系熱交換器入口温度 ①サブプレッションプール水温度 残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は, サブプレッションプール水温度により残留熱除去系熱交換器入口温度を推定する。 (3) 代替循環冷却ポンプ出口流量 (原子炉圧力容器への注水) ①圧力抑制室水位 原子炉圧力容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は, 水源である圧力抑制室水位の変化により注水量を推定する。</td> </tr> </table>	②圧力抑制室圧力 (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)	0~1MPa[abs]	210kPa[gage] 以下	③原子炉圧力容器温度 (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)	0~500℃	最大値: 297℃	原子炉格納容器フィルタベント系			①ドライウェル圧力 (フィルタ装置入口圧力 (広帯域), フィルタ装置出口圧力 (広帯域) の代替)	0~1MPa[abs]	330kPa[gage] 以下	①圧力抑制室圧力 (フィルタ装置入口圧力 (広帯域), フィルタ装置出口圧力 (広帯域) の代替)	0~1MPa[abs]	210kPa[gage] 以下	①格納容器内水素濃度 (D/W) (フィルタ装置出口水素濃度の代替)	0~100kvol	0~1.9kvol	①格納容器内水素濃度 (S/O) (フィルタ装置出口水素濃度の代替)	0~100kvol	0~1.0kvol	残留熱除去系			①原子炉圧力容器温度 (残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)	0~500℃	最大値: 297℃	①サブプレッションプール水温度 (残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)	0~200℃	97℃以下	①残留熱除去系熱交換器入口温度 (残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)	0~300℃	最大値: 180℃	①圧力抑制室水位 (残留熱除去系ポンプ出口流量の代替)	0~2m (0. P. -3900mm~1100mm)	4.05m (0. P. -3850mm)	②原子炉補機冷却水系統流量 (残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)	0~4,900m ³ /h	0~2,800m ³ /h	②残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量 (残留熱除去系熱交換器出口流量の代替)	0~1,500m ³ /h	0~950m ³ /h	②残留熱除去系ポンプ出口圧力 (残留熱除去系ポンプ出口流量の代替)	0~4MPa[gage]	最大値: 1.73MPa[gage]	* 1: 計測範囲の帯は, 原子炉圧力容器帯レベルより1.313m上のところとする (ドライヤスカート底部付近)。 * 2: 計測範囲の帯は, 原子炉圧力容器帯レベルより900cm上のところとする (有効燃料棒頂部付近)。			計測目的	重大事故等において, 主要パラメータにて最終ヒートシンクの確保を監視する目的は, 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われているかどうかの確認である。なお, 最終ヒートシンクの確保はプラント状態を監視するため, 単一パラメータで確認することは困難であり, 複数のパラメータを組み合わせるにより監視が可能である。		検定方法	1. 代替循環冷却系 (1) サブプレッションプール水温度 ①圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度の監視が不可能となった場合には, サブプレッションチェンバ内の空気温度と水素が平衡状態であると仮定し, 圧力抑制室内空気温度により推定する。 (2) 残留熱除去系熱交換器入口温度 ①サブプレッションプール水温度 残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は, サブプレッションプール水温度により残留熱除去系熱交換器入口温度を推定する。 (3) 代替循環冷却ポンプ出口流量 (原子炉圧力容器への注水) ①圧力抑制室水位 原子炉圧力容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は, 水源である圧力抑制室水位の変化により注水量を推定する。		<table border="1"> <tr> <td rowspan="4">代替 パラメータ</td> <td>①格納容器内温度 (原子炉格納容器圧力, [C, D-格納容器再循環ユニット補機冷却水流量] 及び格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度の代替)</td> <td>0~220℃</td> <td>最大値: 約124℃</td> </tr> <tr> <td>①格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (原子炉補機冷却水サージタンク水位, [C, D-原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度] 及び[B-原子炉補機冷却水戻り母管温度] の代替)</td> <td>0~200℃</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型) ([原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)] の代替)</td> <td>0~1.0MPa[gage]</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①原子炉格納容器圧力 ([C, D-格納容器再循環ユニット補機冷却水流量] 及び格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度の代替)</td> <td>0~0.35MPa[gage]</td> <td>最大値: 約0.24MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td colspan="4" style="text-align: center;">蒸気発生器2次側冷却系</td> </tr> <tr> <td>①1次冷却材温度 (広域-低温側) (主蒸気ライン圧力, 蒸気発生器水位 (狭域) 及び蒸気発生器水位 (広域) の代替)</td> <td>0~400℃</td> <td>最大値: 約339℃</td> </tr> </table>	代替 パラメータ	①格納容器内温度 (原子炉格納容器圧力, [C, D-格納容器再循環ユニット補機冷却水流量] 及び格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度の代替)	0~220℃	最大値: 約124℃	①格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (原子炉補機冷却水サージタンク水位, [C, D-原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度] 及び[B-原子炉補機冷却水戻り母管温度] の代替)	0~200℃	—	①原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型) ([原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)] の代替)	0~1.0MPa[gage]	—	①原子炉格納容器圧力 ([C, D-格納容器再循環ユニット補機冷却水流量] 及び格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度の代替)	0~0.35MPa[gage]	最大値: 約0.24MPa[gage]	蒸気発生器2次側冷却系				①1次冷却材温度 (広域-低温側) (主蒸気ライン圧力, 蒸気発生器水位 (狭域) 及び蒸気発生器水位 (広域) の代替)	0~400℃	最大値: 約339℃	
②圧力抑制室圧力 (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)	0~1MPa[abs]	210kPa[gage] 以下																																																																											
③原子炉圧力容器温度 (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)	0~500℃	最大値: 297℃																																																																											
原子炉格納容器フィルタベント系																																																																													
①ドライウェル圧力 (フィルタ装置入口圧力 (広帯域), フィルタ装置出口圧力 (広帯域) の代替)	0~1MPa[abs]	330kPa[gage] 以下																																																																											
①圧力抑制室圧力 (フィルタ装置入口圧力 (広帯域), フィルタ装置出口圧力 (広帯域) の代替)	0~1MPa[abs]	210kPa[gage] 以下																																																																											
①格納容器内水素濃度 (D/W) (フィルタ装置出口水素濃度の代替)	0~100kvol	0~1.9kvol																																																																											
①格納容器内水素濃度 (S/O) (フィルタ装置出口水素濃度の代替)	0~100kvol	0~1.0kvol																																																																											
残留熱除去系																																																																													
①原子炉圧力容器温度 (残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)	0~500℃	最大値: 297℃																																																																											
①サブプレッションプール水温度 (残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)	0~200℃	97℃以下																																																																											
①残留熱除去系熱交換器入口温度 (残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)	0~300℃	最大値: 180℃																																																																											
①圧力抑制室水位 (残留熱除去系ポンプ出口流量の代替)	0~2m (0. P. -3900mm~1100mm)	4.05m (0. P. -3850mm)																																																																											
②原子炉補機冷却水系統流量 (残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)	0~4,900m ³ /h	0~2,800m ³ /h																																																																											
②残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量 (残留熱除去系熱交換器出口流量の代替)	0~1,500m ³ /h	0~950m ³ /h																																																																											
②残留熱除去系ポンプ出口圧力 (残留熱除去系ポンプ出口流量の代替)	0~4MPa[gage]	最大値: 1.73MPa[gage]																																																																											
* 1: 計測範囲の帯は, 原子炉圧力容器帯レベルより1.313m上のところとする (ドライヤスカート底部付近)。 * 2: 計測範囲の帯は, 原子炉圧力容器帯レベルより900cm上のところとする (有効燃料棒頂部付近)。																																																																													
計測目的	重大事故等において, 主要パラメータにて最終ヒートシンクの確保を監視する目的は, 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われているかどうかの確認である。なお, 最終ヒートシンクの確保はプラント状態を監視するため, 単一パラメータで確認することは困難であり, 複数のパラメータを組み合わせるにより監視が可能である。																																																																												
検定方法	1. 代替循環冷却系 (1) サブプレッションプール水温度 ①圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度の監視が不可能となった場合には, サブプレッションチェンバ内の空気温度と水素が平衡状態であると仮定し, 圧力抑制室内空気温度により推定する。 (2) 残留熱除去系熱交換器入口温度 ①サブプレッションプール水温度 残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は, サブプレッションプール水温度により残留熱除去系熱交換器入口温度を推定する。 (3) 代替循環冷却ポンプ出口流量 (原子炉圧力容器への注水) ①圧力抑制室水位 原子炉圧力容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は, 水源である圧力抑制室水位の変化により注水量を推定する。																																																																												
代替 パラメータ	①格納容器内温度 (原子炉格納容器圧力, [C, D-格納容器再循環ユニット補機冷却水流量] 及び格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度の代替)	0~220℃	最大値: 約124℃																																																																										
	①格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (原子炉補機冷却水サージタンク水位, [C, D-原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度] 及び[B-原子炉補機冷却水戻り母管温度] の代替)	0~200℃	—																																																																										
	①原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型) ([原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)] の代替)	0~1.0MPa[gage]	—																																																																										
	①原子炉格納容器圧力 ([C, D-格納容器再循環ユニット補機冷却水流量] 及び格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度の代替)	0~0.35MPa[gage]	最大値: 約0.24MPa[gage]																																																																										
蒸気発生器2次側冷却系																																																																													
①1次冷却材温度 (広域-低温側) (主蒸気ライン圧力, 蒸気発生器水位 (狭域) 及び蒸気発生器水位 (広域) の代替)	0~400℃	最大値: 約339℃																																																																											

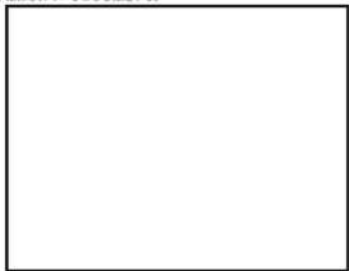
灰色: 女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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>②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (SA広帯域)、原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉圧力容器への注水時に代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、注水先の原子炉水位の水位変化により代替循環冷却ポンプ出口流量を推定する。(詳細は、(d) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (原子炉圧力容器への注水量) 参照)</p> <p>③原子炉圧力容器温度 原子炉圧力容器への注水時に代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度により最終ヒートシンクが確保されていることを確認する。</p> <p>(3) 代替循環冷却ポンプ出口流量 (原子炉格納容器への注水) ①原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位 原子炉格納容器への注水時に代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位の水位変化により代替循環冷却ポンプ出口流量を推定する。(詳細は、(a) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (原子炉格納容器への注水量) 参照)</p> <p>②ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力 原子炉格納容器への注水時に代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力により最終ヒートシンクが確保されていることを確認する。</p> <p>2. 原子炉格納容器フィルタベント系 (1) フィルタ装置入口圧力 (広帯域) ①ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力 フィルタ装置入口圧力 (広帯域) の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系の健全性を推定する。</p> <p>(2) フィルタ装置出口圧力 (広帯域) ①ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力 フィルタ装置出口圧力 (広帯域) の監視が不可能となった場合は、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力の傾向監視により原子炉格納容器フィルタベント系の健全性を推定する。</p> <p>(3) フィルタ装置出口水素濃度 ①格納容器内水素濃度 (D/W)、格納容器内水素濃度 (S/C) フィルタ装置出口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素が原子炉格納容器フィルタベント系の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (D/W)、格納容器内水素濃度 (S/C) により推定する。</p> <p>3. 残留熱除去系 (1) 残留熱除去系熱交換器入口温度 ①原子炉圧力容器温度、サブプレッションプール水温度 残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度、サブプレッションプール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>(2) 残留熱除去系熱交換器出口温度 ①残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。</p> <p>②原子炉補機冷却水系統流量、残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量 原子炉補機冷却水系統の流量が確保されていることで残留熱除去系熱交換器出口側が冷却されるため、これを利用して最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p>	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1256 150 1335 671">代替パラメータ</th> <th data-bbox="1335 150 1659 671">測定範囲</th> <th data-bbox="1659 150 1809 671">最大値/最小値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1256 150 1335 264">②1次冷却材温度 (広域-高価側) (主蒸気ライン圧力、蒸気発生器水位 (狭域) 及び蒸気発生器水位 (広域) の代替)</td> <td data-bbox="1335 150 1659 264">0 ~ 400℃</td> <td data-bbox="1659 150 1809 264">最大値: 約 340℃</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1256 264 1335 379">①蒸気発生器水位 (広域) (蒸気発生器水位 (狭域)、補助給水流量及び主蒸気流量) の代替</td> <td data-bbox="1335 264 1659 379">0 ~ 100%</td> <td data-bbox="1659 264 1809 379">最大値: 100%以上 最小値: 0%以下</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1256 379 1335 494">①蒸気発生器水位 (狭域) (蒸気発生器水位 (広域)、補助給水流量及び主蒸気流量) の代替</td> <td data-bbox="1335 379 1659 494">0 ~ 100%</td> <td data-bbox="1659 379 1809 494">最大値: 100%以上 最小値: 0%以下</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1256 494 1335 552">①補助給水ヒット水位 (補助給水流量の代替)</td> <td data-bbox="1335 494 1659 552">0 ~ 100%</td> <td data-bbox="1659 494 1809 552">100%</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1256 552 1335 609">①主蒸気ライン圧力 (主蒸気流量) の代替</td> <td data-bbox="1335 552 1659 609">0 ~ 8.5MPa [gauge]</td> <td data-bbox="1659 552 1809 609">最大値: 約 7.8MPa [gauge]</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1256 609 1335 671">②補助給水流量 (主蒸気流量) の代替</td> <td data-bbox="1335 609 1659 671">0 ~ 130m³/h</td> <td data-bbox="1659 609 1809 671">50m³/h</td> </tr> </tbody> </table> <p>計測目的 重大事故等時において、主要パラメータにて最終ヒートシンクの確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われているかどうかの確認である。 なお、最終ヒートシンクの確保はプラント状態を監視するため、単一パラメータで確認することは困難であり、複数のパラメータを組み合わせることで監視が可能である。</p> <p>推定方法 1. 格納容器内自然対流冷却系 (1) 原子炉格納容器圧力 ①格納容器圧力 (AM用) 原子炉格納容器圧力の監視が不可能となった場合には、格納容器圧力 (AM用) により推定する。</p>	代替パラメータ	測定範囲	最大値/最小値	②1次冷却材温度 (広域-高価側) (主蒸気ライン圧力、蒸気発生器水位 (狭域) 及び蒸気発生器水位 (広域) の代替)	0 ~ 400℃	最大値: 約 340℃	①蒸気発生器水位 (広域) (蒸気発生器水位 (狭域)、補助給水流量及び主蒸気流量) の代替	0 ~ 100%	最大値: 100%以上 最小値: 0%以下	①蒸気発生器水位 (狭域) (蒸気発生器水位 (広域)、補助給水流量及び主蒸気流量) の代替	0 ~ 100%	最大値: 100%以上 最小値: 0%以下	①補助給水ヒット水位 (補助給水流量の代替)	0 ~ 100%	100%	①主蒸気ライン圧力 (主蒸気流量) の代替	0 ~ 8.5MPa [gauge]	最大値: 約 7.8MPa [gauge]	②補助給水流量 (主蒸気流量) の代替	0 ~ 130m ³ /h	50m ³ /h	
代替パラメータ	測定範囲	最大値/最小値																						
②1次冷却材温度 (広域-高価側) (主蒸気ライン圧力、蒸気発生器水位 (狭域) 及び蒸気発生器水位 (広域) の代替)	0 ~ 400℃	最大値: 約 340℃																						
①蒸気発生器水位 (広域) (蒸気発生器水位 (狭域)、補助給水流量及び主蒸気流量) の代替	0 ~ 100%	最大値: 100%以上 最小値: 0%以下																						
①蒸気発生器水位 (狭域) (蒸気発生器水位 (広域)、補助給水流量及び主蒸気流量) の代替	0 ~ 100%	最大値: 100%以上 最小値: 0%以下																						
①補助給水ヒット水位 (補助給水流量の代替)	0 ~ 100%	100%																						
①主蒸気ライン圧力 (主蒸気流量) の代替	0 ~ 8.5MPa [gauge]	最大値: 約 7.8MPa [gauge]																						
②補助給水流量 (主蒸気流量) の代替	0 ~ 130m ³ /h	50m ³ /h																						

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>③ 残留熱除去系ポンプ出口流量</p> <p>① 圧力抑制室水位 残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室水位の変化量により注水量を推定する。</p> <p>② 残留熱除去系ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系ポンプ出口圧力から残留熱除去系ポンプの注水特性 (図 58-8-16) を用いて、残留熱除去系ポンプ出口流量が確保されていることを推定する。</p>  <p>図 58-8-16 残留熱除去系ポンプによる注水特性</p> <p>1. 代替循環冷却系 (1) サプレッションプール水温度 ① 圧力抑制室内空気温度 サプレッションチャンセル内の温度を同等の仕様の温度計で計測することにより、サプレッションプール水温度を推定することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(圧力抑制室内空気温度の誤差：±3.1℃)</p> <p>(2) 残留熱除去系熱交換器入口温度 ① サプレッションプール水温度 代替循環冷却ポンプはサプレッションプール側を吸い込み口としていることから、サプレッションプール水温度により残留熱除去系熱交換器入口温度を推定することができる。</p> <p>(3) 代替循環冷却ポンプ出口流量 (原子炉圧力容器への注水) ① 圧力抑制室水位 圧力抑制室水位による推定方法は、水位の変化量から原子炉へ注水された量を推定するが、原子炉圧力容器からサプレッション・チャンセルへ原子炉冷却材が流入するため、炉心冷却状態を併せて確認することで適用できる。(圧力抑制室水位の誤差：±0.03%)</p> <p>② 原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (SA 広帯域)、原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉水位による推定方法は、残留熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化量に相当する水量の和を利用し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(原子炉水位 (広帯域) の誤差：±40mm、原子炉水位 (燃料域) の誤差：±43mm、原子炉水位 (SA 広帯域) の誤差：±45mm、原子炉水位 (SA 燃料域) の誤差：±43mm)</p> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px; text-align: center;">枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p>	<p>① 格納容器内温度 原子炉格納容器圧力の監視が不可能となった場合には、原子炉格納容器内の雰囲気温度と水温が平衡状態にあると仮定し、格納容器内温度により推定する。</p> <p>[補足] 本推定方法は原子炉格納容器内が飽和状態である範囲で適用でき、現在の原子炉格納容器内の状態が以下のような条件により飽和と判断される場合は、格納容器内温度より概略の原子炉格納容器内の圧力を推定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・これまでに損傷炉心を冷却するための水が1次冷却系又は原子炉格納容器内に注入されていること。 ・過去の温度、圧力履歴を飽和温度と圧力の関係から判断して飽和状態で推移していること。 <p>原子炉格納容器内の飽和状態判断は、下記のパラメータの傾向を総合的に判断して推定する。</p> <p>圧力パラメータ ① 原子炉格納容器圧力 ② 格納容器圧力 (AM 用)</p> <p>温度パラメータ ① 格納容器内温度</p> <p>注入量パラメータ ① B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) ② 高压注入流量 ③ 低圧注入流量 ④ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量</p> <p>推定可能範囲：0 ~ 1.0MPa [gauge]</p> <p>(2) 原子炉補機冷却水サージタンク水位 ① 格納容器再循環ユニット入口温度 / 出口温度 原子炉補機冷却水サージタンク水位の監視が不可能となった場合には、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) の傾向監視により原子炉格納容器内の除熱のための原子炉補機冷却水系が健全かつ最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>(3) [原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM 用)] ① 原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型) 原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM 用) (自主対策設備) の監視が不可能となった場合には、原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型) により原子炉格納容器内の除熱のための原子炉補機冷却水系が健全かつ最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</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)

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>③原子炉圧力容器温度 除熱対象である原子炉圧力容器温度の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(原子炉圧力容器温度の誤差: ±5.3℃)</p> <p>(3) 代替循環冷却ポンプ出口流量 (原子炉格納容器への注水) ①原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位 原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位による原子炉格納容器下部への蓄水状態を確認することにより、代替循環冷却系による原子炉格納容器へ注水されていることの傾向を把握することが可能である。(原子炉格納容器下部水位の誤差: -5〜+10mm、ドライウエル水位の誤差: -5〜+10mm)</p> <p>②ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力 ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力の低下傾向を確認することで、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(ドライウエル温度の誤差: ±2.7℃、ドライウエル圧力の誤差: ±0.000MPa、圧力抑制室圧力の誤差: ±0.000MPa)</p> <p>2. 原子炉格納容器フィルタベント系 (1) フィルタ装置入口圧力 (広帯域) ①ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力 ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力の低下傾向から原子炉格納容器ベントの実装を確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(ドライウエル圧力の誤差: ±0.000MPa、圧力抑制室圧力の誤差: ±0.000MPa)</p> <p>(2) フィルタ装置出口圧力 (広帯域) ①ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力 ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力の低下傾向から原子炉格納容器ベントの実装を確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(ドライウエル圧力の誤差: ±0.000MPa、圧力抑制室圧力の誤差: ±0.000MPa)</p> <p>(3) フィルタ装置出口水素濃度 ①格納容器内水素濃度 (D/F)、格納容器内水素濃度 (S/C) 格納容器内水素濃度 (D/F)、格納容器内水素濃度 (S/C) による推定は、それぞれ異なる計測原理で計測することから推定方法として妥当である。(格納容器内水素濃度 (D/F) の誤差: ±2.0vol%, 格納容器内水素濃度 (S/C) の誤差: ±2.0vol%)</p> <p>3. 残留熱除去系による冷却 (1) 残留熱除去系熱交換器入口温度 ①原子炉圧力容器温度、サブプレッションプール水温度 除熱対象である原子炉圧力容器温度、サブプレッションプール水温度の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(原子炉圧力容器温度の誤差: ±5.3℃、サブプレッションプール水温度の誤差: ±1.2℃)</p> <p>(2) 残留熱除去系熱交換器出口温度 ①残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から、残留熱除去系熱交換器入口温度により残留熱除去系熱交換器出口温度を推定することができる。(残留熱除去系熱交換器入口温度の誤差: ±3.1℃)</p> <p>②原子炉補機冷却水系統流量、残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量 原子炉補機冷却水系統の流量が確保されていることで残留熱除去系熱交換器出口側が冷却されるため、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(原子炉補機冷却水系統流量の誤差: ±66t/h、残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量の誤差: ±24t/h)</p>	<p>推定方法</p> <p>(4) [C、D-格納容器再循環ユニット補機冷却水流量] ①格納容器内温度、原子炉格納容器圧力 C、D-格納容器再循環ユニット補機冷却水流量 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合には、格納容器内温度及び原子炉格納容器圧力の低下により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>(5) 格納容器再循環ユニット入口温度 / 出口温度 ①格納容器内温度、原子炉格納容器圧力 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) の監視が不可能となった場合には、格納容器内温度及び原子炉格納容器圧力の低下により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>(6) [C、D-原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度] ①格納容器再循環ユニット入口温度 / 出口温度 C、D-原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合には、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) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>(7) [B-原子炉補機冷却水戻り母管温度] ①格納容器再循環ユニット入口温度 / 出口温度 B-原子炉補機冷却水戻り母管温度 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合には、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) により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>2. 蒸気発生器2次側冷却系 (1) 主蒸気ライン圧力 ①1次冷却材温度 (広域-低温度側) 主蒸気ライン圧力の監視が不可能となった場合には、1次冷却系が満水状態で蒸気発生器2次側が飽和状態であれば、飽和温度 / 圧力の関係を利用して1次冷却材温度 (広域-低温度側) により主蒸気ライン圧力を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。なお、蒸気発生器2次側が飽和状態になるまで (未飽和状態) は不確かさが生じることを考慮する。</p> <p>②1次冷却材温度 (広域-高温度側) 主蒸気ライン圧力の監視が不可能となった場合には、1次冷却系が満水状態で蒸気発生器2次側が飽和状態であれば、飽和温度 / 圧力の関係を利用して1次冷却材温度 (広域-高温度側) により主蒸気ライン圧力を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。なお、蒸気発生器2次側が飽和状態になるまで (未飽和状態) は不確かさが生じることを考慮する。</p> <p>(2) 蒸気発生器水位 (狭域) ①蒸気発生器水位 (広域)</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	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>(3) 残留熱除去系ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位) 圧力抑制室水位による推定方法は、水位の変化量から原子炉へ注水された量を推定するが、原子炉圧力容器からサブプレッション・チャンバへ原子炉冷却材が流入するため、炉心冷却状態を併せて確認することで適用できる。(圧力抑制室水位の誤差: ±0.03m)</p> <p>②残留熱除去系ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口圧力による推定方法は、残留熱除去系ポンプの注水特性から残留熱除去系ポンプ出口流量を推定し、原子炉圧力容器温度、サブプレッション・ル水温度の低下傾向を併せて確認することで除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(図 58-8-16「残留熱除去系ポンプによる注水特性」より、例えば、流量 1,100m³/h に對して、残留熱除去系ポンプ出口圧力の誤差: ±0.02MPa から流量に換算した場合は 1,100±30m³/h 程度である。)</p> <p>最終ヒートシンクの確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われているかどうかを把握することであり、代替パラメータによる推定は、除熱が適切に行われていることの傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<p>蒸気発生器水位 (狭域) の監視が不可能となった場合には、相関関係のある蒸気発生器水位 (広域) の傾向監視により、蒸気発生器水位 (狭域) を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>①1次冷却材温度 (広域-低温側)、②1次冷却材温度 (広域-高温側) 蒸気発生器水位 (狭域) の監視が不可能となった場合には、1次冷却材温度 (広域-低温側)、1次冷却材温度 (広域-高温側) の傾向監視により、蒸気発生器水位 (狭域) を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>(3) 蒸気発生器水位 (広域) ①蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (広域) の監視が不可能となった場合には、測定範囲内であれば蒸気発生器水位 (狭域) にて推定する。</p> <p>①1次冷却材温度 (広域-低温側)、②1次冷却材温度 (広域-高温側) 蒸気発生器水位 (広域) の監視が不可能となった場合には、1次冷却材温度 (広域-低温側)、1次冷却材温度 (広域-高温側) の傾向監視により、蒸気発生器水位 (狭域) を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 なお、蒸気発生器がドライアウトした場合、1次冷却材温度 (広域-低温側) 及び1次冷却材温度 (広域-高温側) が上昇傾向となることで推定することができる。</p> <p>(4) 補助給水流量 ①補助給水ピット水位 蒸気発生器への注水時において補助給水流量の監視が不可能となった場合は、水源である補助給水ピット水位の傾向監視により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>①蒸気発生器水位 (広域) 蒸気発生器への注水時において補助給水流量の監視が不可能となった場合には、注入先の蒸気発生器水位 (広域) の傾向監視により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>①蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器への注水時において補助給水流量の監視が不可能となった場合には、注入先の蒸気発生器水位 (狭域) の傾向監視により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>(5) [主蒸気流量] ①主蒸気ライン圧力 主蒸気流量 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合には、主蒸気ラ</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	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>イン圧力の傾向監視により、蒸気発生器2次側による除熱状態を監視し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>推定方法 ①蒸気発生器水位 (狭域)、蒸気発生器水位 (広域)、②補助給水流量 主蒸気流量 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合には、蒸気発生器水位 (狭域) 及び蒸気発生器水位 (広域) 並びに補助給水流量の傾向監視により、主蒸気流量 (自主対策設備) を推定する。</p> <p>推定の評価 1. 格納容器内自然対流冷却系 (1) 原子炉格納容器圧力 ①格納容器圧力 (AM 用) 格納容器圧力 (AM 用) の低下傾向を確認することで、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。本推定方法は、原子炉格納容器圧力の計測範囲において同等の計測が可能であり、プラント状態に依存することなく適用可能である。(格納容器圧力 (AM 用) の誤差: ±0.015MPa) ②格納容器内温度 格納容器内温度の低下傾向を確認することで、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。本推定方法は、原子炉格納容器内が飽和状態である場合にその飽和圧力の推定が可能であるため、原子炉格納容器圧力の推定に有効である。(格納容器内温度の誤差: ±4.4℃) (2) 原子炉補機冷却水サージタンク水位 ①格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 除熱対象である原子炉格納容器内の温度を示す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) の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(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) の誤差: ± (0.45℃+読み値の0.5%)) (3) [原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM 用)] ①原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型) 原子炉補機冷却水サージタンク内の圧力を同等の仕様の圧力計で計測することにより、原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM 用) (自主対策設備) を推定することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。本推定方法は、原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM 用) (自主対策設備) の計測範囲において同等の計測が可能であり、プラント状態に依存することなく適用可能である。(原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型) の誤差: ±0.016MPa)</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	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>(4) [C, D-格納容器再循環ユニット補機冷却水流量] ①格納容器内温度, ②原子炉格納容器圧力 除熱対象である格納容器内温度及び原子炉格納容器圧力の低下傾向を確認することができれば, 除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(格納容器内温度の誤差: ±4.4℃, 原子炉格納容器圧力の誤差: ±0.004MPa)</p> <p>(5) 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 ①格納容器内温度, ②原子炉格納容器圧力 除熱対象である格納容器内温度及び原子炉格納容器圧力の低下傾向を確認することができれば, 除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(格納容器内温度の誤差: ±4.4℃, 原子炉格納容器圧力の誤差: ±0.004MPa)</p> <p>(6) [C, D-原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度] ①格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 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) による推定は, 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度の温度差の減少傾向を確認することができれば, 除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(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) の誤差: ±(0.45℃+読み値の0.5%))</p> <p>(7) [B-原子炉補機冷却水戻り母管温度] ①格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 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) による推定は, 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度の温度差の減少傾向を確認することができれば, 除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(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) の誤差: ±(0.45℃+読み値の0.5%))</p> <p>2. 蒸気発生器2次側冷却系 (1) 主蒸気ライン圧力 ①1次冷却材温度 (広域-低温側) 1次冷却材温度 (広域-低温側) による推定方法は, 1次冷却系が満水状態で蒸気発生器2次側が飽和状態の場合, 飽和温度/圧力の関係を利用して1次冷却材温度から主蒸気ライン圧力を推定し, 蒸気発生器2次側圧力の低下傾向を確認することで除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(1次冷却材温度 (広域-低温側) : ±4.4℃)</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)

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>②1次冷却材温度 (広域-高温側) 1次冷却材温度 (広域-高温側) による推定方法は, 1次冷却系が満水状態で蒸気発生器2次側が飽和状態の場合, 飽和温度/圧力の関係を利用して1次冷却材温度から主蒸気ライン圧力を推定し, 蒸気発生器2次側圧力の低下傾向を確認することで除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(1次冷却材温度 (広域-高温側) : ±4.4℃)</p> <p>(2)蒸気発生器水位 (狭域) ①蒸気発生器水位 (広域) 蒸気発生器水位 (広域) の傾向監視により, 除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。本推定方法は, 蒸気発生器水位 (狭域) の計測範囲において同等の計測が可能であり, プラント状態に依存することなく適用可能である。(蒸気発生器水位 (広域) の誤差: ±1.25%)</p> <p>①1次冷却材温度 (広域-低温側), ②1次冷却材温度 (広域-高温側) 1次冷却材温度 (広域-低温側) 及び1次冷却材温度 (広域-高温側) の傾向監視による蒸気発生器水位 (狭域) の推定方法は, 1次冷却材温度が低下又は安定していることを確認することができれば, 1次冷却系を除熱するのに十分な蒸気発生器2次側保有水量が確保されていることを推定することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。なお, 1次冷却材温度が上昇している場合は, 1次冷却系を除熱することが可能なだけの蒸気発生器の保有水量が残存していない, 若しくは蒸気発生器がドライアウトしていることが推定できる。(1次冷却材温度 (広域-低温側) : ±4.4℃, 1次冷却材温度 (広域-高温側) : ±4.4℃)</p> <p>(3)蒸気発生器水位 (狭域) ①蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (狭域) の傾向監視により, 除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。本推定方法は, 蒸気発生器水位 (広域) と計測範囲が重複している範囲内において同等の計測が可能であり, プラント状態に依存することなく適用可能である。(蒸気発生器水位 (狭域) の誤差: ±1.0%)</p> <p>②1次冷却材温度 (広域-低温側), ②1次冷却材温度 (広域-高温側) 1次冷却材温度 (広域-低温側) 及び1次冷却材温度 (広域-高温側) の傾向監視による蒸気発生器水位 (狭域) の推定方法は, 1次冷却材温度が低下又は安定していることを確認することができれば, 1次冷却系を除熱するのに十分な蒸気発生器2次側保有水量が確保されていることを推定することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。なお, 1次冷却材温度が上昇している場合は, 1次冷却系を除熱することが可能なだけの蒸気発生器の保有水量が残存していない, 若しくは蒸気発生器がドライアウト</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	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>トしていることが推定できる。(1次冷却材温度 (広域-低温側) : ±4.4℃, 1次冷却材温度 (広域-高温側) : ±4.4℃)</p> <p>(4) 補助給水流量 ① 補助給水ピット水位 補助給水ピット水位の傾向監視により蒸気発生器への給水状況を確認することで、蒸気発生器における除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用可能である。(補助給水ピット水位の誤差: ±1.0%)</p> <p>② 蒸気発生器水位 (広域) 蒸気発生器水位 (広域) の傾向監視による補助給水流量の推定方法は、蒸気発生器水位 (広域) が上昇または安定していることを確認することができれば、1次冷却系を除熱するのに十分な補助給水流量が確保されていることを推定することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。なお、蒸気発生器水位 (広域) が低下若しくは水位下端を示している場合は、1次冷却系を除熱することが可能なだけの補助給水流量が確保されていない、若しくは補助給水に失敗していることが推定できる。(蒸気発生器水位 (広域) の誤差: ±1.25%)</p> <p>③ 蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (狭域) の傾向監視による補助給水流量の推定方法は、蒸気発生器水位 (狭域) が上昇または安定していることを確認することができれば、1次冷却系を除熱するのに十分な補助給水流量が確保されていることを推定することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。なお、蒸気発生器水位 (狭域) が低下している場合は、1次冷却系を除熱することが可能なだけの補助給水流量が確保されていない、若しくは補助給水に失敗していることが推定できる。(蒸気発生器水位 (狭域) の誤差: ±1.0%)</p> <p>(5) [主蒸気流量] ① 主蒸気ライン圧力 主蒸気ライン圧力の傾向監視による主蒸気流量 (自主対策設備) の推定方法は、主蒸気ライン圧力が低下は主蒸気速がし弁/主蒸気安全弁設定圧近傍で安定していることを確認することができれば、1次冷却系を除熱することが可能なだけの主蒸気流量 (自主対策設備) が確保されていることを推定することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。なお、主蒸気ライン圧力が上昇している場合、1次冷却系を除熱することが可能なだけの主蒸気流量 (自主対策設備) が確保されていないことが推定できる。(主蒸気ライン圧力の誤差: ±0.08MPa)</p>	
		<p>① 蒸気発生器水位 (狭域) 、② 蒸気発生器水位 (広域) 、③ 補助給水流量 蒸気発生器水位 (狭域) 及び蒸気発生器水位 (広域) 並びに補助給水流量による主蒸気流量 (自主対策設備) の推定方法は、補助給水流量から、蒸気発生器の水位変化から求められる蒸気発生器2次側保有水量の増加量 (微分値) を差し引くことにより、主蒸気流量 (自主対策設備) を推定することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(蒸気発生器水位 (狭域) の誤差: ±1.0%、蒸気発生器水位 (広域) の誤差: ±1.25%、補助給水流量の誤差: ±2.6m³/h)</p> <p>最終ヒートシンクの確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われているかどうかを把握することであり、代替パラメータによる推定は、除熱が適切に行われていることの傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</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)

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>(m) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (格納容器バイパスの監視)</p> <table border="1" data-bbox="667 239 1220 1045"> <thead> <tr> <th colspan="3">*有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの適用対象</th> </tr> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="2">格納容器バイパスの監視</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">原子炉圧力容器内の状態</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (広帯域)</td> <td>-3,800mm~1,500mm^①</td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ^②</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (燃料域)</td> <td>-3,800mm~1,300mm^③</td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) ^④</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA広帯域)</td> <td>-3,800mm~1,500mm^⑤</td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ^⑥</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA燃料域)</td> <td>-3,800mm~1,300mm^⑦</td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) ^⑧</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>0~10MPa [gauge]</td> <td>最大値: 約8.1MPa [gauge]</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力 (SA)</td> <td>0~11MPa [gauge]</td> <td>最大値: 約8.1MPa [gauge]</td> </tr> <tr> <td colspan="3">原子炉格納容器内の状態</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル温度</td> <td>0~300℃</td> <td>146℃以下</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル圧力</td> <td>0~1MPa [abs.]</td> <td>330kPa [gauge] 以下</td> </tr> <tr> <td colspan="3">原子炉建屋内の状態</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイズポンプ出口圧力</td> <td>0~12MPa [gauge]</td> <td>最大値: 10.5MPa [gauge]</td> </tr> <tr> <td>残熱除去ポンプ出口圧力</td> <td>0~4MPa [gauge]</td> <td>最大値: 3.7MPa [gauge]</td> </tr> <tr> <td>低圧炉心スプレイズポンプ出口圧力</td> <td>0~5MPa [gauge]</td> <td>最大値: 4.4MPa [gauge]</td> </tr> <tr> <td colspan="3">原子炉圧力容器内の状態</td> </tr> <tr> <td>①原子炉水位 (SA広帯域) (原子炉水位 (広帯域)、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の代替)</td> <td>-3,800mm~1,500mm^①</td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ^②</td> </tr> <tr> <td>①原子炉水位 (SA燃料域) (原子炉水位 (燃料域)、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の代替)</td> <td>-3,800mm~1,300mm^③</td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) ^④</td> </tr> <tr> <td>①原子炉水位 (SA広帯域) (原子炉水位 (SA広帯域)、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の代替)</td> <td>-3,800mm~1,500mm^⑤</td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ^⑥</td> </tr> <tr> <td>①原子炉水位 (燃料域) (原子炉水位 (SA燃料域)、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の代替)</td> <td>-3,800mm~1,300mm^⑦</td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) ^⑧</td> </tr> <tr> <td>①原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力 (SA) の代替)</td> <td>0~11MPa [gauge]</td> <td>最大値: 約8.1MPa [gauge]</td> </tr> <tr> <td>②原子炉圧力容器温度 (原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の代替)</td> <td>0~600℃</td> <td>最大値: 297℃</td> </tr> <tr> <td colspan="3">原子炉格納容器内の状態</td> </tr> <tr> <td>①ドライウェル圧力 (ドライウェル温度の代替)</td> <td>0~1MPa [abs.]</td> <td>330kPa [gauge] 以下</td> </tr> <tr> <td>①圧力抑制装置圧力 (ドライウェル圧力の代替)</td> <td>0~1MPa [abs.]</td> <td>210kPa [gauge] 以下</td> </tr> <tr> <td>②ドライウェル温度 (ドライウェル圧力の代替)</td> <td>0~300℃</td> <td>146℃以下</td> </tr> <tr> <td>③「ドライウェル圧力」* (ドライウェル圧力の代替)</td> <td>0~600kPa [gauge]</td> <td>330kPa [gauge] 以下</td> </tr> </tbody> </table>	*有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの適用対象			項目	格納容器バイパスの監視		監視パラメータ	設計基準	原子炉圧力容器内の状態			原子炉水位 (広帯域)	-3,800mm~1,500mm ^①	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ^②	原子炉水位 (燃料域)	-3,800mm~1,300mm ^③	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) ^④	原子炉水位 (SA広帯域)	-3,800mm~1,500mm ^⑤	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ^⑥	原子炉水位 (SA燃料域)	-3,800mm~1,300mm ^⑦	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) ^⑧	原子炉圧力	0~10MPa [gauge]	最大値: 約8.1MPa [gauge]	原子炉圧力 (SA)	0~11MPa [gauge]	最大値: 約8.1MPa [gauge]	原子炉格納容器内の状態			ドライウェル温度	0~300℃	146℃以下	ドライウェル圧力	0~1MPa [abs.]	330kPa [gauge] 以下	原子炉建屋内の状態			高圧炉心スプレイズポンプ出口圧力	0~12MPa [gauge]	最大値: 10.5MPa [gauge]	残熱除去ポンプ出口圧力	0~4MPa [gauge]	最大値: 3.7MPa [gauge]	低圧炉心スプレイズポンプ出口圧力	0~5MPa [gauge]	最大値: 4.4MPa [gauge]	原子炉圧力容器内の状態			①原子炉水位 (SA広帯域) (原子炉水位 (広帯域)、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の代替)	-3,800mm~1,500mm ^①	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ^②	①原子炉水位 (SA燃料域) (原子炉水位 (燃料域)、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の代替)	-3,800mm~1,300mm ^③	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) ^④	①原子炉水位 (SA広帯域) (原子炉水位 (SA広帯域)、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の代替)	-3,800mm~1,500mm ^⑤	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ^⑥	①原子炉水位 (燃料域) (原子炉水位 (SA燃料域)、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の代替)	-3,800mm~1,300mm ^⑦	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) ^⑧	①原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力 (SA) の代替)	0~11MPa [gauge]	最大値: 約8.1MPa [gauge]	②原子炉圧力容器温度 (原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の代替)	0~600℃	最大値: 297℃	原子炉格納容器内の状態			①ドライウェル圧力 (ドライウェル温度の代替)	0~1MPa [abs.]	330kPa [gauge] 以下	①圧力抑制装置圧力 (ドライウェル圧力の代替)	0~1MPa [abs.]	210kPa [gauge] 以下	②ドライウェル温度 (ドライウェル圧力の代替)	0~300℃	146℃以下	③「ドライウェル圧力」* (ドライウェル圧力の代替)	0~600kPa [gauge]	330kPa [gauge] 以下	<p>(p) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネル及び他グループを除く) による推定方法について (格納容器バイパスの監視)</p> <table border="1" data-bbox="1254 239 1809 1045"> <thead> <tr> <th colspan="3">格納容器バイパスの監視</th> </tr> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="2">格納容器バイパスの監視</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="15">主要パラメータ</td> <td>蒸気発生器水位 (狭域)</td> <td>0~100%</td> <td>最大値: 100%以上 最小値: 0%以下</td> </tr> <tr> <td>主蒸気ライン圧力</td> <td>0~8.5MPa [gauge]</td> <td>最大値: 約7.8MPa [gauge]</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力 (広域)</td> <td>0~21.0MPa [gauge]</td> <td>最大値: 約17.8MPa [gauge]</td> </tr> <tr> <td>[復水器排気ガスモニタ]</td> <td>10~10⁵cpm</td> <td>バックグラウンドレベルを超える</td> </tr> <tr> <td>[蒸気発生器ブローダウン水モニタ]</td> <td>10~10⁵cpm</td> <td>バックグラウンドレベルを超える</td> </tr> <tr> <td>[高感度型主蒸気管モニタ]</td> <td>1~10⁶cpm</td> <td>バックグラウンドレベルを超える</td> </tr> <tr> <td>[排気筒ガスモニタ]</td> <td>10~10⁵cpm</td> <td>バックグラウンドレベルを超える</td> </tr> <tr> <td>[排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ)]</td> <td>10~10⁵cpm</td> <td>バックグラウンドレベルを超える</td> </tr> <tr> <td>[排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ)]</td> <td>10~10⁵cpm</td> <td>バックグラウンドレベルを超える</td> </tr> <tr> <td>[補助建屋サンプタンク水位]</td> <td>0~100%</td> <td>0~100%</td> </tr> <tr> <td>[余熱除去ポンプ出口圧力]</td> <td>0~5.0MPa [gauge]</td> <td>0.89~1.2MPa [gauge]</td> </tr> <tr> <td>[加圧器速がシタンク圧力]</td> <td>0~1.0MPa [gauge]</td> <td>0.021MPa [gauge]</td> </tr> <tr> <td>[加圧器速がシタンク水位]</td> <td>0~100%</td> <td>55~75%</td> </tr> <tr> <td>[加圧器速がシタンク温度]</td> <td>0~150℃</td> <td>49℃以下</td> </tr> <tr> <td>[余熱除去冷却器入口温度]</td> <td>0~200℃</td> <td>10~177℃</td> </tr> <tr> <td>[余熱除去冷却器出口温度]</td> <td>0~200℃</td> <td>10~177℃</td> </tr> </tbody> </table>	格納容器バイパスの監視			項目	格納容器バイパスの監視		監視パラメータ	設計基準	主要パラメータ	蒸気発生器水位 (狭域)	0~100%	最大値: 100%以上 最小値: 0%以下	主蒸気ライン圧力	0~8.5MPa [gauge]	最大値: 約7.8MPa [gauge]	1次冷却材圧力 (広域)	0~21.0MPa [gauge]	最大値: 約17.8MPa [gauge]	[復水器排気ガスモニタ]	10~10 ⁵ cpm	バックグラウンドレベルを超える	[蒸気発生器ブローダウン水モニタ]	10~10 ⁵ cpm	バックグラウンドレベルを超える	[高感度型主蒸気管モニタ]	1~10 ⁶ cpm	バックグラウンドレベルを超える	[排気筒ガスモニタ]	10~10 ⁵ cpm	バックグラウンドレベルを超える	[排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ)]	10~10 ⁵ cpm	バックグラウンドレベルを超える	[排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ)]	10~10 ⁵ cpm	バックグラウンドレベルを超える	[補助建屋サンプタンク水位]	0~100%	0~100%	[余熱除去ポンプ出口圧力]	0~5.0MPa [gauge]	0.89~1.2MPa [gauge]	[加圧器速がシタンク圧力]	0~1.0MPa [gauge]	0.021MPa [gauge]	[加圧器速がシタンク水位]	0~100%	55~75%	[加圧器速がシタンク温度]	0~150℃	49℃以下	[余熱除去冷却器入口温度]	0~200℃	10~177℃	[余熱除去冷却器出口温度]	0~200℃	10~177℃	
*有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの適用対象																																																																																																																																																		
項目	格納容器バイパスの監視																																																																																																																																																	
	監視パラメータ	設計基準																																																																																																																																																
原子炉圧力容器内の状態																																																																																																																																																		
原子炉水位 (広帯域)	-3,800mm~1,500mm ^①	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ^②																																																																																																																																																
原子炉水位 (燃料域)	-3,800mm~1,300mm ^③	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) ^④																																																																																																																																																
原子炉水位 (SA広帯域)	-3,800mm~1,500mm ^⑤	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ^⑥																																																																																																																																																
原子炉水位 (SA燃料域)	-3,800mm~1,300mm ^⑦	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) ^⑧																																																																																																																																																
原子炉圧力	0~10MPa [gauge]	最大値: 約8.1MPa [gauge]																																																																																																																																																
原子炉圧力 (SA)	0~11MPa [gauge]	最大値: 約8.1MPa [gauge]																																																																																																																																																
原子炉格納容器内の状態																																																																																																																																																		
ドライウェル温度	0~300℃	146℃以下																																																																																																																																																
ドライウェル圧力	0~1MPa [abs.]	330kPa [gauge] 以下																																																																																																																																																
原子炉建屋内の状態																																																																																																																																																		
高圧炉心スプレイズポンプ出口圧力	0~12MPa [gauge]	最大値: 10.5MPa [gauge]																																																																																																																																																
残熱除去ポンプ出口圧力	0~4MPa [gauge]	最大値: 3.7MPa [gauge]																																																																																																																																																
低圧炉心スプレイズポンプ出口圧力	0~5MPa [gauge]	最大値: 4.4MPa [gauge]																																																																																																																																																
原子炉圧力容器内の状態																																																																																																																																																		
①原子炉水位 (SA広帯域) (原子炉水位 (広帯域)、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の代替)	-3,800mm~1,500mm ^①	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ^②																																																																																																																																																
①原子炉水位 (SA燃料域) (原子炉水位 (燃料域)、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の代替)	-3,800mm~1,300mm ^③	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) ^④																																																																																																																																																
①原子炉水位 (SA広帯域) (原子炉水位 (SA広帯域)、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の代替)	-3,800mm~1,500mm ^⑤	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ^⑥																																																																																																																																																
①原子炉水位 (燃料域) (原子炉水位 (SA燃料域)、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の代替)	-3,800mm~1,300mm ^⑦	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) ^⑧																																																																																																																																																
①原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力 (SA) の代替)	0~11MPa [gauge]	最大値: 約8.1MPa [gauge]																																																																																																																																																
②原子炉圧力容器温度 (原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の代替)	0~600℃	最大値: 297℃																																																																																																																																																
原子炉格納容器内の状態																																																																																																																																																		
①ドライウェル圧力 (ドライウェル温度の代替)	0~1MPa [abs.]	330kPa [gauge] 以下																																																																																																																																																
①圧力抑制装置圧力 (ドライウェル圧力の代替)	0~1MPa [abs.]	210kPa [gauge] 以下																																																																																																																																																
②ドライウェル温度 (ドライウェル圧力の代替)	0~300℃	146℃以下																																																																																																																																																
③「ドライウェル圧力」* (ドライウェル圧力の代替)	0~600kPa [gauge]	330kPa [gauge] 以下																																																																																																																																																
格納容器バイパスの監視																																																																																																																																																		
項目	格納容器バイパスの監視																																																																																																																																																	
	監視パラメータ	設計基準																																																																																																																																																
主要パラメータ	蒸気発生器水位 (狭域)	0~100%	最大値: 100%以上 最小値: 0%以下																																																																																																																																															
	主蒸気ライン圧力	0~8.5MPa [gauge]	最大値: 約7.8MPa [gauge]																																																																																																																																															
	1次冷却材圧力 (広域)	0~21.0MPa [gauge]	最大値: 約17.8MPa [gauge]																																																																																																																																															
	[復水器排気ガスモニタ]	10~10 ⁵ cpm	バックグラウンドレベルを超える																																																																																																																																															
	[蒸気発生器ブローダウン水モニタ]	10~10 ⁵ cpm	バックグラウンドレベルを超える																																																																																																																																															
	[高感度型主蒸気管モニタ]	1~10 ⁶ cpm	バックグラウンドレベルを超える																																																																																																																																															
	[排気筒ガスモニタ]	10~10 ⁵ cpm	バックグラウンドレベルを超える																																																																																																																																															
	[排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ)]	10~10 ⁵ cpm	バックグラウンドレベルを超える																																																																																																																																															
	[排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ)]	10~10 ⁵ cpm	バックグラウンドレベルを超える																																																																																																																																															
	[補助建屋サンプタンク水位]	0~100%	0~100%																																																																																																																																															
	[余熱除去ポンプ出口圧力]	0~5.0MPa [gauge]	0.89~1.2MPa [gauge]																																																																																																																																															
	[加圧器速がシタンク圧力]	0~1.0MPa [gauge]	0.021MPa [gauge]																																																																																																																																															
	[加圧器速がシタンク水位]	0~100%	55~75%																																																																																																																																															
	[加圧器速がシタンク温度]	0~150℃	49℃以下																																																																																																																																															
	[余熱除去冷却器入口温度]	0~200℃	10~177℃																																																																																																																																															
[余熱除去冷却器出口温度]	0~200℃	10~177℃																																																																																																																																																

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																																
	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="4" style="text-align: center;">原子炉建屋内の状態</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="width: 15%;">①原子炉圧力</td> <td style="width: 35%;">0~10MPa [gauge]</td> <td style="width: 15%;">最大値: 約 1.11MPa [gauge]</td> <td style="width: 35%;"></td> </tr> <tr> <td>①原子炉圧力 (SA)</td> <td>0~11MPa [gauge]</td> <td>最大値: 約 1.11MPa [gauge]</td> <td></td> </tr> <tr> <td>② [エアラ放射線モニタ] *</td> <td>10 ⁶SiV/h ~ 16SiV/h</td> <td>—</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>* 1: 計測範囲の上限は、原子炉圧力容器管レベルより 1,313cm 上のところとする (ドライヤースカート底部付設)。 * 2: 計測範囲の上限は、原子炉圧力容器管レベルより 900cm 上のところとする (有効燃料棒位置付設)。</p> <p>重大事故等時において、主要パラメータにて格納容器バイパスの監視をする目的は、原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているかどうかの確認である。 なお、格納容器バイパス発生監視はプラント状態を監視するため、単一パラメータで確認することは困難であり、複数のパラメータを組み合わせてにより監視が可能である。</p> <p>1. 原子炉圧力容器内の状態 ①原子炉水位 (SA 広帯域)、原子炉水位 (SA 燃料域)、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することにより推定する。</p> <p>①原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することにより推定する。</p> <p>②原子炉圧力容器温度、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (SA 広帯域)、原子炉水位 (SA 燃料域) 飽和温度/圧力の関係を利用し、図 58-8-3 を用いて原子炉圧力容器温度より原子炉圧力を推定する。原子炉圧力容器内が飽和状態でない場合は、正確さが生じることを考慮する。 推定可能範囲: 全範囲</p> <p>2. 原子炉格納容器内の状態 ①ドライウェル圧力 ドライウェル圧力が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度/圧力の関係を利用して図 58-8-9 よりドライウェル温度の推定を行う。 推定可能範囲: 100℃ ~ 185℃</p> <p>①圧力抑制室圧力 ドライウェルとサブプレッションチェンバは、真空破壊装置、ベント管を介してそれぞれ均圧されることから、ドライウェル圧力の計測が困難な場合、圧力抑制室圧力により推定する。</p> <p>②ドライウェル温度 原子炉格納容器が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度/圧力の関係を利用して図 58-8-10 よりドライウェル圧力の推定を行う。 推定可能範囲: 0~1.0MPa [abs]</p> <p>③ [ドライウェル圧力] 常用計器でドライウェル圧力を計測することにより推定する。</p> <p>3. 原子炉建屋内の状態 ①原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) 格納容器バイパスが発生した場合は、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が原子炉圧力により過圧され破断することを想定していることから、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) により推定する。</p> <p>② [エアラ放射線モニタ] エアラ放射線モニタ (有効監視パラメータ) により格納容器バイパスの発生を推定する。</p>	原子炉建屋内の状態				①原子炉圧力	0~10MPa [gauge]	最大値: 約 1.11MPa [gauge]		①原子炉圧力 (SA)	0~11MPa [gauge]	最大値: 約 1.11MPa [gauge]		② [エアラ放射線モニタ] *	10 ⁶ SiV/h ~ 16SiV/h	—		<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="3" style="text-align: center;">代替パラメータ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="width: 15%;">①蒸気発生器水位 (広域) (蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力の代替)</td> <td style="width: 35%;">0 ~ 100%</td> <td style="width: 50%;">最大値: 100% 以上 最小値: 0% 以下</td> </tr> <tr> <td>①蒸気発生器水位 (狭域) (1次冷却材圧力 (広域)、[排水器排気ガスモニタ]、[蒸気発生器ブローダウン水モニタ]、[高感度型主蒸気管モニタ]、[排気筒高ガスモニタ]、[排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ)]、[排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ)]、[補助建屋サブタンク水位] 及び [余熱除去ポンプ出口圧力] の代替)</td> <td>0 ~ 100%</td> <td>最大値: 100% 以上 最小値: 0% 以下</td> </tr> <tr> <td>①主蒸気ライン圧力 (蒸気発生器水位 (狭域)、1次冷却材圧力 (広域)、[排水器排気ガスモニタ]、[蒸気発生器ブローダウン水モニタ]、[高感度型主蒸気管モニタ]、[排気筒高ガスモニタ]、[排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ)]、[排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ)]、[補助建屋サブタンク水位] 及び [余熱除去ポンプ出口圧力] の代替)</td> <td>0 ~ 8.5MPa [gauge]</td> <td>最大値: 約 7.8MPa [gauge]</td> </tr> <tr> <td>①補助給水流量 (蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力の代替)</td> <td>0 ~ 130m³/h</td> <td>50m³/h</td> </tr> <tr> <td>① [加圧器圧力] (1次冷却材圧力 (広域) の代替)</td> <td>11.0 ~ 17.5MPa [gauge]</td> <td>最大値: 約 17.5MPa [gauge]</td> </tr> </tbody> </table>	代替パラメータ			①蒸気発生器水位 (広域) (蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力の代替)	0 ~ 100%	最大値: 100% 以上 最小値: 0% 以下	①蒸気発生器水位 (狭域) (1次冷却材圧力 (広域)、[排水器排気ガスモニタ]、[蒸気発生器ブローダウン水モニタ]、[高感度型主蒸気管モニタ]、[排気筒高ガスモニタ]、[排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ)]、[排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ)]、[補助建屋サブタンク水位] 及び [余熱除去ポンプ出口圧力] の代替)	0 ~ 100%	最大値: 100% 以上 最小値: 0% 以下	①主蒸気ライン圧力 (蒸気発生器水位 (狭域)、1次冷却材圧力 (広域)、[排水器排気ガスモニタ]、[蒸気発生器ブローダウン水モニタ]、[高感度型主蒸気管モニタ]、[排気筒高ガスモニタ]、[排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ)]、[排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ)]、[補助建屋サブタンク水位] 及び [余熱除去ポンプ出口圧力] の代替)	0 ~ 8.5MPa [gauge]	最大値: 約 7.8MPa [gauge]	①補助給水流量 (蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力の代替)	0 ~ 130m ³ /h	50m ³ /h	① [加圧器圧力] (1次冷却材圧力 (広域) の代替)	11.0 ~ 17.5MPa [gauge]	最大値: 約 17.5MPa [gauge]	
原子炉建屋内の状態																																					
①原子炉圧力	0~10MPa [gauge]	最大値: 約 1.11MPa [gauge]																																			
①原子炉圧力 (SA)	0~11MPa [gauge]	最大値: 約 1.11MPa [gauge]																																			
② [エアラ放射線モニタ] *	10 ⁶ SiV/h ~ 16SiV/h	—																																			
代替パラメータ																																					
①蒸気発生器水位 (広域) (蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力の代替)	0 ~ 100%	最大値: 100% 以上 最小値: 0% 以下																																			
①蒸気発生器水位 (狭域) (1次冷却材圧力 (広域)、[排水器排気ガスモニタ]、[蒸気発生器ブローダウン水モニタ]、[高感度型主蒸気管モニタ]、[排気筒高ガスモニタ]、[排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ)]、[排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ)]、[補助建屋サブタンク水位] 及び [余熱除去ポンプ出口圧力] の代替)	0 ~ 100%	最大値: 100% 以上 最小値: 0% 以下																																			
①主蒸気ライン圧力 (蒸気発生器水位 (狭域)、1次冷却材圧力 (広域)、[排水器排気ガスモニタ]、[蒸気発生器ブローダウン水モニタ]、[高感度型主蒸気管モニタ]、[排気筒高ガスモニタ]、[排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ)]、[排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ)]、[補助建屋サブタンク水位] 及び [余熱除去ポンプ出口圧力] の代替)	0 ~ 8.5MPa [gauge]	最大値: 約 7.8MPa [gauge]																																			
①補助給水流量 (蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力の代替)	0 ~ 130m ³ /h	50m ³ /h																																			
① [加圧器圧力] (1次冷却材圧力 (広域) の代替)	11.0 ~ 17.5MPa [gauge]	最大値: 約 17.5MPa [gauge]																																			

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>1. 原子炉圧力容器内の状態</p> <p>①原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域), 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域)</p> <p>同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、適用可能である。(原子炉水位 (SA広帯域) の誤差: ±45mm, 原子炉水位 (SA燃料域) の誤差: ±43mm, 原子炉水位 (広帯域) の誤差: ±46mm, 原子炉水位 (燃料域) の誤差: ±44mm)</p> <p>②原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)</p> <p>同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、適用可能である。(原子炉圧力の誤差: ±0.07MPa, 原子炉圧力 (SA) の誤差: ±0.09MPa)</p> <p>③原子炉圧力容器温度, 原子炉水位 (広帯域), 原子炉水位 (燃料域), 原子炉水位 (SA広帯域), 原子炉水位 (SA燃料域)</p> <p>原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して推定することで原子炉圧力の傾向を把握でき、計器誤差 (原子炉圧力容器温度の誤差: ±6.3℃) を考慮した上で対応することにより重大事故等の対策を実施することが可能である。</p> <p>2. 原子炉格納容器内の状態</p> <p>①ドライウエル圧力</p> <p>ドライウエル圧力による推定手順は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定される。ただし、重大事故等時の有効性評価 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破壊) において、原子炉格納容器は概ね飽和に近い状態で維持されることから、適用可能である。(ドライウエル圧力の誤差: ±0.006MPa)</p> <p>②圧力抑制室圧力</p> <p>原子炉格納容器内の圧力抑制室側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することができ、適用可能である。(圧力抑制室圧力の誤差: ±0.006MPa)</p> <p>③ドライウエル温度</p> <p>ドライウエル温度による推定手順は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定される。ただし、重大事故等時の有効性評価 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破壊) において、原子炉格納容器は概ね飽和に近い状態で維持されることから、適用可能である。(例えば、ドライウエル圧力: 約0.427MPa[gage] (飽和温度: 約154℃) に対してドライウエル温度の誤差: 約±0.7℃から圧力に換算した場合は、0.427 ± 0.04MPa[gage]程度)。</p> <p>④ [ドライウエル圧力]</p> <p>監視可能であれば常用計器でドライウエル圧力を計測することができる。</p> <p>3. 原子炉建屋内の状態</p> <p>①原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA)</p> <p>格納容器バypassが発生した場合 (発生場所の隔離まで) は、原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことから、破断後加する上で適用可能である。(原子炉圧力の誤差: ±0.07MPa, 原子炉圧力 (SA) の誤差: ±0.09MPa)</p> <p>② [エリア放射線モニタ]</p> <p>エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示上昇傾向を把握することにより、格納容器バypassが発生したことを推定することができ、適用可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心保護防止対策及び格納容器破壊防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<p>①加圧器水位</p> <p>([排気筒ガスモニタ], [排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ)], [排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ)], [補助建屋サンプタンク水位], [余熱除去ポンプ出口圧力], [加圧器逃がしタンク圧力], [加圧器逃がしタンク水位], [加圧器逃がしタンク温度], [余熱除去冷却器入口温度] 及び [余熱除去冷却器出口温度] の代替)</p> <p>0 ~ 100%</p> <p>最大値: 約 99% 最小値: 0%以下</p> <p>①格納容器再循環サンプ水位 (広域)</p> <p>(1次冷却材圧力 (広域), [排気筒ガスモニタ], [排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ)], [排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ)], [補助建屋サンプタンク水位] 及び [余熱除去ポンプ出口圧力] の代替)</p> <p>0 ~ 100%</p> <p>100%</p> <p>③1次冷却材温度 (広域-高温側)</p> <p>(1次冷却材圧力 (広域) の代替)</p> <p>0 ~ 400℃</p> <p>最大値: 約 340℃</p> <p>③1次冷却材温度 (広域-低温度側)</p> <p>(1次冷却材圧力 (広域) の代替)</p> <p>0 ~ 400℃</p> <p>最大値: 約 339℃</p> <p>①1次冷却材圧力 (広域)</p> <p>([排気筒ガスモニタ], [排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ)], [排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ)], [補助建屋サンプタンク水位], [余熱除去ポンプ出口圧力], [加圧器逃がしタンク圧力], [加圧器逃がしタンク水位], [加圧器逃がしタンク温度], [余熱除去冷却器入口温度] 及び [余熱除去冷却器出口温度] の代替)</p> <p>0 ~ 21.0MPa[gage]</p> <p>最大値: 約 17.8MPa[gage]</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	
		代替 パラメータ	② [格納容器サンプ水位] ([加圧器速がシタンク圧力], [加圧器速がシタンク水位] 及び [加圧器速がシタンク温度] の代替)	0 ~ 100%	—	
			② [余熱除去ポンプ出口圧力] ([余熱除去冷却器入口温度] 及び [余熱除去冷却器出口温度] の代替)	0 ~ 5.0MPa [gauge]	0.89 ~ 4.2MPa [gauge]	
		計測目的	<p>重大事故等において, 主要パラメータにて格納容器バイパスの監視をする目的は, 原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているかどうかの確認である。</p> <p>なお, 格納容器バイパス発生監視はプラント状態を監視するため, 単一パラメータで確認することは困難であり, 複数のパラメータを組み合わせることで監視が可能である。</p>			
		推定方法	<p>格納容器バイパスの監視の主要パラメータである蒸気発生器水位 (狭域), 主蒸気ライン圧力等の監視が不可能になった場合には, 1次冷却系及び2次冷却系並びに原子炉格納容器内外における状態変化により格納容器バイパスの発生状況を推定する。</p> <p>推定方法は, 以下のとおりである。</p> <p>(1) 蒸気発生器水位 (狭域) ① 蒸気発生器水位 (広域) 蒸気発生器水位 (狭域) の計測が不可能となった場合には, 蒸気発生器水位 (広域) の上昇を傾向監視することにより蒸気発生器伝熱管破損を推定する。</p> <p>② 主蒸気ライン圧力, ② 補助給水流量 蒸気発生器水位 (狭域) の計測が不可能となった場合には, 主蒸気ライン圧力の上昇及び補助給水流量の減少を傾向監視することにより蒸気発生器伝熱管破損を推定する。</p> <p>(2) 主蒸気ライン圧力 ① 蒸気発生器水位 (広域), 補助給水流量 主蒸気ライン圧力の計測が不可能となった場合には, 蒸気発生器水位 (広域) の上昇及び補助給水流量の減少を傾向監視することにより蒸気発生器伝熱管破損を推定する。</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)

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>(3) 1次冷却材圧力 (広域) ① [加圧器圧力] 1次冷却材圧力 (広域) の計測が不可能となった場合には, 測定範囲内であれば, 加圧器圧力 (自主対策設備) により推定する。</p> <p>② 蒸気発生器水位 (狭域), 主蒸気ライン圧力, 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 1次冷却材圧力 (広域) の計測が不可能となった場合には, 蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力の上昇により蒸気発生器伝熱管破損を推定し, 蒸気発生器伝熱管破損がないこと及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) の上昇がないことでインターフェイスシステム LOCA を推定する。</p> <p>③ 1次冷却材温度 (広域-高温側), 1次冷却材温度 (広域-低温側) 1次冷却材圧力 (広域) の計測が不可能となった場合には, 飽和温度/圧力の関係を利用し, 第2図を用いて1次冷却材温度 (広域-高温側) 又は1次冷却材温度 (広域-低温側) より原子炉圧力容器内の圧力を推定する。この推定方法では, 原子炉圧力容器内が飽和状態にない場合は, 不確かさが生じることを考慮する。</p> <p>(4) [復水器排気ガスモニタ] ① 蒸気発生器水位 (狭域), 主蒸気ライン圧力 復水器排気ガスモニタ (自主対策設備) の計測が不可能となった場合には, 蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損の傾向監視を行う。</p> <p>(5) [蒸気発生器ブローダウン水モニタ] ① 蒸気発生器水位 (狭域), 主蒸気ライン圧力 蒸気発生器ブローダウン水モニタ (自主対策設備) の計測が不可能となった場合には, 蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損の傾向監視を行う。</p> <p>(6) [高感度型主蒸気管モニタ] ① 蒸気発生器水位 (狭域), 主蒸気ライン圧力 高感度型主蒸気管モニタ (自主対策設備) の計測が不可能となった場合には, 蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損の傾向監視を行う。</p> <p>(7) [排気筒ガスモニタ] ① 1次冷却材圧力 (広域), 加圧器水位, 格納容器再循環サンプ水位 (広域), 蒸気発生器水位 (狭域), 主蒸気ライン圧力 排気筒ガスモニタ (自主対策設備) の計測が不可能となった場合には, 1次冷却材圧力 (広域), 加圧器水位, 格納容器再循環サンプ水位 (広域), 蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力により, インターフェイスシステム</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	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>LOCAの傾向監視を行う。</p> <p>(8) [排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ)] ①1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、蒸気発生器水位 (狭域)、主蒸気ライン圧力 排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ) (自主対策設備) の計測が不可能となった場合には、1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力により、インターフェイスシステムLOCAの傾向監視を行う。</p> <p>(9) [排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ)] ①1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、蒸気発生器水位 (狭域)、主蒸気ライン圧力 排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ) (自主対策設備) の計測が不可能となった場合には、1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力により、インターフェイスシステムLOCAの傾向監視を行う。</p> <p>(10) [補助建屋サンプタンク水位] ①1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、蒸気発生器水位 (狭域)、主蒸気ライン圧力 補助建屋サンプタンク水位 (自主対策設備) の計測が不可能となった場合には、1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力により、インターフェイスシステムLOCAの傾向監視を行う。</p> <p>(11) [余熱除去ポンプ出口圧力] ①1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、蒸気発生器水位 (狭域)、主蒸気ライン圧力 余熱除去ポンプ出口圧力 (自主対策設備) の計測が不可能となった場合には、1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力により、インターフェイスシステムLOCAの傾向監視を行う。</p> <p>(12) [加圧器速がシタング圧力] ①1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、(格納容器サンプ水位) 加圧器速がシタング圧力 (自主対策設備) の計測が不可能となった場合には、1次冷却材圧力 (広域) 及び加圧器水位の低下の確認により、インターフェイスシステムLOCAの傾向監視を行う。 格納容器サンプ水位 (自主対策設備) が使用可能であれば、1次冷却材圧力 (広域) の低下及び格納容器サンプ水位 (自主対策設備) の上昇がないことの確認により、インターフェイスシステムLOCAの傾向監視を行う。</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	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>(13) [加圧器逃がしタンク水位] ① 1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、[格納容器サンプ水位] 加圧器逃がしタンク水位 (自主対策設備) の計測が 不可能 となった場合には、1次冷却材圧力 (広域) 及び加圧器水位の低下の確認により、インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。 格納容器サンプ水位 (自主対策設備) が使用可能であれば、1次冷却材圧力 (広域) の低下及び格納容器サンプ水位 (自主対策設備) の上昇がないことの確認により、インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。</p> <p>(14) [加圧器逃がしタンク温度] ① 1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、[格納容器サンプ水位] 加圧器逃がしタンク温度 (自主対策設備) の計測が 不可能 となった場合には、1次冷却材圧力 (広域) 及び加圧器水位の低下の確認により、インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。 格納容器サンプ水位 (自主対策設備) が使用可能であれば、1次冷却材圧力 (広域) の低下及び格納容器サンプ水位 (自主対策設備) の上昇がないことの確認により、インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。</p> <p>(15) [余熱除去冷却器入口温度] ① 1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、[余熱除去ポンプ出口圧力] 余熱除去冷却器入口温度 (自主対策設備) の計測が 不可能 となった場合には、1次冷却材圧力 (広域) 及び加圧器水位の低下の確認により、インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。 余熱除去ポンプ出口圧力 (自主対策設備) が使用可能であれば、1次冷却材圧力 (広域) の低下及び余熱除去ポンプ出口圧力 (自主対策設備) の上昇により、インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。</p> <p>(16) [余熱除去冷却器出口温度] ① 1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、[余熱除去ポンプ出口圧力] 余熱除去冷却器出口温度 (自主対策設備) の計測が 不可能 となった場合には、1次冷却材圧力 (広域) 及び加圧器水位の低下の確認により、インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。 余熱除去ポンプ出口圧力 (自主対策設備) が使用可能であれば、1次冷却材圧力 (広域) の低下及び余熱除去ポンプ出口圧力 (自主対策設備) の上昇により、インターフェイスシステム LOCA の傾向監視を行う。</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	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>推定の評価</p> <p>(1) 蒸気発生器水位 (狭域) ① 蒸気発生器水位 (広域) 蒸気発生器水位 (広域) で蒸気発生器内の水位を計測することができ、プラットフォーム状態に依存することなく適用可能である。(蒸気発生器水位 (広域) の誤差: ±1.25%)</p> <p>② 主蒸気ライン圧力、補助給水流量 蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合、1次冷却材が蒸気発生器伝熱管破損部から2次側に漏えいすることで蒸気発生器2次側の圧力が上昇傾向となるとともに補助給水流量が減少傾向となることを利用して推定することで蒸気発生器内の水位の傾向を把握でき、計測誤差 (主蒸気ライン圧力の誤差: ±0.085MPa、補助給水流量の誤差: ±2.6m³/h) を考慮して対応することにより重大事故等²の対策を実施することが可能である。</p> <p>(2) 主蒸気ライン圧力 ① 蒸気発生器水位 (広域)、補助給水流量 蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合、1次冷却材が蒸気発生器伝熱管破損部から2次側に漏えいすることで蒸気発生器2次側の水位が上昇傾向となるとともに補助給水流量が減少傾向となることを利用して、蒸気発生器水位 (広域) 及び補助給水流量により推定することで、主蒸気ライン圧力の傾向を把握でき、計測誤差 (蒸気発生器水位 (広域) の誤差: ±1.25%、補助給水流量の誤差: ±2.6m³/h) を考慮して対応することにより重大事故等²の対策を実施することが可能である。</p> <p>(3) 1次冷却材圧力 (広域) ① [加圧器圧力] 同じ仕様のもので加圧器内の圧力を計測することにより推定する。</p> <p>② 蒸気発生器水位 (狭域)、主蒸気ライン圧力、格納容器再循環サンプ水位 (広域) 蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力が変化することを利用して、蒸気発生器伝熱管破損に伴う蒸気発生器2次側の状態を把握でき、計測誤差 (蒸気発生器水位 (狭域) の誤差: ±1.0%、主蒸気ライン圧力の誤差: ±0.085MPa) を考慮して対応することにより重大事故等²の対策を実施することが可能である。</p> <p>インターフェイスシステム LOCA が発生した場合、格納容器再循環サンプ水位 (広域) が変化しないことを利用して、原子が格納容器外へ漏えいが生じていることを推定することで原子が格納容器内外の状態を把握でき、計測誤差 (格納容器再循環サンプ水位 (広域) の誤差: ±2.0%) を考慮して対応することにより重大事故等²の対策を実施することが可能である。</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)

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>⑤ 1次冷却材温度(広域-高温側)、1次冷却材温度(広域-低温側) 1次冷却材温度(広域-高温側)と1次冷却材温度(広域-低温側)の差により、原子炉出力/1次冷却材温度(広域-高温側)と1次冷却材温度(広域-低温側)の温度差の関係を利用して推定することで原子炉出力を把握でき、計測誤差(1次冷却材温度(広域-高温側):±4.4℃、1次冷却材温度(広域-低温側):±4.4℃)を考慮した上で対応することにより重大事故等²⁾の対策を実施することが可能である。</p> <p>なお、本推定手順は原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるものの、原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。</p> <p>(4) [復水器排気ガスモニタ] ① 蒸気発生器水位(狭域)、主蒸気ライン圧力 蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合、蒸気発生器水位(狭域)及び主蒸気ライン圧力が変化することを利用して、蒸気発生器伝熱管破損に伴う蒸気発生器2次側の状態を把握でき、計測誤差(蒸気発生器水位(狭域)の誤差:±1.0%、主蒸気ライン圧力の誤差:±0.08MPa)を考慮して対応することにより重大事故等²⁾の対策を実施することが可能である。</p> <p>(5) [蒸気発生器ブローダウン水モニタ] ① 蒸気発生器水位(狭域)、主蒸気ライン圧力 蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合、蒸気発生器水位(狭域)及び主蒸気ライン圧力が変化することを利用して、蒸気発生器伝熱管破損に伴う蒸気発生器2次側の状態を把握でき、計測誤差(蒸気発生器水位(狭域)の誤差:±1.0%、主蒸気ライン圧力の誤差:±0.08MPa)を考慮して対応することにより重大事故等²⁾の対策を実施することが可能である。</p> <p>(6) [高感度型主蒸気管モニタ] ① 蒸気発生器水位(狭域)、主蒸気ライン圧力 蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合、蒸気発生器水位(狭域)及び主蒸気ライン圧力が変化することを利用して、蒸気発生器伝熱管破損に伴う蒸気発生器2次側の状態を把握でき、計測誤差(蒸気発生器水位(狭域)の誤差:±1.0%、主蒸気ライン圧力の誤差:±0.08MPa)を考慮して対応することにより重大事故等²⁾の対策を実施することが可能である。</p> <p>(7) [排気筒ガスモニタ] ① 1次冷却材圧力(広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位(広域)、蒸気発生器水位(狭域)、主蒸気ライン圧力 インターフェイスシステムLOCAが発生した場合、1次冷却材圧力(広域)、加圧器水位、蒸気発生器水位(狭域)及び主蒸気ライン圧力が変化する一方、格納容器再循環サンプ水位(広域)には基本的に蓄水が生じないことを利用して、インターフェイスシステムLOCAに伴う1次冷却系及び2次冷却系並びに原子炉格納容器内外の状態を把握でき、計測誤差(1次冷却材圧力(広域)の</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>誤差: ±0.25MPa, 加圧器水位の誤差: ±1.0%, 蒸気発生器水位 (狭域) の誤差: ±1.0%, 主蒸気ライン圧力の誤差: ±0.085MPa, 格納容器再循環サンプ水位 (広域) の誤差: ±2.0%) を考慮して対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>(8) [排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ)] ①1次冷却材圧力 (広域), 加圧器水位, 格納容器再循環サンプ水位 (広域), 蒸気発生器水位 (狭域), 主蒸気ライン圧力 インターフェイスシステム LOCA が発生した場合, 1次冷却材圧力 (広域), 加圧器水位, 蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力が変化する一方, 格納容器再循環サンプ水位 (広域) には基本的に蓄水が生じないことを利用して, インターフェイスシステム LOCA に伴う1次冷却系及び2次冷却系並びに原子格納容器内外の状態を把握でき, 計測誤差 (1次冷却材圧力 (広域) の誤差: ±0.25MPa, 加圧器水位の誤差: ±1.0%, 蒸気発生器水位 (狭域) の誤差: ±1.0%, 主蒸気ライン圧力の誤差: ±0.085MPa, 格納容器再循環サンプ水位 (広域) の誤差: ±2.0%) を考慮して対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>(9) [排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ)] ①1次冷却材圧力 (広域), 加圧器水位, 格納容器再循環サンプ水位 (広域), 蒸気発生器水位 (狭域), 主蒸気ライン圧力 インターフェイスシステム LOCA が発生した場合, 1次冷却材圧力 (広域), 加圧器水位, 蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力が変化する一方, 格納容器再循環サンプ水位 (広域) には基本的に蓄水が生じないことを利用して, インターフェイスシステム LOCA に伴う1次冷却系及び2次冷却系並びに原子格納容器内外の状態を把握でき, 計測誤差 (1次冷却材圧力 (広域) の誤差: ±0.25MPa, 加圧器水位の誤差: ±1.0%, 蒸気発生器水位 (狭域) の誤差: ±1.0%, 主蒸気ライン圧力の誤差: ±0.085MPa, 格納容器再循環サンプ水位 (広域) の誤差: ±2.0%) を考慮して対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>(10) [補助建屋サンプタンク水位] ①1次冷却材圧力 (広域), 加圧器水位, 格納容器再循環サンプ水位 (広域), 蒸気発生器水位 (狭域), 主蒸気ライン圧力 インターフェイスシステム LOCA が発生した場合, 1次冷却材圧力 (広域), 加圧器水位, 蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力が変化する一方, 格納容器再循環サンプ水位 (広域) には基本的に蓄水が生じないことを利用して, インターフェイスシステム LOCA に伴う1次冷却系及び2次冷却系並びに原子格納容器内外の状態を把握でき, 計測誤差 (1次冷却材圧力 (広域) の誤差: ±0.25MPa, 加圧器水位の誤差: ±1.0%, 蒸気発生器水位 (狭域) の誤差: ±1.0%, 主蒸気ライン圧力の誤差: ±0.085MPa, 格納容器再循環サンプ水位 (広域) の誤差: ±2.0%) を考慮して対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</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)

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>(11) [余熱除去ポンプ出口圧力] ① 1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、蒸気発生器水位 (狭域)、主蒸気ライン圧力 インターフェイスシステム LOCA が発生した場合、1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力が変化する一方、格納容器再循環サンプ水位 (広域) には基本的に蓄水が生じないことを利用して、インターフェイスシステム LOCA に伴う1次冷却系及び2次冷却系並びに原子炉格納容器内外の状態を把握でき、計測誤差 (1次冷却材圧力 (広域) の誤差: ±0.25MPa、加圧器水位の誤差: ±1.0%、蒸気発生器水位 (狭域) の誤差: ±1.0%、主蒸気ライン圧力の誤差: ±0.085MPa、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の誤差: ±2.0%) を考慮して対応することにより重大事故等^特の対策を実施することが可能である。</p> <p>(12) [加圧器逃がしタンク圧力] ① 1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、[格納容器サンプ水位] インターフェイスシステム LOCA が発生した場合、1次冷却材圧力 (広域) 及び加圧器水位が変化する一方、格納容器サンプ水位 (自主対策設備) には基本的に蓄水が生じないことを利用して、インターフェイスシステム LOCA に伴う1次冷却系及び原子炉格納容器内外の状態を把握でき、計測誤差 (1次冷却材圧力 (広域) の誤差: ±0.25MPa、加圧器水位の誤差: ±1.0%) を考慮して対応することにより重大事故等^特の対策を実施することが可能である。</p> <p>(13) [加圧器逃がしタンク水位] ① 1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、[格納容器サンプ水位] インターフェイスシステム LOCA が発生した場合、1次冷却材圧力 (広域) 及び加圧器水位が変化する一方、格納容器サンプ水位 (自主対策設備) には基本的に蓄水が生じないことを利用して、インターフェイスシステム LOCA に伴う1次冷却系及び原子炉格納容器内外の状態を把握でき、計測誤差 (1次冷却材圧力 (広域) の誤差: ±0.25MPa、加圧器水位の誤差: ±1.0%) を考慮して対応することにより重大事故等^特の対策を実施することが可能である。</p> <p>(14) [加圧器逃がしタンク温度] ① 1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、[格納容器サンプ水位] インターフェイスシステム LOCA が発生した場合、1次冷却材圧力 (広域) 及び加圧器水位が変化する一方、格納容器サンプ水位 (自主対策設備) には基本的に蓄水が生じないことを利用して、インターフェイスシステム LOCA に伴う1次冷却系及び原子炉格納容器内外の状態を把握でき、計測誤差 (1次冷却材圧力 (広域) の誤差: ±0.25MPa、加圧器水位の誤差: ±1.0%) を考慮して対応することにより重大事故等^特の対策を実施することが可能である。</p>	
		<p>(15) [余熱除去冷却器入口温度] ① 1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、[余熱除去ポンプ出口圧力] インターフェイスシステム LOCA が発生した場合、1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位及び余熱除去ポンプ出口圧力 (自主対策設備) が変化することを利用して、インターフェイスシステム LOCA に伴う1次冷却系及び原子炉格納容器内の状態を把握でき、計測誤差 (1次冷却材圧力 (広域) の誤差: ±0.25MPa、加圧器水位の誤差: ±1.0%) を考慮して対応することにより重大事故等^特の対策を実施することが可能である。</p> <p>(16) [余熱除去冷却器出口温度] ① 1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、^青余熱除去ポンプ出口圧力^青 インターフェイスシステム LOCA が発生した場合、1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位及び余熱除去ポンプ出口圧力 (自主対策設備) が変化することを利用して、インターフェイスシステム LOCA に伴う1次冷却系及び格納容器内の状態を把握でき、計測誤差 (1次冷却材圧力 (広域) の誤差: ±0.25MPa、加圧器水位の誤差: ±1.0%) を考慮して対応することにより重大事故等^特の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</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)

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>(n) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (水源の確保)</p> <table border="1" data-bbox="667 236 1218 992"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">水源の確保</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>復水貯蔵タンク水位</td> <td>0~3,200m³</td> <td>0~2,173m³</td> </tr> <tr> <td></td> <td>圧力抑制室水位</td> <td>0~5m (0. F. ~2900mm~1100mm)</td> <td>0.05m (0. F. ~3850mm)</td> </tr> <tr> <td rowspan="20">代替パラメータ</td> <td>①高圧代替注水系ポンプ出口流量 (復水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~120m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量) (復水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~220m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①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) (復水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~220m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①高圧冷却低圧注水系ポンプ出口流量 (復水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~100m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 (復水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~150m³/h</td> <td>0~60.8m³/h</td> </tr> <tr> <td>①高圧伊心スプレー系ポンプ出口流量 (復水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~1,500m³/h</td> <td>(高圧側) 0~318m³/h (低圧側) 0~1,050m³/h</td> </tr> <tr> <td>①原子炉格納容器下部注水流量 (復水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~110m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①代替循環冷却ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)</td> <td>0~200m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①残留熱除去系ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)</td> <td>0~1,500m³/h</td> <td>0~1,136m³/h</td> </tr> <tr> <td>①高圧伊心スプレー系ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)</td> <td>0~1,500m³/h</td> <td>0~1,050m³/h</td> </tr> <tr> <td>②高圧代替注水系ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~10MPa [gage]</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>②高圧冷却低圧注水系ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~2MPa [gage]</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>②代替循環冷却ポンプ出口圧力 (圧力抑制室水位の代替)</td> <td>0~4MPa [gage]</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~10MPa [gage]</td> <td>最大値: 11.8MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td>②高圧伊心スプレー系ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~12MPa [gage]</td> <td>最大値: 13.0MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td>②残留熱除去系ポンプ出口圧力 (圧力抑制室水位の代替)</td> <td>0~4MPa [gage]</td> <td>最大値: 3.73MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td>②低圧伊心スプレー系ポンプ出口圧力 (圧力抑制室水位の代替)</td> <td>0~5MPa [gage]</td> <td>最大値: 4.41MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td>②復水移送ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~1.5MPa [gage]</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>③原子炉水位 (広帯域) (復水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>~3,800mm~1,500mm²</td> <td>有効燃料棒底部程度~ 1~6% B (~7,832mm~1,470mm) **</td> </tr> <tr> <td>③原子炉水位 (燃料域) (復水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>~3,800mm~1,300mm²</td> <td>有効燃料棒底部程度~ レベルB (~3,702mm~5,600mm) **</td> </tr> </tbody> </table>	項目	水源の確保			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	復水貯蔵タンク水位	0~3,200m ³	0~2,173m ³		圧力抑制室水位	0~5m (0. F. ~2900mm~1100mm)	0.05m (0. F. ~3850mm)	代替パラメータ	①高圧代替注水系ポンプ出口流量 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~120m ³ /h	—	①残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量) (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~220m ³ /h	—	①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) (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~220m ³ /h	—	①高圧冷却低圧注水系ポンプ出口流量 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~100m ³ /h	—	①原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~150m ³ /h	0~60.8m ³ /h	①高圧伊心スプレー系ポンプ出口流量 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~1,500m ³ /h	(高圧側) 0~318m ³ /h (低圧側) 0~1,050m ³ /h	①原子炉格納容器下部注水流量 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~110m ³ /h	—	①代替循環冷却ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0~200m ³ /h	—	①残留熱除去系ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0~1,500m ³ /h	0~1,136m ³ /h	①高圧伊心スプレー系ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0~1,500m ³ /h	0~1,050m ³ /h	②高圧代替注水系ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~10MPa [gage]	—	②高圧冷却低圧注水系ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~2MPa [gage]	—	②代替循環冷却ポンプ出口圧力 (圧力抑制室水位の代替)	0~4MPa [gage]	—	②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~10MPa [gage]	最大値: 11.8MPa [gage]	②高圧伊心スプレー系ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~12MPa [gage]	最大値: 13.0MPa [gage]	②残留熱除去系ポンプ出口圧力 (圧力抑制室水位の代替)	0~4MPa [gage]	最大値: 3.73MPa [gage]	②低圧伊心スプレー系ポンプ出口圧力 (圧力抑制室水位の代替)	0~5MPa [gage]	最大値: 4.41MPa [gage]	②復水移送ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~1.5MPa [gage]	—	③原子炉水位 (広帯域) (復水貯蔵タンク水位の代替)	~3,800mm~1,500mm ²	有効燃料棒底部程度~ 1~6% B (~7,832mm~1,470mm) **	③原子炉水位 (燃料域) (復水貯蔵タンク水位の代替)	~3,800mm~1,300mm ²	有効燃料棒底部程度~ レベルB (~3,702mm~5,600mm) **	<p>(q) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネル及びヒループを除く) による推定方法について (水源の確保)</p> <table border="1" data-bbox="1254 236 1805 1034"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">水源の確保</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">主要パラメータ</td> <td>燃料取替用水ビット水位</td> <td>0~100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>補助給水ビット水位</td> <td>0~100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>ほう酸タンク水位</td> <td>0~100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">代替パラメータ</td> <td>①格納容器再循環サンプ水位 (広域) (燃料取替用水ビット水位の代替)</td> <td>0~100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>②B-格納容器スプレー冷却器出口積算流量 (AM用) (燃料取替用水ビット水位の代替)</td> <td>0~1,300m³/h (0~10,000m³)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>② [格納容器スプレー流量] (燃料取替用水ビット水位の代替)</td> <td>0~1,300m³/h</td> <td>□ h/台</td> </tr> <tr> <td>②高圧注入流量 (燃料取替用水ビット水位の代替)</td> <td>0~350m³/h</td> <td>280m³/h</td> </tr> <tr> <td>②低圧注入流量 (燃料取替用水ビット水位の代替)</td> <td>0~1,100m³/h</td> <td>1,090m³/h</td> </tr> <tr> <td>② [充てん流量] (燃料取替用水ビット水位の代替)</td> <td>0~70m³/h</td> <td>56.8m³/h</td> </tr> <tr> <td>②代替格納容器スプレーポンプ出口積算流量 (燃料取替用水ビット水位及び補助給水ビット水位の代替)</td> <td>0~200m³/h (0~10,000m³)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①補助給水流量 (補助給水ビット水位の代替)</td> <td>0~130m³/h</td> <td>50m³/h</td> </tr> <tr> <td>① [緊急ほう酸注入ライン流量] (ほう酸タンク水位の代替)</td> <td>0~35m³/h</td> <td>13.6m³/h</td> </tr> <tr> <td>②出力領域中性子束 (ほう酸タンク水位の代替)</td> <td>0~120% (3.3×10⁶~ 1.2×10¹⁰cm⁻²・s⁻¹)</td> <td>最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)</td> </tr> <tr> <td>②中間領域中性子束 (ほう酸タンク水位の代替)</td> <td>10⁻¹¹~5×10⁻⁹A (1.3×10⁷~6.6× 10¹⁰cm⁻²・s⁻¹)</td> <td>最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)</td> </tr> </tbody> </table> <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>	項目	水源の確保			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	燃料取替用水ビット水位	0~100%	100%	補助給水ビット水位	0~100%	100%	ほう酸タンク水位	0~100%	100%	代替パラメータ	①格納容器再循環サンプ水位 (広域) (燃料取替用水ビット水位の代替)	0~100%	100%	②B-格納容器スプレー冷却器出口積算流量 (AM用) (燃料取替用水ビット水位の代替)	0~1,300m ³ /h (0~10,000m ³)	—	② [格納容器スプレー流量] (燃料取替用水ビット水位の代替)	0~1,300m ³ /h	□ h/台	②高圧注入流量 (燃料取替用水ビット水位の代替)	0~350m ³ /h	280m ³ /h	②低圧注入流量 (燃料取替用水ビット水位の代替)	0~1,100m ³ /h	1,090m ³ /h	② [充てん流量] (燃料取替用水ビット水位の代替)	0~70m ³ /h	56.8m ³ /h	②代替格納容器スプレーポンプ出口積算流量 (燃料取替用水ビット水位及び補助給水ビット水位の代替)	0~200m ³ /h (0~10,000m ³)	—	①補助給水流量 (補助給水ビット水位の代替)	0~130m ³ /h	50m ³ /h	① [緊急ほう酸注入ライン流量] (ほう酸タンク水位の代替)	0~35m ³ /h	13.6m ³ /h	②出力領域中性子束 (ほう酸タンク水位の代替)	0~120% (3.3×10 ⁶ ~ 1.2×10 ¹⁰ cm ⁻² ・s ⁻¹)	最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)	②中間領域中性子束 (ほう酸タンク水位の代替)	10 ⁻¹¹ ~5×10 ⁻⁹ A (1.3×10 ⁷ ~6.6× 10 ¹⁰ cm ⁻² ・s ⁻¹)	最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)	
項目	水源の確保																																																																																																																																	
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																																															
主要パラメータ	復水貯蔵タンク水位	0~3,200m ³	0~2,173m ³																																																																																																																															
	圧力抑制室水位	0~5m (0. F. ~2900mm~1100mm)	0.05m (0. F. ~3850mm)																																																																																																																															
代替パラメータ	①高圧代替注水系ポンプ出口流量 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~120m ³ /h	—																																																																																																																															
	①残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレーライン洗浄流量) (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~220m ³ /h	—																																																																																																																															
	①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) (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~220m ³ /h	—																																																																																																																															
	①高圧冷却低圧注水系ポンプ出口流量 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~100m ³ /h	—																																																																																																																															
	①原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~150m ³ /h	0~60.8m ³ /h																																																																																																																															
	①高圧伊心スプレー系ポンプ出口流量 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~1,500m ³ /h	(高圧側) 0~318m ³ /h (低圧側) 0~1,050m ³ /h																																																																																																																															
	①原子炉格納容器下部注水流量 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~110m ³ /h	—																																																																																																																															
	①代替循環冷却ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0~200m ³ /h	—																																																																																																																															
	①残留熱除去系ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0~1,500m ³ /h	0~1,136m ³ /h																																																																																																																															
	①高圧伊心スプレー系ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0~1,500m ³ /h	0~1,050m ³ /h																																																																																																																															
	②高圧代替注水系ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~10MPa [gage]	—																																																																																																																															
	②高圧冷却低圧注水系ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~2MPa [gage]	—																																																																																																																															
	②代替循環冷却ポンプ出口圧力 (圧力抑制室水位の代替)	0~4MPa [gage]	—																																																																																																																															
	②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~10MPa [gage]	最大値: 11.8MPa [gage]																																																																																																																															
	②高圧伊心スプレー系ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~12MPa [gage]	最大値: 13.0MPa [gage]																																																																																																																															
	②残留熱除去系ポンプ出口圧力 (圧力抑制室水位の代替)	0~4MPa [gage]	最大値: 3.73MPa [gage]																																																																																																																															
	②低圧伊心スプレー系ポンプ出口圧力 (圧力抑制室水位の代替)	0~5MPa [gage]	最大値: 4.41MPa [gage]																																																																																																																															
	②復水移送ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~1.5MPa [gage]	—																																																																																																																															
	③原子炉水位 (広帯域) (復水貯蔵タンク水位の代替)	~3,800mm~1,500mm ²	有効燃料棒底部程度~ 1~6% B (~7,832mm~1,470mm) **																																																																																																																															
	③原子炉水位 (燃料域) (復水貯蔵タンク水位の代替)	~3,800mm~1,300mm ²	有効燃料棒底部程度~ レベルB (~3,702mm~5,600mm) **																																																																																																																															
項目	水源の確保																																																																																																																																	
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																																															
主要パラメータ	燃料取替用水ビット水位	0~100%	100%																																																																																																																															
	補助給水ビット水位	0~100%	100%																																																																																																																															
	ほう酸タンク水位	0~100%	100%																																																																																																																															
代替パラメータ	①格納容器再循環サンプ水位 (広域) (燃料取替用水ビット水位の代替)	0~100%	100%																																																																																																																															
	②B-格納容器スプレー冷却器出口積算流量 (AM用) (燃料取替用水ビット水位の代替)	0~1,300m ³ /h (0~10,000m ³)	—																																																																																																																															
	② [格納容器スプレー流量] (燃料取替用水ビット水位の代替)	0~1,300m ³ /h	□ h/台																																																																																																																															
	②高圧注入流量 (燃料取替用水ビット水位の代替)	0~350m ³ /h	280m ³ /h																																																																																																																															
	②低圧注入流量 (燃料取替用水ビット水位の代替)	0~1,100m ³ /h	1,090m ³ /h																																																																																																																															
	② [充てん流量] (燃料取替用水ビット水位の代替)	0~70m ³ /h	56.8m ³ /h																																																																																																																															
	②代替格納容器スプレーポンプ出口積算流量 (燃料取替用水ビット水位及び補助給水ビット水位の代替)	0~200m ³ /h (0~10,000m ³)	—																																																																																																																															
	①補助給水流量 (補助給水ビット水位の代替)	0~130m ³ /h	50m ³ /h																																																																																																																															
	① [緊急ほう酸注入ライン流量] (ほう酸タンク水位の代替)	0~35m ³ /h	13.6m ³ /h																																																																																																																															
	②出力領域中性子束 (ほう酸タンク水位の代替)	0~120% (3.3×10 ⁶ ~ 1.2×10 ¹⁰ cm ⁻² ・s ⁻¹)	最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)																																																																																																																															
②中間領域中性子束 (ほう酸タンク水位の代替)	10 ⁻¹¹ ~5×10 ⁻⁹ A (1.3×10 ⁷ ~6.6× 10 ¹⁰ cm ⁻² ・s ⁻¹)	最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)																																																																																																																																

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)

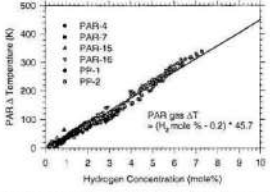
大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																				
	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="672 156 761 239">代替パラメータ</td> <td data-bbox="761 156 952 239">③原子炉水位 (SA広帯域) (復水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td data-bbox="952 156 1075 239">-3,800mm~1,500mm²</td> <td data-bbox="1075 156 1220 239">有効燃料棒底面程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ⁴⁴</td> </tr> <tr> <td data-bbox="672 239 761 319">代替パラメータ</td> <td data-bbox="761 239 952 319">③原子炉水位 (SA燃料域) (復水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td data-bbox="952 239 1075 319">-3,800mm~1,300mm²</td> <td data-bbox="1075 239 1220 319">有効燃料棒底面程度~レベル8 (-3,772mm~5,600mm) ⁴⁴</td> </tr> <tr> <td data-bbox="672 319 761 399">計測目的</td> <td colspan="3" data-bbox="761 319 1220 399">*1: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器帯レベルより1,313cm上のところとする (ドライヤースカート底部付近)。 *2: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器帯レベルより900cm上のところとする (有効燃料棒底面付近)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="672 399 761 478">計測目的</td> <td colspan="3" data-bbox="761 399 1220 478">重大事故等時において、主要パラメータにて水源の確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかの確認である。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="672 478 761 861">推定方法</td> <td colspan="3" data-bbox="761 478 1220 861"> 復水貯蔵タンク又はサブプレッションチェンバのプール水を水源とするポンプの注水量、出口圧力あるいは注水先の原子炉水位から、復水貯蔵タンク水位又は圧力制御室水位を推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 ①復水貯蔵タンクを水源とするポンプ注水量 復水貯蔵タンクを水源とするポンプの流量と経過時間より算出した注水量から推定する。復水貯蔵タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。 推定可能範囲: 0~3,200m³ ②サブプレッションチェンバを水源とするポンプ注水量 サブプレッションチェンバを水源とする代替循環冷却ポンプ出口流量、残留熱除去系ポンプ出口流量及び低圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量から代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレィ系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッションチェンバのプール水が確保されていることを推定する。 ③復水貯蔵タンクを水源とするポンプ出口圧力 復水貯蔵タンクを水源とする高圧代替注水系ポンプ出口圧力、直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力、高圧炉心スプレィ系ポンプ出口圧力及び復水移送ポンプ出口圧力から高圧代替注水系ポンプ、直流駆動低圧注水系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレィ系ポンプ及び復水移送ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることを推定する。 ④サブプレッションチェンバを水源とするポンプ出口圧力 サブプレッションチェンバを水源とする代替循環冷却ポンプ出口圧力、残留熱除去系ポンプ出口圧力及び低圧炉心スプレィ系ポンプ出口圧力から代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレィ系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッションチェンバのプール水が確保されていることを推定する。 ⑤原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (SA広帯域)、原子炉水位 (SA燃料域) 注水先である原子炉水位を計測することにより、水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることを推定する。復水貯蔵タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。 ①復水貯蔵タンクを水源とするポンプ注水量 復水貯蔵タンクを水源とするポンプの注水量による推定方法は、直前まで判明していた復水貯蔵タンクの水位を用いて推定するため、プラントの状態に依存することなく適用可能である。 ②サブプレッションチェンバを水源とするポンプ注水量 本推定方法の目的は、代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレィ系ポンプ運転時における水源である圧力制御室水位の確保を確認することであり、これらのポンプが正常に動作していることをポンプ注水量で確認することで、必要な水源である </td> </tr> <tr> <td data-bbox="672 861 761 989">推定の評価</td> <td colspan="3" data-bbox="761 861 1220 989"></td> </tr> </table>	代替パラメータ	③原子炉水位 (SA広帯域) (復水貯蔵タンク水位の代替)	-3,800mm~1,500mm ²	有効燃料棒底面程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ⁴⁴	代替パラメータ	③原子炉水位 (SA燃料域) (復水貯蔵タンク水位の代替)	-3,800mm~1,300mm ²	有効燃料棒底面程度~レベル8 (-3,772mm~5,600mm) ⁴⁴	計測目的	*1: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器帯レベルより1,313cm上のところとする (ドライヤースカート底部付近)。 *2: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器帯レベルより900cm上のところとする (有効燃料棒底面付近)			計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて水源の確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかの確認である。			推定方法	復水貯蔵タンク又はサブプレッションチェンバのプール水を水源とするポンプの注水量、出口圧力あるいは注水先の原子炉水位から、復水貯蔵タンク水位又は圧力制御室水位を推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 ①復水貯蔵タンクを水源とするポンプ注水量 復水貯蔵タンクを水源とするポンプの流量と経過時間より算出した注水量から推定する。復水貯蔵タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。 推定可能範囲: 0~3,200m ³ ②サブプレッションチェンバを水源とするポンプ注水量 サブプレッションチェンバを水源とする代替循環冷却ポンプ出口流量、残留熱除去系ポンプ出口流量及び低圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量から代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレィ系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッションチェンバのプール水が確保されていることを推定する。 ③復水貯蔵タンクを水源とするポンプ出口圧力 復水貯蔵タンクを水源とする高圧代替注水系ポンプ出口圧力、直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力、高圧炉心スプレィ系ポンプ出口圧力及び復水移送ポンプ出口圧力から高圧代替注水系ポンプ、直流駆動低圧注水系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレィ系ポンプ及び復水移送ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることを推定する。 ④サブプレッションチェンバを水源とするポンプ出口圧力 サブプレッションチェンバを水源とする代替循環冷却ポンプ出口圧力、残留熱除去系ポンプ出口圧力及び低圧炉心スプレィ系ポンプ出口圧力から代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレィ系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッションチェンバのプール水が確保されていることを推定する。 ⑤原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (SA広帯域)、原子炉水位 (SA燃料域) 注水先である原子炉水位を計測することにより、水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることを推定する。復水貯蔵タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。 ①復水貯蔵タンクを水源とするポンプ注水量 復水貯蔵タンクを水源とするポンプの注水量による推定方法は、直前まで判明していた復水貯蔵タンクの水位を用いて推定するため、プラントの状態に依存することなく適用可能である。 ②サブプレッションチェンバを水源とするポンプ注水量 本推定方法の目的は、代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレィ系ポンプ運転時における水源である圧力制御室水位の確保を確認することであり、これらのポンプが正常に動作していることをポンプ注水量で確認することで、必要な水源である			推定の評価				<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1254 156 1344 239">代替パラメータ</td> <td data-bbox="1344 156 1534 239">②中性子源領域中性子束 (ほう酸タンク水位の代替)</td> <td data-bbox="1534 156 1680 239">1~10⁶cps (10¹¹~10¹⁶cm⁻²・s⁻¹)</td> <td data-bbox="1680 156 1814 239">最大値: 定格出力の約194倍 (副制御機び出し)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1254 239 1344 319">計測目的</td> <td colspan="3" data-bbox="1344 239 1814 319">重大事故等時において、主要パラメータにて水源の確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかの確認である。</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1254 319 1344 989">推定方法</td> <td colspan="3" data-bbox="1344 319 1814 989"> 燃料取替用水ビット、補助給水ビット又はほう酸タンクを水源とするポンプの注水量、注水先のサブ水位あるいは、炉心へのほう酸水注入に伴う負の反応度添加の状況から、燃料取替用水ビット水位、補助給水ビット水位又はほう酸タンク水位を推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 ①格納容器再循環サブ水位 (広域) 注入先である格納容器再循環サブ水位 (広域) を計測することにより、水源である燃料取替用水ビット水位が確保されていることを推定する。燃料取替用水ビットに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。 ②燃料取替用水ビットを水源とするポンプ注水量 燃料取替用水ビットを水源とするB-格納容器スプレィ冷却器出口積算流量 (AM用)、格納容器スプレィ流量 (自主対策設備)、高圧注入流量、低圧注入流量、充てん流量 (自主対策設備) 及び代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量から格納容器スプレィポンプ、高圧注入ポンプ、熱源系ポンプ、充てんポンプ及び代替格納容器スプレィポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である燃料取替用水ビット水位が確保されていることを推定する。燃料取替用水ビットに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。 ③補助給水ビットを水源とするポンプ注水量 補助給水ビットを水源とする補助給水流量及び代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量から補助給水ポンプ及び代替格納容器スプレィポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である補助給水ビット水位が確保されていることを推定する。補助給水ビットに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。 ④ほう酸タンクを水源とするポンプ注水量 ほう酸タンクを水源とする緊急ほう酸注入ライン流量 (自主対策設備) からほう酸ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるほう酸タンク水位が確保されていることを推定する。 </td> </tr> </table>	代替パラメータ	②中性子源領域中性子束 (ほう酸タンク水位の代替)	1~10 ⁶ cps (10 ¹¹ ~10 ¹⁶ cm ⁻² ・s ⁻¹)	最大値: 定格出力の約194倍 (副制御機び出し)	計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて水源の確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかの確認である。			推定方法	燃料取替用水ビット、補助給水ビット又はほう酸タンクを水源とするポンプの注水量、注水先のサブ水位あるいは、炉心へのほう酸水注入に伴う負の反応度添加の状況から、燃料取替用水ビット水位、補助給水ビット水位又はほう酸タンク水位を推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 ①格納容器再循環サブ水位 (広域) 注入先である格納容器再循環サブ水位 (広域) を計測することにより、水源である燃料取替用水ビット水位が確保されていることを推定する。燃料取替用水ビットに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。 ②燃料取替用水ビットを水源とするポンプ注水量 燃料取替用水ビットを水源とするB-格納容器スプレィ冷却器出口積算流量 (AM用)、格納容器スプレィ流量 (自主対策設備)、高圧注入流量、低圧注入流量、充てん流量 (自主対策設備) 及び代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量から格納容器スプレィポンプ、高圧注入ポンプ、 熱源系 ポンプ、充てんポンプ及び代替格納容器スプレィポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である燃料取替用水ビット水位が確保されていることを推定する。燃料取替用水ビットに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。 ③補助給水ビットを水源とするポンプ注水量 補助給水ビットを水源とする補助給水流量及び代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量から補助給水ポンプ及び代替格納容器スプレィポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である補助給水ビット水位が確保されていることを推定する。補助給水ビットに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。 ④ほう酸タンクを水源とするポンプ注水量 ほう酸タンクを水源とする緊急ほう酸注入ライン流量 (自主対策設備) からほう酸ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるほう酸タンク水位が確保されていることを推定する。			
代替パラメータ	③原子炉水位 (SA広帯域) (復水貯蔵タンク水位の代替)	-3,800mm~1,500mm ²	有効燃料棒底面程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ⁴⁴																																				
代替パラメータ	③原子炉水位 (SA燃料域) (復水貯蔵タンク水位の代替)	-3,800mm~1,300mm ²	有効燃料棒底面程度~レベル8 (-3,772mm~5,600mm) ⁴⁴																																				
計測目的	*1: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器帯レベルより1,313cm上のところとする (ドライヤースカート底部付近)。 *2: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器帯レベルより900cm上のところとする (有効燃料棒底面付近)																																						
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて水源の確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかの確認である。																																						
推定方法	復水貯蔵タンク又はサブプレッションチェンバのプール水を水源とするポンプの注水量、出口圧力あるいは注水先の原子炉水位から、復水貯蔵タンク水位又は圧力制御室水位を推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 ①復水貯蔵タンクを水源とするポンプ注水量 復水貯蔵タンクを水源とするポンプの流量と経過時間より算出した注水量から推定する。復水貯蔵タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。 推定可能範囲: 0~3,200m ³ ②サブプレッションチェンバを水源とするポンプ注水量 サブプレッションチェンバを水源とする代替循環冷却ポンプ出口流量、残留熱除去系ポンプ出口流量及び低圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量から代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレィ系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッションチェンバのプール水が確保されていることを推定する。 ③復水貯蔵タンクを水源とするポンプ出口圧力 復水貯蔵タンクを水源とする高圧代替注水系ポンプ出口圧力、直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力、高圧炉心スプレィ系ポンプ出口圧力及び復水移送ポンプ出口圧力から高圧代替注水系ポンプ、直流駆動低圧注水系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレィ系ポンプ及び復水移送ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることを推定する。 ④サブプレッションチェンバを水源とするポンプ出口圧力 サブプレッションチェンバを水源とする代替循環冷却ポンプ出口圧力、残留熱除去系ポンプ出口圧力及び低圧炉心スプレィ系ポンプ出口圧力から代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレィ系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッションチェンバのプール水が確保されていることを推定する。 ⑤原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (SA広帯域)、原子炉水位 (SA燃料域) 注水先である原子炉水位を計測することにより、水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることを推定する。復水貯蔵タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。 ①復水貯蔵タンクを水源とするポンプ注水量 復水貯蔵タンクを水源とするポンプの注水量による推定方法は、直前まで判明していた復水貯蔵タンクの水位を用いて推定するため、プラントの状態に依存することなく適用可能である。 ②サブプレッションチェンバを水源とするポンプ注水量 本推定方法の目的は、代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレィ系ポンプ運転時における水源である圧力制御室水位の確保を確認することであり、これらのポンプが正常に動作していることをポンプ注水量で確認することで、必要な水源である																																						
推定の評価																																							
代替パラメータ	②中性子源領域中性子束 (ほう酸タンク水位の代替)	1~10 ⁶ cps (10 ¹¹ ~10 ¹⁶ cm ⁻² ・s ⁻¹)	最大値: 定格出力の約194倍 (副制御機び出し)																																				
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて水源の確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかの確認である。																																						
推定方法	燃料取替用水ビット、補助給水ビット又はほう酸タンクを水源とするポンプの注水量、注水先のサブ水位あるいは、炉心へのほう酸水注入に伴う負の反応度添加の状況から、燃料取替用水ビット水位、補助給水ビット水位又はほう酸タンク水位を推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 ①格納容器再循環サブ水位 (広域) 注入先である格納容器再循環サブ水位 (広域) を計測することにより、水源である燃料取替用水ビット水位が確保されていることを推定する。燃料取替用水ビットに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。 ②燃料取替用水ビットを水源とするポンプ注水量 燃料取替用水ビットを水源とするB-格納容器スプレィ冷却器出口積算流量 (AM用)、格納容器スプレィ流量 (自主対策設備)、高圧注入流量、低圧注入流量、充てん流量 (自主対策設備) 及び代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量から格納容器スプレィポンプ、高圧注入ポンプ、 熱源系 ポンプ、充てんポンプ及び代替格納容器スプレィポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である燃料取替用水ビット水位が確保されていることを推定する。燃料取替用水ビットに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。 ③補助給水ビットを水源とするポンプ注水量 補助給水ビットを水源とする補助給水流量及び代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量から補助給水ポンプ及び代替格納容器スプレィポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である補助給水ビット水位が確保されていることを推定する。補助給水ビットに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。 ④ほう酸タンクを水源とするポンプ注水量 ほう酸タンクを水源とする緊急ほう酸注入ライン流量 (自主対策設備) からほう酸ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるほう酸タンク水位が確保されていることを推定する。																																						

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)

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>圧力制御水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p>②復水貯蔵タンクを水源とするポンプ出口圧力 本推定方法の目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水における水源である復水貯蔵タンク水位の確保を確認することであり、高圧代替注水ポンプ、高圧駆動低圧注水ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ及び復水移送ポンプが正常に動作していることをポンプ出口圧力で確認することで、必要な水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p>③サブプレッションチェンバを水源とするポンプ出口圧力 本推定方法の目的は、代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプ運転時における水源であるサブプレッションチェンバのプール水位の確保を確認することであり、代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることをポンプ出口圧力で確認することで、必要な水源であるサブプレッションチェンバのプール水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p>④原子炉水位(広帯域)、原子炉水位(燃料域)、原子炉水位(SA広帯域)、原子炉水位(SA燃料域) 本推定方法の目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水における水源である復水貯蔵タンクの水位の確保を確認することであり、注水先の原子炉水位の水位変化を確認することで、必要な水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p>【誤差による影響について】 水源の確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかを把握することであり、代替パラメータ(復水貯蔵タンクを水源とするポンプ注水量及び出口圧力、サブプレッションチェンバを水源とするポンプ注水量及び出口圧力)による推定は、注水設備によるパラメータから必要な水源が確保されていることの傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。(高圧代替注水ポンプ出口流量の誤差:±1.9m³/h、残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)の誤差:±1.6m³/h、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流量)の誤差:±3.6m³/h、高圧駆動低圧注水ポンプ出口流量の誤差:±1.6m³/h、代替循環冷却ポンプ出口流量の誤差:±3.3m³/h、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の誤差:±2.4m³/h、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の誤差:±2.4m³/h、残留熱除去系ポンプ出口流量の誤差:±2.6m³/h、低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の誤差:±2.4m³/h、原子炉格納容器下注注水流量の誤差:±1.9m³/h、高圧代替注水ポンプ出口圧力の誤差:±0.1MPa、高圧駆動低圧注水ポンプ出口圧力の誤差:±0.01MPa、代替循環冷却ポンプ出口圧力の誤差:±0.03MPa、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力の誤差:±0.1MPa、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の誤差:±0.03MPa、残留熱除去系ポンプ出口圧力の誤差:±0.02MPa、低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の誤差:±0.03MPa、復水移送ポンプ出口圧力の誤差:±0.01MPa、原子炉水位(広帯域)の誤差:±46mm、原子炉水位(燃料域)の誤差:±44mm、原子炉水位(SA広帯域)の誤差:±45mm、原子炉水位(SA燃料域)の誤差:±43mm)</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<p>②ほう酸タンクを水源とする炉心への負の反応度添加 ほう酸タンクを水源とする炉心への負の反応度添加から出力領域中性子束、中間領域中性子束及び中性子源領域中性子束の指示が低下していることを把握することにより、水源であるほう酸タンク水位が確保されていることを推定する。</p> <p>①格納容器再循環サンプ水位(広域) 本推定方法の目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水における水源である燃料取替用水ピットの水位の確保を確認することであり、格納容器再循環サンプ水位(広域)の水位変化を確認することで、必要な水源である燃料取替用水ピット水位が確保されていることを推定できることから、適用可能である。なお、燃料取替用水ピット以外からの注水がないことを前提とする。</p> <p>②燃料取替用水ピットを水源とするポンプ注水量 本推定方法の目的は、格納容器スプレイポンプ、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、充てんポンプ及び代替格納容器スプレイポンプ運転時における水源である燃料取替用水ピット水位の確保を確認することであり、これらのポンプが正常に動作していることをポンプ注水量で確認することで、必要な水源である燃料取替用水ピット水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。なお、燃料取替用水ピット以外からの注水がないことを前提とする。</p> <p>①補助給水ピットを水源とするポンプ注水量 本推定方法の目的は、補助給水ポンプ及び代替格納容器スプレイポンプ運転時における水源である補助給水ピット水位の確保を確認することであり、これらのポンプが正常に動作していることをポンプ注水量で確認することで、必要な水源である補助給水ピット水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。なお、補助給水ピット以外からの注水がないことを前提とする。</p> <p>①ほう酸タンクを水源とするポンプ注水量 本推定方法の目的は、ほう酸ポンプ運転時における水源であるほう酸タンク水位の確保を確認することであり、このポンプが正常に動作していることをポンプ注水量で確認することで、必要な水源であるほう酸タンク水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p>②ほう酸タンクを水源とする炉心への負の反応度添加 本推定方法の目的は、炉心への負の反応度添加時における水源であるほう酸タンク水位の確保を確認することであり、出力領域中性子束、中間領域中性子束及び中性子源領域中性子束の指示が低下していることを確認することで、必要な水源であるほう酸タンク水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p>【誤差による影響について】 水源の確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかを把握することであり、代替パラメータ(格納容器再循環サンプ水位(広域)、燃料取替用水ピットを水源とするポンプ注水量、補助給水ピットを水源とするポンプ注水量、ほう酸タンクを水源とするポンプ注水量)による推定は、注水設備によるパラメータから必要な水源が確保されていることの傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。(格納容器再循環サンプ水位(広域)の誤差:±2.0%、B-1格納容器スプレイ冷却器出口積算流量(AM用)の誤差:±11.3m³/h、高圧注入流量の誤差:±2.7m³/h、低圧注入流量の誤差:±8.9m³/h、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の誤差:±1.7m³/h、補助給水流量の誤差:±2.6m³/h)</p> <p>代替パラメータ(ほう酸タンクを水源とする炉心への負の反応度添加)による推定は、炉心へのほう酸水注入に伴う負の反応度が追加されていることを出力領域中性子束、中間領域中性子束及び中性子源領域中性子束の傾向監視することにより水源の有無を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。(出力領域中性子束の誤差:±1.0%、中間領域中性子束の誤差:5.4×10⁻¹²~1.9×10⁻¹⁰A、中性子源領域中性子束の誤差:6.6×10⁻¹⁶~1.6×10⁻¹⁴eps)</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	

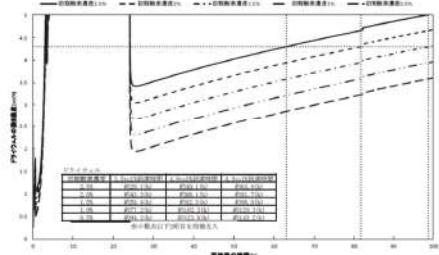
灰色: 女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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)

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>(○) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (原子炉建屋内の水素濃度)</p> <table border="1" data-bbox="667 228 1227 319"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th colspan="3">原子炉建屋内水素濃度</th> </tr> <tr> <th></th> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>原子炉建屋内水素濃度</td> <td>0~10vol%</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td>①静的触媒式水素再結合装置動作監視装置</td> <td>0~500℃</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>計測目的 重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉建屋内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器からの水素漏えいがあるかどうかの確認である。</p> <p>推定方法 原子炉建屋内の水素濃度の主要パラメータである原子炉建屋内水素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの静的触媒式水素再結合装置動作監視装置により推定する。推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 原子炉建屋内水素濃度の計測が困難になった場合、代替パラメータの静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 (静的触媒式水素再結合装置入口/出口の差温度から水素濃度を推定) により推定する。</p> <p>推定可能範囲: 0~約4vol%</p>  <p>Fig. 13. PAR gas ΔT as a function of hydrogen concentration.</p> <p>図 58-8-17 静的触媒式水素再結合装置の入口/出口の差温度と水素濃度の関係</p> <p>【出典】 Nuclear Technology Vol. 129 Mar. 2000 TESTING A PASSIVE AUTOCATALYTIC RECOMBINER IN THE SIRTSEY FACILITY THOMAS K. BLANCHAT Sandia National Laboratories</p> <p>②静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 原子炉建屋内の水素が静的触媒式水素再結合装置で処理された場合、発熱反応が生じ、装置の入口と出口温度に差が生じる。これを計測することにより静的触媒式水素再結合装置に入る水素濃度が推定することができることから、原子炉建屋水素濃度の推定方法として妥当である。</p> <p>【誤差による影響について】 原子炉建屋内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器からの水素漏えいを把握することであり、代替パラメータ (静的触媒式水素再結合装置動作監視装置) による静的触媒式水素再結合装置の動作有無並びに入口及び出口の差温度の状況から水素漏えいの傾向を把握でき、計測誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対応を実施することが可能である。(静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度計の誤差: 約±0.5℃から差温度として最大11.0℃程度の誤差)</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	項目	原子炉建屋内水素濃度				監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	原子炉建屋内水素濃度	0~10vol%	—	代替パラメータ	①静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	0~500℃	—		
項目	原子炉建屋内水素濃度																		
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																
主要パラメータ	原子炉建屋内水素濃度	0~10vol%	—																
代替パラメータ	①静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	0~500℃	—																

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>(p) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (原子炉格納容器内の酸素濃度)</p> <table border="1" data-bbox="674 240 1225 368"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉格納容器内の酸素濃度</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>格納容器内空囲気放射線濃度</td> <td>0~30vol%</td> <td>約4.3vol%</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">代替パラメータ</td> <td>①格納容器内空囲気放射線モニタ (R/C)</td> <td>10⁻⁵v./h~10⁵v./h</td> <td>15v./h未満</td> </tr> <tr> <td>②格納容器内空囲気放射線モニタ (S/C)</td> <td>10⁻⁵v./h~10⁵v./h</td> <td>15v./h未満</td> </tr> <tr> <td>③ドライウェル圧力</td> <td>0~1MPa(abs)</td> <td>③0MPa(gage) 以下</td> </tr> <tr> <td>④圧力制御室圧力</td> <td>0~1MPa(abs)</td> <td>④0MPa(gage) 以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>計測目的 重大事故等時において, 主要パラメータにて原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は, 原子炉格納容器内の水素が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかの確認である。</p> <p>原子炉格納容器内の酸素濃度の主要パラメータである格納容器内空囲気放射線濃度の計測が困難になった場合, 代替パラメータの格納容器内空囲気放射線モニタ (R/C) 及び格納容器内空囲気放射線モニタ (S/C) にて中心値を判断した後, 評価結果 (解析結果) により格納容器内空囲気放射線濃度を推定する。 また, 事故後の原子炉格納容器内の圧力を監視することで, 原子炉格納容器内への空気流入有無を把握し, 水素が燃焼を生じる可能性を推定する。 推定方法は, 以下のとおりである。</p> <p>①格納容器内空囲気放射線モニタ (R/C), 格納容器内空囲気放射線モニタ (S/C) 格納容器内空囲気放射線濃度の計測が困難になった場合, 代替パラメータの格納容器内空囲気放射線モニタ (R/C) 及び格納容器内空囲気放射線モニタ (S/C) にて中心値を判断した後, 初期酸素濃度と可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いている保守的G値 (沸騰状態の場合 G(02)=0.4, G(02)=0.2, 非沸騰状態の場合 G(02)=0.25, G(02)=0.125) を入力とした評価結果 (解析結果) により推定する。</p> <p>推定可能範囲: 0~約 3vol%</p>  <p>図 58-8-18 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器内酸素濃度 (ドライウェル) (原子炉格納容器内への空気供給なし) (ドライ条件)</p>	項目	原子炉格納容器内の酸素濃度			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	格納容器内空囲気放射線濃度	0~30vol%	約4.3vol%	代替パラメータ	①格納容器内空囲気放射線モニタ (R/C)	10 ⁻⁵ v./h~10 ⁵ v./h	15v./h未満	②格納容器内空囲気放射線モニタ (S/C)	10 ⁻⁵ v./h~10 ⁵ v./h	15v./h未満	③ドライウェル圧力	0~1MPa(abs)	③0MPa(gage) 以下	④圧力制御室圧力	0~1MPa(abs)	④0MPa(gage) 以下		
項目	原子炉格納容器内の酸素濃度																										
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																								
主要パラメータ	格納容器内空囲気放射線濃度	0~30vol%	約4.3vol%																								
代替パラメータ	①格納容器内空囲気放射線モニタ (R/C)	10 ⁻⁵ v./h~10 ⁵ v./h	15v./h未満																								
	②格納容器内空囲気放射線モニタ (S/C)	10 ⁻⁵ v./h~10 ⁵ v./h	15v./h未満																								
	③ドライウェル圧力	0~1MPa(abs)	③0MPa(gage) 以下																								
	④圧力制御室圧力	0~1MPa(abs)	④0MPa(gage) 以下																								

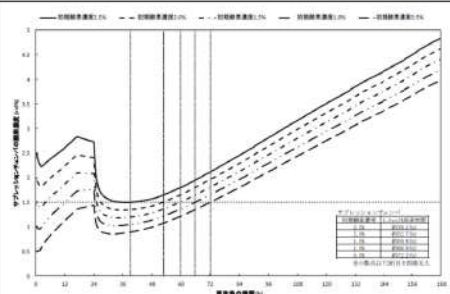
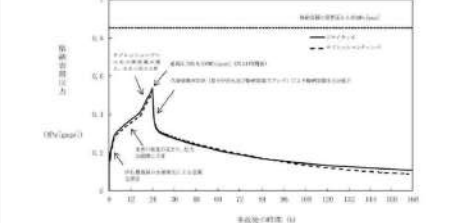
灰色:女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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 style="text-align: center;">女川原子力発電所2号炉</p> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 20%;"> <p>指定方法</p> </div> <div style="width: 60%;"> <p>図 58-8-19 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器内濃度 (サブレーション状態) (原子が格納容器内への蒸気供給なし) (ドライ条件)</p> </div> <div style="width: 20%;"> <p>指定方法</p> </div> </div> <div style="display: flex; justify-content: space-between; margin-top: 20px;"> <div style="width: 20%;"> <p>指定方法</p> </div> <div style="width: 60%;"> <p>図 58-8-20 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器内濃度 (ドライウェル) (原子が格納容器内への蒸気供給なし) (ウェット条件)</p> </div> <div style="width: 20%;"> <p>指定方法</p> </div> </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)

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 data-bbox="840 108 1059 132">女川原子力発電所2号炉</p>  <p data-bbox="763 470 1211 502">図 58-8-21 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器内酸素濃度 (サブプレッションフェーズ) (原子炉格納容器内への蒸気供給なし) (クォット条件)</p> <p data-bbox="763 518 1211 710">①ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力 原子炉格納容器内の酸素を把握する目的としては、事故後の原子炉格納容器内の水素が燃焼を生じる可能性の把握である。 ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力により、原子炉格納容器内の圧力が正圧であることを確認することで、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し、水素燃焼の可能性を推定する。 なお、非常時操作手順において、原子炉格納容器内の圧力を変化させる原子炉格納容器スプレイ実施時には、原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入防止を目的として、ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力が 13.7kPa [page] 以上であることを確認してスプレイ操作を判断することとしている。 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器圧力の変化を図 58-8-22 に示す。有効性評価の結果では、格納容器圧力が正圧に保たれる結果となっており、原子炉格納容器への空気流入の可能性がないことを確認している。</p>  <p data-bbox="763 957 1211 981">図 58-8-22 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器圧力の推移</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	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;"> <p>①格納容器内蒸気放射線モニタ (B/W)、格納容器内蒸気放射線モニタ (S/C) 炉心損傷和断後の初期除染濃度と保守的なら値を入力とした評価結果 (解析結果) では、実際の原子炉格納容器内の除染濃度よりも高く評価されることになるが、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する目的のためには、妥当な推定手段である。</p> <p>②ドライウェル圧力、圧力制御室圧力 格納容器内圧力を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握することは、炉心損傷和断後の初期除染濃度と可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いている保守的なら値を入力とした評価結果 (解析結果) の信頼性を上げることとなることから、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を把握する目的のためには、妥当な推定手段である。</p> <p>推定の評価 [蒸気による影響について] 原子炉格納容器内の除染濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり、代替パラメータ (格納容器内蒸気放射線モニタ (B/W)、格納容器内蒸気放射線モニタ (S/C)、ドライウェル圧力、圧力制御室圧力) による原子炉格納容器内の除染濃度の傾向及び原子炉格納容器への空気流入の有無の傾向を把握でき、計器誤差 (格納容器内蒸気放射線モニタ (B/W) の誤差: ±0.29デカード (5.2×10⁻⁵Sv/h)~1.9×10⁻⁵Sv/h)、格納容器内蒸気放射線モニタ (S/C) の誤差: ±0.29デカード (5.2×10⁻⁵Sv/h)~1.9×10⁻⁵Sv/h)、ドライウェル圧力の誤差: ±0.0009Pa、圧力制御室圧力の誤差: ±0.0009Pa) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</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)

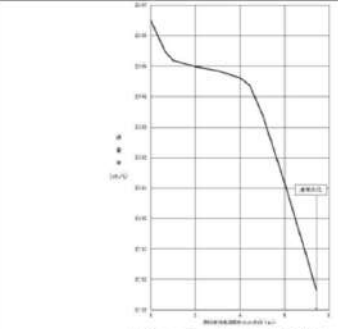
大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																				
	<p>(q) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (使用済燃料プールの監視)</p> <table border="1" data-bbox="667 236 1227 1050"> <thead> <tr> <th colspan="4">使用済燃料プールの監視</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">主要パラメータ</td> <td>使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)</td> <td>0~7.010mm² 0~150℃</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)</td> <td>-4.300mm~7.300mm² 0~120℃</td> <td>0.F.32895mm 最大値:65℃</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)</td> <td>10³aSv/h~10⁴aSv/h 10³aSv/h~10⁴aSv/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール監視カメラ</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) (使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)、使用済燃料プール監視カメラの代替)</td> <td>-4.300mm~7.300mm² 0~120℃</td> <td>0.F.32895mm 最大値:65℃</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">代替パラメータ</td> <td>①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) (使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)、使用済燃料プール監視カメラの代替)</td> <td>0~7.010mm² 0~150℃</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) (使用済燃料プール監視カメラの代替)</td> <td>10³aSv/h~10⁴aSv/h 10³aSv/h~10⁴aSv/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) (使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) の代替)</td> <td>10³aSv/h~10⁴aSv/h 10³aSv/h~10⁴aSv/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>②使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) の代替)</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">*1:計測範囲の値は、使用済燃料貯蔵ラック上層 (0.F.25920mm) のところとする。 重大事故等時において、主要パラメータにて使用済燃料プールを監視する目的は、使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握することである。</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">推定方法</td> <td colspan="3">使用済燃料プール監視の主要パラメータである使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) 及び使用済燃料プール監視カメラにより推定する。</td> </tr> <tr> <td colspan="3">使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) 及び使用済燃料プール監視カメラにより推定する。</td> </tr> <tr> <td colspan="3">使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)、使用済燃料プール監視カメラにより推定する。</td> </tr> <tr> <td colspan="3">使用済燃料プール監視カメラによる監視が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) により推定する。</td> </tr> </tbody> </table>	使用済燃料プールの監視				項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	0~7.010mm ² 0~150℃	—	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	-4.300mm~7.300mm ² 0~120℃	0.F.32895mm 最大値:65℃	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)	10 ³ aSv/h~10 ⁴ aSv/h 10 ³ aSv/h~10 ⁴ aSv/h	—	使用済燃料プール監視カメラ	—	—	①使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) (使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)、使用済燃料プール監視カメラの代替)	-4.300mm~7.300mm ² 0~120℃	0.F.32895mm 最大値:65℃	代替パラメータ	①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) (使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)、使用済燃料プール監視カメラの代替)	0~7.010mm ² 0~150℃	—	①使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) (使用済燃料プール監視カメラの代替)	10 ³ aSv/h~10 ⁴ aSv/h 10 ³ aSv/h~10 ⁴ aSv/h	—	②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) (使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) の代替)	10 ³ aSv/h~10 ⁴ aSv/h 10 ³ aSv/h~10 ⁴ aSv/h	—	②使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) の代替)	—	—	計測目的	*1:計測範囲の値は、使用済燃料貯蔵ラック上層 (0.F.25920mm) のところとする。 重大事故等時において、主要パラメータにて使用済燃料プールを監視する目的は、使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握することである。			推定方法	使用済燃料プール監視の主要パラメータである使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) 及び使用済燃料プール監視カメラにより推定する。			使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) 及び使用済燃料プール監視カメラにより推定する。			使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)、使用済燃料プール監視カメラにより推定する。			使用済燃料プール監視カメラによる監視が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) により推定する。			<p>(r) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネル及び他ループを除く) による推定方法について (使用済燃料ピットの監視)</p> <table border="1" data-bbox="1252 236 1814 1050"> <thead> <tr> <th colspan="4">使用済燃料ピットの監視</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">主要パラメータ</td> <td>使用済燃料ピット水位 (AM用)</td> <td>T.P.25.24~ T.P.32.76m</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料ピット水位 (可搬型)</td> <td>T.P.21.30~ T.P.32.76m</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料ピット温度 (AM用)</td> <td>0~100℃</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ</td> <td>10nSv/h~ 1,000nSv/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料ピット監視カメラ</td> <td>(視野範囲内 (水温:-10~120℃、水位:使用済燃料ピット上端~燃料頂部近傍))</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>(使用済燃料ピット水位)</td> <td>T.P.32.26~ T.P.32.76m</td> <td>T.P.32.66m</td> </tr> <tr> <td>(使用済燃料ピット温度)</td> <td>0~100℃</td> <td>52℃以下</td> </tr> <tr> <td>(使用済燃料ピットエリアモニタ)</td> <td>1~10⁴µSv/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>(携帯型水温計)</td> <td>-40~510℃</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>(携帯型水位計)</td> <td>T.P.29.29~ T.P.33.10m</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">代替パラメータ</td> <td>①使用済燃料ピット水位 (可搬型) (使用済燃料ピット水位 (AM用)、使用済燃料ピット監視カメラ、(使用済燃料ピット水位)、(携帯型水位計) 及び (使用済燃料ピット監視用携帯型ロース式水位計) の代替)</td> <td>T.P.21.30~ T.P.32.76m</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>②使用済燃料ピット温度 (携帯型水温計) の代替</td> <td>0~100℃</td> <td>52℃以下</td> </tr> </tbody> </table>	使用済燃料ピットの監視				項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	使用済燃料ピット水位 (AM用)	T.P.25.24~ T.P.32.76m	—	使用済燃料ピット水位 (可搬型)	T.P.21.30~ T.P.32.76m	—	使用済燃料ピット温度 (AM用)	0~100℃	—	使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ	10nSv/h~ 1,000nSv/h	—	使用済燃料ピット監視カメラ	(視野範囲内 (水温:-10~120℃、水位:使用済燃料ピット上端~燃料頂部近傍))	—	(使用済燃料ピット水位)	T.P.32.26~ T.P.32.76m	T.P.32.66m	(使用済燃料ピット温度)	0~100℃	52℃以下	(使用済燃料ピットエリアモニタ)	1~10 ⁴ µSv/h	—	(携帯型水温計)	-40~510℃	—	(携帯型水位計)	T.P.29.29~ T.P.33.10m	—	代替パラメータ	①使用済燃料ピット水位 (可搬型) (使用済燃料ピット水位 (AM用)、使用済燃料ピット監視カメラ、(使用済燃料ピット水位)、(携帯型水位計) 及び (使用済燃料ピット監視用携帯型ロース式水位計) の代替)	T.P.21.30~ T.P.32.76m	—	②使用済燃料ピット温度 (携帯型水温計) の代替	0~100℃	52℃以下	
使用済燃料プールの監視																																																																																																							
項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																				
主要パラメータ	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	0~7.010mm ² 0~150℃	—																																																																																																				
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	-4.300mm~7.300mm ² 0~120℃	0.F.32895mm 最大値:65℃																																																																																																				
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)	10 ³ aSv/h~10 ⁴ aSv/h 10 ³ aSv/h~10 ⁴ aSv/h	—																																																																																																				
	使用済燃料プール監視カメラ	—	—																																																																																																				
	①使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) (使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)、使用済燃料プール監視カメラの代替)	-4.300mm~7.300mm ² 0~120℃	0.F.32895mm 最大値:65℃																																																																																																				
代替パラメータ	①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) (使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)、使用済燃料プール監視カメラの代替)	0~7.010mm ² 0~150℃	—																																																																																																				
	①使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) (使用済燃料プール監視カメラの代替)	10 ³ aSv/h~10 ⁴ aSv/h 10 ³ aSv/h~10 ⁴ aSv/h	—																																																																																																				
	②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) (使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) の代替)	10 ³ aSv/h~10 ⁴ aSv/h 10 ³ aSv/h~10 ⁴ aSv/h	—																																																																																																				
	②使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) の代替)	—	—																																																																																																				
	計測目的	*1:計測範囲の値は、使用済燃料貯蔵ラック上層 (0.F.25920mm) のところとする。 重大事故等時において、主要パラメータにて使用済燃料プールを監視する目的は、使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握することである。																																																																																																					
推定方法	使用済燃料プール監視の主要パラメータである使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) 及び使用済燃料プール監視カメラにより推定する。																																																																																																						
	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) 及び使用済燃料プール監視カメラにより推定する。																																																																																																						
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)、使用済燃料プール監視カメラにより推定する。																																																																																																						
	使用済燃料プール監視カメラによる監視が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) により推定する。																																																																																																						
使用済燃料ピットの監視																																																																																																							
項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																				
主要パラメータ	使用済燃料ピット水位 (AM用)	T.P.25.24~ T.P.32.76m	—																																																																																																				
	使用済燃料ピット水位 (可搬型)	T.P.21.30~ T.P.32.76m	—																																																																																																				
	使用済燃料ピット温度 (AM用)	0~100℃	—																																																																																																				
	使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ	10nSv/h~ 1,000nSv/h	—																																																																																																				
	使用済燃料ピット監視カメラ	(視野範囲内 (水温:-10~120℃、水位:使用済燃料ピット上端~燃料頂部近傍))	—																																																																																																				
	(使用済燃料ピット水位)	T.P.32.26~ T.P.32.76m	T.P.32.66m																																																																																																				
	(使用済燃料ピット温度)	0~100℃	52℃以下																																																																																																				
	(使用済燃料ピットエリアモニタ)	1~10 ⁴ µSv/h	—																																																																																																				
	(携帯型水温計)	-40~510℃	—																																																																																																				
	(携帯型水位計)	T.P.29.29~ T.P.33.10m	—																																																																																																				
代替パラメータ	①使用済燃料ピット水位 (可搬型) (使用済燃料ピット水位 (AM用)、使用済燃料ピット監視カメラ、(使用済燃料ピット水位)、(携帯型水位計) 及び (使用済燃料ピット監視用携帯型ロース式水位計) の代替)	T.P.21.30~ T.P.32.76m	—																																																																																																				
	②使用済燃料ピット温度 (携帯型水温計) の代替	0~100℃	52℃以下																																																																																																				

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>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) ①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) により使用済燃料プールの冷却状況を推定する。 推定可能範囲: 有効燃料棒下端近傍～有効燃料棒頂部+7.3m</p> <p>②代替パラメータの使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) により水位/放射線量の関係を利用して図58-8-23より必要な水位が確保されていることを推定するとともに使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。</p> <p>使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) ①使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) により使用済燃料プールの冷却状況を推定する。 推定可能範囲: 使用済燃料貯蔵ラック上端近傍～有効燃料棒頂部+約7m</p> <p>②代替パラメータの使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) により水位/放射線量の関係を利用して図58-8-23より必要な水位が確保されていることを推定するとともに使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。</p> <p>使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) ①使用済燃料プール放射線モニタ (高線量、低線量) の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) 及び使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) により水位/放射線量の関係を利用して図58-8-23より必要な水準が確保されていることを推定する。 推定可能範囲: $5.4 \times 10^{-5} \text{mSv/h} \sim 10^{-6} \text{mSv/h}$</p> <p>②使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。</p> <p>使用済燃料プール監視カメラ ①使用済燃料プール監視カメラによる監視が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) 及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) により使用済燃料プールの状態を監視する。 推定可能範囲: 各計測設備の計測範囲</p>	<p>①使用済燃料ピット水位 (AM用) (使用済燃料ピット水位 (可搬型)、使用済燃料ピット温度 (AM用)、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ、使用済燃料ピット監視カメラ、[使用済燃料ピット水位]、[携帯型水位計] 及び [使用済燃料ピット監視用携帯型ロープ式水位計] の代替)</p> <p>T.P.25.24～ T.P.32.76m</p> <p>—</p> <p>① [使用済燃料ピット水位] (使用済燃料ピット水位 (AM用)、使用済燃料ピット水位 (可搬型) の代替)</p> <p>T.P.32.26～ T.P.32.76m</p> <p>—</p> <p>①使用済燃料ピット温度 (AM用) (使用済燃料ピット監視カメラ、[使用済燃料ピット温度] 及び [携帯型水温計] の代替)</p> <p>0～100℃</p> <p>—</p> <p>① [使用済燃料ピット温度] (使用済燃料ピット温度 (AM用) の代替)</p> <p>0～100℃</p> <p>—</p> <p>①使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ (使用済燃料ピット水位 (AM用)、使用済燃料ピット水位 (可搬型)、使用済燃料ピット監視カメラ及び [使用済燃料ピットモニタリアモニター] の代替)</p> <p>10mSv/h～ 1,000mSv/h</p> <p>—</p> <p>① [使用済燃料ピットエリアモニタ] (使用済燃料ピット水位 (AM用)、使用済燃料ピット水位 (可搬型) 及び使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの代替)</p> <p>1～10⁶µSv/h</p> <p>—</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	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>推定方法</p>  <p>図 58-8-23 水位と放射線量率の関係</p> <p>推定の評価</p> <p>使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) ①使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) による推定方法は、使用済燃料プール水位及び温度を計測することができ、使用済燃料プールの監視を行う上で適切である。 ②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)、使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) 及び使用済燃料プール監視カメラによる推定方法は、水位/放射線量率の関係を利用して必要な水位が確保されていることを推定できるとともに、使用済燃料プールの状態を監視できることから、使用済燃料プールの監視を行う上で適切である。</p> <p>使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) ①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) による推定方法は、使用済燃料プール水位及び温度を計測することができ、使用済燃料プールの監視を行う上で適切である。 ②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)、使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) 及び使用済燃料プール監視カメラによる推定方法は、水位/放射線量率の関係を利用して必要な水位が確保されていることを推定できるとともに、使用済燃料プールの監視ができることから、使用済燃料プールの状態の監視を行う上で適切である。</p> <p>使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) ①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) 使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) による推定方法は、水位/放射線量率の関係を利用して、必要な水位が確保されていることを推定でき、使用済燃料プールの監視を行う上で適切である。 ②使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プール監視カメラによる推定方法は、使用済燃料プールの状態の監視を行う上で適切である。</p>	<p>代替パラメータ</p> <p>②使用済燃料ビット監視カメラ (使用済燃料ビット水位 (AM用)、使用済燃料ビット水位 (可搬型)、使用済燃料ビット温度 (AM用) 及び使用済燃料ビット可搬型エアモニタの代替)</p> <p>(視野範囲内 (水温: -40~120℃、水位: 使用済燃料ビット上端~燃料頂部近傍))</p> <p>—</p> <p>計測目的</p> <p>重大事故等時において、主要パラメータにて使用済燃料ビットを監視する目的は、使用済燃料ビット内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握することである。</p> <p>推定方法</p> <p>使用済燃料ビット監視の主要パラメータである使用済燃料ビット水位 (AM用)、使用済燃料ビット水位 (可搬型)、使用済燃料ビット温度 (AM用)、使用済燃料ビット可搬型エアモニタ及び使用済燃料ビット監視カメラについて、下記のとおり推定する。</p> <p>使用済燃料ビット水位 (AM用) による計測が不可能となった場合、代替パラメータの使用済燃料ビット水位 (可搬型) により使用済燃料ビットの水位を推定する。また、使用済燃料ビット可搬型エアモニタによる放射線量率と水位の関係を利用して相関図より必要な水位が確保されていることを推定するとともに、使用済燃料ビット監視カメラにより使用済燃料ビットの状態を監視する。</p> <p>使用済燃料ビット水位 (可搬型) による計測が不可能となった場合、代替パラメータの使用済燃料ビット水位 (AM用) により使用済燃料ビットの冷却状況を推定する。また、使用済燃料ビット可搬型エアモニタによる放射線量率と水位の関係を利用して相関図より必要な水位が確保されていることを推定するとともに、使用済燃料ビット監視カメラにより使用済燃料ビットの状態を監視する。</p> <p>使用済燃料ビット温度 (AM用) による計測が不可能となった場合、代替パラメータの使用済燃料ビット水位 (AM用) の傾向監視により使用済燃料ビットの冷却状況を推定するとともに、使用済燃料ビット監視カメラにより使用済燃料ビットの状態を監視する。</p> <p>使用済燃料ビット可搬型エアモニタによる計測が不可能となった場合、代替パラメータの使用済燃料ビット水位 (AM用) により水位を計測した後、水位と放射線量率の関係を利用して相関図より必要な水高が確保されていることを推定するとともに、使用済燃料ビット監視カメラにより使用済燃料ビットの状態を監視する。</p> <p>使用済燃料ビット監視カメラによる監視が不可能となった場合、代替パラメータの使用済燃料ビット水位 (AM用)、使用済燃料ビット水位 (可搬型)、使</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>使用済燃料プール監視カメラ ①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) 上記パラメータによる推定方法は、使用済燃料プールの状態の監視を行う上で適切である。</p> <p>[顕微鏡による影響について] 使用済燃料プールを監視する目的は、使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握することであり、代替パラメータ (使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)) による使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握でき、計測誤差 (使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) の誤差: ±1.5℃、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式) の誤差: ±245mm (水位) ±3.4℃ (温度)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量) の誤差: ±0.29 デカードに $2\mu\text{Sv/h} \sim 1.9 \times 10^4 \mu\text{Sv/h}$、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (低線量) の誤差: ±0.29 デカードに $5.2 \times 10^{-6} \mu\text{Sv/h} \sim 1.9 \times 10^4 \mu\text{Sv/h}$) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<p>用済燃料ビット温度 (AM 用) 及び使用済燃料ビット可搬型エアモニタにより使用済燃料ビットの状態を監視する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>(1) 使用済燃料ビット水位 (AM 用) ①使用済燃料ビット水位 (可搬型) 使用済燃料ビット水位 (AM 用) による計測が「不可能」なった場合、代替パラメータの使用済燃料ビット水位 (可搬型) により使用済燃料ビットの水位を推定する。</p> <p>① [使用済燃料ビット水位] 同じ仕様のもので使用済燃料ビット水位 (自主対策設備) を計測することにより推定する。</p> <p>②使用済燃料ビット可搬型エアモニタ、使用済燃料ビット監視カメラ 使用済燃料ビット可搬型エアモニタによる放射線量と水位の関係を利用して相関図より必要な水位が確保されていることを推定するとともに、使用済燃料ビット監視カメラにより使用済燃料ビットの状態を監視する。</p> <p>② [使用済燃料ビットエアモニタ] 使用済燃料ビットエアモニタ (自主対策設備) による放射線量率と水位の関係を利用して相関図より必要な水位が確保されていることを推定する。</p> <p>(2) 使用済燃料ビット水位 (可搬型) ①使用済燃料ビット水位 (AM 用) 使用済燃料ビット水位 (可搬型) による計測が「不可能」なった場合、代替パラメータの使用済燃料ビット水位 (AM 用) により使用済燃料ビットの冷却状況を推定する。</p> <p>① [使用済燃料ビット水位] 同じ仕様のもので使用済燃料ビット水位 (自主対策設備) を計測することにより推定する。</p> <p>②使用済燃料ビット可搬型エアモニタ、使用済燃料ビット監視カメラ 使用済燃料ビット可搬型エアモニタによる放射線量率と水位の関係を利用して相関図より必要な水位が確保されていることを推定するとともに、使用済燃料ビット監視カメラにより使用済燃料ビットの状態を監視する。</p> <p>② [使用済燃料ビットエアモニタ] 使用済燃料ビットエアモニタ (自主対策設備) による放射線量率と水位の関係を利用して相関図より必要な水位が確保されていることを推定する。</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)

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>(3) 使用済燃料ピット温度 (AM用) ① [使用済燃料ピット温度] 同じ仕様のもので使用済燃料ピット温度 (自主対策設備) を計測することにより推定する。</p> <p>② 使用済燃料ピット水位 (AM用) , 使用済燃料ピット監視カメラ 使用済燃料ピット温度 (AM用) による計測が不可能となった場合, 代替パラメータの使用済燃料ピット水位 (AM用) の傾向監視により使用済燃料ピットの冷却状況を推定するとともに, 使用済燃料ピット監視カメラにより使用済燃料ピットの状態を監視する。</p> <p>(4) 使用済燃料ピット可搬型エアモニタ ① [使用済燃料ピットエアモニタ] 同じ仕様のもので使用済燃料ピットエアモニタ (自主対策設備) を計測することにより推定する。</p> <p>② 使用済燃料ピット水位 (AM用) , 使用済燃料ピット監視カメラ 使用済燃料ピット可搬型エアモニタによる計測が不可能となった場合, 代替パラメータの使用済燃料ピット水位 (AM用) により水位を計測した後, 水位と放射線量率の関係を利用して相関図より必要な水遮蔽が確保されていることを推定するとともに, 使用済燃料ピット監視カメラにより使用済燃料ピットの状態を監視する。</p> <p>(5) 使用済燃料ピット監視カメラ 使用済燃料ピット監視カメラによる監視が不可能となった場合, 代替パラメータの使用済燃料ピット水位 (AM用) , 使用済燃料ピット水位 (可搬型) , 使用済燃料ピット温度 (AM用) 及び使用済燃料ピット可搬型エアモニタにより使用済燃料ピットの状態を監視する。</p> <p>推定方法</p> <p>第27図 使用済燃料ピットの遮蔽厚と線量率の相関図</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)

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>(1) 使用済燃料ピット水位 (AM用) ① 使用済燃料ピット水位 (可搬型) 使用済燃料ピット水位 (可搬型) による推定方法は、使用済燃料ピット水位を計測することができ、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>① [使用済燃料ピット水位] 使用済燃料ピット水位 (自主対策設備) による推定方法は、使用済燃料ピット水位を計測することができ、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>② 使用済燃料ピット可搬型エアモニタ、使用済燃料ピット監視カメラ 使用済燃料ピット可搬型エアモニタ及び使用済燃料ピット監視カメラによる推定方法は、放射線量率と水位の関係を利用し必要な水位が確保されていることを推定できるとともに、使用済燃料ピットの状態を監視できることから、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>② [使用済燃料ピットエアモニタ] 使用済燃料ピットエアモニタ (自主対策設備) による推定方法は、放射線量率と水位の関係を利用し必要な水位が確保されていることを推定できることから、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>(2) 使用済燃料ピット水位 (可搬型) ① 使用済燃料ピット水位 (AM用) 使用済燃料ピット水位 (AM用) による推定方法は、使用済燃料ピット水位を計測することができ、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>① [使用済燃料ピット水位] 使用済燃料ピット水位 (自主対策設備) による推定方法は、使用済燃料ピット水位を計測することができ、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>② 使用済燃料ピット可搬型エアモニタ、使用済燃料ピット監視カメラ 使用済燃料ピット可搬型エアモニタ及び使用済燃料ピット監視カメラによる推定方法は、放射線量率と水位の関係を利用し必要な水位が確保されていることを推定できるとともに、使用済燃料ピットの状態を監視できることから、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>② [使用済燃料ピットエアモニタ] 使用済燃料ピットエアモニタ (自主対策設備) による推定方法は、放射線量率と水位の関係を利用し必要な水位が確保されていることを推定できることから、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</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)

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>③使用済燃料ピット温度 (AM用) ① [使用済燃料ピット温度] 使用済燃料ピット温度 (自主対策設備) による推定方法は、使用済燃料ピット温度を計測することができ、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>②使用済燃料ピット水位 (AM用) 使用済燃料ピット水位 (AM用) による推定方法は、放射線量率と水位の関係を利用し必要な水位が確保されていることを推定できることから、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>②使用済燃料ピット監視カメラ 使用済燃料ピット監視カメラによる推定方法は、使用済燃料ピットの状態を監視できることから、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>(4)使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ ① [使用済燃料ピットエリアモニタ] 使用済燃料ピットエリアモニタ (自主対策設備) による推定方法は、放射線量率と水位の関係を利用し必要な水位が確保されていることを推定できることから、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>②使用済燃料ピット水位 (AM用) 使用済燃料ピット水位 (AM用) による推定方法は、放射線量率と水位の関係を利用し必要な水位が確保されていることを推定できることから、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>②使用済燃料ピット監視カメラ 使用済燃料ピット監視カメラによる推定方法は、使用済燃料ピットの状態を監視できることから、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>(5)使用済燃料ピット監視カメラ ①使用済燃料ピット水位 (AM用)、使用済燃料ピット水位 (可搬型)、使用済燃料ピット温度 (AM用)、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ 上記パラメータによる推定方法は、使用済燃料ピットの状態の監視を行う上で適切である。</p> <p>推定の評価</p>	
		<p>[誤差による影響について] 使用済燃料ピットを監視する目的は、使用済燃料ピット内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握することであり、代替パラメータ (使用済燃料ピット水位 (AM用)、使用済燃料ピット水位 (可搬型)、使用済燃料ピット水位 (自主対策設備)、使用済燃料ピット温度 (AM用)、使用済燃料ピット温度 (自主対策設備)、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ、使用済燃料ピットエリアモニタ (自主対策設備)、使用済燃料ピット監視カメラ) による使用済燃料ピット内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握でき、計器誤差 (使用済燃料ピット水位 (AM用) の誤差: ±0.17m、使用済燃料ピット水位 (可搬型) の誤差: ±0.89m、使用済燃料ピット温度 (AM用) の誤差: ±2.3℃、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの誤差: 6.4nSv/h~1.5×10⁶nSv/h) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止対策を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p> <p>推定の評価</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)

Main comparison table with columns for plant name, instrument type, range, accuracy, and reason for discrepancy. Includes sub-tables for '女川原子力発電所2号炉' and '泊発電所3号炉'.

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。

Main comparison table with 4 columns: Equipment Name, Measurement Type, Accuracy, and Remarks. It compares '大飯発電所3/4号炉' and '女川原子力発電所2号炉' against '泊発電所3号炉'. Includes detailed measurement specifications and a reference table for instrumentation errors.

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>(参考) 表58-8-1 計装設備の計器誤差について(3/3)</p> <table border="1" data-bbox="667 209 1227 308"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>検出器の種類</th> <th>計器範囲</th> <th>数量</th> <th>単位</th> <th>誤差^{注)}</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料消費計(原子炉上部空間燃料線モニタ(高線量、低線量))</td> <td>電離室</td> <td>0[Scale]~10[Scale]</td> <td>1</td> <td>原子炉燃料線モニタ計器(原子炉燃料線モニタ計器内)</td> <td>±0.25%または±0.5%(0.5%以下)</td> </tr> <tr> <td>燃料消費計(原子炉下部)</td> <td>電離室</td> <td>0[Scale]~10[Scale]</td> <td>1</td> <td>原子炉燃料線モニタ計器(原子炉燃料線モニタ計器内)</td> <td>±0.25%または±0.5%(0.5%以下)</td> </tr> <tr> <td>燃料消費計(原子炉監視)</td> <td>可変電圧コイル</td> <td>—</td> <td>1</td> <td>原子炉燃料線モニタ計器(原子炉燃料線モニタ計器内)</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>注) 1:計器範囲の単位は、原子炉出力監視用レベルより100%以上のところとする(原子炉出力監視用レベルを除く)。 2:計器範囲の単位は、原子炉出力監視用レベルより90%以上のところとする(原子炉出力監視用レベルを除く)。 3:計器範囲の単位は、原子炉出力監視用レベルより90%以上のところとする(原子炉出力監視用レベルを除く)。 4:計器範囲の単位は、原子炉出力監視用レベルより90%以上のところとする(原子炉出力監視用レベルを除く)。 5:計器の固有精度は、計器の固有精度として、±0.5%以内(計器)に示す。計器の固有精度は、計器の固有精度として、±0.5%以内(計器)に示す。 6:計器の固有精度は、計器の固有精度として、±0.5%以内(計器)に示す。計器の固有精度は、計器の固有精度として、±0.5%以内(計器)に示す。 7:単位は、計器の固有精度に示す。 8:計器の固有精度は、計器の固有精度として、±0.5%以内(計器)に示す。計器の固有精度は、計器の固有精度として、±0.5%以内(計器)に示す。 9:計器の固有精度は、計器の固有精度として、±0.5%以内(計器)に示す。計器の固有精度は、計器の固有精度として、±0.5%以内(計器)に示す。 10:計器の固有精度は、計器の固有精度として、±0.5%以内(計器)に示す。計器の固有精度は、計器の固有精度として、±0.5%以内(計器)に示す。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px; text-align: center;"> 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。 </div>	名称	検出器の種類	計器範囲	数量	単位	誤差 ^{注)}	燃料消費計(原子炉上部空間燃料線モニタ(高線量、低線量))	電離室	0[Scale]~10[Scale]	1	原子炉燃料線モニタ計器(原子炉燃料線モニタ計器内)	±0.25%または±0.5%(0.5%以下)	燃料消費計(原子炉下部)	電離室	0[Scale]~10[Scale]	1	原子炉燃料線モニタ計器(原子炉燃料線モニタ計器内)	±0.25%または±0.5%(0.5%以下)	燃料消費計(原子炉監視)	可変電圧コイル	—	1	原子炉燃料線モニタ計器(原子炉燃料線モニタ計器内)	—		
名称	検出器の種類	計器範囲	数量	単位	誤差 ^{注)}																						
燃料消費計(原子炉上部空間燃料線モニタ(高線量、低線量))	電離室	0[Scale]~10[Scale]	1	原子炉燃料線モニタ計器(原子炉燃料線モニタ計器内)	±0.25%または±0.5%(0.5%以下)																						
燃料消費計(原子炉下部)	電離室	0[Scale]~10[Scale]	1	原子炉燃料線モニタ計器(原子炉燃料線モニタ計器内)	±0.25%または±0.5%(0.5%以下)																						
燃料消費計(原子炉監視)	可変電圧コイル	—	1	原子炉燃料線モニタ計器(原子炉燃料線モニタ計器内)	—																						

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

58-10 可搬型計測器及び可搬型温度計測装置の必要台数整理について

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定範囲	数量	測定	電源	検出器の種類	可搬型計測器	測定装置	備考
原子炉圧力容器内の温度	1次冷却液温度 (圧力)	0~400℃	0~500℃	4	A	交流電源	可	1次冷却液温度	重大事故等における原子炉圧力容器内の状態を監視し、自然対流により、高い温度を示す1次冷却液温度 (圧力) を検知する。測定は各4ルーブの温度を行う。	
	1次冷却液温度 (圧力)	0~400℃	0~500℃	4	B	交流電源	可	1次冷却液温度		
原子炉圧力容器内の圧力	1次冷却液圧力	0~20.6MPa	-	2	C, D	単相交流電源	可	1次冷却液温度	測定対象計測器が複数存在するが、代表して1台を測定する。	
	加圧器水位	0~100%	-	2	A, E	交流電源	可	1次冷却液温度	測定対象計測器が複数存在するが、代表して1台を測定する。	
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	0~100%	-	1	B	交流電源	可	中央制御室	-	
	加圧器水位	0~100%	3	3	B	交流電源	可	中央制御室	-	
原子炉圧力容器への注水量	高圧注入流量	0~400m ³ /h	-	2	A, E	交流電源	可	1次冷却液温度	測定対象計測器が複数存在するが、代表して1台を測定する。	
	低圧注入流量	0~1,200m ³ /h	-	2	C, D	交流電源	可	1次冷却液温度	測定対象計測器が複数存在するが、代表して1台を測定する。	
原子炉圧力容器への注水量	施設代用低圧注入流量	0~100m ³ /h (0~10,000m ³ /d)	-	1	B	交流電源	可	中央制御室	-	



表 58-9-1 可搬型計測器の必要台数整理 (1/3)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定範囲	数量	測定	電源	検出器の種類	可搬型計測器	測定装置	備考
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器内温度	0~300℃	0~300℃	8	A	交流電源	可	1次冷却液温度	原子炉圧力容器内温度	測定対象計測器が複数存在するが、代表して1台を測定する。
	原子炉圧力容器内温度	0~300℃	0~300℃	8	A	交流電源	可	1次冷却液温度	原子炉圧力容器内温度	測定対象計測器が複数存在するが、代表して1台を測定する。
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力容器内圧力	0~20.6MPa	-	2	C, D	単相交流電源	可	1次冷却液温度	測定対象計測器が複数存在するが、代表して1台を測定する。	
	原子炉圧力容器内圧力	0~20.6MPa	-	2	C, D	単相交流電源	可	1次冷却液温度	測定対象計測器が複数存在するが、代表して1台を測定する。	
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	0~100%	-	1	B	交流電源	可	中央制御室	-	
	加圧器水位	0~100%	3	3	B	交流電源	可	中央制御室	-	
原子炉圧力容器への注水量	高圧注入流量	0~400m ³ /h	-	2	A, E	交流電源	可	1次冷却液温度	測定対象計測器が複数存在するが、代表して1台を測定する。	
	低圧注入流量	0~1,200m ³ /h	-	2	C, D	交流電源	可	1次冷却液温度	測定対象計測器が複数存在するが、代表して1台を測定する。	
原子炉圧力容器への注水量	施設代用低圧注入流量	0~100m ³ /h (0~10,000m ³ /d)	-	1	B	交流電源	可	中央制御室	-	

可搬型計測器及び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) の必要台数整理 (1/5)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定範囲	数量	測定	電源	検出器の種類	可搬型計測器	測定装置	備考
原子炉圧力容器内の温度	1次冷却液温度 (圧力-高温側)	0~400℃	0~500℃	3	A	計装用電源	温度検出器	可	安全計装装置	測定対象計測器が複数存在するが、代表して1台を測定する。
	1次冷却液温度 (圧力-低温側)	0~400℃	0~500℃	3	B	計装用電源	温度検出器	可	安全計装装置	測定対象計測器が複数存在するが、代表して1台を測定する。
原子炉圧力容器内の圧力	1次冷却液圧力 (圧力)	0~21.0MPa	-	2	C, D	計装用電源	圧力検出器	可	安全計装装置	測定対象計測器が複数存在するが、代表して1台を測定する。
	加圧器水位	0~100%	-	2	A, B	計装用電源	水位検出器	可	安全計装装置	測定対象計測器が複数存在するが、代表して1台を測定する。
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	0~100%	-	1	B	計装用電源	水位検出器	可	安全計装装置	-
	加圧器水位	0~100%	3	3	B	計装用電源	水位検出器	可	安全計装装置	-
原子炉圧力容器への注水量	高圧注入流量	0~4,000m ³ /h	-	2	C, D	計装用電源	流量検出器	可	安全計装装置	測定対象計測器が複数存在するが、代表して1台を測定する。
	低圧注入流量	0~1,000m ³ /h	-	2	C, D	計装用電源	流量検出器	可	安全計装装置	測定対象計測器が複数存在するが、代表して1台を測定する。
原子炉圧力容器への注水量	低圧注入流量 (0~10,000m ³ /d)	0~10,000m ³ /d	-	1	A	計装用電源	流量検出器	可	安全計装装置	測定対象計測器が複数存在するが、代表して1台を測定する。



相違理由
 【大飯】 設備名称の相違
 【女川】 設備構成の相違 (相違理由③)

【女川】 炉型の相違
 ・女川については、PWR と BWR で想定される重大事故等及び対処するための監視パラメータが異なるため、比較対象外としている。以降、同表において同じ。
 【大飯】 設備構成の相違
 ・大飯は4ルーブ、泊は3ルーブプラントであることによる計器数の相違や計測範囲等の相違はあるが、可搬型計測器及び可搬型温度計測装置の必要個数の考え方は同様。以降、同表において同じ。

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

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	検数	検定	電流	検出部の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の温度 の注水量	格納容器スプレイ 積存量	0~1,700m ³ (0~10,000m ³)	-	1	1	B	型式式流量 検出器	可	中央制御室	-
	低設代替圧任 注水積存量	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	高圧注人流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器内の温度	余熱除去流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	格納容器内温度	0~250℃	-	2	1	A,B	熱線抵抗体	可	1次系配電盤	測定対象箇所は積存量が存在するが、代表して1台を測定する。
	格納容器圧力 (広梁)	~50~450kPa	-	2	1	C,D	弾性圧力 検出器	可	1次系配電盤	測定対象箇所は積存量が存在するが、代表して1台を測定する。
原子炉格納容器内の圧力	AM用格納容器 圧力	0~1.5MPa	-	1	B	弾性圧力 検出器	可	中央制御室	-	

原子炉圧力計器への注水量を監視するパラメータと同じ

□ : 温度・水圧・流量・圧力計測用
 □ : 電流計測用

女川原子力発電所2号炉

表 58-9-1 可搬型計測器の必要台数整理 (2/3)

位置	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	検数	検定	電流	検出部の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度 (広梁)	0~250℃	-	2	1	A,B	熱線抵抗体	可	1次系配電盤	測定対象箇所は積存量が存在するが、代表して1台を測定する。
	格納容器内温度 (狭梁)	0~250℃	-	2	1	A,B	熱線抵抗体	可	1次系配電盤	測定対象箇所は積存量が存在するが、代表して1台を測定する。
	格納容器内温度 (狭梁)	0~250℃	-	2	1	A,B	熱線抵抗体	可	1次系配電盤	測定対象箇所は積存量が存在するが、代表して1台を測定する。
	格納容器内温度 (狭梁)	0~250℃	-	2	1	A,B	熱線抵抗体	可	1次系配電盤	測定対象箇所は積存量が存在するが、代表して1台を測定する。
	格納容器内温度 (狭梁)	0~250℃	-	2	1	A,B	熱線抵抗体	可	1次系配電盤	測定対象箇所は積存量が存在するが、代表して1台を測定する。
	格納容器内温度 (狭梁)	0~250℃	-	2	1	A,B	熱線抵抗体	可	1次系配電盤	測定対象箇所は積存量が存在するが、代表して1台を測定する。
	格納容器内温度 (狭梁)	0~250℃	-	2	1	A,B	熱線抵抗体	可	1次系配電盤	測定対象箇所は積存量が存在するが、代表して1台を測定する。
	格納容器内温度 (狭梁)	0~250℃	-	2	1	A,B	熱線抵抗体	可	1次系配電盤	測定対象箇所は積存量が存在するが、代表して1台を測定する。
	格納容器内温度 (狭梁)	0~250℃	-	2	1	A,B	熱線抵抗体	可	1次系配電盤	測定対象箇所は積存量が存在するが、代表して1台を測定する。
	格納容器内温度 (狭梁)	0~250℃	-	2	1	A,B	熱線抵抗体	可	1次系配電盤	測定対象箇所は積存量が存在するが、代表して1台を測定する。
原子炉格納容器内の圧力	AM用格納容器圧力	0~1.5MPa	-	1	1	B	弾性圧力 検出器	可	中央制御室	-
	格納容器圧力 (広梁)	~50~450kPa	-	2	1	C,D	弾性圧力 検出器	可	1次系配電盤	測定対象箇所は積存量が存在するが、代表して1台を測定する。
	格納容器圧力 (狭梁)	~50~450kPa	-	2	1	C,D	弾性圧力 検出器	可	1次系配電盤	測定対象箇所は積存量が存在するが、代表して1台を測定する。
	格納容器圧力 (狭梁)	~50~450kPa	-	2	1	C,D	弾性圧力 検出器	可	1次系配電盤	測定対象箇所は積存量が存在するが、代表して1台を測定する。
	格納容器圧力 (狭梁)	~50~450kPa	-	2	1	C,D	弾性圧力 検出器	可	1次系配電盤	測定対象箇所は積存量が存在するが、代表して1台を測定する。
	格納容器圧力 (狭梁)	~50~450kPa	-	2	1	C,D	弾性圧力 検出器	可	1次系配電盤	測定対象箇所は積存量が存在するが、代表して1台を測定する。
	格納容器圧力 (狭梁)	~50~450kPa	-	2	1	C,D	弾性圧力 検出器	可	1次系配電盤	測定対象箇所は積存量が存在するが、代表して1台を測定する。
	格納容器圧力 (狭梁)	~50~450kPa	-	2	1	C,D	弾性圧力 検出器	可	1次系配電盤	測定対象箇所は積存量が存在するが、代表して1台を測定する。
	格納容器圧力 (狭梁)	~50~450kPa	-	2	1	C,D	弾性圧力 検出器	可	1次系配電盤	測定対象箇所は積存量が存在するが、代表して1台を測定する。
	格納容器圧力 (狭梁)	~50~450kPa	-	2	1	C,D	弾性圧力 検出器	可	1次系配電盤	測定対象箇所は積存量が存在するが、代表して1台を測定する。

可搬型計測器及び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) の必要台数整理 (2/5)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	検数	検定	電流	検出部の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度	0~250℃	-	2	1	C, D 計装用 電圧	熱線抵抗体	可	安全部計装盤	積存量が存在するが、代表して1台を測定する。
	原子炉格納容器圧力	0~0.55MPa	-	2	1	C, D 計装用 電圧	弾性圧力 検出器	可	安全部計装盤	積存量が存在するが、代表して1台を測定する。
原子炉格納容器内の圧力	格納容器圧力 (AM用)	0~1.0MPa	-	2	1	A 直流 電圧	弾性圧力 検出器	可	常用計装盤	積存量が存在するが、代表して1台を測定する。

□ : 温度・水圧・流量・圧力計測用 (可搬型計測器)
 □ : 電流計測用 (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)

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)

大飯発電所3/4号炉

分類	電圧/パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	選定	電源	抽出器の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の水位	格納容器再循環ポンプ水位 (圧力)	0~100%	-	2	C, D	差圧式水位抽出器	可	1次蒸気集電装置	格納容器再循環ポンプ水位 (圧力) の計測範囲は、格納容器再循環ポンプ水位 (圧力) の計測範囲を包摂しているため、格納容器再循環ポンプ水位 (圧力) を優先して測定する。
	格納容器再循環ポンプ水位 (圧力)	0~100%	-	2	C, D	差圧式水位抽出器	可	1次蒸気集電装置	測定対象計測器が複数台存在するが、代表して1台を測定する。
原子炉格納容器内の放射線量率	原子炉下部キャピタリ水位	ON-OFF	-	1	B	電極式水位抽出器	可	中央制御室	一時的な動作状態の観測であるため其用として使用する。
	可搬型格納容器内放射線量率	0~200µSv/h	-	1	B	熱伝導式	-	-	可搬型計測器での計測対象外。
原子炉格納容器内の放射線量率	原子炉下部キャピタリ水位	ON-OFF	-	1	B	電極式水位抽出器	可	中央制御室	可搬型計測器での計測対象外。
	可搬型格納容器内放射線量率	10 ⁰ ~10 ¹ µSv/h	-	2	C, D	電線筒	注1	-	可搬型計測器での計測対象外。
原子炉格納容器内の放射線量率	原子炉下部キャピタリ水位	ON-OFF	-	1	B	電極式水位抽出器	可	中央制御室	可搬型計測器での計測対象外。
	可搬型格納容器内放射線量率	10 ⁰ ~10 ¹ µSv/h	-	2	C, D	電線筒	注1	-	可搬型計測器での計測対象外。

□：温度・水位・流量・圧力計測用
 □：集電計測用

女川原子力発電所2号炉

表 58-9-1 可搬型計測器の必要台数整理 (3/5)

計測項目	計測範囲	測定可能範囲	選定	電源	抽出器の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
格納容器再循環ポンプ水位 (圧力)	0~100%	-	2	C, D	差圧式水位抽出器	可	安全計測装置	格納容器再循環ポンプ水位 (圧力) の計測範囲は、格納容器再循環ポンプ水位 (圧力) の計測範囲を包摂しているため、格納容器再循環ポンプ水位 (圧力) を優先して測定する。
格納容器再循環ポンプ水位 (圧力)	0~100%	-	2	C, D	差圧式水位抽出器	可	安全計測装置	測定対象計測器が複数台存在するが、代表して1台を測定する。
原子炉下部キャピタリ水位	ON-OFF	-	1	B	電極式水位抽出器	可	中央制御室	一時的な動作状態の観測であるため其用として使用する。
可搬型格納容器内放射線量率	0~200µSv/h	-	1	B	熱伝導式	-	-	可搬型計測器での計測対象外。

1. 計測範囲の選定は、計測可能な範囲を10%以上含む範囲とする。計測可能な範囲は、計測範囲を包摂しているため、格納容器再循環ポンプ水位 (圧力) を優先して測定する。
 2. 測定可能な範囲は、計測可能な範囲を10%以上含む範囲とする。計測可能な範囲は、計測範囲を包摂しているため、格納容器再循環ポンプ水位 (圧力) を優先して測定する。
 3. 測定可能な範囲は、計測可能な範囲を10%以上含む範囲とする。計測可能な範囲は、計測範囲を包摂しているため、格納容器再循環ポンプ水位 (圧力) を優先して測定する。
 4. 測定可能な範囲は、計測可能な範囲を10%以上含む範囲とする。計測可能な範囲は、計測範囲を包摂しているため、格納容器再循環ポンプ水位 (圧力) を優先して測定する。
 5. 測定可能な範囲は、計測可能な範囲を10%以上含む範囲とする。計測可能な範囲は、計測範囲を包摂しているため、格納容器再循環ポンプ水位 (圧力) を優先して測定する。
 6. 測定可能な範囲は、計測可能な範囲を10%以上含む範囲とする。計測可能な範囲は、計測範囲を包摂しているため、格納容器再循環ポンプ水位 (圧力) を優先して測定する。
 7. 測定可能な範囲は、計測可能な範囲を10%以上含む範囲とする。計測可能な範囲は、計測範囲を包摂しているため、格納容器再循環ポンプ水位 (圧力) を優先して測定する。
 8. 測定可能な範囲は、計測可能な範囲を10%以上含む範囲とする。計測可能な範囲は、計測範囲を包摂しているため、格納容器再循環ポンプ水位 (圧力) を優先して測定する。
 9. 測定可能な範囲は、計測可能な範囲を10%以上含む範囲とする。計測可能な範囲は、計測範囲を包摂しているため、格納容器再循環ポンプ水位 (圧力) を優先して測定する。
 10. 測定可能な範囲は、計測可能な範囲を10%以上含む範囲とする。計測可能な範囲は、計測範囲を包摂しているため、格納容器再循環ポンプ水位 (圧力) を優先して測定する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

泊発電所3号炉

分類	電圧/パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	必要台数	電源	抽出器の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の水位	格納容器再循環ポンプ水位 (圧力)	0~100%	-	2	C, D	差圧式水位抽出器	可	安全計測装置	格納容器再循環ポンプ水位 (圧力) の計測範囲は、格納容器再循環ポンプ水位 (圧力) の計測範囲を包摂しているため、格納容器再循環ポンプ水位 (圧力) を優先して測定する。
	格納容器再循環ポンプ水位 (圧力)	0~100%	-	2	C, D	差圧式水位抽出器	可	安全計測装置	測定対象計測器が複数台存在するが、代表して1台を測定する。
原子炉格納容器内の放射線量率	原子炉下部キャピタリ水位	ON-OFF	-	1	B	電極式水位抽出器	可	中央制御室	一時的な動作状態の観測であるため其用として使用する。
	可搬型格納容器内放射線量率	0~200µSv/h	-	1	B	熱伝導式	-	-	可搬型計測器での計測対象外。
原子炉格納容器内の放射線量率	原子炉下部キャピタリ水位	ON-OFF	-	1	B	電極式水位抽出器	可	中央制御室	可搬型計測器での計測対象外。
	可搬型格納容器内放射線量率	10 ⁰ ~10 ¹ µSv/h	-	2	C, D	電線筒	注1	-	可搬型計測器での計測対象外。
原子炉格納容器内の放射線量率	原子炉下部キャピタリ水位	ON-OFF	-	1	B	電極式水位抽出器	可	中央制御室	可搬型計測器での計測対象外。
	可搬型格納容器内放射線量率	10 ⁰ ~10 ¹ µSv/h	-	2	C, D	電線筒	注1	-	可搬型計測器での計測対象外。

□：温度・水位・流量・圧力計測用 (可搬型計測器)
 □：集電計測用 (可搬型温度計測器)

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)

大飯発電所3/4号炉

分類	監視パラメータ	計装範囲	測定可能な範囲	精度	測定	電源	出力部の種類	可搬型計測器	測定箇所		備考
									出力部	測定箇所	
系統側の計測値	出力監視用中性電流 3.3kV10~12kV IP(100mA以下)	0~100%	—	4 注2	A,B, C,D	注1	—	注1	—	可搬型計測器での計測対象外。	
	中間監視用中性電流 10~15kV10~15kV IP(100mA以下)	0~100%	—	2 注1	A,B	注1	—	注1	—	可搬型計測器での計測対象外。	
燃料ユニットシフト 機能	中性子線量率 中性子束 10~15kV10~15kV IP(100mA以下)	0~100%	—	2 注1	A,B	注1	—	注1	—	可搬型計測器での計測対象外。	
	蒸気発生器 水位 (1段)	0~100%	—	8	C,D	可	1次蒸気発生器	可	—	蒸気発生器水位 (1段) は蒸気発生器水位 (2段) の計測範囲を包摂しているため、BWR-9の蒸気発生器水位 (1段) を参照して計測する。 測定可搬型計測器が存在するが、改良して1台を測定する。	
	蒸気発生器 水位 (2段)	0~100%	—	4	A,B, C,D	可	1次蒸気発生器	可	—	蒸気発生器水位 (2段) は蒸気発生器水位 (1段) の計測範囲を包摂しているため、BWR-9の蒸気発生器水位 (1段) を参照して計測する。 測定可搬型計測器が存在するが、改良して1台を測定する。	
	蒸気発生器 燃料冷却水流量	0~200 m³/h	—	4	A,B, C,D	可	1次蒸気発生器	可	—	測定可搬型計測器が存在するが、改良して1台を測定する。	
	圧縮空気圧力	0~0.0MPa	—	8	4	C,D	可	1次蒸気発生器	可	測定可搬型計測器での計測対象外。	
原子炉機能の検査 サーキットシフト検査	原子炉機能の検査 サーキットシフト検査	0~100%	—	2	1	C,D	測定可搬型 検出器	可	—	測定可搬型計測器が存在するが、改良して1台を測定する。	
	原子炉機能の検査 サーキットシフト検査 サイレント圧力	0~1.6MPa	—	—	—	—	7A-10型型 (検出器)	—	—	原子炉機能の検査 測定可搬型計測器での計測対象外。	

■：温度、水位、流量・流量・圧力計測値
 ■：流量計測値

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

可搬型計測器及び可搬型温度計測装置 (格納容器内温度/ユニット入口温度/出口温度) の必要台数整理 (1/5)

分類	監視パラメータ	計装範囲	測定可能な範囲	精度	測定	電源	出力部の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
系統側の計測値	出力監視用中性電流 3.3kV10~12kV IP(100mA以下)	0~100%	—	4 注1	A,B, C,D	注1	—	注1	—	可搬型計測器での計測対象外。
	中間監視用中性電流 10~15kV10~15kV IP(100mA以下)	0~100%	—	2 注1	A,B	注1	—	注1	—	可搬型計測器での計測対象外。
燃料ユニットシフト 機能	中性子線量率/中性子束 10~15kV10~15kV IP(100mA以下)	0~100%	—	2 注1	A,B	注1	—	注1	—	可搬型計測器での計測対象外。
	蒸気発生器水位 (1段)	0~100%	—	8	C,D	可	1次蒸気発生器	可	—	蒸気発生器水位 (1段) は蒸気発生器水位 (2段) の計測範囲を包摂しているため、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
	蒸気発生器水位 (2段)	0~100%	—	4	A,B, C,D	可	1次蒸気発生器	可	—	蒸気発生器水位 (2段) は蒸気発生器水位 (1段) の計測範囲を包摂しているため、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
	蒸気発生器燃料冷却水流量	0~200 m³/h	—	4	A,B, C,D	可	1次蒸気発生器	可	—	測定可搬型計測器が存在するが、改良して1台を測定する。
	圧縮空気圧力	0~0.0MPa	—	8	4	C,D	可	1次蒸気発生器	可	測定可搬型計測器での計測対象外。
原子炉機能の検査 サーキットシフト検査	原子炉機能の検査 サーキットシフト検査	0~100%	—	2	1	C,D	測定可搬型 検出器	可	—	測定可搬型計測器が存在するが、改良して1台を測定する。
	原子炉機能の検査 サーキットシフト検査 サイレント圧力	0~1.6MPa	—	—	—	—	7A-10型型 (検出器)	—	—	原子炉機能の検査 測定可搬型計測器での計測対象外。

■：温度、水位、流量・流量・圧力計測値 (可搬型計測器)
 ■：流量計測値 (可搬型計測器)
 ■：温度・水位・流量・流量・圧力計測値 (可搬型計測器)
 ■：流量計測値 (可搬型計測器)

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

可搬型計測器及び可搬型温度計測装置の必要台数整理(5/5)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	観測数	表示	電圧	検出器の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
水質	燃料冷却器排水 ピット水位	0~100%	-	2	1	C,D	差圧式水位 検出器	可	1次蒸気機器室	測定対象器が複数台存在するが、代表して1台を測定する。
	ほうろくタンク水位	0~100%	-	2	1	C,D	差圧式水位 検出器	可	1次蒸気機器室	測定対象器が複数台存在するが、代表して1台を測定する。
	低レベルタンク水位	0~100%	-	2	1	C,D	差圧式水位 検出器	可	1次蒸気機器室	測定対象器が複数台存在するが、代表して1台を測定する。
蒸気	可搬型温度計測装置 (蒸気/出口温度) (S.A. 用)	0~200℃	-	3	-	-	熱電対	-	蒸気/出口機器室	-

■：温度・水位・流量・圧力計測用
■：速度計測用

転写台数：可搬型計測器 (温度・水位・流量・圧力計測用) を3号及び4号炉それぞれ40個 (計測時故障を考慮した5個含む)
 ：可搬型温度計測装置 (温度測定用) を3号及び4号炉それぞれ3個、故障時及び故障時の予備として1個保管する。

(注1)：全交流動力電源喪失時は、炉外核計装盤及び放射線監視盤に対して専用の可搬型バッテリーにより電源供給されるため、当該の現設監視計器は使用可能である。
 (注2)：上部と下部の中性子束平均値
 (注3)：輸送器取り付け部に基準配管に水を満たした構造体 (コンクリートボット) があり、蒸気発生器の急激な減圧やドライアウト時に、基準配管の水が蒸発し、嵩みで不確かな水位を示す可能性がある。

可搬型計測器及び可搬型温度計測装置 (格納容器再循環)ユニット入口温度/出口温度の必要台数整理 (5/5)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	観測数	表示	電圧	検出器の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
水質の確保	燃料冷却器排水ピット水位	0~100%	-	2	1	A,B 計測用	差圧式水位 検出器	可	安全室計装盤室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	ほうろくタンク水位	0~100%	-	2	1	A,B 計測用	差圧式水位 検出器	可	安全室計装盤室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	燃料冷却器排水ピット水位	0~100%	-	2	1	A,B 計測用	差圧式水位 検出器	可	安全室計装盤室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	使用済燃料ピット水位 (AM用)	1.0~25.24 ~25.70m	-	2	1	A 電圧	電流式 水位検出器	可	使用済燃料盤室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
使用済燃料ピット水位の監視	使用済燃料ピット水位 (AM用)	1.0~25.24 ~25.70m	-	2	1	A 電圧	電流式 水位検出器	可	使用済燃料盤室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	使用済燃料ピット温度 (AM用)	0~100℃	-	2	1	A 電圧	測温抵抗体 検出器	可	使用済燃料盤室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	使用済燃料ピット 可搬型モニタリング	100%/h~ 1,000%/h	-	1	(注1)	B 交流電圧	電圧検出器 出力検出器	-	-	可搬型計測器での計測対象外
	使用済燃料ピット 監視カメラ	-	-	1	(注1)	A 計測用	映像カメラ	-	-	可搬型計測器での計測対象外

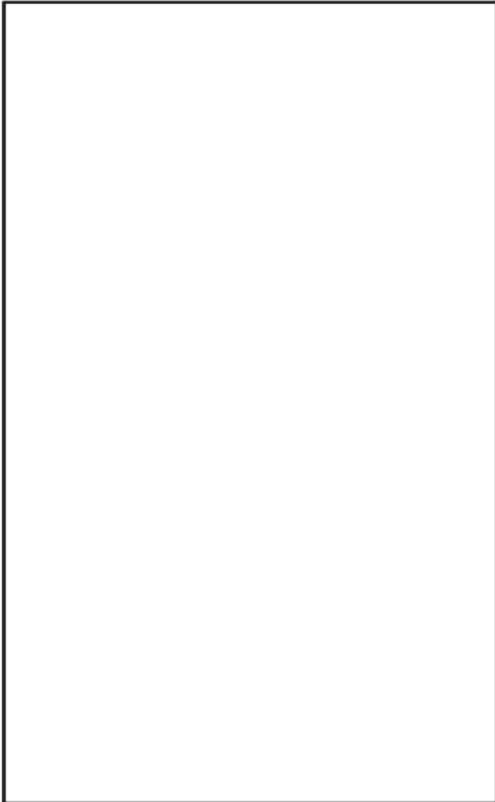
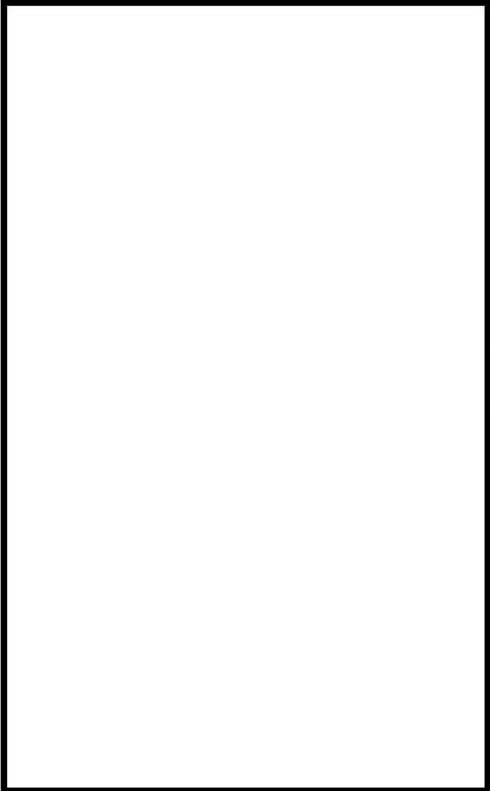
転写台数：可搬型計測器 (温度・水位・流量・圧力計測用) を5個 (計測時故障を考慮した1個含む)
 ：可搬型温度計測装置 (温度計測用) を3個、故障時及び故障時の予備として1個保管する。

■：温度・水位・流量・圧力計測用 (可搬型計測器)
■：速度計測用 (可搬型温度計測装置)
■：主入口温度/出口温度

(注1)：全交流電源喪失時は、水質監視装置、放射線監視装置、各計測装置及び使用済燃料ピット監視カメラに対して緊急時電源供給装置 (緊急電源供給装置) により電源供給されるため、監視可能である。
 (注2)：上部と下部の中性子束平均値
 (注3)：輸送器取り付け部に基準配管に水を満たした構造体 (コンクリートボット) があり、蒸気発生器の急激な減圧やドライアウト時に、基準配管の水が蒸発し、嵩みで不確かな水位を示す可能性がある。

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)

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>(以降、大飯該当資料なし)</p>	 <p style="writing-mode: vertical-rl; font-size: small;">図58-9-1 可搬型計装設備接続箇所へのアクセスポート (制御室屋上3階) 枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。</p>	 <p style="writing-mode: vertical-rl; font-size: small;">図58-9-1 可搬型計装設備接続箇所へのアクセスポート 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>	<p>【大飯】記載方針の相違 (女川実績の反映) ・泊は女川実績を反映し、可搬型計測器及び可搬型温度計測装置へのアクセスルート図を記載している。</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)

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: 2px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div>	

第 2 図 可搬型風圧計測装置 (各種計測器) の設置位置 (注) 図中の内容は機密情報に属しますので公開できません。

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="1256 236 1753 1034" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1765 236 1809 938" style="font-size: small; text-align: right;"> 第2図 可搬型温度計測装置 (燃料容器温度計測用モニタリング装置) (注) 特別の対策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)

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="1256 204 1751 1002" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1758 199 1814 917" style="font-size: small; text-align: center;"> 第三図 可搬型風電機計装装置 (格納容器内設置) のアクセスルート (A.2) 枠組み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）

第58条 計装設備（補足説明資料）

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>58-8 審査会合会議資料</p> <p>重大事故等時における格納容器内計器の耐環境性について</p> <p>1. 重大事故等時における格納容器内の環境について 重大事故等時の環境下で最も設置雰囲気環境が厳しくなるのは、格納容器内設置の計器であり、大飯3、4号機の重大事故シーケンスにおける格納容器内の圧力、温度、積算線量の最大値は表1のとおりである。</p> <table border="1" data-bbox="100 877 616 1093"> <caption>表1 重大事故シーケンスにおける格納容器内環境</caption> <thead> <tr> <th>パラメータ</th> <th>最大値</th> <th>最大値となるシナリオ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>圧力</td> <td>0.43MPa</td> <td>格納容器過温破損 格納容器雰囲気直接加熱</td> </tr> <tr> <td>温度</td> <td>144℃</td> <td>格納容器過圧破損 溶融炉心・コンクリート相互作用</td> </tr> <tr> <td>積算線量</td> <td></td> <td>格納容器過圧破損</td> </tr> </tbody> </table> <p>格納容器内に設置する計器について、表1の環境下における機能健全性を評価する。</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>	パラメータ	最大値	最大値となるシナリオ	圧力	0.43MPa	格納容器過温破損 格納容器雰囲気直接加熱	温度	144℃	格納容器過圧破損 溶融炉心・コンクリート相互作用	積算線量		格納容器過圧破損	<p>58-10 主要パラメータの耐環境性について</p> <p>計装設備の耐環境性について</p> <p>重大事故等対処設備である重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する計装設備について、耐環境性を整理した結果は以下のとおりである。</p> <p>1. 原子炉格納容器内 原子炉格納容器内の重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する計装設備については、想定される原子炉格納容器内の温度、圧力及び放射線量に対して健全性を確認している。 なお、中性子束計測装置については、重大事故等の発生初期の計測機能を求められるものであるため、設計基準対象施設としての設備仕様で要求機能を満足する。</p> <table border="1" data-bbox="683 877 1220 941"> <caption>表58-10-1 重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件</caption> <thead> <tr> <th></th> <th>温度</th> <th>圧力</th> <th>放射線量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>環境条件</td> <td>200℃（最大）</td> <td>0.85MPa[gage]（最大）</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>		温度	圧力	放射線量	環境条件	200℃（最大）	0.85MPa[gage]（最大）		<p>58-10 主要パラメータの耐環境性について</p> <p>計装設備の耐環境性について</p> <p>重大事故等対処設備である重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する計装設備について、耐環境性を整理した結果は以下のとおりである。</p> <p>1. 原子炉格納容器内 原子炉格納容器内の重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する計装設備については、想定される原子炉格納容器内の温度、圧力及び放射線量に対して健全性を確認している。 なお、中性子束計測装置については、重大事故等の発生初期の計測機能を求められるものであるため、設計基準対象施設としての設備仕様で要求機能を満足する。</p> <table border="1" data-bbox="1265 877 1803 965"> <caption>表58-10-1 重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件</caption> <thead> <tr> <th></th> <th>温度</th> <th>圧力</th> <th>放射線量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>環境条件</td> <td>約141℃（最大）</td> <td>約0.360MPa[gage]（最大）</td> <td>0.50Gy以下</td> </tr> </tbody> </table>		温度	圧力	放射線量	環境条件	約141℃（最大）	約0.360MPa[gage]（最大）	0.50Gy以下	<p>相違理由</p> <p>【女川】炉型の相違 ・PWRとBWRで想定される重大事故等及び対処するための設備が異なるため、環境条件については比較対象外とする。</p> <p>【大飯】資料番号の相違</p> <p>【大飯】記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯】記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯】記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯】設備構成の相違 ・大飯は4ループ、泊は3ループプラントであることによる設備構成の相違により、想定する環境条件が異なる。</p> <p>【大飯】記載方針の相違（女川実績の反映）</p>
パラメータ	最大値	最大値となるシナリオ																													
圧力	0.43MPa	格納容器過温破損 格納容器雰囲気直接加熱																													
温度	144℃	格納容器過圧破損 溶融炉心・コンクリート相互作用																													
積算線量		格納容器過圧破損																													
	温度	圧力	放射線量																												
環境条件	200℃（最大）	0.85MPa[gage]（最大）																													
	温度	圧力	放射線量																												
環境条件	約141℃（最大）	約0.360MPa[gage]（最大）	0.50Gy以下																												

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>表 58-10-2 耐環境試験の評価結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>パラメータ名</th> <th>検出器の種類</th> <th>耐環境試験条件</th> <th>評価</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力容器温度</td> <td>熱電対</td> <td rowspan="10"></td> <td>耐環境試験において、事故時雰囲気においても健全性が確保できることを確認している。</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル温度</td> <td>熱電対</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>圧力抑制室内空気温度</td> <td>熱電対</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションプール水温度</td> <td>測漏抵抗体</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部水位</td> <td>電極式水位検出器</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部温度</td> <td>熱電対</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル水位</td> <td>電極式水位検出器</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器内水素濃度 (D/D)</td> <td>水素異種材料式水素検出器</td> <td>同上</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1：センサは無機物で構成しており、耐放射線性を有している。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin: 10px auto;">枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</div> <p>2. 原子炉建屋原子炉棟内、原子炉建屋付属棟内、その他の建屋内及び屋外</p> <p>重大事故等時の原子炉建屋原子炉棟内、原子炉建屋付属棟内、その他建屋内及び屋外については、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する計装設備について、それぞれの設置場所における重大事故等時の環境条件に対する耐環境性を有する設計とする。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	パラメータ名	検出器の種類	耐環境試験条件	評価	原子炉圧力容器温度	熱電対		耐環境試験において、事故時雰囲気においても健全性が確保できることを確認している。	ドライウェル温度	熱電対	同上	圧力抑制室内空気温度	熱電対	同上	サブプレッションプール水温度	測漏抵抗体	同上	原子炉格納容器下部水位	電極式水位検出器	同上	原子炉格納容器下部温度	熱電対	同上	ドライウェル水位	電極式水位検出器	同上	格納容器内水素濃度 (D/D)	水素異種材料式水素検出器	同上	<p>表 58-10-2 耐環境試験の評価結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>パラメータ名</th> <th>検出器の種類</th> <th>耐環境試験条件</th> <th>評価</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1次冷却材圧力 (広域)</td> <td>差圧圧力検出器</td> <td rowspan="10" style="background-color: #cccccc;"></td> <td>耐環境試験において、事故時雰囲気においても健全性が確保できることを確認している。</td> </tr> <tr> <td>加圧器水位</td> <td rowspan="10" style="background-color: #cccccc;"></td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器水位</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器水位 (狭域)</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器水位 (広域)</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環サンプ水位 (広域)</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環サンプ水位 (狭域)</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材温度 (広域-高温側)</td> <td rowspan="4" style="background-color: #cccccc;"></td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材温度 (広域-低温側)</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内水素処理装置温度</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器水素イグナイタ温度</td> <td>熱電対</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器水位</td> <td>電極式水位検出器</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>原子炉下部キャビティ水位</td> <td rowspan="3" style="background-color: #cccccc;"></td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器内高レンジエアロモニタ (高レンジ)</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器内低レンジエアロモニタ (低レンジ)</td> <td>同上</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1：センサは無機物で構成しており、耐放射線性を有している。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; 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>2. 原子炉建屋内及び原子炉補助建屋内</p> <p>重大事故等時の原子炉建屋内及び原子炉補助建屋内については、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する計装設備について、それぞれの設置場所における重大事故等時の環境条件に対する耐環境性を有する設計とする。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	パラメータ名	検出器の種類	耐環境試験条件	評価	1次冷却材圧力 (広域)	差圧圧力検出器		耐環境試験において、事故時雰囲気においても健全性が確保できることを確認している。	加圧器水位		同上	原子炉容器水位	同上	蒸気発生器水位 (狭域)	同上	蒸気発生器水位 (広域)	同上	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	同上	格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	同上	1次冷却材温度 (広域-高温側)		同上	1次冷却材温度 (広域-低温側)	同上	格納容器内温度	同上	原子炉格納容器内水素処理装置温度	同上	格納容器水素イグナイタ温度	熱電対	同上	格納容器水位	電極式水位検出器	同上	原子炉下部キャビティ水位		同上	格納容器内高レンジエアロモニタ (高レンジ)	同上	格納容器内低レンジエアロモニタ (低レンジ)	同上	<p>【女川】 建屋名称の相違 【大飯】 記載方針の相違 (女川実績の反映)</p> <p>【女川】 建屋名称の相違</p>
パラメータ名	検出器の種類	耐環境試験条件	評価																																																																								
原子炉圧力容器温度	熱電対		耐環境試験において、事故時雰囲気においても健全性が確保できることを確認している。																																																																								
ドライウェル温度	熱電対		同上																																																																								
圧力抑制室内空気温度	熱電対		同上																																																																								
サブプレッションプール水温度	測漏抵抗体		同上																																																																								
原子炉格納容器下部水位	電極式水位検出器		同上																																																																								
原子炉格納容器下部温度	熱電対		同上																																																																								
ドライウェル水位	電極式水位検出器		同上																																																																								
格納容器内水素濃度 (D/D)	水素異種材料式水素検出器		同上																																																																								
パラメータ名	検出器の種類		耐環境試験条件	評価																																																																							
1次冷却材圧力 (広域)	差圧圧力検出器			耐環境試験において、事故時雰囲気においても健全性が確保できることを確認している。																																																																							
加圧器水位		同上																																																																									
原子炉容器水位		同上																																																																									
蒸気発生器水位 (狭域)		同上																																																																									
蒸気発生器水位 (広域)		同上																																																																									
格納容器再循環サンプ水位 (広域)		同上																																																																									
格納容器再循環サンプ水位 (狭域)		同上																																																																									
1次冷却材温度 (広域-高温側)				同上																																																																							
1次冷却材温度 (広域-低温側)				同上																																																																							
格納容器内温度				同上																																																																							
原子炉格納容器内水素処理装置温度			同上																																																																								
格納容器水素イグナイタ温度	熱電対	同上																																																																									
格納容器水位	電極式水位検出器	同上																																																																									
原子炉下部キャビティ水位		同上																																																																									
格納容器内高レンジエアロモニタ (高レンジ)		同上																																																																									
格納容器内低レンジエアロモニタ (低レンジ)		同上																																																																									

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)

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>2. 事故時模擬試験の方法</p> <p>格納容器内設置計器のうち重大事故等時に監視機能を期待される計器については、PWR電力共同研究等にてIEEE-323に準拠した耐環境試験として、事故時環境暴露試験および事故時放射線照射試験を実施する。</p> <p>○事故時環境暴露試験 試験装置の中に設置した計器に対して、事故時環境(温度、圧力、蒸気スプレイ)を印加し、監視機能を維持できることを確認する。</p> <p>○事故時放射線照射試験 試験装置の中に設置した計器に対して、事故時に想定される積算線量を印加し、監視機能を維持できることを確認する。</p> <div data-bbox="85 842 638 1125" style="border: 1px solid black; height: 177px; width: 247px;"></div> <p>図1 事故時模擬試験概要</p> <div data-bbox="143 1161 575 1185" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> 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>別紙-1</p> <p>1. 原子炉格納容器内設置計器の事故時の環境について 重大事故等時の環境下で最も設置雰囲気環境が厳しくなるのは、原子炉格納容器内に設置している計器であり、想定される原子炉格納容器内の温度、圧力及び放射線量は、温度：200℃、圧力：0.854MPa[gage]及び放射線量：[]である。</p> <p>2. 試験方法 原子炉格納容器内設置計器のうち、重大事故等時に監視機能を期待される計器については、重大事故等時環境試験を実施している。</p> <div data-bbox="714 842 1131 1145" style="text-align: center;"> </div> <p>試験装置の中に設置した試験体に対して重大事故等時環境(温度、圧力、蒸気)を印加し、監視機能を維持できることを確認。</p> <p>図58-10-1 蒸気暴露試験装置イメージ図</p> <div data-bbox="739 1289 1153 1313" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。 </div>	<p>別紙-1</p> <p>1. 原子炉格納容器内設置計器の事故時の環境について 重大事故等時の環境下で最も設置雰囲気環境が厳しくなるのは、原子炉格納容器内に設置している計器であり、想定される原子炉格納容器内の温度、圧力及び放射線量は、温度：約141℃、圧力：0.360MPa[gage]及び放射線量：0.5MGy以下である。</p> <p>2. 試験方法 原子炉格納容器内設置計器のうち、重大事故等時に監視機能を期待される計器については、重大事故等時環境試験を実施している。</p> <div data-bbox="1249 834 1809 1125" style="border: 1px solid black; height: 182px; width: 250px;"></div> <p>図58-10-1 蒸気暴露試験装置イメージ図</p> <div data-bbox="1310 1169 1769 1193" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> 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>【大飯】資料構成の相違 (女川実績の反映)</p> <p>【大飯】記載表現の相違 (女川実績の反映)</p> <p>【大飯】記載表現の相違 (女川実績の反映)</p> <p>【大飯】記載方針の相違 (女川実績の反映)</p> <p>【女川】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）

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>3. 試験結果</p> <p>事故時模擬試験において印加された事故時環境の実測値（表2）が重大事故シナリオの最大値を上回るとともに、事故時模擬試験後の性能試験にて各計器の健全性に問題ないことを確認した。</p> <p>表2 事故時模擬試験時の圧力、温度、積算線量の実測値</p> <table border="1" data-bbox="91 432 633 683"> <thead> <tr> <th rowspan="2">検出器種類</th> <th rowspan="2">監視計器</th> <th colspan="3">事故時模擬試験時の最大値</th> </tr> <tr> <th>圧力 [MPa (gage)]</th> <th>温度 [℃]</th> <th>積算線量 [MGy]</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">伝送器*<!--1</td--> <td>1次冷却材圧力</td> <td rowspan="12">[Redacted]</td> <td rowspan="12">[Redacted]</td> <td rowspan="12">[Redacted]</td> </td></tr> <tr> <td>加圧器圧力</td> </tr> <tr> <td>加圧器水位</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器水位 (狭域)</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">温度計** (RTD)</td> <td>蒸気発生器水位 (広域)</td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環セパ水位 (広域)</td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環セパ水位 (狭域)</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材高側側温度 (広域)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">エリアモニタ**</td> <td>1次冷却材低側側温度 (広域)</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> </tr> <tr> <td></td> <td>格納容器高レンジエリアモニタ (高レンジ)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>格納容器低レンジエリアモニタ (低レンジ)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：PWR電力共同研究「新型耐環境性伝送器開発に関する研究」ほか ※2：メーカ試験 ※3：PWR電力共同研究「事故時セパの耐環境性評価研究」</p> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開できません。</p>	検出器種類	監視計器	事故時模擬試験時の最大値			圧力 [MPa (gage)]	温度 [℃]	積算線量 [MGy]	伝送器* 1</td <td>1次冷却材圧力</td> <td rowspan="12">[Redacted]</td> <td rowspan="12">[Redacted]</td> <td rowspan="12">[Redacted]</td>	1次冷却材圧力	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	加圧器圧力	加圧器水位	蒸気発生器水位 (狭域)	温度計** (RTD)	蒸気発生器水位 (広域)	格納容器再循環セパ水位 (広域)	格納容器再循環セパ水位 (狭域)	1次冷却材高側側温度 (広域)	エリアモニタ**	1次冷却材低側側温度 (広域)	格納容器内温度		格納容器高レンジエリアモニタ (高レンジ)		格納容器低レンジエリアモニタ (低レンジ)	<p>3. 原子炉格納容器内設置計器の事故時耐環境性試験結果</p> <p>重大事故等時環境試験の結果、温度200℃以上、圧力0.854MPa [gage]以上、積算線量 [Redacted]（無機物で構成している検出器は除く）の重大事故等時環境の印加に対し、試験中及び試験後の監視機能に問題がないことを確認しており、同試験条件が原子炉格納容器内の環境条件の最高値を満足することから、計器の健全性に問題はない。</p> <p>表58-10-3 耐環境性試験の評価結果（原子炉格納容器内設置計器）</p> <table border="1" data-bbox="683 432 1211 810"> <thead> <tr> <th>パラメータ名</th> <th>検出器の種類</th> <th>耐環境試験条件</th> <th>評価</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力容器温度</td> <td>熱電対</td> <td rowspan="12">[Redacted]</td> <td>耐環境試験において、事故時雰囲気においても健全性が確保できることを確認している。</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル温度</td> <td>熱電対</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>圧力抑制室内空気温度</td> <td>熱電対</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションプール水温度</td> <td>測温抵抗体</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部水位</td> <td>電極式水位検出器</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部温度</td> <td>熱電対</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル水位</td> <td>電極式水位検出器</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器内水素濃度 (H/W)</td> <td rowspan="2">水素吸蔵材付式水素検出器</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器内水素濃度 (S/C)</td> <td>同上</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：センサは無機物で構成しており、耐放射線性を有している。</p>	パラメータ名	検出器の種類	耐環境試験条件	評価	原子炉圧力容器温度	熱電対	[Redacted]	耐環境試験において、事故時雰囲気においても健全性が確保できることを確認している。	ドライウェル温度	熱電対	同上	圧力抑制室内空気温度	熱電対	同上	サブプレッションプール水温度	測温抵抗体	同上	原子炉格納容器下部水位	電極式水位検出器	同上	原子炉格納容器下部温度	熱電対	同上	ドライウェル水位	電極式水位検出器	同上	格納容器内水素濃度 (H/W)	水素吸蔵材付式水素検出器	同上	格納容器内水素濃度 (S/C)	同上	<p>3. 原子炉格納容器内設置計器の事故時耐環境性試験結果</p> <p>重大事故等時環境試験の結果、温度141℃以上、圧力0.360MPa [gage]以上、積算線量0.5MGy以上（無機物で構成している検出器は除く）の重大事故等時環境の印加に対し、試験中及び試験後の監視機能に問題がないことを確認しており、同試験条件が原子炉格納容器内の環境条件の最高値を満足することから、計器の健全性に問題はない。</p> <p>表58-10-3 耐環境性試験の評価結果（原子炉格納容器内設置計器）</p> <table border="1" data-bbox="1256 432 1807 1098"> <thead> <tr> <th>パラメータ名</th> <th>検出器の種類</th> <th>耐環境試験条件</th> <th>評価</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1次冷却材圧力 (広域)</td> <td>弾性圧力検出器</td> <td rowspan="12">[Redacted]</td> <td>耐環境試験において、事故時雰囲気においても健全性が確保できることを確認している。</td> </tr> <tr> <td>加圧器水位</td> <td rowspan="4">弾性圧力検出器</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器水位</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器水位 (狭域)</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器水位 (広域)</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環セパ水位 (広域)</td> <td rowspan="2">電極式水位検出器</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環セパ水位 (狭域)</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材温度 (広域-高温側)</td> <td rowspan="2">測温抵抗体</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材温度 (広域-低温側)</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td rowspan="4">熱電対</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内水素処理装置温度</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器水素イグナイタ温度</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器水位</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>原子炉下部キャビティ水位</td> <td rowspan="2">電極式水位検出器</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)</td> <td rowspan="2">電極式</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td></td> <td>同上</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：センサは無機物で構成しており、耐放射線性を有している。</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>	パラメータ名	検出器の種類	耐環境試験条件	評価	1次冷却材圧力 (広域)	弾性圧力検出器	[Redacted]	耐環境試験において、事故時雰囲気においても健全性が確保できることを確認している。	加圧器水位	弾性圧力検出器	同上	原子炉容器水位	同上	蒸気発生器水位 (狭域)	同上	蒸気発生器水位 (広域)	同上	格納容器再循環セパ水位 (広域)	電極式水位検出器	同上	格納容器再循環セパ水位 (狭域)	同上	1次冷却材温度 (広域-高温側)	測温抵抗体	同上	1次冷却材温度 (広域-低温側)	同上	格納容器内温度	熱電対	同上	原子炉格納容器内水素処理装置温度	同上	格納容器水素イグナイタ温度	同上	格納容器水位	同上	原子炉下部キャビティ水位	電極式水位検出器	同上	格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	同上	格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	電極式	同上		同上	<p>【大飯】記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯】記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯】記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>・大飯では原子炉格納容器内の重要な監視パラメータのみ記載し、重要代替パラメータは記載していないが、泊では原子炉格納容器内の重要な監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記載している。</p>
検出器種類			監視計器	事故時模擬試験時の最大値																																																																																																								
	圧力 [MPa (gage)]	温度 [℃]		積算線量 [MGy]																																																																																																								
伝送器* 1</td <td>1次冷却材圧力</td> <td rowspan="12">[Redacted]</td> <td rowspan="12">[Redacted]</td> <td rowspan="12">[Redacted]</td>	1次冷却材圧力	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]																																																																																																								
	加圧器圧力																																																																																																											
	加圧器水位																																																																																																											
	蒸気発生器水位 (狭域)																																																																																																											
温度計** (RTD)	蒸気発生器水位 (広域)																																																																																																											
	格納容器再循環セパ水位 (広域)																																																																																																											
	格納容器再循環セパ水位 (狭域)																																																																																																											
	1次冷却材高側側温度 (広域)																																																																																																											
エリアモニタ**	1次冷却材低側側温度 (広域)																																																																																																											
	格納容器内温度																																																																																																											
	格納容器高レンジエリアモニタ (高レンジ)																																																																																																											
	格納容器低レンジエリアモニタ (低レンジ)																																																																																																											
パラメータ名	検出器の種類	耐環境試験条件	評価																																																																																																									
原子炉圧力容器温度	熱電対	[Redacted]	耐環境試験において、事故時雰囲気においても健全性が確保できることを確認している。																																																																																																									
ドライウェル温度	熱電対		同上																																																																																																									
圧力抑制室内空気温度	熱電対		同上																																																																																																									
サブプレッションプール水温度	測温抵抗体		同上																																																																																																									
原子炉格納容器下部水位	電極式水位検出器		同上																																																																																																									
原子炉格納容器下部温度	熱電対		同上																																																																																																									
ドライウェル水位	電極式水位検出器		同上																																																																																																									
格納容器内水素濃度 (H/W)	水素吸蔵材付式水素検出器		同上																																																																																																									
格納容器内水素濃度 (S/C)			同上																																																																																																									
パラメータ名	検出器の種類		耐環境試験条件	評価																																																																																																								
1次冷却材圧力 (広域)	弾性圧力検出器		[Redacted]	耐環境試験において、事故時雰囲気においても健全性が確保できることを確認している。																																																																																																								
加圧器水位	弾性圧力検出器			同上																																																																																																								
原子炉容器水位		同上																																																																																																										
蒸気発生器水位 (狭域)		同上																																																																																																										
蒸気発生器水位 (広域)		同上																																																																																																										
格納容器再循環セパ水位 (広域)	電極式水位検出器	同上																																																																																																										
格納容器再循環セパ水位 (狭域)		同上																																																																																																										
1次冷却材温度 (広域-高温側)	測温抵抗体	同上																																																																																																										
1次冷却材温度 (広域-低温側)		同上																																																																																																										
格納容器内温度	熱電対	同上																																																																																																										
原子炉格納容器内水素処理装置温度		同上																																																																																																										
格納容器水素イグナイタ温度		同上																																																																																																										
格納容器水位		同上																																																																																																										
原子炉下部キャビティ水位	電極式水位検出器	同上																																																																																																										
格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)		同上																																																																																																										
格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	電極式	同上																																																																																																										
		同上																																																																																																										

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)

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>表 58-10-4 重大事故等時における耐環境条件^{※1,2,3}</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">設置場所</th> <th rowspan="2">類別化区分</th> <th colspan="4">環境条件</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>温度</th> <th>圧力</th> <th>湿度</th> <th>放射線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器内</td> <td>A</td> <td>200℃</td> <td>6.85MPa [表58-10-4]</td> <td>従来設計と同等 (100%)^{※2}、又はそれ以下</td> <td>従来設計と同等 (100%)^{※2}、又はそれ以下</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋原子炉棟内^{※4}</td> <td>B</td> <td>6.46Pa [表58-10-4]、又はそれ以下</td> <td>6.46Pa [表58-10-4]、又はそれ以下</td> <td>従来設計と同等 (100%)^{※2}、又はそれ以下</td> <td>又はそれ以下</td> <td></td> </tr> <tr> <td>その他の建屋内</td> <td>C</td> <td>通常状態における設計値と同等</td> <td>大気圧相当</td> <td>通常状態における設計値と同等</td> <td>設置場所及び原子炉棟内設置のフルラベント等の設置の可否による相違^{※5}</td> <td></td> </tr> <tr> <td>屋外</td> <td>D</td> <td>外気温 (最大約35℃)</td> <td>大気圧</td> <td>通常状態における設計値と同等</td> <td>設置場所及び原子炉棟内設置のフルラベント等の設置の可否による相違^{※5}</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 表中は各環境条件の項目の最大値を記載する。また、評価値は詳細評価により今後見直す可能性もある。 ※2 設備設置場所や設備の固有の条件 (付近に発熱源や輻照があるもの) の影響を受けるものは個別に評価する。 ※3 中心相違の有無、設備の配置場所等により大きく異なるため、それらの影響が大きいものは個別に評価する。 ※4 建屋の事故においては使用済燃料プール施設の設計を考慮する。また、格納容器バイパス (インターフェイスシステム) I、Q、A) 等の原子炉建屋原子炉棟内の環境への影響が大きくなる必要設備が規定される事象については、個別に設定する。 ※5 従来設計は非常状態における安全系機器の設計値の一例を示す。 ※6 原子炉建屋原子炉棟内の設計値の一例を示す。</p> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px; text-align: center;">枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p>	設置場所	類別化区分	環境条件				備考	温度	圧力	湿度	放射線	原子炉格納容器内	A	200℃	6.85MPa [表58-10-4]	従来設計と同等 (100%) ^{※2} 、又はそれ以下	従来設計と同等 (100%) ^{※2} 、又はそれ以下		原子炉建屋原子炉棟内 ^{※4}	B	6.46Pa [表58-10-4]、又はそれ以下	6.46Pa [表58-10-4]、又はそれ以下	従来設計と同等 (100%) ^{※2} 、又はそれ以下	又はそれ以下		その他の建屋内	C	通常状態における設計値と同等	大気圧相当	通常状態における設計値と同等	設置場所及び原子炉棟内設置のフルラベント等の設置の可否による相違 ^{※5}		屋外	D	外気温 (最大約35℃)	大気圧	通常状態における設計値と同等	設置場所及び原子炉棟内設置のフルラベント等の設置の可否による相違 ^{※5}		<p>表 58-10-4 重大事故等時における耐環境条件^{※1, 2, 3}</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">設置場所</th> <th rowspan="2">類別化区分</th> <th colspan="4">環境条件</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>温度</th> <th>圧力</th> <th>湿度</th> <th>放射線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器内</td> <td>A</td> <td>141℃</td> <td>0.389MPa [表58-10-4]</td> <td>従来設計と同等 (100%)^{※2}、又はそれ以下</td> <td>従来設計と同等 (100%)^{※2}、又はそれ以下</td> <td>0.5mSv/7日、又はそれ以下</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器外の建屋内^{※4}</td> <td>Ba</td> <td>112℃、又はそれ以下</td> <td>大気圧相当</td> <td>従来設計と同等 (100%)^{※2}、又はそれ以下</td> <td>50mSv/h、又はそれ以下</td> <td></td> </tr> <tr> <td>使用済燃料ピット事故時に影響を受ける箇所^{※5}</td> <td>Bb</td> <td>100℃</td> <td>大気圧相当</td> <td>100%</td> <td>0.15mSv/h、又はそれ以下</td> <td></td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に影響を受ける箇所^{※6}</td> <td>Bc</td> <td>50℃、又はそれ以下</td> <td>大気圧相当</td> <td>従来設計と同等 (100%)^{※2}、又はそれ以下</td> <td>20mSv/h、又はそれ以下</td> <td></td> </tr> <tr> <td>その他耐震建屋内^{※7}</td> <td>Bd</td> <td>60℃、又はそれ以下</td> <td>大気圧相当</td> <td>従来設計と同等 (100%)^{※2}、又はそれ以下</td> <td>100mSv/h、又はそれ以下</td> <td></td> </tr> <tr> <td>屋外</td> <td>C</td> <td>外気温 (35℃)</td> <td>大気圧</td> <td>通常状態における設計値と同等</td> <td>10mSv/h、又はそれ以下</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 表中は各環境条件の項目の最大値を記載する。また、評価値は詳細評価により今後見直す可能性もある。 ※2 設備設置場所や設備の固有の条件 (付近に発熱源や輻照があるもの) の影響を受けるものは個別に評価する。 ※3 中心相違の有無、設備の配置場所等により大きく異なるため、それらの影響が大きいものは個別に評価する。 ※4 格納容器バイパス (インターフェイスシステム) LOCA 及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時) 及び使用済燃料ピット事故時の周辺補機類、燃料取扱機及び原子炉補助建屋等の環境への影響が大きくなる必要設備が規定される事象については、個別に設定する。 ※5 格納容器バイパス (インターフェイスシステム) LOCA 時に使用が期待される安全系機器及び周辺区域の設備の設置箇所。 ※6 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故時に使用が期待される使用済燃料ピット及び周辺区域に設置する設備の設置箇所。 ※7 格納容器バイパス (蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故) 時に使用が期待される主蒸気管及び周辺の区域の設備の設置箇所。 ※8 インターフェイスシステム LOCA 時、使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故時、蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に使用されるが、それらの事故の影響を受けない設備又はそれらの事故以外の事故時に使用が期待される設備の、周辺補機類及び原子炉補助建屋等の設置箇所。 ※9 従来設計は非常状態における安全系機器の設計値の一例を示す。</p>	設置場所	類別化区分	環境条件				備考	温度	圧力	湿度	放射線	原子炉格納容器内	A	141℃	0.389MPa [表58-10-4]	従来設計と同等 (100%) ^{※2} 、又はそれ以下	従来設計と同等 (100%) ^{※2} 、又はそれ以下	0.5mSv/7日、又はそれ以下	原子炉格納容器外の建屋内 ^{※4}	Ba	112℃、又はそれ以下	大気圧相当	従来設計と同等 (100%) ^{※2} 、又はそれ以下	50mSv/h、又はそれ以下		使用済燃料ピット事故時に影響を受ける箇所 ^{※5}	Bb	100℃	大気圧相当	100%	0.15mSv/h、又はそれ以下		蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に影響を受ける箇所 ^{※6}	Bc	50℃、又はそれ以下	大気圧相当	従来設計と同等 (100%) ^{※2} 、又はそれ以下	20mSv/h、又はそれ以下		その他耐震建屋内 ^{※7}	Bd	60℃、又はそれ以下	大気圧相当	従来設計と同等 (100%) ^{※2} 、又はそれ以下	100mSv/h、又はそれ以下		屋外	C	外気温 (35℃)	大気圧	通常状態における設計値と同等	10mSv/h、又はそれ以下		<p>【大飯】記載方針の相違 (女川実績の反映) 【女川】記載方針の相違 ・女川では設置場所耐環境条件を分類しているが、泊では設置場所に加えインターフェイスシステムLOCAや使用済燃料ピット事故等の事故により影響を受ける場所も分類し、より詳細な分類としている。</p>
設置場所	類別化区分			環境条件					備考																																																																																						
		温度	圧力	湿度	放射線																																																																																										
原子炉格納容器内	A	200℃	6.85MPa [表58-10-4]	従来設計と同等 (100%) ^{※2} 、又はそれ以下	従来設計と同等 (100%) ^{※2} 、又はそれ以下																																																																																										
原子炉建屋原子炉棟内 ^{※4}	B	6.46Pa [表58-10-4]、又はそれ以下	6.46Pa [表58-10-4]、又はそれ以下	従来設計と同等 (100%) ^{※2} 、又はそれ以下	又はそれ以下																																																																																										
その他の建屋内	C	通常状態における設計値と同等	大気圧相当	通常状態における設計値と同等	設置場所及び原子炉棟内設置のフルラベント等の設置の可否による相違 ^{※5}																																																																																										
屋外	D	外気温 (最大約35℃)	大気圧	通常状態における設計値と同等	設置場所及び原子炉棟内設置のフルラベント等の設置の可否による相違 ^{※5}																																																																																										
設置場所	類別化区分	環境条件				備考																																																																																									
		温度	圧力	湿度	放射線																																																																																										
原子炉格納容器内	A	141℃	0.389MPa [表58-10-4]	従来設計と同等 (100%) ^{※2} 、又はそれ以下	従来設計と同等 (100%) ^{※2} 、又はそれ以下	0.5mSv/7日、又はそれ以下																																																																																									
原子炉格納容器外の建屋内 ^{※4}	Ba	112℃、又はそれ以下	大気圧相当	従来設計と同等 (100%) ^{※2} 、又はそれ以下	50mSv/h、又はそれ以下																																																																																										
使用済燃料ピット事故時に影響を受ける箇所 ^{※5}	Bb	100℃	大気圧相当	100%	0.15mSv/h、又はそれ以下																																																																																										
蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に影響を受ける箇所 ^{※6}	Bc	50℃、又はそれ以下	大気圧相当	従来設計と同等 (100%) ^{※2} 、又はそれ以下	20mSv/h、又はそれ以下																																																																																										
その他耐震建屋内 ^{※7}	Bd	60℃、又はそれ以下	大気圧相当	従来設計と同等 (100%) ^{※2} 、又はそれ以下	100mSv/h、又はそれ以下																																																																																										
屋外	C	外気温 (35℃)	大気圧	通常状態における設計値と同等	10mSv/h、又はそれ以下																																																																																										

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)

Main comparison table with columns for equipment name, specifications, and reasons for differences. Includes sub-tables for '女川原子力発電所2号炉' and '泊発電所3号炉'.

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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。

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

(参考) 表 58-10-5 計装設備の耐環境性について (2/4) ①

名称	取組みの種類	知覚性	耐環境性			備考		
			湿度	圧力	電圧			
制御室内内蔵監視機	監視機	A	湿度(1日計) 25℃ 湿度(7日計) 45℃	電圧(1日計) 90kVp 電圧(7日計) 110kVp 電圧(1ヶ月計) 110kVp	電圧	—	—	前記電圧試験により確認された。計装設備は、湿度(1日計)に適合し、計装設備は、湿度(7日計)に適合し、計装設備は、湿度(1ヶ月計)に適合する。
プロセッサボードモジュール	制御機	A	湿度(1日計) 25℃ 湿度(7日計) 45℃	電圧(1日計) 90kVp 電圧(7日計) 110kVp 電圧(1ヶ月計) 110kVp	電圧	—	—	前記電圧試験により確認された。計装設備は、湿度(1日計)に適合し、計装設備は、湿度(7日計)に適合し、計装設備は、湿度(1ヶ月計)に適合する。
電子制御装置下部基板	監視機	A	湿度(1日計) 25℃ 湿度(7日計) 45℃	電圧(1日計) 90kVp 電圧(7日計) 110kVp	電圧	—	—	前記電圧試験により確認された。計装設備は、湿度(1日計)に適合し、計装設備は、湿度(7日計)に適合し、計装設備は、湿度(1ヶ月計)に適合する。
デジタルユニット	制御機	B						前記電圧試験により確認された。計装設備は、湿度(1日計)に適合し、計装設備は、湿度(7日計)に適合し、計装設備は、湿度(1ヶ月計)に適合する。
圧力検出装置	制御機	B						前記電圧試験により確認された。計装設備は、湿度(1日計)に適合し、計装設備は、湿度(7日計)に適合し、計装設備は、湿度(1ヶ月計)に適合する。
圧力検出装置	制御機	B						前記電圧試験により確認された。計装設備は、湿度(1日計)に適合し、計装設備は、湿度(7日計)に適合し、計装設備は、湿度(1ヶ月計)に適合する。
電子制御装置下部基板	監視機	A	湿度(1日計) 25℃ 湿度(7日計) 45℃	電圧(1日計) 90kVp 電圧(7日計) 110kVp	電圧	—	—	前記電圧試験により確認された。計装設備は、湿度(1日計)に適合し、計装設備は、湿度(7日計)に適合し、計装設備は、湿度(1ヶ月計)に適合する。
デジタルユニット	監視機	A	湿度(1日計) 25℃ 湿度(7日計) 45℃	電圧(1日計) 90kVp 電圧(7日計) 110kVp	電圧	—	—	前記電圧試験により確認された。計装設備は、湿度(1日計)に適合し、計装設備は、湿度(7日計)に適合し、計装設備は、湿度(1ヶ月計)に適合する。
制御室内内蔵監視機 (B/C)	監視機	A	30℃	90kVp 電圧(1ヶ月計) 110kVp	電圧	—	—	前記電圧試験により確認された。計装設備は、湿度(1日計)に適合し、計装設備は、湿度(7日計)に適合し、計装設備は、湿度(1ヶ月計)に適合する。
制御室内内蔵監視機 (B/C)	監視機	A	30℃	90kVp 電圧(1ヶ月計) 110kVp	電圧	—	—	前記電圧試験により確認された。計装設備は、湿度(1日計)に適合し、計装設備は、湿度(7日計)に適合し、計装設備は、湿度(1ヶ月計)に適合する。
制御室内内蔵監視機下部基板	監視機	B	45℃	大電圧	90kVp	電圧	—	前記電圧試験により確認された。計装設備は、湿度(1日計)に適合し、計装設備は、湿度(7日計)に適合し、計装設備は、湿度(1ヶ月計)に適合する。
制御室内内蔵監視機ユニット (B/C)	監視機	B	湿度(1日計) 25℃ 湿度(7日計) 45℃	電圧(1日計) 90kVp 電圧(7日計) 110kVp	電圧	—	—	前記電圧試験により確認された。計装設備は、湿度(1日計)に適合し、計装設備は、湿度(7日計)に適合し、計装設備は、湿度(1ヶ月計)に適合する。
制御室内内蔵監視機ユニット (B/C)	監視機	B	湿度(1日計) 25℃ 湿度(7日計) 45℃	電圧(1日計) 90kVp 電圧(7日計) 110kVp	電圧	—	—	前記電圧試験により確認された。計装設備は、湿度(1日計)に適合し、計装設備は、湿度(7日計)に適合し、計装設備は、湿度(1ヶ月計)に適合する。
制御室内内蔵監視機ユニット (B/C)	監視機	B	湿度(1日計) 25℃ 湿度(7日計) 45℃	電圧(1日計) 90kVp 電圧(7日計) 110kVp	電圧	—	—	前記電圧試験により確認された。計装設備は、湿度(1日計)に適合し、計装設備は、湿度(7日計)に適合し、計装設備は、湿度(1ヶ月計)に適合する。

①: 表中の耐環境性の記載は基本設計段階の値であり、詳細設計により変更する可能性がある。

(参考) 表 58-10-5 計装設備の耐環境性について (2/4) ①

名称	取組みの種類	知覚性	耐環境性				備考
			湿度	圧力	電圧	電流	
制御室内内蔵監視機	監視機	A					前記電圧試験により確認された。計装設備は、湿度(1日計)に適合し、計装設備は、湿度(7日計)に適合し、計装設備は、湿度(1ヶ月計)に適合する。
制御室内内蔵監視機	監視機	A					前記電圧試験により確認された。計装設備は、湿度(1日計)に適合し、計装設備は、湿度(7日計)に適合し、計装設備は、湿度(1ヶ月計)に適合する。
電子制御装置下部基板	監視機	A					前記電圧試験により確認された。計装設備は、湿度(1日計)に適合し、計装設備は、湿度(7日計)に適合し、計装設備は、湿度(1ヶ月計)に適合する。
デジタルユニット	監視機	A					前記電圧試験により確認された。計装設備は、湿度(1日計)に適合し、計装設備は、湿度(7日計)に適合し、計装設備は、湿度(1ヶ月計)に適合する。
中間領域中性子室	監視機	A					前記電圧試験により確認された。計装設備は、湿度(1日計)に適合し、計装設備は、湿度(7日計)に適合し、計装設備は、湿度(1ヶ月計)に適合する。
中性子制御域中性子室	監視機	A					前記電圧試験により確認された。計装設備は、湿度(1日計)に適合し、計装設備は、湿度(7日計)に適合し、計装設備は、湿度(1ヶ月計)に適合する。
監視機下部基板 (他機)	監視機	A					前記電圧試験により確認された。計装設備は、湿度(1日計)に適合し、計装設備は、湿度(7日計)に適合し、計装設備は、湿度(1ヶ月計)に適合する。
監視機下部基板 (他機)	監視機	A					前記電圧試験により確認された。計装設備は、湿度(1日計)に適合し、計装設備は、湿度(7日計)に適合し、計装設備は、湿度(1ヶ月計)に適合する。
監視機下部基板	監視機	B					前記電圧試験により確認された。計装設備は、湿度(1日計)に適合し、計装設備は、湿度(7日計)に適合し、計装設備は、湿度(1ヶ月計)に適合する。
監視機ユニット	監視機	B					前記電圧試験により確認された。計装設備は、湿度(1日計)に適合し、計装設備は、湿度(7日計)に適合し、計装設備は、湿度(1ヶ月計)に適合する。
電子制御装置下部基板	監視機	B					前記電圧試験により確認された。計装設備は、湿度(1日計)に適合し、計装設備は、湿度(7日計)に適合し、計装設備は、湿度(1ヶ月計)に適合する。
監視機用電源ユニット	監視機	B					前記電圧試験により確認された。計装設備は、湿度(1日計)に適合し、計装設備は、湿度(7日計)に適合し、計装設備は、湿度(1ヶ月計)に適合する。
ほうげンク水圧	監視機	B					前記電圧試験により確認された。計装設備は、湿度(1日計)に適合し、計装設備は、湿度(7日計)に適合し、計装設備は、湿度(1ヶ月計)に適合する。
監視機用電源ユニット	監視機	B					前記電圧試験により確認された。計装設備は、湿度(1日計)に適合し、計装設備は、湿度(7日計)に適合し、計装設備は、湿度(1ヶ月計)に適合する。

①: 表中の耐環境性の記載は基本設計段階の値であり、詳細設計により変更する可能性がある。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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。

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

(参考) 表 58-10-5 計装設備の耐環境性について (3/4) ※1

名称	種別	設置位置	耐環境性					
			温度	圧力	湿度	放射線	備考	
可動型制御室内水素濃度計測ユニット	計装装置	計装室	20	2.0	20	20	20	注1: 電力本部等を中心に、制御室内の湿度は高湿度であり、計装設備は高湿度に耐える必要があり、計装室の湿度は20%以下に保たれることにより、計装設備の動作が安定する。
ポストアラーム表示 (正常値)	表示装置	計装室	20					注1: 電力本部等を中心に、制御室内の湿度は高湿度であり、計装設備は高湿度に耐える必要があり、計装室の湿度は20%以下に保たれることにより、計装設備の動作が安定する。
ポストアラーム表示 (異常値)	表示装置	計装室	20					注1: 電力本部等を中心に、制御室内の湿度は高湿度であり、計装設備は高湿度に耐える必要があり、計装室の湿度は20%以下に保たれることにより、計装設備の動作が安定する。
ポストアラーム表示 (正常値)	表示装置	計装室	20					注1: 電力本部等を中心に、制御室内の湿度は高湿度であり、計装設備は高湿度に耐える必要があり、計装室の湿度は20%以下に保たれることにより、計装設備の動作が安定する。
ポストアラーム表示 (異常値)	表示装置	計装室	20					注1: 電力本部等を中心に、制御室内の湿度は高湿度であり、計装設備は高湿度に耐える必要があり、計装室の湿度は20%以下に保たれることにより、計装設備の動作が安定する。
ポストアラーム表示 (正常値)	表示装置	計装室	20					注1: 電力本部等を中心に、制御室内の湿度は高湿度であり、計装設備は高湿度に耐える必要があり、計装室の湿度は20%以下に保たれることにより、計装設備の動作が安定する。
ポストアラーム表示 (異常値)	表示装置	計装室	20					注1: 電力本部等を中心に、制御室内の湿度は高湿度であり、計装設備は高湿度に耐える必要があり、計装室の湿度は20%以下に保たれることにより、計装設備の動作が安定する。
可動型制御室内水素濃度計測ユニット	計装装置	計装室	20					注1: 電力本部等を中心に、制御室内の湿度は高湿度であり、計装設備は高湿度に耐える必要があり、計装室の湿度は20%以下に保たれることにより、計装設備の動作が安定する。
可動型制御室内水素濃度計測ユニット	計装装置	計装室	20					注1: 電力本部等を中心に、制御室内の湿度は高湿度であり、計装設備は高湿度に耐える必要があり、計装室の湿度は20%以下に保たれることにより、計装設備の動作が安定する。
可動型制御室内水素濃度計測ユニット	計装装置	計装室	20					注1: 電力本部等を中心に、制御室内の湿度は高湿度であり、計装設備は高湿度に耐える必要があり、計装室の湿度は20%以下に保たれることにより、計装設備の動作が安定する。
可動型制御室内水素濃度計測ユニット	計装装置	計装室	20					注1: 電力本部等を中心に、制御室内の湿度は高湿度であり、計装設備は高湿度に耐える必要があり、計装室の湿度は20%以下に保たれることにより、計装設備の動作が安定する。
可動型制御室内水素濃度計測ユニット	計装装置	計装室	20					注1: 電力本部等を中心に、制御室内の湿度は高湿度であり、計装設備は高湿度に耐える必要があり、計装室の湿度は20%以下に保たれることにより、計装設備の動作が安定する。
可動型制御室内水素濃度計測ユニット	計装装置	計装室	20					注1: 電力本部等を中心に、制御室内の湿度は高湿度であり、計装設備は高湿度に耐える必要があり、計装室の湿度は20%以下に保たれることにより、計装設備の動作が安定する。
可動型制御室内水素濃度計測ユニット	計装装置	計装室	20					注1: 電力本部等を中心に、制御室内の湿度は高湿度であり、計装設備は高湿度に耐える必要があり、計装室の湿度は20%以下に保たれることにより、計装設備の動作が安定する。
可動型制御室内水素濃度計測ユニット	計装装置	計装室	20					注1: 電力本部等を中心に、制御室内の湿度は高湿度であり、計装設備は高湿度に耐える必要があり、計装室の湿度は20%以下に保たれることにより、計装設備の動作が安定する。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

泊発電所3号炉

(参考) 表 58-10-5 計装設備の耐環境性について (3/4) ※1

名称	種別	設置位置	動作電圧	耐環境性				備考
				温度	圧力	湿度	放射線	
可動型制御室内水素濃度計測ユニット	計装装置	計装室	0.4					耐環境性試験等により健全性を確認する。電力本部及び保安室等の設置条件により健全性を確認する。計装室の上層部でコンプレッサ中の水分を除去することによって、湿度特性を維持する。計装室: 湿度制御機
可動型制御室内水素濃度計測ユニット	計装装置	計装室	0.4					耐環境性試験等により健全性を確認する。電力本部及び保安室等の設置条件により健全性を確認する。計装室の上層部でコンプレッサ中の水分を除去することによって、湿度特性を維持する。計装室: 湿度制御機
原子炉制御室内水素濃度計測ユニット	計装装置	計装室	0.4					耐環境性試験等により健全性を確認する。電力本部及び保安室等の設置条件により健全性を確認する。計装室の上層部でコンプレッサ中の水分を除去することによって、湿度特性を維持する。計装室: 湿度制御機
可動型制御室内水素濃度計測ユニット	計装装置	計装室	0.4					耐環境性試験等により健全性を確認する。電力本部及び保安室等の設置条件により健全性を確認する。計装室の上層部でコンプレッサ中の水分を除去することによって、湿度特性を維持する。計装室: 湿度制御機
可動型制御室内水素濃度計測ユニット	計装装置	計装室	0.4					耐環境性試験等により健全性を確認する。電力本部及び保安室等の設置条件により健全性を確認する。計装室の上層部でコンプレッサ中の水分を除去することによって、湿度特性を維持する。計装室: 湿度制御機
可動型制御室内水素濃度計測ユニット	計装装置	計装室	0.4					耐環境性試験等により健全性を確認する。電力本部及び保安室等の設置条件により健全性を確認する。計装室の上層部でコンプレッサ中の水分を除去することによって、湿度特性を維持する。計装室: 湿度制御機
可動型制御室内水素濃度計測ユニット	計装装置	計装室	0.4					耐環境性試験等により健全性を確認する。電力本部及び保安室等の設置条件により健全性を確認する。計装室の上層部でコンプレッサ中の水分を除去することによって、湿度特性を維持する。計装室: 湿度制御機
可動型制御室内水素濃度計測ユニット	計装装置	計装室	0.4					耐環境性試験等により健全性を確認する。電力本部及び保安室等の設置条件により健全性を確認する。計装室の上層部でコンプレッサ中の水分を除去することによって、湿度特性を維持する。計装室: 湿度制御機

※1: 表中の耐環境性の数値は基本設計段階の数であり、詳細設計により今後見直す可能性もある。

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。

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

(参考) 表 58-10-5 計装設備の耐環境性について (L/4) ①

名称	取組の種別	種別と区分	耐環境性				備考	
			温度	湿度	振動	衝撃		
原子炉監視制御系統の出力監視	監視出力監視	監視出力監視	○				耐環境性試験により適合性を確認。 劣化対策として保守作業中は監視出力監視回路の物理的保護を確保する。 出力監視回路の信頼性を確保するために、監視出力監視回路の冗長化を図る。	
高圧炉心冷却水ポンプ出力監視	監視出力監視	監視出力監視	○				耐環境性試験により適合性を確認。 劣化対策として保守作業中は監視出力監視回路の物理的保護を確保する。	
高圧炉心冷却水ポンプ出力監視	監視出力監視	監視出力監視	○				耐環境性試験により適合性を確認。 劣化対策として保守作業中は監視出力監視回路の物理的保護を確保する。	
高圧炉心冷却水ポンプ出力監視	監視出力監視	監視出力監視	○				耐環境性試験により適合性を確認。 劣化対策として保守作業中は監視出力監視回路の物理的保護を確保する。	
高圧炉心冷却水ポンプ出力監視	監視出力監視	監視出力監視	○				耐環境性試験により適合性を確認。 劣化対策として保守作業中は監視出力監視回路の物理的保護を確保する。	
原子炉監視制御系統内電源	電源	電源	○	100%	400% (1sec)	100%	100%	耐環境性試験により適合性を確認。 劣化対策として保守作業中は電源回路の物理的保護を確保する。 電源回路の信頼性を確保するために、電源回路の冗長化を図る。
	電源	電源	○	100%	20%	100%	20%	耐環境性試験により適合性を確認。 劣化対策として保守作業中は電源回路の物理的保護を確保する。 電源回路の信頼性を確保するために、電源回路の冗長化を図る。
原子炉監視制御系統内電源監視	監視出力監視	監視出力監視	○					耐環境性試験により適合性を確認。 劣化対策として保守作業中は監視出力監視回路の物理的保護を確保する。
	電源	電源	○					耐環境性試験により適合性を確認。 劣化対策として保守作業中は電源回路の物理的保護を確保する。 電源回路の信頼性を確保するために、電源回路の冗長化を図る。
原子炉監視制御系統内電源監視	監視出力監視	監視出力監視	○					耐環境性試験により適合性を確認。 劣化対策として保守作業中は監視出力監視回路の物理的保護を確保する。
	電源	電源	○					耐環境性試験により適合性を確認。 劣化対策として保守作業中は電源回路の物理的保護を確保する。 電源回路の信頼性を確保するために、電源回路の冗長化を図る。
原子炉監視制御系統内電源監視	監視出力監視	監視出力監視	○					耐環境性試験により適合性を確認。 劣化対策として保守作業中は監視出力監視回路の物理的保護を確保する。
	電源	電源	○					耐環境性試験により適合性を確認。 劣化対策として保守作業中は電源回路の物理的保護を確保する。 電源回路の信頼性を確保するために、電源回路の冗長化を図る。
原子炉監視制御系統内電源監視	監視出力監視	監視出力監視	○					耐環境性試験により適合性を確認。 劣化対策として保守作業中は監視出力監視回路の物理的保護を確保する。
	電源	電源	○					耐環境性試験により適合性を確認。 劣化対策として保守作業中は電源回路の物理的保護を確保する。 電源回路の信頼性を確保するために、電源回路の冗長化を図る。
原子炉監視制御系統内電源監視	監視出力監視	監視出力監視	○					耐環境性試験により適合性を確認。 劣化対策として保守作業中は監視出力監視回路の物理的保護を確保する。
	電源	電源	○					耐環境性試験により適合性を確認。 劣化対策として保守作業中は電源回路の物理的保護を確保する。 電源回路の信頼性を確保するために、電源回路の冗長化を図る。
原子炉監視制御系統内電源監視	監視出力監視	監視出力監視	○					耐環境性試験により適合性を確認。 劣化対策として保守作業中は監視出力監視回路の物理的保護を確保する。
	電源	電源	○					耐環境性試験により適合性を確認。 劣化対策として保守作業中は電源回路の物理的保護を確保する。 電源回路の信頼性を確保するために、電源回路の冗長化を図る。

①: 表中の各耐環境性の数値は基本設計段階の数値であり、詳細設計により変更される可能性がある。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

泊発電所 3 号炉

(参考) 表 58-10-5 計装設備の耐環境性について (L/4) ①

名称	取組の種別	種別と区分	耐環境性				備考
			温度	湿度	振動	衝撃	
使用済燃料ピット監視カメラ	監視出力監視	監視出力監視	○				耐環境性試験により適合性を確認。 劣化対策として保守作業中は監視出力監視回路の物理的保護を確保する。
		電源	○				耐環境性試験により適合性を確認。 劣化対策として保守作業中は電源回路の物理的保護を確保する。 電源回路の信頼性を確保するために、電源回路の冗長化を図る。
使用済燃料ピット監視カメラ	監視出力監視	監視出力監視	○				耐環境性試験により適合性を確認。 劣化対策として保守作業中は監視出力監視回路の物理的保護を確保する。
		電源	○				耐環境性試験により適合性を確認。 劣化対策として保守作業中は電源回路の物理的保護を確保する。 電源回路の信頼性を確保するために、電源回路の冗長化を図る。
使用済燃料ピット監視カメラ	監視出力監視	監視出力監視	○				耐環境性試験により適合性を確認。 劣化対策として保守作業中は監視出力監視回路の物理的保護を確保する。
		電源	○				耐環境性試験により適合性を確認。 劣化対策として保守作業中は電源回路の物理的保護を確保する。 電源回路の信頼性を確保するために、電源回路の冗長化を図る。
使用済燃料ピット監視カメラ	監視出力監視	監視出力監視	○				耐環境性試験により適合性を確認。 劣化対策として保守作業中は監視出力監視回路の物理的保護を確保する。
		電源	○				耐環境性試験により適合性を確認。 劣化対策として保守作業中は電源回路の物理的保護を確保する。 電源回路の信頼性を確保するために、電源回路の冗長化を図る。
使用済燃料ピット監視カメラ	監視出力監視	監視出力監視	○				耐環境性試験により適合性を確認。 劣化対策として保守作業中は監視出力監視回路の物理的保護を確保する。
		電源	○				耐環境性試験により適合性を確認。 劣化対策として保守作業中は電源回路の物理的保護を確保する。 電源回路の信頼性を確保するために、電源回路の冗長化を図る。

①: 表中の各耐環境性の数値は基本設計段階の数値であり、詳細設計により変更される可能性がある。

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。

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）

第58条 計装設備（補足説明資料）

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>(参考) 大阪3、4号炉 原子炉格納容器内の放射線環境について</p> <p>1. はじめに 原子炉格納容器（C/V）内に設置されている計装設備の耐放射線に対する要求条件を確認するため、シビアアクシデント（SA）時のC/V内の放射線環境を評価した。</p> <p>2. 評価条件 SA時にC/V内に放出された核分裂生成物（FP）がC/V空間に均一に分布するとし、第1表に示す条件に基づき、C/V内の放射線量を評価した。</p> <p style="text-align: center;">第1表 評価条件</p> <table border="1" data-bbox="91 582 633 879"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>条件</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>線源強度</td> <td>炉心 55GW ウラン炉心</td> <td></td> </tr> <tr> <td>線量評価モデル</td> <td>形状・評価点 C/V自由体積を保存した半球モデル 評価点は、半球面の中心</td> <td>壁面設置の計器が180度方向から放射線照射を受けることを模擬</td> </tr> <tr> <td></td> <td>密度 C/V内に存在する水分を考慮し、C/V空間に均質化した嵩密度</td> <td>当該事象を模擬したC/V内の水分量の時間変化を考慮</td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 評価結果 解析の結果、SA時に想定される放射線積算値は [] [] であることを確認した。</p> <p style="text-align: right;">以上</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>	項目	条件	備考	線源強度	炉心 55GW ウラン炉心		線量評価モデル	形状・評価点 C/V自由体積を保存した半球モデル 評価点は、半球面の中心	壁面設置の計器が180度方向から放射線照射を受けることを模擬		密度 C/V内に存在する水分を考慮し、C/V空間に均質化した嵩密度	当該事象を模擬したC/V内の水分量の時間変化を考慮			<p>【大阪】資料構成の相違（女川実績の反映）</p>
項目	条件	備考													
線源強度	炉心 55GW ウラン炉心														
線量評価モデル	形状・評価点 C/V自由体積を保存した半球モデル 評価点は、半球面の中心	壁面設置の計器が180度方向から放射線照射を受けることを模擬													
	密度 C/V内に存在する水分を考慮し、C/V空間に均質化した嵩密度	当該事象を模擬したC/V内の水分量の時間変化を考慮													

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

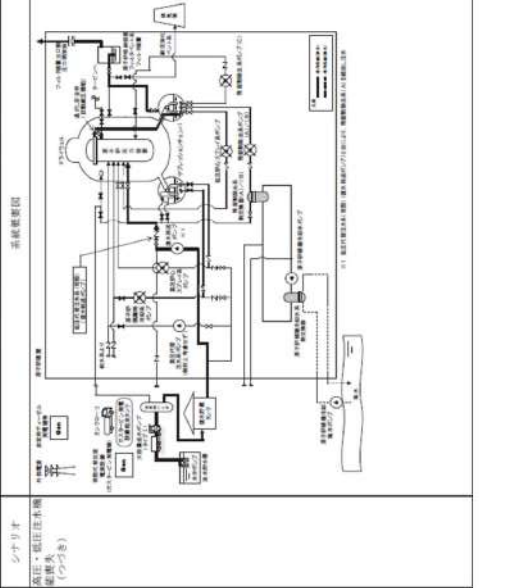
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第58条 計装設備（補足説明資料）

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>(大飯該当資料なし。以降同様。)</p>	<p>58-11 パラメータの抽出について</p> <p>1. 設置許可基準規則の第58条における計装設備 設置許可基準規則第58条で抽出されたパラメータは、その他の条文にて主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態として抽出された計装設備であり、各条文との関連性を明確にしたものを表58-11-1に示す。</p> <p>2. 重大事故等対策の有効性評価において期待する計装設備 重大事故等対策の有効性評価において必要なパラメータは、炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な判断及び監視に用いる計装設備であり、これらが本条文中で適切に抽出されていることを表58-11-2に示す。</p>	<p>58-11 パラメータの抽出について</p> <p>1. 設置許可基準規則の第58条における計装設備 設置許可基準規則第58条で抽出されたパラメータは、その他の条文にて主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態として抽出された計装設備であり、各条文との関連性を明確にしたものを表58-11-1に示す。</p> <p>2. 重大事故等対策の有効性評価において期待する計装設備 重大事故等対策の有効性評価において必要なパラメータは、炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な判断及び監視に用いる計装設備であり、これらが本条文中で適切に抽出されていることを表58-11-2に示す。</p>	<p>【大飯】記載方針の相違（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）

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																																																																																																																																																
表 58-11-2-37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（2/36）																																																																																																																																																			
<p>シナリオ 2.1 高圧・低圧圧水機駆動入 (C2/C5)</p>	<p>系統要図</p>  <p>期待する設備</p> <table border="1"> <tr><td>低圧炉心コブレイブポンプ出口圧力</td><td>65条 (炉心側)</td></tr> <tr><td>低圧炉心コブレイブポンプ出口圧力</td><td>66条 (低圧炉心コブレイブポンプ駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力</td><td>67条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>68条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (BWR)</td><td>69条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>70条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>71条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>72条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>73条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>74条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>75条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>76条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>77条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>78条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>79条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>80条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>81条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>82条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>83条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>84条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>85条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>86条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>87条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>88条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>89条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>90条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>91条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>92条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>93条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>94条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>95条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>96条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>97条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>98条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>99条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>100条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>101条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>102条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>103条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>104条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>105条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>106条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>107条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>108条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>109条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> <tr><td>炉心炉力 (SA)</td><td>110条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)</td></tr> </table>	低圧炉心コブレイブポンプ出口圧力	65条 (炉心側)	低圧炉心コブレイブポンプ出口圧力	66条 (低圧炉心コブレイブポンプ駆動機)	炉心炉力	67条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	68条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (BWR)	69条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	70条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	71条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	72条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	73条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	74条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	75条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	76条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	77条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	78条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	79条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	80条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	81条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	82条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	83条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	84条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	85条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	86条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	87条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	88条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	89条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	90条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	91条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	92条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	93条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	94条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	95条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	96条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	97条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	98条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	99条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	100条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	101条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	102条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	103条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	104条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	105条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	106条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	107条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	108条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	109条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	炉心炉力 (SA)	110条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)	<p>56 シナリオ 2.1.1 2次炉循環からの断熱機能喪失 (C2/C5)</p> <p>系統要図</p> <p>期待する設備</p> <table border="1"> <tr><td>1次炉断熱機能 (断熱材、断熱材コート、断熱材コート、断熱材コート)</td><td>85条 (断熱材)</td></tr> <tr><td>1次炉断熱機能 (断熱材)</td><td>86条 (断熱材)</td></tr> <tr><td>1次炉断熱機能 (断熱材)</td><td>87条 (断熱材)</td></tr> <tr><td>1次炉断熱機能 (断熱材)</td><td>88条 (断熱材)</td></tr> <tr><td>1次炉断熱機能 (断熱材)</td><td>89条 (断熱材)</td></tr> <tr><td>1次炉断熱機能 (断熱材)</td><td>90条 (断熱材)</td></tr> <tr><td>1次炉断熱機能 (断熱材)</td><td>91条 (断熱材)</td></tr> <tr><td>1次炉断熱機能 (断熱材)</td><td>92条 (断熱材)</td></tr> <tr><td>1次炉断熱機能 (断熱材)</td><td>93条 (断熱材)</td></tr> <tr><td>1次炉断熱機能 (断熱材)</td><td>94条 (断熱材)</td></tr> <tr><td>1次炉断熱機能 (断熱材)</td><td>95条 (断熱材)</td></tr> <tr><td>1次炉断熱機能 (断熱材)</td><td>96条 (断熱材)</td></tr> <tr><td>1次炉断熱機能 (断熱材)</td><td>97条 (断熱材)</td></tr> <tr><td>1次炉断熱機能 (断熱材)</td><td>98条 (断熱材)</td></tr> <tr><td>1次炉断熱機能 (断熱材)</td><td>99条 (断熱材)</td></tr> <tr><td>1次炉断熱機能 (断熱材)</td><td>100条 (断熱材)</td></tr> <tr><td>1次炉断熱機能 (断熱材)</td><td>101条 (断熱材)</td></tr> <tr><td>1次炉断熱機能 (断熱材)</td><td>102条 (断熱材)</td></tr> <tr><td>1次炉断熱機能 (断熱材)</td><td>103条 (断熱材)</td></tr> <tr><td>1次炉断熱機能 (断熱材)</td><td>104条 (断熱材)</td></tr> <tr><td>1次炉断熱機能 (断熱材)</td><td>105条 (断熱材)</td></tr> <tr><td>1次炉断熱機能 (断熱材)</td><td>106条 (断熱材)</td></tr> <tr><td>1次炉断熱機能 (断熱材)</td><td>107条 (断熱材)</td></tr> <tr><td>1次炉断熱機能 (断熱材)</td><td>108条 (断熱材)</td></tr> <tr><td>1次炉断熱機能 (断熱材)</td><td>109条 (断熱材)</td></tr> <tr><td>1次炉断熱機能 (断熱材)</td><td>110条 (断熱材)</td></tr> </table>	1次炉断熱機能 (断熱材、断熱材コート、断熱材コート、断熱材コート)	85条 (断熱材)	1次炉断熱機能 (断熱材)	86条 (断熱材)	1次炉断熱機能 (断熱材)	87条 (断熱材)	1次炉断熱機能 (断熱材)	88条 (断熱材)	1次炉断熱機能 (断熱材)	89条 (断熱材)	1次炉断熱機能 (断熱材)	90条 (断熱材)	1次炉断熱機能 (断熱材)	91条 (断熱材)	1次炉断熱機能 (断熱材)	92条 (断熱材)	1次炉断熱機能 (断熱材)	93条 (断熱材)	1次炉断熱機能 (断熱材)	94条 (断熱材)	1次炉断熱機能 (断熱材)	95条 (断熱材)	1次炉断熱機能 (断熱材)	96条 (断熱材)	1次炉断熱機能 (断熱材)	97条 (断熱材)	1次炉断熱機能 (断熱材)	98条 (断熱材)	1次炉断熱機能 (断熱材)	99条 (断熱材)	1次炉断熱機能 (断熱材)	100条 (断熱材)	1次炉断熱機能 (断熱材)	101条 (断熱材)	1次炉断熱機能 (断熱材)	102条 (断熱材)	1次炉断熱機能 (断熱材)	103条 (断熱材)	1次炉断熱機能 (断熱材)	104条 (断熱材)	1次炉断熱機能 (断熱材)	105条 (断熱材)	1次炉断熱機能 (断熱材)	106条 (断熱材)	1次炉断熱機能 (断熱材)	107条 (断熱材)	1次炉断熱機能 (断熱材)	108条 (断熱材)	1次炉断熱機能 (断熱材)	109条 (断熱材)	1次炉断熱機能 (断熱材)	110条 (断熱材)	<p>相違理由</p>
低圧炉心コブレイブポンプ出口圧力	65条 (炉心側)																																																																																																																																																		
低圧炉心コブレイブポンプ出口圧力	66条 (低圧炉心コブレイブポンプ駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力	67条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	68条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (BWR)	69条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	70条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	71条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	72条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	73条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	74条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	75条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	76条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	77条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	78条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	79条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	80条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	81条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	82条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	83条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	84条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	85条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	86条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	87条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	88条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	89条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	90条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	91条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	92条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	93条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	94条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	95条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	96条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	97条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	98条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	99条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	100条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	101条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	102条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	103条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	104条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	105条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	106条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	107条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	108条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	109条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
炉心炉力 (SA)	110条 (炉心コブレイブポンプの駆動機)																																																																																																																																																		
1次炉断熱機能 (断熱材、断熱材コート、断熱材コート、断熱材コート)	85条 (断熱材)																																																																																																																																																		
1次炉断熱機能 (断熱材)	86条 (断熱材)																																																																																																																																																		
1次炉断熱機能 (断熱材)	87条 (断熱材)																																																																																																																																																		
1次炉断熱機能 (断熱材)	88条 (断熱材)																																																																																																																																																		
1次炉断熱機能 (断熱材)	89条 (断熱材)																																																																																																																																																		
1次炉断熱機能 (断熱材)	90条 (断熱材)																																																																																																																																																		
1次炉断熱機能 (断熱材)	91条 (断熱材)																																																																																																																																																		
1次炉断熱機能 (断熱材)	92条 (断熱材)																																																																																																																																																		
1次炉断熱機能 (断熱材)	93条 (断熱材)																																																																																																																																																		
1次炉断熱機能 (断熱材)	94条 (断熱材)																																																																																																																																																		
1次炉断熱機能 (断熱材)	95条 (断熱材)																																																																																																																																																		
1次炉断熱機能 (断熱材)	96条 (断熱材)																																																																																																																																																		
1次炉断熱機能 (断熱材)	97条 (断熱材)																																																																																																																																																		
1次炉断熱機能 (断熱材)	98条 (断熱材)																																																																																																																																																		
1次炉断熱機能 (断熱材)	99条 (断熱材)																																																																																																																																																		
1次炉断熱機能 (断熱材)	100条 (断熱材)																																																																																																																																																		
1次炉断熱機能 (断熱材)	101条 (断熱材)																																																																																																																																																		
1次炉断熱機能 (断熱材)	102条 (断熱材)																																																																																																																																																		
1次炉断熱機能 (断熱材)	103条 (断熱材)																																																																																																																																																		
1次炉断熱機能 (断熱材)	104条 (断熱材)																																																																																																																																																		
1次炉断熱機能 (断熱材)	105条 (断熱材)																																																																																																																																																		
1次炉断熱機能 (断熱材)	106条 (断熱材)																																																																																																																																																		
1次炉断熱機能 (断熱材)	107条 (断熱材)																																																																																																																																																		
1次炉断熱機能 (断熱材)	108条 (断熱材)																																																																																																																																																		
1次炉断熱機能 (断熱材)	109条 (断熱材)																																																																																																																																																		
1次炉断熱機能 (断熱材)	110条 (断熱材)																																																																																																																																																		
表 58-11-2-37条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて期待する設備とその分類について（2/65）																																																																																																																																																			

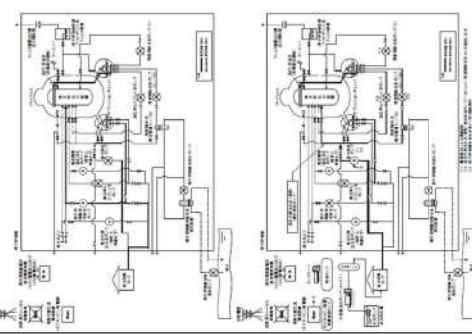
灰色: 女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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)

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>表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (4/36)</p>	<table border="1"> <thead> <tr> <th>シナリオ</th> <th>系統構成図</th> <th>期待する設備</th> <th>分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>8b) シナリオ 2.2 高圧圧水・減圧機 故障</td> <td rowspan="10"> </td> <td>減圧機故障系ポンプ出口圧力</td> <td>65 事故計装装置 (減圧機故障系ポンプ故障)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>減圧機中心スプレイズポンプ出口圧力</td> <td>66 事故計装装置 (減圧機中心スプレイズポンプ故障)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>減圧機出口圧力</td> <td>67 事故計装装置 (減圧機出口圧力)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>減圧機出口圧力 (SA)</td> <td>68 事故計装装置 (減圧機出口圧力 (SA))</td> </tr> <tr> <td></td> <td>減圧機中心スプレイズポンプ出口流量</td> <td>69 事故計装装置 (減圧機中心スプレイズポンプ出口流量)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>圧力制御系本位</td> <td>70 事故計装装置 (圧力制御系本位)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>サブコックシステムによる流量</td> <td>71 事故計装装置 (サブコックシステムによる流量)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>減圧機故障系ポンプ入口流量</td> <td>72 事故計装装置 (減圧機故障系ポンプ入口流量)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>減圧機出口圧力制御装置</td> <td>73 事故計装装置 (減圧機出口圧力制御装置)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>減圧機出口圧力制御装置</td> <td>74 事故計装装置 (減圧機出口圧力制御装置)</td> </tr> </tbody> </table>	シナリオ	系統構成図	期待する設備	分類	8b) シナリオ 2.2 高圧圧水・減圧機 故障		減圧機故障系ポンプ出口圧力	65 事故計装装置 (減圧機故障系ポンプ故障)		減圧機中心スプレイズポンプ出口圧力	66 事故計装装置 (減圧機中心スプレイズポンプ故障)		減圧機出口圧力	67 事故計装装置 (減圧機出口圧力)		減圧機出口圧力 (SA)	68 事故計装装置 (減圧機出口圧力 (SA))		減圧機中心スプレイズポンプ出口流量	69 事故計装装置 (減圧機中心スプレイズポンプ出口流量)		圧力制御系本位	70 事故計装装置 (圧力制御系本位)		サブコックシステムによる流量	71 事故計装装置 (サブコックシステムによる流量)		減圧機故障系ポンプ入口流量	72 事故計装装置 (減圧機故障系ポンプ入口流量)		減圧機出口圧力制御装置	73 事故計装装置 (減圧機出口圧力制御装置)		減圧機出口圧力制御装置	74 事故計装装置 (減圧機出口圧力制御装置)	<p>表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (4/36)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>シナリオ</th> <th>系統構成図</th> <th>期待する設備</th> <th>分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>8b) シナリオ 7.1.2 高圧圧水・減圧機 故障</td> <td rowspan="20"> </td> <td>タービン補助給水ポンプ</td> <td>65 事故計装装置 (タービン補助給水ポンプ故障)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>電動機補助給水ポンプ</td> <td>66 事故計装装置 (電動機補助給水ポンプ故障)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>蒸気発生器 (日本先)</td> <td>67 事故計装装置 (蒸気発生器 (日本先))</td> </tr> <tr> <td></td> <td>補助給水ポンプ (水質)</td> <td>68 事故計装装置 (補助給水ポンプ (水質))</td> </tr> <tr> <td></td> <td>代替用常用発電機</td> <td>69 事故計装装置 (代替用常用発電機)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>発電機 (非常用) (電源)</td> <td>70 事故計装装置 (発電機 (非常用) (電源))</td> </tr> <tr> <td></td> <td>発電機 (非常用) (電源)</td> <td>71 事故計装装置 (発電機 (非常用) (電源))</td> </tr> <tr> <td></td> <td>主蒸気発生器</td> <td>72 事故計装装置 (主蒸気発生器)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>蓄圧タンク</td> <td>73 事故計装装置 (蓄圧タンク)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>B-7A ニュートラス空気浄化ファン</td> <td>74 事故計装装置 (B-7A ニュートラス空気浄化ファン)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>B-7A ニュートラス空気浄化ファン</td> <td>75 事故計装装置 (B-7A ニュートラス空気浄化ファン)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>圧力制御系本位</td> <td>76 事故計装装置 (圧力制御系本位)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>圧力制御系本位</td> <td>77 事故計装装置 (圧力制御系本位)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>圧力制御系本位</td> <td>78 事故計装装置 (圧力制御系本位)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>圧力制御系本位</td> <td>79 事故計装装置 (圧力制御系本位)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>圧力制御系本位</td> <td>80 事故計装装置 (圧力制御系本位)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>圧力制御系本位</td> <td>81 事故計装装置 (圧力制御系本位)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>圧力制御系本位</td> <td>82 事故計装装置 (圧力制御系本位)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>圧力制御系本位</td> <td>83 事故計装装置 (圧力制御系本位)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>圧力制御系本位</td> <td>84 事故計装装置 (圧力制御系本位)</td> </tr> </tbody> </table>	シナリオ	系統構成図	期待する設備	分類	8b) シナリオ 7.1.2 高圧圧水・減圧機 故障		タービン補助給水ポンプ	65 事故計装装置 (タービン補助給水ポンプ故障)		電動機補助給水ポンプ	66 事故計装装置 (電動機補助給水ポンプ故障)		蒸気発生器 (日本先)	67 事故計装装置 (蒸気発生器 (日本先))		補助給水ポンプ (水質)	68 事故計装装置 (補助給水ポンプ (水質))		代替用常用発電機	69 事故計装装置 (代替用常用発電機)		発電機 (非常用) (電源)	70 事故計装装置 (発電機 (非常用) (電源))		発電機 (非常用) (電源)	71 事故計装装置 (発電機 (非常用) (電源))		主蒸気発生器	72 事故計装装置 (主蒸気発生器)		蓄圧タンク	73 事故計装装置 (蓄圧タンク)		B-7A ニュートラス空気浄化ファン	74 事故計装装置 (B-7A ニュートラス空気浄化ファン)		B-7A ニュートラス空気浄化ファン	75 事故計装装置 (B-7A ニュートラス空気浄化ファン)		圧力制御系本位	76 事故計装装置 (圧力制御系本位)		圧力制御系本位	77 事故計装装置 (圧力制御系本位)		圧力制御系本位	78 事故計装装置 (圧力制御系本位)		圧力制御系本位	79 事故計装装置 (圧力制御系本位)		圧力制御系本位	80 事故計装装置 (圧力制御系本位)		圧力制御系本位	81 事故計装装置 (圧力制御系本位)		圧力制御系本位	82 事故計装装置 (圧力制御系本位)		圧力制御系本位	83 事故計装装置 (圧力制御系本位)		圧力制御系本位	84 事故計装装置 (圧力制御系本位)	<p>相違理由</p>
シナリオ	系統構成図	期待する設備	分類																																																																																																				
8b) シナリオ 2.2 高圧圧水・減圧機 故障		減圧機故障系ポンプ出口圧力	65 事故計装装置 (減圧機故障系ポンプ故障)																																																																																																				
		減圧機中心スプレイズポンプ出口圧力	66 事故計装装置 (減圧機中心スプレイズポンプ故障)																																																																																																				
		減圧機出口圧力	67 事故計装装置 (減圧機出口圧力)																																																																																																				
		減圧機出口圧力 (SA)	68 事故計装装置 (減圧機出口圧力 (SA))																																																																																																				
		減圧機中心スプレイズポンプ出口流量	69 事故計装装置 (減圧機中心スプレイズポンプ出口流量)																																																																																																				
		圧力制御系本位	70 事故計装装置 (圧力制御系本位)																																																																																																				
		サブコックシステムによる流量	71 事故計装装置 (サブコックシステムによる流量)																																																																																																				
		減圧機故障系ポンプ入口流量	72 事故計装装置 (減圧機故障系ポンプ入口流量)																																																																																																				
		減圧機出口圧力制御装置	73 事故計装装置 (減圧機出口圧力制御装置)																																																																																																				
		減圧機出口圧力制御装置	74 事故計装装置 (減圧機出口圧力制御装置)																																																																																																				
シナリオ	系統構成図	期待する設備	分類																																																																																																				
8b) シナリオ 7.1.2 高圧圧水・減圧機 故障		タービン補助給水ポンプ	65 事故計装装置 (タービン補助給水ポンプ故障)																																																																																																				
		電動機補助給水ポンプ	66 事故計装装置 (電動機補助給水ポンプ故障)																																																																																																				
		蒸気発生器 (日本先)	67 事故計装装置 (蒸気発生器 (日本先))																																																																																																				
		補助給水ポンプ (水質)	68 事故計装装置 (補助給水ポンプ (水質))																																																																																																				
		代替用常用発電機	69 事故計装装置 (代替用常用発電機)																																																																																																				
		発電機 (非常用) (電源)	70 事故計装装置 (発電機 (非常用) (電源))																																																																																																				
		発電機 (非常用) (電源)	71 事故計装装置 (発電機 (非常用) (電源))																																																																																																				
		主蒸気発生器	72 事故計装装置 (主蒸気発生器)																																																																																																				
		蓄圧タンク	73 事故計装装置 (蓄圧タンク)																																																																																																				
		B-7A ニュートラス空気浄化ファン	74 事故計装装置 (B-7A ニュートラス空気浄化ファン)																																																																																																				
		B-7A ニュートラス空気浄化ファン	75 事故計装装置 (B-7A ニュートラス空気浄化ファン)																																																																																																				
		圧力制御系本位	76 事故計装装置 (圧力制御系本位)																																																																																																				
		圧力制御系本位	77 事故計装装置 (圧力制御系本位)																																																																																																				
		圧力制御系本位	78 事故計装装置 (圧力制御系本位)																																																																																																				
		圧力制御系本位	79 事故計装装置 (圧力制御系本位)																																																																																																				
		圧力制御系本位	80 事故計装装置 (圧力制御系本位)																																																																																																				
		圧力制御系本位	81 事故計装装置 (圧力制御系本位)																																																																																																				
		圧力制御系本位	82 事故計装装置 (圧力制御系本位)																																																																																																				
		圧力制御系本位	83 事故計装装置 (圧力制御系本位)																																																																																																				
		圧力制御系本位	84 事故計装装置 (圧力制御系本位)																																																																																																				

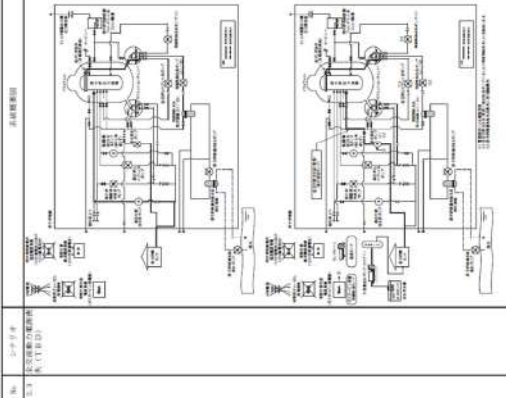
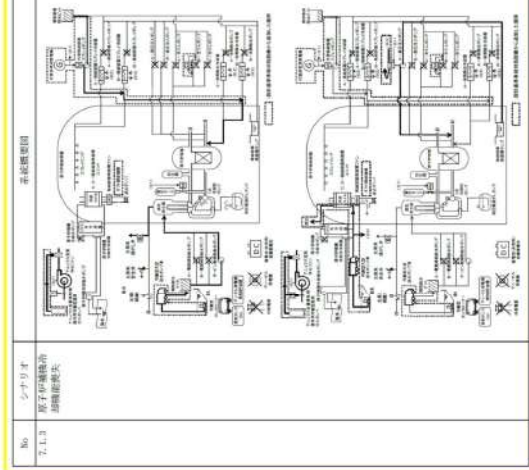
灰色: 女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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)

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>表58-11-2-37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について(5/36)</p> 	<p>期待する設備</p> <table border="1"> <tr><td>燃料取扱用本セット</td><td>付条 (既設)</td></tr> <tr><td>A-高圧注入ポンプ (既設)</td><td>付条 (既設)</td></tr> <tr><td>燃料取扱用内循環ポンプ (既設)</td><td>付条 (既設)</td></tr> <tr><td>燃料取扱用内循環ポンプ (高圧代替内循環)</td><td>付条 (既設)</td></tr> <tr><td>C、D-燃料取扱用内循環ポンプ</td><td>49条</td></tr> <tr><td>原子炉冷却ポンプ</td><td>10 (SA発生時に使用)</td></tr> <tr><td>可搬型タンクローリー</td><td>付条 (既設)</td></tr> <tr><td>可搬型タンクローリー車</td><td>付条 (既設)</td></tr> <tr><td>アニュラス空温換熱器用冷却水</td><td>59条 (既設)</td></tr> <tr><td>型変換ガスシステム</td><td>29条 (付条)</td></tr> <tr><td>型変換ガス管 (既設)</td><td>付条 (既設)</td></tr> <tr><td>補助的冷却水供給管・弁 (既設)</td><td>付条 (既設)</td></tr> <tr><td>主要気圧調整管・弁 (既設)</td><td>付条 (既設)</td></tr> <tr><td>ほう入タンク (高圧代替内循環)</td><td>付条 (既設)</td></tr> <tr><td>高圧内循環系配管・弁 (高圧代替内循環)</td><td>付条 (既設)</td></tr> <tr><td>原子炉冷却水の配管・弁 (代)</td><td>付条 (既設)</td></tr> <tr><td>原子炉冷却水の配管・弁 (代)</td><td>付条 (既設)</td></tr> </table>	燃料取扱用本セット	付条 (既設)	A-高圧注入ポンプ (既設)	付条 (既設)	燃料取扱用内循環ポンプ (既設)	付条 (既設)	燃料取扱用内循環ポンプ (高圧代替内循環)	付条 (既設)	C、D-燃料取扱用内循環ポンプ	49条	原子炉冷却ポンプ	10 (SA発生時に使用)	可搬型タンクローリー	付条 (既設)	可搬型タンクローリー車	付条 (既設)	アニュラス空温換熱器用冷却水	59条 (既設)	型変換ガスシステム	29条 (付条)	型変換ガス管 (既設)	付条 (既設)	補助的冷却水供給管・弁 (既設)	付条 (既設)	主要気圧調整管・弁 (既設)	付条 (既設)	ほう入タンク (高圧代替内循環)	付条 (既設)	高圧内循環系配管・弁 (高圧代替内循環)	付条 (既設)	原子炉冷却水の配管・弁 (代)	付条 (既設)	原子炉冷却水の配管・弁 (代)	付条 (既設)	<p>期待する設備</p> <table border="1"> <tr><td>燃料取扱用本セット</td><td>付条 (既設)</td></tr> <tr><td>A-高圧注入ポンプ (既設)</td><td>付条 (既設)</td></tr> <tr><td>燃料取扱用内循環ポンプ (既設)</td><td>付条 (既設)</td></tr> <tr><td>燃料取扱用内循環ポンプ (高圧代替内循環)</td><td>付条 (既設)</td></tr> <tr><td>C、D-燃料取扱用内循環ポンプ</td><td>49条</td></tr> <tr><td>原子炉冷却ポンプ</td><td>10 (SA発生時に使用)</td></tr> <tr><td>可搬型タンクローリー</td><td>付条 (既設)</td></tr> <tr><td>可搬型タンクローリー車</td><td>付条 (既設)</td></tr> <tr><td>アニュラス空温換熱器用冷却水</td><td>59条 (既設)</td></tr> <tr><td>型変換ガスシステム</td><td>29条 (付条)</td></tr> <tr><td>型変換ガス管 (既設)</td><td>付条 (既設)</td></tr> <tr><td>補助的冷却水供給管・弁 (既設)</td><td>付条 (既設)</td></tr> <tr><td>主要気圧調整管・弁 (既設)</td><td>付条 (既設)</td></tr> <tr><td>ほう入タンク (高圧代替内循環)</td><td>付条 (既設)</td></tr> <tr><td>高圧内循環系配管・弁 (高圧代替内循環)</td><td>付条 (既設)</td></tr> <tr><td>原子炉冷却水の配管・弁 (代)</td><td>付条 (既設)</td></tr> <tr><td>原子炉冷却水の配管・弁 (代)</td><td>付条 (既設)</td></tr> </table>	燃料取扱用本セット	付条 (既設)	A-高圧注入ポンプ (既設)	付条 (既設)	燃料取扱用内循環ポンプ (既設)	付条 (既設)	燃料取扱用内循環ポンプ (高圧代替内循環)	付条 (既設)	C、D-燃料取扱用内循環ポンプ	49条	原子炉冷却ポンプ	10 (SA発生時に使用)	可搬型タンクローリー	付条 (既設)	可搬型タンクローリー車	付条 (既設)	アニュラス空温換熱器用冷却水	59条 (既設)	型変換ガスシステム	29条 (付条)	型変換ガス管 (既設)	付条 (既設)	補助的冷却水供給管・弁 (既設)	付条 (既設)	主要気圧調整管・弁 (既設)	付条 (既設)	ほう入タンク (高圧代替内循環)	付条 (既設)	高圧内循環系配管・弁 (高圧代替内循環)	付条 (既設)	原子炉冷却水の配管・弁 (代)	付条 (既設)	原子炉冷却水の配管・弁 (代)	付条 (既設)	<p>相違理由</p>
燃料取扱用本セット	付条 (既設)																																																																						
A-高圧注入ポンプ (既設)	付条 (既設)																																																																						
燃料取扱用内循環ポンプ (既設)	付条 (既設)																																																																						
燃料取扱用内循環ポンプ (高圧代替内循環)	付条 (既設)																																																																						
C、D-燃料取扱用内循環ポンプ	49条																																																																						
原子炉冷却ポンプ	10 (SA発生時に使用)																																																																						
可搬型タンクローリー	付条 (既設)																																																																						
可搬型タンクローリー車	付条 (既設)																																																																						
アニュラス空温換熱器用冷却水	59条 (既設)																																																																						
型変換ガスシステム	29条 (付条)																																																																						
型変換ガス管 (既設)	付条 (既設)																																																																						
補助的冷却水供給管・弁 (既設)	付条 (既設)																																																																						
主要気圧調整管・弁 (既設)	付条 (既設)																																																																						
ほう入タンク (高圧代替内循環)	付条 (既設)																																																																						
高圧内循環系配管・弁 (高圧代替内循環)	付条 (既設)																																																																						
原子炉冷却水の配管・弁 (代)	付条 (既設)																																																																						
原子炉冷却水の配管・弁 (代)	付条 (既設)																																																																						
燃料取扱用本セット	付条 (既設)																																																																						
A-高圧注入ポンプ (既設)	付条 (既設)																																																																						
燃料取扱用内循環ポンプ (既設)	付条 (既設)																																																																						
燃料取扱用内循環ポンプ (高圧代替内循環)	付条 (既設)																																																																						
C、D-燃料取扱用内循環ポンプ	49条																																																																						
原子炉冷却ポンプ	10 (SA発生時に使用)																																																																						
可搬型タンクローリー	付条 (既設)																																																																						
可搬型タンクローリー車	付条 (既設)																																																																						
アニュラス空温換熱器用冷却水	59条 (既設)																																																																						
型変換ガスシステム	29条 (付条)																																																																						
型変換ガス管 (既設)	付条 (既設)																																																																						
補助的冷却水供給管・弁 (既設)	付条 (既設)																																																																						
主要気圧調整管・弁 (既設)	付条 (既設)																																																																						
ほう入タンク (高圧代替内循環)	付条 (既設)																																																																						
高圧内循環系配管・弁 (高圧代替内循環)	付条 (既設)																																																																						
原子炉冷却水の配管・弁 (代)	付条 (既設)																																																																						
原子炉冷却水の配管・弁 (代)	付条 (既設)																																																																						

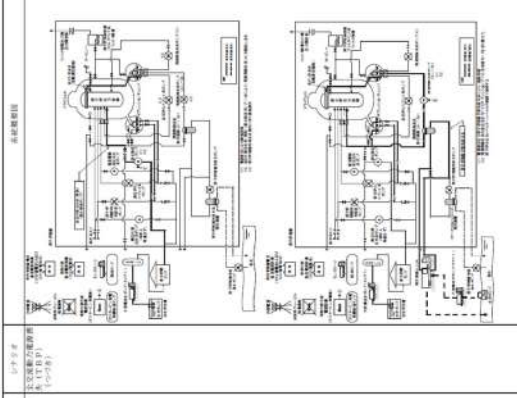

灰色: 女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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)

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>表58-11-2-37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (9/36)</p> 	<p>表58-11-2-37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (9/55)</p> 	<p>表58-11-2-37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (9/55)</p> <table border="1" data-bbox="1276 151 1803 973"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>シナリオ</th> <th>系統電図</th> <th>期待する設備</th> <th>分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>3.1.1.3</td> <td>原子炉機能喪失 設備故障</td> <td></td> <td>タービン駆動機給水ポンプ 電動機給水ポンプ 蒸気発生器 (注水用) 補助給水ピット (水櫃) 主蒸気減圧し弁 アイゼンバル電磁材料貯蔵槽 凝縮タンク B-アークシス空気浄化フィル B-アークシス空気浄化フィル 中央制御室換気ファン 中央制御室換気ファン 中央制御室非常用換気ファン 凝縮タンク出口管 燃料冷却器スプレッドポンプ 燃料冷却器給水ピット 燃料冷却器貯蔵タンク</td> <td>43 冷却剤系統圧力 (解弁) 上運用 44 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 45 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 46 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 47 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 48 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 49 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 50 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 51 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 52 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 53 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 54 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 55 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 56 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 57 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 58 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 59 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 60 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 61 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 62 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 63 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 64 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 65 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 66 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 67 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 68 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 69 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 70 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 71 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 72 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 73 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 74 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 75 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 76 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 77 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 78 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 79 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 80 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 81 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 82 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 83 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 84 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 85 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 86 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 87 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 88 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 89 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 90 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 91 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 92 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 93 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 94 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 95 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 96 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 97 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 98 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 99 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 100 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断</td> </tr> </tbody> </table>	No.	シナリオ	系統電図	期待する設備	分類	3.1.1.3	原子炉機能喪失 設備故障		タービン駆動機給水ポンプ 電動機給水ポンプ 蒸気発生器 (注水用) 補助給水ピット (水櫃) 主蒸気減圧し弁 アイゼンバル電磁材料貯蔵槽 凝縮タンク B-アークシス空気浄化フィル B-アークシス空気浄化フィル 中央制御室換気ファン 中央制御室換気ファン 中央制御室非常用換気ファン 凝縮タンク出口管 燃料冷却器スプレッドポンプ 燃料冷却器給水ピット 燃料冷却器貯蔵タンク	43 冷却剤系統圧力 (解弁) 上運用 44 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 45 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 46 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 47 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 48 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 49 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 50 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 51 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 52 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 53 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 54 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 55 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 56 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 57 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 58 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 59 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 60 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 61 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 62 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 63 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 64 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 65 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 66 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 67 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 68 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 69 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 70 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 71 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 72 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 73 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 74 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 75 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 76 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 77 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 78 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 79 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 80 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 81 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 82 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 83 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 84 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 85 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 86 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 87 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 88 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 89 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 90 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 91 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 92 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 93 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 94 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 95 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 96 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 97 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 98 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 99 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 100 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断	<p>相違理由</p>
No.	シナリオ	系統電図	期待する設備	分類									
3.1.1.3	原子炉機能喪失 設備故障		タービン駆動機給水ポンプ 電動機給水ポンプ 蒸気発生器 (注水用) 補助給水ピット (水櫃) 主蒸気減圧し弁 アイゼンバル電磁材料貯蔵槽 凝縮タンク B-アークシス空気浄化フィル B-アークシス空気浄化フィル 中央制御室換気ファン 中央制御室換気ファン 中央制御室非常用換気ファン 凝縮タンク出口管 燃料冷却器スプレッドポンプ 燃料冷却器給水ピット 燃料冷却器貯蔵タンク	43 冷却剤系統圧力 (解弁) 上運用 44 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 45 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 46 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 47 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 48 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 49 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 50 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 51 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 52 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 53 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 54 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 55 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 56 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 57 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 58 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 59 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 60 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 61 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 62 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 63 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 64 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 65 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 66 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 67 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 68 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 69 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 70 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 71 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 72 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 73 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 74 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 75 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 76 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 77 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 78 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 79 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 80 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 81 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 82 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 83 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 84 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 85 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 86 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 87 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 88 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 89 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 90 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 91 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 92 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 93 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 94 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 95 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 96 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 97 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 98 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 99 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断 100 冷却剤系統圧力 (解弁) 上分断									

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)

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>表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (12/36)</p>	<p>表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (12/36)</p> 	<p>表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (12/55)</p> 	
<p>表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (12/36)</p>	<p>表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (12/36)</p>	<p>表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (12/55)</p>	<p>相違理由</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)

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

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (15/36)

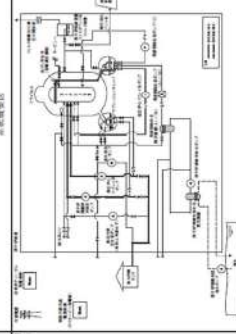
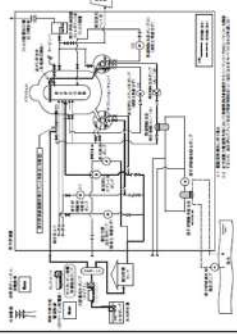
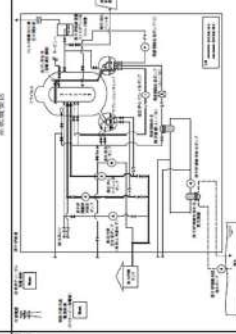
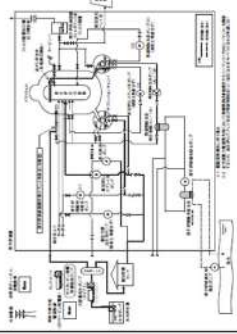


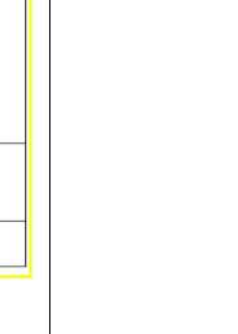
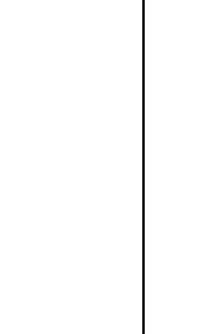
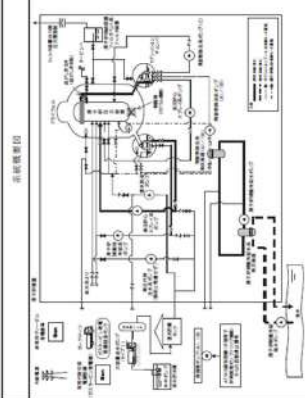
シナリオ 工号	主要設備	期待する設備	分類
B1 炉内 燃料		原子炉燃料棒貯蔵用ポンプ	06 燃料棒貯蔵ポンプ (燃料棒貯蔵用)
		主配管冷却系配管	06 燃料棒貯蔵ポンプ (燃料棒貯蔵用)
B2 炉内 配管		原子炉燃料棒貯蔵用ポンプ	06 燃料棒貯蔵ポンプ (燃料棒貯蔵用)
		燃料棒貯蔵ポンプ	06 燃料棒貯蔵ポンプ (燃料棒貯蔵用)
B3 炉内 配管		原子炉燃料棒貯蔵用ポンプ	06 燃料棒貯蔵ポンプ (燃料棒貯蔵用)
		燃料棒貯蔵ポンプ	06 燃料棒貯蔵ポンプ (燃料棒貯蔵用)
B4 炉内 配管		原子炉燃料棒貯蔵用ポンプ	06 燃料棒貯蔵ポンプ (燃料棒貯蔵用)
		燃料棒貯蔵ポンプ	06 燃料棒貯蔵ポンプ (燃料棒貯蔵用)

表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (15/36)

シナリオ 工号	主要設備	期待する設備	分類
B5 炉内 配管		中間冷却器	06 (5A 系) 5A 系中間冷却器 (燃料棒貯蔵用)
		中間冷却器配管	06 (5A 系) 5A 系中間冷却器 (燃料棒貯蔵用)
B6 炉内 配管		1 次冷却器	07 1 次冷却器 (1 次冷却器用)
		1 次冷却器配管	07 1 次冷却器 (1 次冷却器用)
B7 炉内 配管		1 次冷却器	07 1 次冷却器 (1 次冷却器用)
		1 次冷却器配管	07 1 次冷却器 (1 次冷却器用)
B8 炉内 配管		1 次冷却器	07 1 次冷却器 (1 次冷却器用)
		1 次冷却器配管	07 1 次冷却器 (1 次冷却器用)

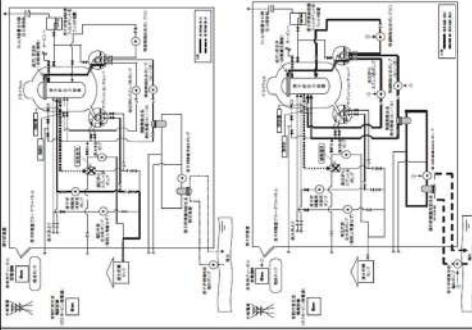
灰色: 女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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)

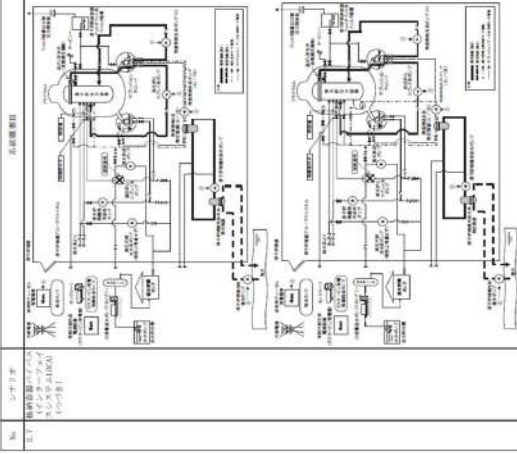
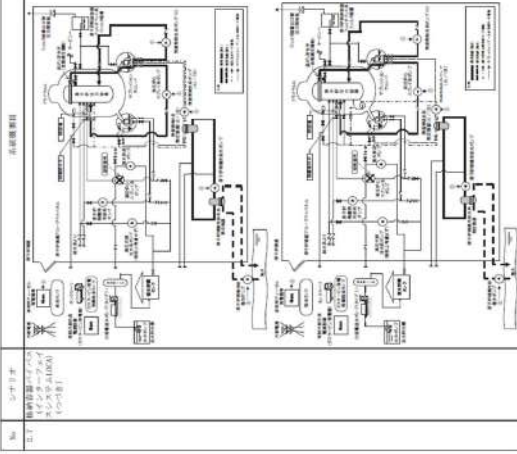
飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (18/36)</p>	<p>表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (18/55)</p>		
<p>シナリオ 7.1.5 原子炉停止機能喪失 (ツブつき)</p>	<p>系統概要図</p> 	<p>シナリオ 7.1.5 原子炉停止機能喪失 (ツブつき)</p>	
<p>期待する設備</p>	<p>期待する設備</p>	<p>期待する設備</p>	<p>相違理由</p>
<p>分節番号</p>	<p>分節番号</p>	<p>分節番号</p>	<p>相違理由</p>
<p>原子炉制御棒</p>	<p>原子炉制御棒</p>	<p>機冷冷水処理装置及び(原炉)機冷冷水設備 配管・弁 [原炉]及び原炉下層機冷冷水設備配管・弁・ストレーナー [減圧]</p>	<p>機冷冷水処理装置及び(原炉)機冷冷水設備 配管・弁 [原炉]及び原炉下層機冷冷水設備配管・弁・ストレーナー [減圧]</p>
<p>原子炉冷却ポンプ</p>	<p>原子炉冷却ポンプ</p>	<p>出力削減中性子束 中間減速中性子束 中性子源減速中性子束</p>	<p>出力削減中性子束 中間減速中性子束 中性子源減速中性子束</p>
<p>原子炉冷却ポンプ駆動機</p>	<p>原子炉冷却ポンプ駆動機</p>	<p>蒸気発生器水位 (広域)</p>	<p>蒸気発生器水位 (広域)</p>
<p>原子炉冷却ポンプ駆動機</p>	<p>原子炉冷却ポンプ駆動機</p>	<p>蒸気発生器水位 (狭域)</p>	<p>蒸気発生器水位 (狭域)</p>
<p>原子炉冷却ポンプ駆動機</p>	<p>原子炉冷却ポンプ駆動機</p>	<p>補助給水流置</p>	<p>補助給水流置</p>
<p>原子炉冷却ポンプ駆動機</p>	<p>原子炉冷却ポンプ駆動機</p>	<p>補助給水セット水位</p>	<p>補助給水セット水位</p>
<p>原子炉冷却ポンプ駆動機</p>	<p>原子炉冷却ポンプ駆動機</p>	<p>主蒸気ライン圧力</p>	<p>主蒸気ライン圧力</p>
<p>原子炉冷却ポンプ駆動機</p>	<p>原子炉冷却ポンプ駆動機</p>	<p>1次冷却材圧力 (広域)</p>	<p>1次冷却材圧力 (広域)</p>
<p>原子炉冷却ポンプ駆動機</p>	<p>原子炉冷却ポンプ駆動機</p>	<p>1次冷却材圧度 (広域一低減側)</p>	<p>1次冷却材圧度 (広域一低減側)</p>
<p>原子炉冷却ポンプ駆動機</p>	<p>原子炉冷却ポンプ駆動機</p>	<p>原子炉冷却ポンプ駆動機</p>	<p>原子炉冷却ポンプ駆動機</p>
<p>原子炉冷却ポンプ駆動機</p>	<p>原子炉冷却ポンプ駆動機</p>	<p>加圧器水位</p>	<p>加圧器水位</p>
<p>原子炉冷却ポンプ駆動機</p>	<p>原子炉冷却ポンプ駆動機</p>	<p>低圧注入流量</p>	<p>低圧注入流量</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)

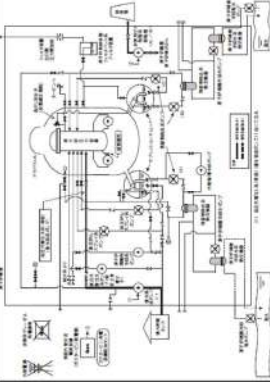
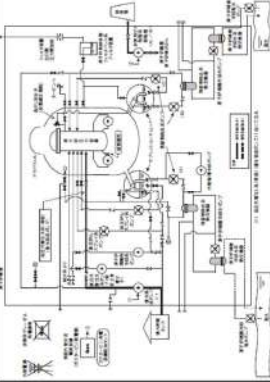
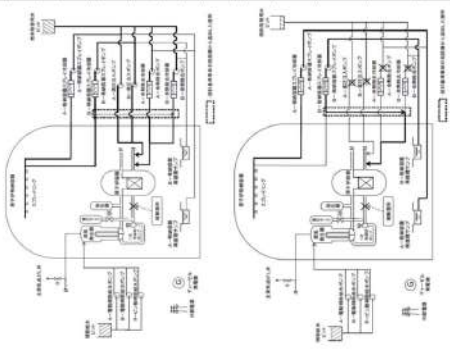
飯発電所 3 / 4 号炉	女川原子力発電所 2 号炉	泊発電所 3 号炉	相違理由
<p>表 58-11-2-37 集 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (21/36)</p> 	<p>表 58-11-2-37 集 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (21/36)</p>	<p>表 58-11-2-37 集 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (21/36)</p>	<p>相違理由</p>
<p>期待する設備</p> <ul style="list-style-type: none"> 4号炉用炉内冷却装置 (機組 1 用機組 1 用機組) 4号炉用炉内冷却装置 (機組 2 用機組 1 用機組) 4号炉用炉内冷却装置 (機組 3 用機組 1 用機組) 4号炉用炉内冷却装置 (機組 4 用機組 1 用機組) 4号炉用炉内冷却装置 (機組 5 用機組 1 用機組) 4号炉用炉内冷却装置 (機組 6 用機組 1 用機組) 4号炉用炉内冷却装置 (機組 7 用機組 1 用機組) 4号炉用炉内冷却装置 (機組 8 用機組 1 用機組) 4号炉用炉内冷却装置 (機組 9 用機組 1 用機組) 4号炉用炉内冷却装置 (機組 10 用機組 1 用機組) 4号炉用炉内冷却装置 (機組 11 用機組 1 用機組) 4号炉用炉内冷却装置 (機組 12 用機組 1 用機組) 4号炉用炉内冷却装置 (機組 13 用機組 1 用機組) 4号炉用炉内冷却装置 (機組 14 用機組 1 用機組) 4号炉用炉内冷却装置 (機組 15 用機組 1 用機組) 4号炉用炉内冷却装置 (機組 16 用機組 1 用機組) 4号炉用炉内冷却装置 (機組 17 用機組 1 用機組) 4号炉用炉内冷却装置 (機組 18 用機組 1 用機組) 4号炉用炉内冷却装置 (機組 19 用機組 1 用機組) 4号炉用炉内冷却装置 (機組 20 用機組 1 用機組) 4号炉用炉内冷却装置 (機組 21 用機組 1 用機組) 4号炉用炉内冷却装置 (機組 22 用機組 1 用機組) 4号炉用炉内冷却装置 (機組 23 用機組 1 用機組) 4号炉用炉内冷却装置 (機組 24 用機組 1 用機組) 4号炉用炉内冷却装置 (機組 25 用機組 1 用機組) 4号炉用炉内冷却装置 (機組 26 用機組 1 用機組) 4号炉用炉内冷却装置 (機組 27 用機組 1 用機組) 4号炉用炉内冷却装置 (機組 28 用機組 1 用機組) 4号炉用炉内冷却装置 (機組 29 用機組 1 用機組) 4号炉用炉内冷却装置 (機組 30 用機組 1 用機組) 	<p>期待する設備</p> <ul style="list-style-type: none"> 2号炉用炉内冷却装置 (機組 1 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 2 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 3 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 4 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 5 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 6 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 7 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 8 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 9 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 10 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 11 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 12 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 13 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 14 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 15 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 16 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 17 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 18 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 19 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 20 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 21 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 22 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 23 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 24 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 25 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 26 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 27 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 28 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 29 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 30 用機組 1 用機組) 	<p>期待する設備</p> <ul style="list-style-type: none"> 2号炉用炉内冷却装置 (機組 1 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 2 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 3 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 4 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 5 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 6 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 7 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 8 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 9 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 10 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 11 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 12 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 13 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 14 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 15 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 16 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 17 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 18 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 19 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 20 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 21 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 22 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 23 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 24 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 25 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 26 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 27 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 28 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 29 用機組 1 用機組) 2号炉用炉内冷却装置 (機組 30 用機組 1 用機組) 	<p>相違理由</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)

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>表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (22/36)</p> 	<p>表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (22/35)</p> 	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1310 869 1601 997">No.</th> <th data-bbox="1310 662 1601 869">シナリオ</th> <th data-bbox="1310 454 1601 662">系統概要図</th> <th data-bbox="1310 183 1601 454">期待する設備</th> <th data-bbox="1310 28 1601 183">相違理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1310 869 1355 997">7.1.6</td> <td data-bbox="1355 869 1534 997">BWR 圧力調整 (冷却系)</td> <td data-bbox="1534 662 1601 869"></td> <td data-bbox="1534 183 1601 662"> 機内循環ポンプ/リヤリアモータユニット シンク 機内循環ポンプ/サブ冷却 (BWR) 機内循環ポンプ/中間冷却 (BWR) 機内循環ポンプ/再沸器/サブ冷却 (BWR) 1. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 2. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 3. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 4. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 5. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 6. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 7. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 8. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 9. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 10. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 11. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 12. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 13. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 14. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 15. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 16. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 17. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 18. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 19. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 20. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 21. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 22. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 23. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 24. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 25. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 26. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 27. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 28. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 29. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 30. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 31. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 32. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 33. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 34. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 35. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 36. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 37. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 38. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 39. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 40. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 41. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 42. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 43. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 44. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 45. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 46. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 47. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 48. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 49. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 50. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 51. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 52. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 53. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 54. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 55. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 56. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 57. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 58. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 59. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 60. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 61. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 62. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 63. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 64. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 65. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 66. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 67. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 68. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 69. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 70. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 71. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 72. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 73. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 74. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 75. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 76. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 77. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 78. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 79. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 80. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 81. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 82. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 83. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 84. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 85. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 86. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 87. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 88. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 89. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 90. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 91. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 92. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 93. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 94. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 95. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 96. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 97. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 98. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 99. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 100. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ </td></tr></tbody> </table>	No.	シナリオ	系統概要図	期待する設備	相違理由	7.1.6	BWR 圧力調整 (冷却系)		機内循環ポンプ/リヤリアモータユニット シンク 機内循環ポンプ/サブ冷却 (BWR) 機内循環ポンプ/中間冷却 (BWR) 機内循環ポンプ/再沸器/サブ冷却 (BWR) 1. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 2. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 3. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 4. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 5. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 6. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 7. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 8. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 9. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 10. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 11. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 12. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 13. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 14. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 15. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 16. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 17. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 18. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 19. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 20. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 21. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 22. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 23. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 24. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 25. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 26. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 27. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 28. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 29. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 30. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 31. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 32. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 33. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 34. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 35. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 36. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 37. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 38. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 39. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 40. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 41. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 42. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 43. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 44. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 45. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 46. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 47. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 48. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 49. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 50. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 51. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 52. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 53. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 54. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 55. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 56. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 57. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 58. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 59. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 60. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 61. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 62. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 63. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 64. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 65. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 66. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 67. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 68. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 69. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 70. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 71. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 72. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 73. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 74. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 75. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 76. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 77. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 78. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 79. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 80. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 81. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 82. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 83. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 84. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 85. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 86. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 87. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 88. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 89. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 90. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 91. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 92. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 93. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 94. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 95. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 96. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 97. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 98. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 99. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 100. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 	
No.	シナリオ	系統概要図	期待する設備	相違理由								
7.1.6	BWR 圧力調整 (冷却系)		機内循環ポンプ/リヤリアモータユニット シンク 機内循環ポンプ/サブ冷却 (BWR) 機内循環ポンプ/中間冷却 (BWR) 機内循環ポンプ/再沸器/サブ冷却 (BWR) 1. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 2. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 3. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 4. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 5. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 6. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 7. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 8. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 9. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 10. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 11. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 12. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 13. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 14. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 15. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 16. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 17. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 18. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 19. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 20. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 21. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 22. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 23. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 24. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 25. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 26. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 27. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 28. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 29. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 30. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 31. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 32. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 33. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 34. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 35. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 36. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 37. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 38. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 39. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 40. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 41. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 42. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 43. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 44. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 45. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 46. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 47. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 48. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 49. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 50. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 51. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 52. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 53. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 54. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 55. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 56. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 57. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 58. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 59. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 60. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 61. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 62. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 63. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 64. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 65. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 66. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 67. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 68. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 69. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 70. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 71. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 72. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 73. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 74. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 75. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 76. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 77. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 78. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 79. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 80. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 81. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 82. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 83. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 84. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 85. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 86. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 87. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 88. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 89. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 90. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 91. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 92. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 93. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 94. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 95. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 96. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 97. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 98. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 99. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 100. 圧力調整用 (BWR) 冷却ポンプ 									

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)

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>表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (23/36)</p> 	<p>表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (23/36)</p> 	<p>表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (23/36)</p> 	<p>相違理由</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)

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>表58-11-2 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について(27/36)</p>	<p>表58-11-2 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について(27/36)</p>	<p>表58-11-2 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について(27/35)</p>	
<p>58.1 炉内事故 58.2 炉内設備故障による事故</p>	<p>58.1 炉内事故 58.2 炉内設備故障による事故</p>	<p>58.1 炉内事故 58.2 炉内設備故障による事故</p>	
<p>58.3 炉内設備故障による事故</p>	<p>58.3 炉内設備故障による事故</p>	<p>58.3 炉内設備故障による事故</p>	
<p>58.4 炉内設備故障による事故</p>	<p>58.4 炉内設備故障による事故</p>	<p>58.4 炉内設備故障による事故</p>	
<p>58.5 炉内設備故障による事故</p>	<p>58.5 炉内設備故障による事故</p>	<p>58.5 炉内設備故障による事故</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)

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

表58-11-2-37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について(28/36)

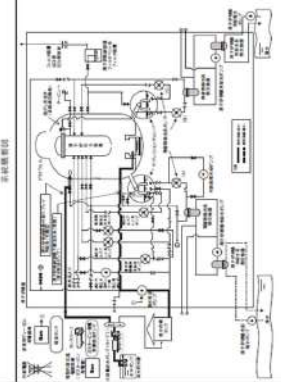
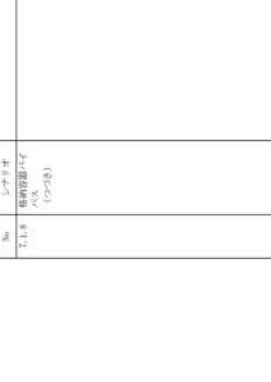
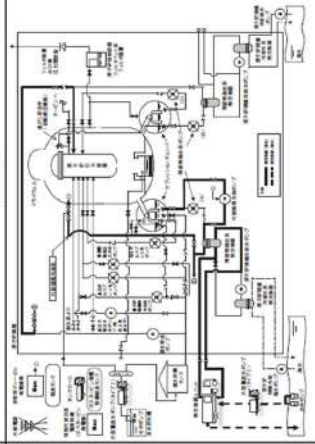
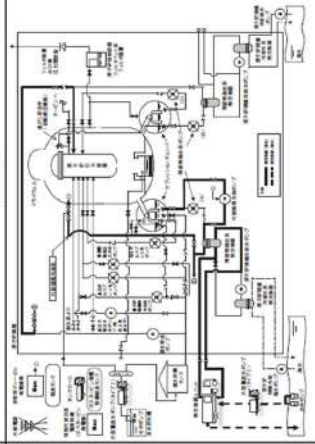


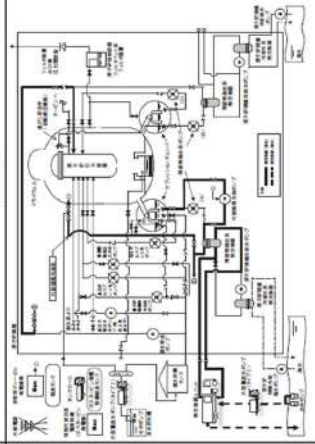

シナリオ No.1 飯発電所3号炉 (28/36)	期待する設備	分類
	炉内冷却剤ポンプ	炉内冷却剤ポンプ (炉内冷却剤ポンプ)
	炉内冷却剤ポンプ	炉内冷却剤ポンプ (炉内冷却剤ポンプ)
	炉内冷却剤ポンプ	炉内冷却剤ポンプ (炉内冷却剤ポンプ)
	炉内冷却剤ポンプ	炉内冷却剤ポンプ (炉内冷却剤ポンプ)
	炉内冷却剤ポンプ	炉内冷却剤ポンプ (炉内冷却剤ポンプ)
	炉内冷却剤ポンプ	炉内冷却剤ポンプ (炉内冷却剤ポンプ)
	炉内冷却剤ポンプ	炉内冷却剤ポンプ (炉内冷却剤ポンプ)
	炉内冷却剤ポンプ	炉内冷却剤ポンプ (炉内冷却剤ポンプ)
	炉内冷却剤ポンプ	炉内冷却剤ポンプ (炉内冷却剤ポンプ)
	炉内冷却剤ポンプ	炉内冷却剤ポンプ (炉内冷却剤ポンプ)
	炉内冷却剤ポンプ	炉内冷却剤ポンプ (炉内冷却剤ポンプ)
	炉内冷却剤ポンプ	炉内冷却剤ポンプ (炉内冷却剤ポンプ)
	炉内冷却剤ポンプ	炉内冷却剤ポンプ (炉内冷却剤ポンプ)
	炉内冷却剤ポンプ	炉内冷却剤ポンプ (炉内冷却剤ポンプ)
	炉内冷却剤ポンプ	炉内冷却剤ポンプ (炉内冷却剤ポンプ)
	炉内冷却剤ポンプ	炉内冷却剤ポンプ (炉内冷却剤ポンプ)
	炉内冷却剤ポンプ	炉内冷却剤ポンプ (炉内冷却剤ポンプ)

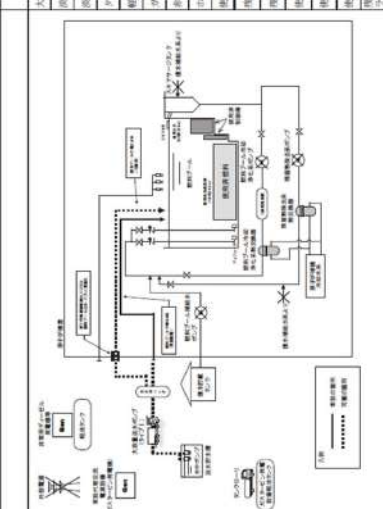
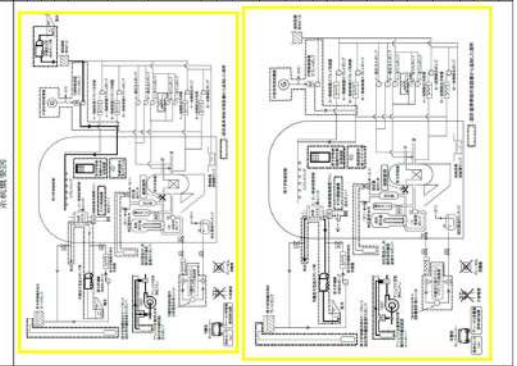
表58-11-2-37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (28/35)

シナリオ No.2 泊発電所3号炉 (28/35)	期待する設備	分類
	炉内冷却剤ポンプ	炉内冷却剤ポンプ (炉内冷却剤ポンプ)
	炉内冷却剤ポンプ	炉内冷却剤ポンプ (炉内冷却剤ポンプ)
	炉内冷却剤ポンプ	炉内冷却剤ポンプ (炉内冷却剤ポンプ)
	炉内冷却剤ポンプ	炉内冷却剤ポンプ (炉内冷却剤ポンプ)
	炉内冷却剤ポンプ	炉内冷却剤ポンプ (炉内冷却剤ポンプ)
	炉内冷却剤ポンプ	炉内冷却剤ポンプ (炉内冷却剤ポンプ)
	炉内冷却剤ポンプ	炉内冷却剤ポンプ (炉内冷却剤ポンプ)
	炉内冷却剤ポンプ	炉内冷却剤ポンプ (炉内冷却剤ポンプ)
	炉内冷却剤ポンプ	炉内冷却剤ポンプ (炉内冷却剤ポンプ)
	炉内冷却剤ポンプ	炉内冷却剤ポンプ (炉内冷却剤ポンプ)
	炉内冷却剤ポンプ	炉内冷却剤ポンプ (炉内冷却剤ポンプ)
	炉内冷却剤ポンプ	炉内冷却剤ポンプ (炉内冷却剤ポンプ)
	炉内冷却剤ポンプ	炉内冷却剤ポンプ (炉内冷却剤ポンプ)
	炉内冷却剤ポンプ	炉内冷却剤ポンプ (炉内冷却剤ポンプ)
	炉内冷却剤ポンプ	炉内冷却剤ポンプ (炉内冷却剤ポンプ)
	炉内冷却剤ポンプ	炉内冷却剤ポンプ (炉内冷却剤ポンプ)

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)

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>表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (29/36)</p> <table border="1" data-bbox="705 159 1075 1348"> <thead> <tr> <th>シナリオ</th> <th>系統概要図</th> <th>期待する設備</th> <th>分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>No. 3.2 原子炉冷却系停止/再始動 (つづき)</td> <td></td> <td> 機水貯留タンク水位 原子炉冷却系再始動用ポンプ駆動装置 圧力制御系水位 冷却系循環ポンプ駆動装置 冷却系循環ポンプ駆動装置 冷却系循環ポンプ駆動装置 冷却系循環ポンプ駆動装置 冷却系循環ポンプ駆動装置 冷却系循環ポンプ駆動装置 冷却系循環ポンプ駆動装置 冷却系循環ポンプ駆動装置 </td> <td> 51条 (本項) 52条 (本項) 53条 (本項) 54条 (本項) 55条 (本項) 56条 (本項) 57条 (本項) 58条 (本項) 59条 (本項) 60条 (本項) 61条 (本項) 62条 (本項) 63条 (本項) 64条 (本項) 65条 (本項) 66条 (本項) 67条 (本項) 68条 (本項) 69条 (本項) 70条 (本項) 71条 (本項) 72条 (本項) 73条 (本項) 74条 (本項) 75条 (本項) 76条 (本項) 77条 (本項) 78条 (本項) 79条 (本項) 80条 (本項) 81条 (本項) 82条 (本項) 83条 (本項) 84条 (本項) 85条 (本項) 86条 (本項) 87条 (本項) 88条 (本項) 89条 (本項) 90条 (本項) 91条 (本項) 92条 (本項) 93条 (本項) 94条 (本項) 95条 (本項) 96条 (本項) 97条 (本項) 98条 (本項) 99条 (本項) 100条 (本項) </td> </tr> </tbody> </table>	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類	No. 3.2 原子炉冷却系停止/再始動 (つづき)		機水貯留タンク水位 原子炉冷却系再始動用ポンプ駆動装置 圧力制御系水位 冷却系循環ポンプ駆動装置 冷却系循環ポンプ駆動装置 冷却系循環ポンプ駆動装置 冷却系循環ポンプ駆動装置 冷却系循環ポンプ駆動装置 冷却系循環ポンプ駆動装置 冷却系循環ポンプ駆動装置 冷却系循環ポンプ駆動装置	51条 (本項) 52条 (本項) 53条 (本項) 54条 (本項) 55条 (本項) 56条 (本項) 57条 (本項) 58条 (本項) 59条 (本項) 60条 (本項) 61条 (本項) 62条 (本項) 63条 (本項) 64条 (本項) 65条 (本項) 66条 (本項) 67条 (本項) 68条 (本項) 69条 (本項) 70条 (本項) 71条 (本項) 72条 (本項) 73条 (本項) 74条 (本項) 75条 (本項) 76条 (本項) 77条 (本項) 78条 (本項) 79条 (本項) 80条 (本項) 81条 (本項) 82条 (本項) 83条 (本項) 84条 (本項) 85条 (本項) 86条 (本項) 87条 (本項) 88条 (本項) 89条 (本項) 90条 (本項) 91条 (本項) 92条 (本項) 93条 (本項) 94条 (本項) 95条 (本項) 96条 (本項) 97条 (本項) 98条 (本項) 99条 (本項) 100条 (本項)	<p>表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (29/55)</p> <table border="1" data-bbox="1299 143 1500 1125"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>シナリオ</th> <th>系統概要図</th> <th>期待する設備</th> <th>分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>7.1.8</td> <td>冷却系停止/再始動 (つづき)</td> <td></td> <td> 蒸気発生器水位 (熱域) 蒸気発生器水位 (広域) 補助給水ピット水位 冷却系循環ポンプ駆動装置水位 (広域) 冷却系循環ポンプ駆動装置水位 (狭域) </td> <td> 58 条設計基準仕様 (解析上採用を仮定) 58 条設計基準仕様 (解析上採用を仮定) 58 条設計基準仕様 (解析上採用を仮定) 47 条 (本項) 58 条 (冷却系循環ポンプ駆動装置) 58 条 (冷却系循環ポンプ駆動装置) </td> </tr> </tbody> </table>	No.	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類	7.1.8	冷却系停止/再始動 (つづき)		蒸気発生器水位 (熱域) 蒸気発生器水位 (広域) 補助給水ピット水位 冷却系循環ポンプ駆動装置水位 (広域) 冷却系循環ポンプ駆動装置水位 (狭域)	58 条設計基準仕様 (解析上採用を仮定) 58 条設計基準仕様 (解析上採用を仮定) 58 条設計基準仕様 (解析上採用を仮定) 47 条 (本項) 58 条 (冷却系循環ポンプ駆動装置) 58 条 (冷却系循環ポンプ駆動装置)	
シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類																		
No. 3.2 原子炉冷却系停止/再始動 (つづき)		機水貯留タンク水位 原子炉冷却系再始動用ポンプ駆動装置 圧力制御系水位 冷却系循環ポンプ駆動装置 冷却系循環ポンプ駆動装置 冷却系循環ポンプ駆動装置 冷却系循環ポンプ駆動装置 冷却系循環ポンプ駆動装置 冷却系循環ポンプ駆動装置 冷却系循環ポンプ駆動装置 冷却系循環ポンプ駆動装置	51条 (本項) 52条 (本項) 53条 (本項) 54条 (本項) 55条 (本項) 56条 (本項) 57条 (本項) 58条 (本項) 59条 (本項) 60条 (本項) 61条 (本項) 62条 (本項) 63条 (本項) 64条 (本項) 65条 (本項) 66条 (本項) 67条 (本項) 68条 (本項) 69条 (本項) 70条 (本項) 71条 (本項) 72条 (本項) 73条 (本項) 74条 (本項) 75条 (本項) 76条 (本項) 77条 (本項) 78条 (本項) 79条 (本項) 80条 (本項) 81条 (本項) 82条 (本項) 83条 (本項) 84条 (本項) 85条 (本項) 86条 (本項) 87条 (本項) 88条 (本項) 89条 (本項) 90条 (本項) 91条 (本項) 92条 (本項) 93条 (本項) 94条 (本項) 95条 (本項) 96条 (本項) 97条 (本項) 98条 (本項) 99条 (本項) 100条 (本項)																		
No.	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類																	
7.1.8	冷却系停止/再始動 (つづき)		蒸気発生器水位 (熱域) 蒸気発生器水位 (広域) 補助給水ピット水位 冷却系循環ポンプ駆動装置水位 (広域) 冷却系循環ポンプ駆動装置水位 (狭域)	58 条設計基準仕様 (解析上採用を仮定) 58 条設計基準仕様 (解析上採用を仮定) 58 条設計基準仕様 (解析上採用を仮定) 47 条 (本項) 58 条 (冷却系循環ポンプ駆動装置) 58 条 (冷却系循環ポンプ駆動装置)																	

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	
表58-11-2-37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (30/36)							
No	シナリオ	前提する設備	分類	No	シナリオ	期待する設備	分類
3.3	原子炉圧力容器割れ の冷却材循環停止 防止用	-	-				
3.4	本事故後	-	-				
3.5	設備中心・ポンク の相互作用	-	-				
4.1	既定事故1 (使用済燃料プー ル)		大型冷却ポンプ (9.1.1) 定容量槽 (9.1.2) (代用定容量) タンク (9.1.3) (代用定容量) タンク (9.1.4) (代用定容量) ガスタービン発電機 (9.1.5) 非常用ディーゼル発電機 (9.1.6) トラップ (9.1.7) 使用済燃料プール (9.1.8) 使用済燃料プール (9.1.9) 使用済燃料プール (9.1.10) 使用済燃料プール (9.1.11) 使用済燃料プール (9.1.12) 使用済燃料プール (9.1.13) 使用済燃料プール (9.1.14) 使用済燃料プール (9.1.15) 使用済燃料プール (9.1.16) 使用済燃料プール (9.1.17) 使用済燃料プール (9.1.18) 使用済燃料プール (9.1.19) 使用済燃料プール (9.1.20)	54条 (圧力ポンプ) 55条 (ただし設備ではなく構架) 56条 (ただし設備ではなく構架) 57条 (燃料供給) 58条 (燃料供給) 59条 (燃料供給) 60条 (燃料供給) 61条 (燃料供給) 62条 (燃料供給) 63条 (燃料供給) 64条 (燃料供給) 65条 (燃料供給) 66条 (燃料供給) 67条 (燃料供給) 68条 (燃料供給) 69条 (燃料供給) 70条 (燃料供給) 71条 (燃料供給) 72条 (燃料供給) 73条 (燃料供給) 74条 (燃料供給) 75条 (燃料供給) 76条 (燃料供給) 77条 (燃料供給) 78条 (燃料供給) 79条 (燃料供給) 80条 (燃料供給) 81条 (燃料供給) 82条 (燃料供給) 83条 (燃料供給) 84条 (燃料供給) 85条 (燃料供給) 86条 (燃料供給) 87条 (燃料供給) 88条 (燃料供給) 89条 (燃料供給) 90条 (燃料供給)			
表58-11-2-37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (30/55)							
No	シナリオ	前提する設備	分類	No	シナリオ	期待する設備	分類
7.2.1.1	原子炉圧力・ 温度による停 止 (過熱 対策) (過 熱)		新機組 (9.1.1) (既設機) 代用冷却ポンプ (9.1.2) タンク (9.1.3) タンク (9.1.4) タンク (9.1.5) タンク (9.1.6) タンク (9.1.7) タンク (9.1.8) タンク (9.1.9) タンク (9.1.10) タンク (9.1.11) タンク (9.1.12) タンク (9.1.13) タンク (9.1.14) タンク (9.1.15) タンク (9.1.16) タンク (9.1.17) タンク (9.1.18) タンク (9.1.19) タンク (9.1.20)	57条 (既設機) 58条 (既設機) 59条 (既設機) 60条 (既設機) 61条 (既設機) 62条 (既設機) 63条 (既設機) 64条 (既設機) 65条 (既設機) 66条 (既設機) 67条 (既設機) 68条 (既設機) 69条 (既設機) 70条 (既設機) 71条 (既設機) 72条 (既設機) 73条 (既設機) 74条 (既設機) 75条 (既設機) 76条 (既設機) 77条 (既設機) 78条 (既設機) 79条 (既設機) 80条 (既設機) 81条 (既設機) 82条 (既設機) 83条 (既設機) 84条 (既設機) 85条 (既設機) 86条 (既設機) 87条 (既設機) 88条 (既設機) 89条 (既設機) 90条 (既設機)			

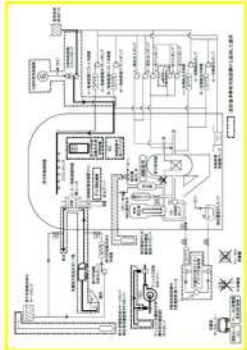
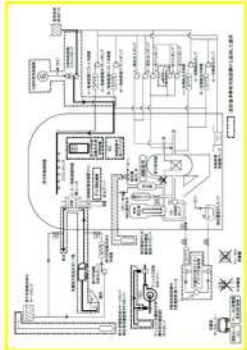
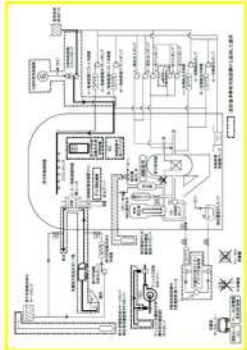
灰色: 女川 2 号炉の記載のうち, BWR 固有の設備や対応手段であり, 泊 3 号炉と比較対象とならない記載内容

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)

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
表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類(について (36/36))						
No 54	シナリオ 反応度の確実な 停止(炉心の停 止時)	事故原因	期待する設備	分類		
			外部電源 (電源) 原子炉ラック上機器 (原子炉周機組等) 自動車用バッテリー 制御盤引き取り用圧電機 (原子炉周機組) 自動車用バッテリー	08 (燃料上乗用圧電機) 09 (燃料上乗用圧電機) 09 (燃料上乗用圧電機) 09 (原子炉システム機器の機器) 10 (原子炉システム機器の機器)		
表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類(について (36/55))						
No 7.2.1.1.2	シナリオ 常運転圧力・ 温度による停 止(炉心の停 止時) 炉心過熱事故 (つづき)	事故原因	期待する設備	分類		
				50 床設計基準圧電機 (燃料上乗用 圧電機) 50 床 (圧電機) 50 床 (圧電機) 51 床 (燃料制御圧電機) 51 床 (燃料制御圧電機) 52 床 (燃料制御圧電機) 52 床 (燃料制御圧電機) 53 床 (燃料制御圧電機) 53 床 (燃料制御圧電機) 54 床 (燃料制御圧電機) 54 床 (燃料制御圧電機) 55 床 (燃料制御圧電機) 55 床 (燃料制御圧電機) 56 床 (燃料制御圧電機) 56 床 (燃料制御圧電機) 57 床 (燃料制御圧電機) 57 床 (燃料制御圧電機) 58 床 (燃料制御圧電機) 58 床 (燃料制御圧電機) 59 床 (燃料制御圧電機) 59 床 (燃料制御圧電機) 60 床 (燃料制御圧電機) 60 床 (燃料制御圧電機) 61 床 (燃料制御圧電機) 61 床 (燃料制御圧電機) 62 床 (燃料制御圧電機) 62 床 (燃料制御圧電機) 63 床 (燃料制御圧電機) 63 床 (燃料制御圧電機) 64 床 (燃料制御圧電機) 64 床 (燃料制御圧電機) 65 床 (燃料制御圧電機) 65 床 (燃料制御圧電機) 66 床 (燃料制御圧電機) 66 床 (燃料制御圧電機) 67 床 (燃料制御圧電機) 67 床 (燃料制御圧電機) 68 床 (燃料制御圧電機) 68 床 (燃料制御圧電機) 69 床 (燃料制御圧電機) 69 床 (燃料制御圧電機) 70 床 (燃料制御圧電機) 70 床 (燃料制御圧電機) 71 床 (燃料制御圧電機) 71 床 (燃料制御圧電機) 72 床 (燃料制御圧電機) 72 床 (燃料制御圧電機) 73 床 (燃料制御圧電機) 73 床 (燃料制御圧電機) 74 床 (燃料制御圧電機) 74 床 (燃料制御圧電機) 75 床 (燃料制御圧電機) 75 床 (燃料制御圧電機) 76 床 (燃料制御圧電機) 76 床 (燃料制御圧電機) 77 床 (燃料制御圧電機) 77 床 (燃料制御圧電機) 78 床 (燃料制御圧電機) 78 床 (燃料制御圧電機) 79 床 (燃料制御圧電機) 79 床 (燃料制御圧電機) 80 床 (燃料制御圧電機) 80 床 (燃料制御圧電機) 81 床 (燃料制御圧電機) 81 床 (燃料制御圧電機) 82 床 (燃料制御圧電機) 82 床 (燃料制御圧電機) 83 床 (燃料制御圧電機) 83 床 (燃料制御圧電機) 84 床 (燃料制御圧電機) 84 床 (燃料制御圧電機) 85 床 (燃料制御圧電機) 85 床 (燃料制御圧電機) 86 床 (燃料制御圧電機) 86 床 (燃料制御圧電機) 87 床 (燃料制御圧電機) 87 床 (燃料制御圧電機) 88 床 (燃料制御圧電機) 88 床 (燃料制御圧電機) 89 床 (燃料制御圧電機) 89 床 (燃料制御圧電機) 90 床 (燃料制御圧電機) 90 床 (燃料制御圧電機) 91 床 (燃料制御圧電機) 91 床 (燃料制御圧電機) 92 床 (燃料制御圧電機) 92 床 (燃料制御圧電機) 93 床 (燃料制御圧電機) 93 床 (燃料制御圧電機) 94 床 (燃料制御圧電機) 94 床 (燃料制御圧電機) 95 床 (燃料制御圧電機) 95 床 (燃料制御圧電機) 96 床 (燃料制御圧電機) 96 床 (燃料制御圧電機) 97 床 (燃料制御圧電機) 97 床 (燃料制御圧電機) 98 床 (燃料制御圧電機) 98 床 (燃料制御圧電機) 99 床 (燃料制御圧電機) 99 床 (燃料制御圧電機) 100 床 (燃料制御圧電機) 100 床 (燃料制御圧電機)		

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)

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>表58-11-2-37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいては期待する設備とその分類について (37/65)</p> <table border="1" data-bbox="1288 151 1809 970"> <thead> <tr> <th>シナリオ</th> <th>系統概要図</th> <th>期待する設備</th> <th>分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="14">No. 7.2.4 水素燃焼</td> <td rowspan="14">  </td> <td>蓄電池 (非常用) (追加)</td> <td>57条 (直流電源)</td> </tr> <tr> <td>代替非常用発電機</td> <td>57条 (交流電源)</td> </tr> <tr> <td>ディーゼル発電機燃料油貯蔵槽</td> <td>57条 (燃料油)</td> </tr> <tr> <td>ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ</td> <td>57条 (燃料油)</td> </tr> <tr> <td>タービン駆動給水ポンプ</td> <td>炉冷却計装機設備 (補助給水系統の機能喪失時)の機能喪失時において、ポンプ出力が不足するまでSA設備と分断</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器</td> <td>炉冷却計装機設備 (補助給水系統の機能喪失時)の機能喪失時において、ポンプ出力が不足するまでSA設備と分断</td> </tr> <tr> <td>補助給水ピット</td> <td>炉冷却計装機設備 (補助給水系統の機能喪失時)の機能喪失時において、ポンプ出力が不足するまでSA設備 (本体)と分断</td> </tr> <tr> <td>低圧給水ポンプ</td> <td>57条 (低圧)</td> </tr> <tr> <td>低圧給水ポンプ</td> <td>57条 (低圧)</td> </tr> <tr> <td>低圧給水ポンプ</td> <td>57条 (低圧)</td> </tr> <tr> <td>低圧給水ポンプ</td> <td>57条 (低圧)</td> </tr> <tr> <td>低圧給水ポンプ</td> <td>57条 (低圧)</td> </tr> <tr> <td>低圧給水ポンプ</td> <td>57条 (低圧)</td> </tr> <tr> <td>低圧給水ポンプ</td> <td>57条 (低圧)</td> </tr> </tbody> </table>	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類	No. 7.2.4 水素燃焼		蓄電池 (非常用) (追加)	57条 (直流電源)	代替非常用発電機	57条 (交流電源)	ディーゼル発電機燃料油貯蔵槽	57条 (燃料油)	ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ	57条 (燃料油)	タービン駆動給水ポンプ	炉冷却計装機設備 (補助給水系統の機能喪失時)の機能喪失時において、ポンプ出力が不足するまでSA設備と分断	蒸気発生器	炉冷却計装機設備 (補助給水系統の機能喪失時)の機能喪失時において、ポンプ出力が不足するまでSA設備と分断	補助給水ピット	炉冷却計装機設備 (補助給水系統の機能喪失時)の機能喪失時において、ポンプ出力が不足するまでSA設備 (本体)と分断	低圧給水ポンプ	57条 (低圧)	低圧給水ポンプ	57条 (低圧)	低圧給水ポンプ	57条 (低圧)	低圧給水ポンプ	57条 (低圧)	低圧給水ポンプ	57条 (低圧)	低圧給水ポンプ	57条 (低圧)	低圧給水ポンプ	57条 (低圧)	
シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類																																		
No. 7.2.4 水素燃焼		蓄電池 (非常用) (追加)	57条 (直流電源)																																		
		代替非常用発電機	57条 (交流電源)																																		
		ディーゼル発電機燃料油貯蔵槽	57条 (燃料油)																																		
		ディーゼル発電機燃料油移送ポンプ	57条 (燃料油)																																		
		タービン駆動給水ポンプ	炉冷却計装機設備 (補助給水系統の機能喪失時)の機能喪失時において、ポンプ出力が不足するまでSA設備と分断																																		
		蒸気発生器	炉冷却計装機設備 (補助給水系統の機能喪失時)の機能喪失時において、ポンプ出力が不足するまでSA設備と分断																																		
		補助給水ピット	炉冷却計装機設備 (補助給水系統の機能喪失時)の機能喪失時において、ポンプ出力が不足するまでSA設備 (本体)と分断																																		
		低圧給水ポンプ	57条 (低圧)																																		
		低圧給水ポンプ	57条 (低圧)																																		
		低圧給水ポンプ	57条 (低圧)																																		
		低圧給水ポンプ	57条 (低圧)																																		
		低圧給水ポンプ	57条 (低圧)																																		
		低圧給水ポンプ	57条 (低圧)																																		
		低圧給水ポンプ	57条 (低圧)																																		

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)

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>表 58-11-2-3 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する成績とその分類について (30/55)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1294 837 1344 933">No.</th> <th data-bbox="1294 821 1344 837">シナリオ (サブ条)</th> <th data-bbox="1294 774 1344 821">系統振動</th> <th data-bbox="1294 614 1344 774">期待する成績</th> <th data-bbox="1294 207 1344 614">分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1.5.4</td> <td>系統振動 (サブ条)</td> <td></td> <td> 取組し、船シナリオでSA (S-A) 条設 備と9条 S-A条 (1) 及び (2) (船シナリオ) S-A条 (3) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (4) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (5) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (6) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (7) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (8) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (9) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (10) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (11) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (12) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (13) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (14) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (15) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (16) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (17) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (18) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (19) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (20) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (21) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (22) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (23) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (24) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (25) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (26) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (27) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (28) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (29) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (30) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (31) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (32) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (33) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (34) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (35) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (36) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (37) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (38) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (39) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (40) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (41) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (42) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (43) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (44) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (45) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (46) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (47) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (48) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (49) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (50) (船シナリオ) (船シナリオ) </td> <td> 船シ、船シナリオでSA (S-A) 条設 備と9条 S-A条 (1) 及び (2) (船シナリオ) S-A条 (3) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (4) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (5) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (6) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (7) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (8) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (9) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (10) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (11) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (12) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (13) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (14) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (15) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (16) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (17) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (18) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (19) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (20) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (21) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (22) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (23) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (24) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (25) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (26) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (27) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (28) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (29) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (30) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (31) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (32) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (33) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (34) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (35) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (36) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (37) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (38) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (39) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (40) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (41) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (42) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (43) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (44) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (45) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (46) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (47) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (48) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (49) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (50) (船シナリオ) (船シナリオ) </td> </tr> </tbody> </table>			No.	シナリオ (サブ条)	系統振動	期待する成績	分類	1.5.4	系統振動 (サブ条)		取組し、船シナリオでSA (S-A) 条設 備と9条 S-A条 (1) 及び (2) (船シナリオ) S-A条 (3) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (4) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (5) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (6) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (7) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (8) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (9) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (10) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (11) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (12) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (13) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (14) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (15) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (16) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (17) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (18) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (19) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (20) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (21) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (22) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (23) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (24) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (25) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (26) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (27) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (28) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (29) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (30) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (31) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (32) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (33) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (34) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (35) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (36) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (37) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (38) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (39) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (40) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (41) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (42) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (43) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (44) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (45) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (46) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (47) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (48) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (49) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (50) (船シナリオ) (船シナリオ)	船シ、船シナリオでSA (S-A) 条設 備と9条 S-A条 (1) 及び (2) (船シナリオ) S-A条 (3) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (4) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (5) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (6) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (7) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (8) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (9) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (10) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (11) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (12) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (13) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (14) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (15) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (16) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (17) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (18) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (19) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (20) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (21) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (22) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (23) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (24) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (25) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (26) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (27) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (28) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (29) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (30) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (31) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (32) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (33) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (34) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (35) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (36) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (37) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (38) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (39) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (40) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (41) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (42) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (43) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (44) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (45) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (46) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (47) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (48) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (49) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (50) (船シナリオ) (船シナリオ)	
No.	シナリオ (サブ条)	系統振動	期待する成績	分類									
1.5.4	系統振動 (サブ条)		取組し、船シナリオでSA (S-A) 条設 備と9条 S-A条 (1) 及び (2) (船シナリオ) S-A条 (3) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (4) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (5) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (6) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (7) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (8) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (9) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (10) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (11) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (12) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (13) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (14) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (15) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (16) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (17) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (18) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (19) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (20) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (21) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (22) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (23) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (24) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (25) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (26) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (27) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (28) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (29) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (30) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (31) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (32) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (33) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (34) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (35) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (36) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (37) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (38) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (39) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (40) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (41) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (42) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (43) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (44) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (45) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (46) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (47) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (48) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (49) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (50) (船シナリオ) (船シナリオ)	船シ、船シナリオでSA (S-A) 条設 備と9条 S-A条 (1) 及び (2) (船シナリオ) S-A条 (3) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (4) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (5) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (6) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (7) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (8) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (9) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (10) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (11) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (12) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (13) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (14) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (15) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (16) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (17) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (18) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (19) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (20) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (21) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (22) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (23) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (24) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (25) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (26) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (27) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (28) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (29) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (30) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (31) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (32) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (33) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (34) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (35) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (36) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (37) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (38) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (39) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (40) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (41) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (42) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (43) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (44) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (45) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (46) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (47) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (48) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (49) (船シナリオ) (船シナリオ) S-A条 (50) (船シナリオ) (船シナリオ)									

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)

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>表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (40/55)</p> <table border="1" data-bbox="1308 153 1525 1197"> <thead> <tr> <th data-bbox="1308 1037 1344 1197">No</th> <th data-bbox="1344 1037 1344 1197">シナリオ</th> <th data-bbox="1308 558 1344 1037">系統要因</th> <th data-bbox="1308 359 1344 558">期待する設備</th> <th data-bbox="1308 153 1344 359">分相案</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1335 1157 1344 1197">7.2.4</td> <td data-bbox="1344 1069 1377 1133">水蒸気発生機 (つづき)</td> <td data-bbox="1308 558 1344 1037"></td> <td data-bbox="1344 359 1377 558">可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット 代替格納容器スプレイポンプ出口積算装置 格納容器水位</td> <td data-bbox="1377 153 1525 359">53 条 (格納容器気相確認) 49 条 (代替格納容器スプレイ) 58 条 (注水確認) 49 条 (代替格納容器スプレイ) 58 条 (格納容器気相確認) 49 条 (代替格納容器スプレイ) 58 条 (格納容器水位) 49 条 (格納容器水位) 58 条 (格納容器水位) 49 条 (自然減圧弁) 58 条 (格納容器気相確認)</td> </tr> </tbody> </table>	No	シナリオ	系統要因	期待する設備	分相案	7.2.4	水蒸気発生機 (つづき)		可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット 代替格納容器スプレイポンプ出口積算装置 格納容器水位	53 条 (格納容器気相確認) 49 条 (代替格納容器スプレイ) 58 条 (注水確認) 49 条 (代替格納容器スプレイ) 58 条 (格納容器気相確認) 49 条 (代替格納容器スプレイ) 58 条 (格納容器水位) 49 条 (格納容器水位) 58 条 (格納容器水位) 49 条 (自然減圧弁) 58 条 (格納容器気相確認)	
No	シナリオ	系統要因	期待する設備	分相案									
7.2.4	水蒸気発生機 (つづき)		可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット 代替格納容器スプレイポンプ出口積算装置 格納容器水位	53 条 (格納容器気相確認) 49 条 (代替格納容器スプレイ) 58 条 (注水確認) 49 条 (代替格納容器スプレイ) 58 条 (格納容器気相確認) 49 条 (代替格納容器スプレイ) 58 条 (格納容器水位) 49 条 (格納容器水位) 58 条 (格納容器水位) 49 条 (自然減圧弁) 58 条 (格納容器気相確認)									

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)

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;">表58-11-2-37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (41/55)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">No.</th> <th style="width: 40%;">シナリオ</th> <th style="width: 20%;">示される設備</th> <th style="width: 10%;">期待する設備</th> <th style="width: 10%;">分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>7.2.2</td> <td>減圧設備動作 出口配管閉鎖 汽相気流閉鎖</td> <td></td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>7.2.3</td> <td>原子炉圧力安全 器外の設備燃 料一回路閉鎖 蒸発器 シナリオ作用</td> <td></td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>7.3.1</td> <td>想定事故1</td> <td></td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <div style="text-align: center; margin-top: 20px;"> </div>	No.	シナリオ	示される設備	期待する設備	分類	7.2.2	減圧設備動作 出口配管閉鎖 汽相気流閉鎖		-	-	7.2.3	原子炉圧力安全 器外の設備燃 料一回路閉鎖 蒸発器 シナリオ作用		-	-	7.3.1	想定事故1		-	-	
No.	シナリオ	示される設備	期待する設備	分類																			
7.2.2	減圧設備動作 出口配管閉鎖 汽相気流閉鎖		-	-																			
7.2.3	原子炉圧力安全 器外の設備燃 料一回路閉鎖 蒸発器 シナリオ作用		-	-																			
7.3.1	想定事故1		-	-																			

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)

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>表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (42/55)</p> <table border="1" data-bbox="1301 164 1451 1126"> <thead> <tr> <th data-bbox="1301 978 1346 1126">No</th> <th data-bbox="1301 544 1346 975">シナリオ</th> <th data-bbox="1301 352 1346 541">記載範囲</th> <th data-bbox="1301 164 1346 349">期待する設備</th> <th data-bbox="1301 164 1346 349">分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1350 978 1395 1126">7.3.1</td> <td data-bbox="1350 544 1395 975">想定事故1 (ツツき)</td> <td data-bbox="1350 352 1395 541"></td> <td data-bbox="1350 164 1395 349">使用済燃料ピット可搬型エリア モニター</td> <td data-bbox="1350 164 1395 349">54条 (使用済燃料ピット上部空間検査装置)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1400 164 1444 349">使用済燃料ピット水位 (可搬型)</td> <td data-bbox="1400 164 1444 349">58条 (使用済燃料ピット状態監視装置)</td> </tr> </tbody> </table>	No	シナリオ	記載範囲	期待する設備	分類	7.3.1	想定事故1 (ツツき)		使用済燃料ピット可搬型エリア モニター	54条 (使用済燃料ピット上部空間検査装置)				使用済燃料ピット水位 (可搬型)	58条 (使用済燃料ピット状態監視装置)	
No	シナリオ	記載範囲	期待する設備	分類														
7.3.1	想定事故1 (ツツき)		使用済燃料ピット可搬型エリア モニター	54条 (使用済燃料ピット上部空間検査装置)														
			使用済燃料ピット水位 (可搬型)	58条 (使用済燃料ピット状態監視装置)														

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）

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;">表 58-11-2 37 条（重大事故等対策の有効性評価）各シナリオにおいて閉鎖する設備とその分類について（43/55）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>シナリオ</th> <th>系統図参照</th> <th>閉鎖する設備</th> <th>分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="13">1.3.2</td> <td rowspan="13">想定事故2</td> <td rowspan="13"> </td> <td>プアーゼキス駆動機燃料油ポンプ</td> <td>57 条（燃料ポンプ）</td> </tr> <tr> <td>プアーゼキス駆動機燃料油停止弁</td> <td>57 条（燃料ポンプ）</td> </tr> <tr> <td>可変型大口径送水ポンプ車</td> <td>54 条（ポンプ）</td> </tr> <tr> <td>可変型ポンプ車（送水）</td> <td>56 条（水の供給）</td> </tr> <tr> <td>可変型ポンプ車（送水）</td> <td>57 条（水の供給）</td> </tr> <tr> <td>可変型ポンプ車（送水）</td> <td>54 条（送水）</td> </tr> <tr> <td>可変型ポンプ車（送水）</td> <td>54 条（送水）</td> </tr> <tr> <td>可変型ポンプ車（送水）</td> <td>54 条（送水）</td> </tr> <tr> <td>可変型ポンプ車（送水）</td> <td>54 条（送水）</td> </tr> <tr> <td>可変型ポンプ車（送水）</td> <td>54 条（送水）</td> </tr> <tr> <td>可変型ポンプ車（送水）</td> <td>54 条（送水）</td> </tr> <tr> <td>可変型ポンプ車（送水）</td> <td>54 条（送水）</td> </tr> <tr> <td>可変型ポンプ車（送水）</td> <td>54 条（送水）</td> </tr> </tbody> </table>	No.	シナリオ	系統図参照	閉鎖する設備	分類	1.3.2	想定事故2		プアーゼキス駆動機燃料油ポンプ	57 条（燃料ポンプ）	プアーゼキス駆動機燃料油停止弁	57 条（燃料ポンプ）	可変型大口径送水ポンプ車	54 条（ポンプ）	可変型ポンプ車（送水）	56 条（水の供給）	可変型ポンプ車（送水）	57 条（水の供給）	可変型ポンプ車（送水）	54 条（送水）	可変型ポンプ車（送水）	54 条（送水）	可変型ポンプ車（送水）	54 条（送水）	可変型ポンプ車（送水）	54 条（送水）	可変型ポンプ車（送水）	54 条（送水）	可変型ポンプ車（送水）	54 条（送水）	可変型ポンプ車（送水）	54 条（送水）	可変型ポンプ車（送水）	54 条（送水）	
No.	シナリオ	系統図参照	閉鎖する設備	分類																																	
1.3.2	想定事故2		プアーゼキス駆動機燃料油ポンプ	57 条（燃料ポンプ）																																	
			プアーゼキス駆動機燃料油停止弁	57 条（燃料ポンプ）																																	
			可変型大口径送水ポンプ車	54 条（ポンプ）																																	
			可変型ポンプ車（送水）	56 条（水の供給）																																	
			可変型ポンプ車（送水）	57 条（水の供給）																																	
			可変型ポンプ車（送水）	54 条（送水）																																	
			可変型ポンプ車（送水）	54 条（送水）																																	
			可変型ポンプ車（送水）	54 条（送水）																																	
			可変型ポンプ車（送水）	54 条（送水）																																	
			可変型ポンプ車（送水）	54 条（送水）																																	
			可変型ポンプ車（送水）	54 条（送水）																																	
			可変型ポンプ車（送水）	54 条（送水）																																	
			可変型ポンプ車（送水）	54 条（送水）																																	

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)

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;">表 58-11-2 4 号 (重大事故対策対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分画について (45/55)</p> <table border="1" data-bbox="1294 159 1792 938"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>シナリオ</th> <th>供給電圧</th> <th>期待する設備</th> <th>分画率</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="13">7.4.1 炉内圧力上昇 発生時 の炉内圧力 上昇時 の炉内圧力 上昇時 (圧力停止中 の炉内圧力 上昇時)</td> <td rowspan="13">炉内圧力上昇 発生時 の炉内圧力 上昇時 の炉内圧力 上昇時 (圧力停止中 の炉内圧力 上昇時)</td> <td rowspan="13">供給電圧</td> <td>ポンプ (代替供給機)</td> <td>0 条 (自然対応)</td> </tr> <tr> <td>C、D-1 炉内圧力上昇時</td> <td>0 条 (自然対応)</td> </tr> <tr> <td>C、D-2 炉内圧力上昇時</td> <td>0 条 (自然対応)</td> </tr> <tr> <td>C、D-3 炉内圧力上昇時</td> <td>0 条 (自然対応)</td> </tr> <tr> <td>C、D-4 炉内圧力上昇時</td> <td>0 条 (自然対応)</td> </tr> <tr> <td>C、D-5 炉内圧力上昇時</td> <td>0 条 (自然対応)</td> </tr> <tr> <td>C、D-6 炉内圧力上昇時</td> <td>0 条 (自然対応)</td> </tr> <tr> <td>C、D-7 炉内圧力上昇時</td> <td>0 条 (自然対応)</td> </tr> <tr> <td>C、D-8 炉内圧力上昇時</td> <td>0 条 (自然対応)</td> </tr> <tr> <td>C、D-9 炉内圧力上昇時</td> <td>0 条 (自然対応)</td> </tr> <tr> <td>C、D-10 炉内圧力上昇時</td> <td>0 条 (自然対応)</td> </tr> <tr> <td>C、D-11 炉内圧力上昇時</td> <td>0 条 (自然対応)</td> </tr> <tr> <td>C、D-12 炉内圧力上昇時</td> <td>0 条 (自然対応)</td> </tr> </tbody> </table>	No.	シナリオ	供給電圧	期待する設備	分画率	7.4.1 炉内圧力上昇 発生時 の炉内圧力 上昇時 の炉内圧力 上昇時 (圧力停止中 の炉内圧力 上昇時)	炉内圧力上昇 発生時 の炉内圧力 上昇時 の炉内圧力 上昇時 (圧力停止中 の炉内圧力 上昇時)	供給電圧	ポンプ (代替供給機)	0 条 (自然対応)	C、D-1 炉内圧力上昇時	0 条 (自然対応)	C、D-2 炉内圧力上昇時	0 条 (自然対応)	C、D-3 炉内圧力上昇時	0 条 (自然対応)	C、D-4 炉内圧力上昇時	0 条 (自然対応)	C、D-5 炉内圧力上昇時	0 条 (自然対応)	C、D-6 炉内圧力上昇時	0 条 (自然対応)	C、D-7 炉内圧力上昇時	0 条 (自然対応)	C、D-8 炉内圧力上昇時	0 条 (自然対応)	C、D-9 炉内圧力上昇時	0 条 (自然対応)	C、D-10 炉内圧力上昇時	0 条 (自然対応)	C、D-11 炉内圧力上昇時	0 条 (自然対応)	C、D-12 炉内圧力上昇時	0 条 (自然対応)	
No.	シナリオ	供給電圧	期待する設備	分画率																																	
7.4.1 炉内圧力上昇 発生時 の炉内圧力 上昇時 の炉内圧力 上昇時 (圧力停止中 の炉内圧力 上昇時)	炉内圧力上昇 発生時 の炉内圧力 上昇時 の炉内圧力 上昇時 (圧力停止中 の炉内圧力 上昇時)	供給電圧	ポンプ (代替供給機)	0 条 (自然対応)																																	
			C、D-1 炉内圧力上昇時	0 条 (自然対応)																																	
			C、D-2 炉内圧力上昇時	0 条 (自然対応)																																	
			C、D-3 炉内圧力上昇時	0 条 (自然対応)																																	
			C、D-4 炉内圧力上昇時	0 条 (自然対応)																																	
			C、D-5 炉内圧力上昇時	0 条 (自然対応)																																	
			C、D-6 炉内圧力上昇時	0 条 (自然対応)																																	
			C、D-7 炉内圧力上昇時	0 条 (自然対応)																																	
			C、D-8 炉内圧力上昇時	0 条 (自然対応)																																	
			C、D-9 炉内圧力上昇時	0 条 (自然対応)																																	
			C、D-10 炉内圧力上昇時	0 条 (自然対応)																																	
			C、D-11 炉内圧力上昇時	0 条 (自然対応)																																	
			C、D-12 炉内圧力上昇時	0 条 (自然対応)																																	

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)

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;">表 58-11-2 訂 表 (重大事故対策の有効性評価) 各シナリオにおいて関係する設備とその分類について (40/55)</p> <table border="1" data-bbox="1294 153 1796 938"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>シナリオ 相違項目 備考 除氷系の設備 による停止等 に付する設備 の追加 (運転停止中 の炉子の フェーズ)</th> <th>系名 設備名</th> <th>保持する設備 (設備)</th> <th>分類 本機型/類似機型/予備機/他機 別機/同一機/他機/予備機/他機/別機/同一機/他機/予備機/他機</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td></td> <td>高圧再循環ポンプ・弁 (高圧再循環系)</td> <td></td> <td>67 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 67 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td></td> <td>B-保安注入ポンプ再循環システム (保安注入系)</td> <td></td> <td>67 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 67 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td></td> <td>C-D-原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td></td> <td>C-D-原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>7</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>8</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>11</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>12</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>13</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>14</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>15</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>16</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>17</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>18</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>19</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>20</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>21</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>22</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>23</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>24</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>25</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>26</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>27</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>28</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>29</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>30</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>31</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>32</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>33</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>34</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>35</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>36</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>37</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>38</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>39</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> <tr> <td>40</td> <td></td> <td>原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)</td> <td></td> <td>69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)</td> </tr> </tbody> </table>	No.	シナリオ 相違項目 備考 除氷系の設備 による停止等 に付する設備 の追加 (運転停止中 の炉子の フェーズ)	系名 設備名	保持する設備 (設備)	分類 本機型/類似機型/予備機/他機 別機/同一機/他機/予備機/他機/別機/同一機/他機/予備機/他機	1		高圧再循環ポンプ・弁 (高圧再循環系)		67 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 67 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	2		B-保安注入ポンプ再循環システム (保安注入系)		67 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 67 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	3		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	4		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	5		C-D-原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	6		C-D-原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	7		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	8		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	9		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	10		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	11		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	12		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	13		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	14		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	15		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	16		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	17		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	18		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	19		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	20		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	21		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	22		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	23		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	24		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	25		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	26		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	27		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	28		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	29		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	30		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	31		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	32		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	33		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	34		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	35		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	36		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	37		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	38		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	39		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	40		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)	
No.	シナリオ 相違項目 備考 除氷系の設備 による停止等 に付する設備 の追加 (運転停止中 の炉子の フェーズ)	系名 設備名	保持する設備 (設備)	分類 本機型/類似機型/予備機/他機 別機/同一機/他機/予備機/他機/別機/同一機/他機/予備機/他機																																																																																																																																																																																																												
1		高圧再循環ポンプ・弁 (高圧再循環系)		67 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 67 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
2		B-保安注入ポンプ再循環システム (保安注入系)		67 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 67 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
3		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
4		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
5		C-D-原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
6		C-D-原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
7		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
8		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
9		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
10		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
11		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
12		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
13		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
14		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
15		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
16		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
17		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
18		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
19		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
20		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
21		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
22		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
23		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
24		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
25		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
26		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
27		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
28		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
29		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
30		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
31		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
32		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
33		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
34		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
35		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
36		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
37		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
38		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
39		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												
40		原子炉冷却系圧力制御装置 (原子炉冷却系)		69 条 (設計基準要求) (燃料上使用) 69 条 (設計基準要求) (燃料上使用)																																																																																																																																																																																																												

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)

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>表58-11-2-37条(重大事故等対策の有効性評価)各シナリオにおいて期待する設備とその分類について(47/55)</p> <table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>No</th> <th>シナリオ</th> <th>系統機能</th> <th>期待する設備</th> <th>分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>7.4.1</td> <td>機軸故障三機 燃料欠(全燃) 送水系の故障 による停炉時 の制御機能喪 失 (機軸停止中 の原子炉) (かつぎ)</td> <td></td> <td> 1次冷却回路(02A-04設備) 加圧器本位 燃料冷却用本位ピストン位 1次冷却時圧力(02A) 代管格納容器スプレイング出 口流量流量 原子炉格納容器圧力 原子炉圧力 格納容器内温度センサー本位(02A) 格納容器内温度センサー本位(02B) 格納容器内温度センサー本位(02C) 格納容器内温度センサー本位(02D) 格納容器内温度センサー本位(02E) 可変型温度制御装置(格納容器内 温度センサー入口温度/出口温 度) </td> <td> 58条(原子炉停炉確認) 58条(原子炉停炉確認) 47条(本機) 58条(本機確認) 58条(原子炉停炉確認) 47条(代管格納容器) 58条(圧水確認) 58条(格納容器代管確認) 58条(格納容器代管確認) 47条(本機) 58条(格納容器代管確認) 58条(格納容器代管確認) 58条(格納容器代管確認) 58条(格納容器代管確認) </td> </tr> </tbody> </table>	No	シナリオ	系統機能	期待する設備	分類	7.4.1	機軸故障三機 燃料欠(全燃) 送水系の故障 による停炉時 の制御機能喪 失 (機軸停止中 の原子炉) (かつぎ)		1次冷却回路(02A-04設備) 加圧器本位 燃料冷却用本位ピストン位 1次冷却時圧力(02A) 代管格納容器スプレイング出 口流量流量 原子炉格納容器圧力 原子炉圧力 格納容器内温度センサー本位(02A) 格納容器内温度センサー本位(02B) 格納容器内温度センサー本位(02C) 格納容器内温度センサー本位(02D) 格納容器内温度センサー本位(02E) 可変型温度制御装置(格納容器内 温度センサー入口温度/出口温 度)	58条(原子炉停炉確認) 58条(原子炉停炉確認) 47条(本機) 58条(本機確認) 58条(原子炉停炉確認) 47条(代管格納容器) 58条(圧水確認) 58条(格納容器代管確認) 58条(格納容器代管確認) 47条(本機) 58条(格納容器代管確認) 58条(格納容器代管確認) 58条(格納容器代管確認) 58条(格納容器代管確認)	
No	シナリオ	系統機能	期待する設備	分類									
7.4.1	機軸故障三機 燃料欠(全燃) 送水系の故障 による停炉時 の制御機能喪 失 (機軸停止中 の原子炉) (かつぎ)		1次冷却回路(02A-04設備) 加圧器本位 燃料冷却用本位ピストン位 1次冷却時圧力(02A) 代管格納容器スプレイング出 口流量流量 原子炉格納容器圧力 原子炉圧力 格納容器内温度センサー本位(02A) 格納容器内温度センサー本位(02B) 格納容器内温度センサー本位(02C) 格納容器内温度センサー本位(02D) 格納容器内温度センサー本位(02E) 可変型温度制御装置(格納容器内 温度センサー入口温度/出口温 度)	58条(原子炉停炉確認) 58条(原子炉停炉確認) 47条(本機) 58条(本機確認) 58条(原子炉停炉確認) 47条(代管格納容器) 58条(圧水確認) 58条(格納容器代管確認) 58条(格納容器代管確認) 47条(本機) 58条(格納容器代管確認) 58条(格納容器代管確認) 58条(格納容器代管確認) 58条(格納容器代管確認)									

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)

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;">表 58-11-2 37 条 (重大事象等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (50/58)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th data-bbox="1294 922 1742 1050">No</th> <th data-bbox="1294 922 1742 1050">シナリオ</th> <th data-bbox="1294 922 1742 1050">系統機組</th> <th data-bbox="1294 922 1742 1050">期待する設備</th> <th data-bbox="1294 922 1742 1050">分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1294 1050 1742 1241">7.4.2</td> <td data-bbox="1294 1050 1742 1241">全系統力電圧変動時 (運転停止中の原子炉) (つづき)</td> <td data-bbox="1294 1050 1742 1241"></td> <td data-bbox="1294 1050 1742 1241"> 中央制御室空調装置ダクト・ファン (冷却器) 中央制御室 中央制御室窓へ 低圧注入流量 1 次冷却材温度 (圧減一基型機) 1 次冷却材温度 (圧減一基型機) 加圧器水位 1 次冷却材圧力 (広域) 燃料粘着管用水レベル水位 代替燃料容器 スプレイポンプ出口噴霧流量 原子炉燃料容器圧力 低圧注入流量 燃料容器内循環ポンプ水位 (広域) 燃料容器内循環ポンプ水位 (狭域) 燃料容器内循環ポンプ水位 (狭域) 燃料容器内温度 燃料容器圧力 (AM 用) 燃料容器内可搬温度中継装置 (燃料容器内循環ユニット入口温度/出口温度) </td> <td data-bbox="1294 1050 1742 1241"> 59 条 (冷却) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 58 条 (放射線防護) (非制限措置) 58 条 (原子炉中絶確認) 58 条 (原子炉中絶確認) 58 条 (原子炉中絶確認) 47 条 (水質) 58 条 (大型機器) 47 条 (代替冷却注水) 58 条 (圧力確認) 58 条 (燃料容器状態確認) 58 条 (燃料容器状態確認) 58 条 (燃料容器状態確認) 58 条 (燃料容器状態確認) 47 条 (水質) 58 条 (燃料容器状態確認) 58 条 (燃料容器状態確認) 58 条 (燃料容器状態確認) 49 条 (自然空冷冷却) 58 条 (燃料容器状態確認) </td> </tr> </tbody> </table>	No	シナリオ	系統機組	期待する設備	分類	7.4.2	全系統力電圧変動時 (運転停止中の原子炉) (つづき)		中央制御室空調装置ダクト・ファン (冷却器) 中央制御室 中央制御室窓へ 低圧注入流量 1 次冷却材温度 (圧減一基型機) 1 次冷却材温度 (圧減一基型機) 加圧器水位 1 次冷却材圧力 (広域) 燃料粘着管用水レベル水位 代替燃料容器 スプレイポンプ出口噴霧流量 原子炉燃料容器圧力 低圧注入流量 燃料容器内循環ポンプ水位 (広域) 燃料容器内循環ポンプ水位 (狭域) 燃料容器内循環ポンプ水位 (狭域) 燃料容器内温度 燃料容器圧力 (AM 用) 燃料容器内可搬温度中継装置 (燃料容器内循環ユニット入口温度/出口温度)	59 条 (冷却) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 58 条 (放射線防護) (非制限措置) 58 条 (原子炉中絶確認) 58 条 (原子炉中絶確認) 58 条 (原子炉中絶確認) 47 条 (水質) 58 条 (大型機器) 47 条 (代替冷却注水) 58 条 (圧力確認) 58 条 (燃料容器状態確認) 58 条 (燃料容器状態確認) 58 条 (燃料容器状態確認) 58 条 (燃料容器状態確認) 47 条 (水質) 58 条 (燃料容器状態確認) 58 条 (燃料容器状態確認) 58 条 (燃料容器状態確認) 49 条 (自然空冷冷却) 58 条 (燃料容器状態確認)	
No	シナリオ	系統機組	期待する設備	分類									
7.4.2	全系統力電圧変動時 (運転停止中の原子炉) (つづき)		中央制御室空調装置ダクト・ファン (冷却器) 中央制御室 中央制御室窓へ 低圧注入流量 1 次冷却材温度 (圧減一基型機) 1 次冷却材温度 (圧減一基型機) 加圧器水位 1 次冷却材圧力 (広域) 燃料粘着管用水レベル水位 代替燃料容器 スプレイポンプ出口噴霧流量 原子炉燃料容器圧力 低圧注入流量 燃料容器内循環ポンプ水位 (広域) 燃料容器内循環ポンプ水位 (狭域) 燃料容器内循環ポンプ水位 (狭域) 燃料容器内温度 燃料容器圧力 (AM 用) 燃料容器内可搬温度中継装置 (燃料容器内循環ユニット入口温度/出口温度)	59 条 (冷却) 59 条 (居住性の確保) 59 条 (居住性の確保) 58 条 (放射線防護) (非制限措置) 58 条 (原子炉中絶確認) 58 条 (原子炉中絶確認) 58 条 (原子炉中絶確認) 47 条 (水質) 58 条 (大型機器) 47 条 (代替冷却注水) 58 条 (圧力確認) 58 条 (燃料容器状態確認) 58 条 (燃料容器状態確認) 58 条 (燃料容器状態確認) 58 条 (燃料容器状態確認) 47 条 (水質) 58 条 (燃料容器状態確認) 58 条 (燃料容器状態確認) 58 条 (燃料容器状態確認) 49 条 (自然空冷冷却) 58 条 (燃料容器状態確認)									

第58条 計装設備 (補足説明資料)

泊発電所3号炉 SA基準適合性 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)

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>表58-11-2-37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (52/55)</p> <table border="1" data-bbox="1292 156 1783 933"> <tr> <th data-bbox="1292 204 1317 300">No.</th> <th data-bbox="1292 300 1317 933">シナリオの発出 (ウツキ)</th> <th data-bbox="1292 156 1317 204">本誌掲載項目</th> <th data-bbox="1292 204 1317 300">維持する設備</th> <th data-bbox="1292 204 1317 300">分類</th> </tr> <tr> <td data-bbox="1317 204 1346 300">7, 4, 3</td> <td data-bbox="1317 300 1346 933">原子炉内圧力低下の発出 (ウツキ)</td> <td data-bbox="1346 156 1783 933"></td> <td data-bbox="1346 204 1375 300">C、D-炉原子炉内圧調整設備</td> <td data-bbox="1375 204 1404 300">伊集 (信託対象内)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1404 204 1433 300">C、D-炉原子炉内圧調整設備</td> <td data-bbox="1433 204 1462 300">伊集 (信託対象内)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1462 204 1491 300">C、D-炉原子炉内圧調整設備</td> <td data-bbox="1491 204 1520 300">伊集 (信託対象内)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1520 204 1550 300">C、D-炉原子炉内圧調整設備</td> <td data-bbox="1550 204 1579 300">伊集 (信託対象内)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1579 204 1608 300">C、D-炉原子炉内圧調整設備</td> <td data-bbox="1608 204 1637 300">伊集 (信託対象内)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1637 204 1666 300">C、D-炉原子炉内圧調整設備</td> <td data-bbox="1666 204 1695 300">伊集 (信託対象内)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1695 204 1724 300">C、D-炉原子炉内圧調整設備</td> <td data-bbox="1724 204 1753 300">伊集 (信託対象内)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td data-bbox="1753 204 1783 300">C、D-炉原子炉内圧調整設備</td> <td data-bbox="1783 204 1812 300">伊集 (信託対象内)</td> </tr> </table>	No.	シナリオの発出 (ウツキ)	本誌掲載項目	維持する設備	分類	7, 4, 3	原子炉内圧力低下の発出 (ウツキ)		C、D-炉原子炉内圧調整設備	伊集 (信託対象内)				C、D-炉原子炉内圧調整設備	伊集 (信託対象内)				C、D-炉原子炉内圧調整設備	伊集 (信託対象内)				C、D-炉原子炉内圧調整設備	伊集 (信託対象内)				C、D-炉原子炉内圧調整設備	伊集 (信託対象内)				C、D-炉原子炉内圧調整設備	伊集 (信託対象内)				C、D-炉原子炉内圧調整設備	伊集 (信託対象内)				C、D-炉原子炉内圧調整設備	伊集 (信託対象内)	
No.	シナリオの発出 (ウツキ)	本誌掲載項目	維持する設備	分類																																												
7, 4, 3	原子炉内圧力低下の発出 (ウツキ)		C、D-炉原子炉内圧調整設備	伊集 (信託対象内)																																												
			C、D-炉原子炉内圧調整設備	伊集 (信託対象内)																																												
			C、D-炉原子炉内圧調整設備	伊集 (信託対象内)																																												
			C、D-炉原子炉内圧調整設備	伊集 (信託対象内)																																												
			C、D-炉原子炉内圧調整設備	伊集 (信託対象内)																																												
			C、D-炉原子炉内圧調整設備	伊集 (信託対象内)																																												
			C、D-炉原子炉内圧調整設備	伊集 (信託対象内)																																												
			C、D-炉原子炉内圧調整設備	伊集 (信託対象内)																																												

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)

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>表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (54/55)</p> <table border="1" data-bbox="1310 167 1624 1220"> <thead> <tr> <th>No</th> <th>シナリオ</th> <th>系統概要</th> <th>期待する設備</th> <th>分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>7.4.3</td> <td>原子炉冷却材の流出(運転停止中の原子炉)(つづき)</td> <td></td> <td>1 次冷却材温度 (広域一低温度)</td> <td>58 条 (原子炉状態確認)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>燃料液層用水レベル水位</td> <td>47 条 (水源)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>58 条 (水源確認)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>高圧圧入流量</td> <td>58 条 (格納容器状態確認)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>格納容器再循環サンプ水位 (広域)</td> <td>58 条設計基準仕様(解析上使用)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>格納容器再循環サンプ水位 (狭域)</td> <td>47 条 (水源)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>格納容器再循環サンプ水位 (狭域)</td> <td>58 条 (格納容器状態確認)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>格納容器内温度</td> <td>47 条 (水源)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>格納容器圧力 (AM用)</td> <td>58 条 (格納容器状態確認)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>可換型風扇計測装置(格納容器再循環ユニット)入口温度/出口温度)</td> <td>58 条 (格納容器状態確認)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>49 条 (自然対流冷却)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>58 条 (格納容器状態確認)</td> </tr> </tbody> </table>	No	シナリオ	系統概要	期待する設備	分類	7.4.3	原子炉冷却材の流出(運転停止中の原子炉)(つづき)		1 次冷却材温度 (広域一低温度)	58 条 (原子炉状態確認)				燃料液層用水レベル水位	47 条 (水源)				原子炉格納容器圧力	58 条 (水源確認)				高圧圧入流量	58 条 (格納容器状態確認)				格納容器再循環サンプ水位 (広域)	58 条設計基準仕様(解析上使用)				格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	47 条 (水源)				格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	58 条 (格納容器状態確認)				格納容器内温度	47 条 (水源)				格納容器圧力 (AM用)	58 条 (格納容器状態確認)				可換型風扇計測装置(格納容器再循環ユニット)入口温度/出口温度)	58 条 (格納容器状態確認)					49 条 (自然対流冷却)					58 条 (格納容器状態確認)	
No	シナリオ	系統概要	期待する設備	分類																																																																
7.4.3	原子炉冷却材の流出(運転停止中の原子炉)(つづき)		1 次冷却材温度 (広域一低温度)	58 条 (原子炉状態確認)																																																																
			燃料液層用水レベル水位	47 条 (水源)																																																																
			原子炉格納容器圧力	58 条 (水源確認)																																																																
			高圧圧入流量	58 条 (格納容器状態確認)																																																																
			格納容器再循環サンプ水位 (広域)	58 条設計基準仕様(解析上使用)																																																																
			格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	47 条 (水源)																																																																
			格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	58 条 (格納容器状態確認)																																																																
			格納容器内温度	47 条 (水源)																																																																
			格納容器圧力 (AM用)	58 条 (格納容器状態確認)																																																																
			可換型風扇計測装置(格納容器再循環ユニット)入口温度/出口温度)	58 条 (格納容器状態確認)																																																																
				49 条 (自然対流冷却)																																																																
				58 条 (格納容器状態確認)																																																																

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>(大阪該当資料なし)</p>	<p style="text-align: right;">別紙 1</p> <p>サブプレッションプール等水位上昇時の計装設備への影響について</p> <p>1. はじめに</p> <p>格納容器破損防止対策において、外部水源による原子炉注水、格納容器スプレイを継続した場合、サブプレッションチェンバのプール水の水位は上昇するが、真空破壊装置が水没しないように外部水源注水量制限 (サブプレッションプール水位が通常水位+約2m) を設け、制限に達した場合は格納容器スプレイを停止する。</p> <p>有効性評価シナリオにおいて、最もサブプレッションチェンバ内の水位が上昇するシナリオは、格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用できない場合) シナリオであり、格納容器ベント実施による圧力低下によりサブプレッションチェンバのプール水の水位は、真空破壊装置下端付近まで上昇する評価となる。</p> <p>また、格納容器下部注水及び格納容器スプレイを継続した場合、ドライウェル水位はベント管下端付近まで上昇する評価となる。</p> <p>ここでは、サブプレッションチェンバのプール水の水位及びドライウェル水位が上昇した場合の計装設備への影響を評価する。</p> <p>2. 評価結果</p> <p>格納容器内に設置される重大事故等時に使用する計装設備は、原子炉圧力容器温度、ドライウェル温度、格納容器内水素濃度 (D/W)、ドライウェル水位、原子炉格納容器下部温度、原子炉格納容器下部水位、格納容器内水素濃度 (S/C)、圧力抑制室内空気温度、サブプレッションプール水温度があり、サブプレッションプール水位及びドライウェル水位が上昇した場合の計装設備への影響を以下のとおり評価した。</p>	<p style="text-align: right;">別紙 1</p> <p>格納容器内水位上昇時の計装設備への影響について</p> <p>1. はじめに</p> <p>格納容器破損防止対策において、外部水源による原子炉注水、格納容器スプレイを継続した場合、格納容器内の水位は上昇するが、格納容器再循環ユニットの吸気ダクトが水没しないように外部水源注水量制限 (格納容器再循環ユニットの吸気ダクト下端付近) を設け、制限に達した場合は格納容器注水を停止する。</p> <p>有効性評価シナリオにおいて、最も格納容器内の水位が上昇するシナリオは、格納容器過圧破損シナリオであり、外部水源による原子炉注水、格納容器スプレイ実施により格納容器内の水位は、格納容器再循環ユニットの吸気ダクト下端付近まで上昇する評価となる。</p> <p>ここでは、格納容器内の水位が上昇した場合の計装設備への影響を評価する。</p> <p>2. 評価結果</p> <p>格納容器内に設置される重大事故等時に使用する計装設備は、1次冷却材温度 (広域-高温側)、1次冷却材温度 (広域-低温側)、1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、原子炉容器水位、格納容器内温度、原子炉格納容器圧力、格納容器圧力 (AM用)、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、格納容器再循環サンプ水位 (狭域)、格納容器水位、原子炉下部キャビティ水位、格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)、格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)、出力領域中性子束、中間領域中性子束、中性子源領域中性子束、蒸気発生器水位 (広域)、蒸気発生器水位 (狭域)、原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置及び格納容器水素イグナイタ温度監視装置があり、格納容器内水位が上昇した</p>	<p>・泊は、格納容器除熱手段として格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却を行うこととしており、格納容器内の水位については格納容器再循環ユニットの給気ダクトが水没しないことを制限としている。</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>・外部水源による原子炉注水、格納容器スプレイを継続した場合としており、スプレイではなく注水とした。</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)

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表に格納容器内の計装設備の設置高さを、第1図に格納容器内の計装設備の配置を示す。</p> <p>(1) サプレッションプール水位が上昇した場合の計装設備への影響 サプレッションプール水位が真空破壊装置下端まで上昇した場合、格納容器内に設置される重大事故等時に使用する計装設備のうち、通常運転時から水面下に設置しているサプレッションプール水温度は水面以下となる状態が継続する。 サプレッションプール水温度は、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、水没により機能喪失しない設計としている。 また、重大事故等時の耐環境性向上 (格納容器の限界温度・圧力である 200℃、854kPaの蒸気条件下での健全性確保) を図る設計としている。</p> <p>(2) ドライウェル水位が上昇した場合の計装設備への影響 ドライウェル水位がベント管下端まで上昇した場合、格納容器内に設置される重大事故等時に使用する計装設備のうち、ドライウェル水位、原子炉格納容器下部温度及び原子炉格納容器下部水位は、ドライウェル水位の上昇により水没する。</p> <p>これらの重大事故等時に使用する計装設備は、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、水没により機能喪失しない設計としている。また、重大事故等時の耐環境性向上 (格納容器の限界温度・圧力である200℃、854kPa の蒸気条件下での健全性確保) を図る設計としている。</p>	<p>場合の計装設備への影響を以下のとおり評価した。</p> <p>第1表に格納容器内の計装設備の設置高さを、第1図に格納容器内の計装設備の配置を示す。</p> <p>格納容器内水位が格納容器水位の検出器まで上昇した場合、格納容器内に設置される重大事故等時に使用する計装設備のうち、1次冷却材温度 (広域-高温側)、1次冷却材温度 (広域-低温側)、1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、原子炉容器水位、原子炉格納容器圧力、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、格納容器再循環サンプ水位 (狭域)、原子炉下部キャビティ水位、出力領域中性子束、中間領域中性子束、中性子源領域中性子束、蒸気発生器水位 (広域) 並びに原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置及び格納容器水素イグナイタ温度監視装置の一部は、格納容器内水位の上昇により水没する。</p> <p>これらの重大事故等時に使用する計装設備は、水没後は機能維持を期待せず、水没しない位置に設置している重大事故等時に使用する計装設備を用いてプラント状態を監視する設計としている。また、重大事故等時の耐環境性向上 (重大事故等時の環境条件下 (最大約141℃、約0.360MPaの蒸気条件下) での健全性確保) を図る設計としている。</p>	<p>■記載方針の相違 ・PWR と BWR における耐環境性試験の相違。</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

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

第1表 原子炉格納容器内の計装設備の設置高さ

計装設備 ^{※1}	個数	検出器設置高さ	影響評価
①原子炉圧力容器温度	5		原子炉圧力容器温度6個は水没しない。なお、検出器から電気貫通部までの間に検検部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計としている。
②ドライウエール温度	11		ドライウエール温度11個は水没しない。なお、検出器から電気貫通部までの間に検検部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計としている。
③格納容器内水素濃度(0/W)	2		格納容器内水素濃度(0/W)2個は水没しない。なお、検出器から電気貫通部までの間に検検部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計としている。
④ドライウエール水位	6		ドライウエール水位(電極式)6個は水没するが、水位計であり、また、検出器から電気貫通部までの間に検検部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計としている。
⑤原子炉格納容器下部温度	12		原子炉格納容器下部温度12個は水没するが、検出器から電気貫通部までの間に検検部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計としている。
⑥原子炉格納容器下部水位	12		原子炉格納容器下部水位(電極式)12個は水没するが、水位計であり、また、検出器から電気貫通部までの間に検検部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計としている。
⑦格納容器内水素濃度(S/O)	2		格納容器内水素濃度(S/O)2個は水没しない。なお、検出器から電気貫通部までの間に検検部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計としている。
⑧圧力動動室内空気温度	4		圧力動動室内空気温度4個は水没しない。なお、検出器から電気貫通部までの間に検検部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計としている。
⑨サブプレッションプール水温	16		サブプレッションプールの水温16個は水没するが、検出器から電気貫通部までの間に検検部を設けない構造とすることで、事故時の耐環境性向上を図る設計としている。

※1 表中の丸数字は第1図の丸数字に対応する。

枠囲みの内容は部業議後の観点から公開できません。

第1表 格納容器内の計装設備の設置高さ (1/4)

計装設備 (注1)	個数	検出器設置高さ	影響評価
① 1次冷却材温度 (広域-高温側)	3	FL.T.P.17.8m	1 狭域卸材温度 (広域-高温側) 3個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。
② 1次冷却材温度 (広域-低温側)	3	FL.T.P.17.8m	1 狭域卸材温度 (広域-低温側) 3個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。
③ 1次冷却材圧力 (広域)	2	FL.T.P.17.8m	1 狭域卸材圧力 (広域) 2個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。
④ 加圧器水位	2	FL.T.P.17.8m	加圧器水位2個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。
⑤ 原子炉容器水位	1	FL.T.P.17.8m	原子炉容器水位1個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。
⑥ 格納容器内温度	2	FL.T.P.38.9m	格納容器内温度2個は水没しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。

(注1) 計装設備の番号は、第1図における計装設備の番号と同じ。

【女川】炉型の相違
 ・PWRとBWRで想定される重大事故等及び対処するための監視パラメータ (計装設備) が異なるため、比較対象外としている。以降、同表において同じ。

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 (女川なし)	泊発電所3号炉	相違理由																												
		第1表 格納容器内の計装設備の設置高さ (2/4) 影響評価 <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>計装設備 (注1)</th> <th>個数</th> <th>検出器 設置高さ</th> <th>影響評価</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>㉗ 原子炉格納容器圧力</td> <td>2</td> <td>Fl. T. P. 17.8m</td> <td>原子炉格納容器圧力2個の検出器は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の健全性試験により確認している。</td> </tr> <tr> <td>㉘ 格納容器圧力 (AM用)</td> <td>2</td> <td>Fl. T. P. 24.8m</td> <td>格納容器圧力 (AM用) の検出器2個は水没しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の健全性試験により確認している。</td> </tr> <tr> <td>㉙ 格納容器再循環サンプ水位 (広域)</td> <td>2</td> <td>Fl. T. P. 12.1m</td> <td>格納容器再循環サンプ水位 (広域) 2個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の健全性試験により確認している。</td> </tr> <tr> <td>㉚ 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)</td> <td>2</td> <td>Fl. T. P. 12.1m</td> <td>格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 2個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の健全性試験により確認している。</td> </tr> <tr> <td>㉛ 格納容器水位</td> <td>1</td> <td></td> <td>格納容器水位1個は水没しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の健全性試験により確認している。</td> </tr> <tr> <td>㉜ 原子炉下部キャビティ水位</td> <td>1</td> <td></td> <td>原子炉下部キャビティ水位1個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の健全性試験により確認している。</td> </tr> </tbody> </table>	計装設備 (注1)	個数	検出器 設置高さ	影響評価	㉗ 原子炉格納容器圧力	2	Fl. T. P. 17.8m	原子炉格納容器圧力2個の検出器は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の健全性試験により確認している。	㉘ 格納容器圧力 (AM用)	2	Fl. T. P. 24.8m	格納容器圧力 (AM用) の検出器2個は水没しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の健全性試験により確認している。	㉙ 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	2	Fl. T. P. 12.1m	格納容器再循環サンプ水位 (広域) 2個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の健全性試験により確認している。	㉚ 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	2	Fl. T. P. 12.1m	格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 2個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の健全性試験により確認している。	㉛ 格納容器水位	1		格納容器水位1個は水没しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の健全性試験により確認している。	㉜ 原子炉下部キャビティ水位	1		原子炉下部キャビティ水位1個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の健全性試験により確認している。	
計装設備 (注1)	個数	検出器 設置高さ	影響評価																												
㉗ 原子炉格納容器圧力	2	Fl. T. P. 17.8m	原子炉格納容器圧力2個の検出器は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の健全性試験により確認している。																												
㉘ 格納容器圧力 (AM用)	2	Fl. T. P. 24.8m	格納容器圧力 (AM用) の検出器2個は水没しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の健全性試験により確認している。																												
㉙ 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	2	Fl. T. P. 12.1m	格納容器再循環サンプ水位 (広域) 2個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の健全性試験により確認している。																												
㉚ 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	2	Fl. T. P. 12.1m	格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 2個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の健全性試験により確認している。																												
㉛ 格納容器水位	1		格納容器水位1個は水没しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の健全性試験により確認している。																												
㉜ 原子炉下部キャビティ水位	1		原子炉下部キャビティ水位1個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の健全性試験により確認している。																												
		(注1) 計装設備の番号は、第1図における計装設備の番号と同じ。 □ 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。																													

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 (女川なし)	泊発電所3号炉	相違理由																												
		<p>第1表 格納容器内の計装設備の設置高さ (3/4)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">計装設備 (注1)</th> <th style="width: 10%;">個数</th> <th style="width: 15%;">検出器 設置高さ</th> <th style="width: 45%;">影響評価</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>㊸ 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)</td> <td>2</td> <td>Fl. T. P. 40. 2m</td> <td>格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) 2個は水没しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。</td> </tr> <tr> <td>㊹ 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)</td> <td>2</td> <td>Fl. T. P. 40. 2m</td> <td>格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) 2個は水没しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。</td> </tr> <tr> <td>㊺ 出力領域中性子束</td> <td>4</td> <td>T. P. 17. 6m</td> <td>出力領域中性子束4個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。</td> </tr> <tr> <td>㊻ 中間領域中性子束</td> <td>2</td> <td>T. P. 17. 6m</td> <td>中間領域中性子束2個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。</td> </tr> <tr> <td>㊼ 中性子源領域中性子束</td> <td>2</td> <td>T. P. 17. 6m</td> <td>中性子源領域中性子束2個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。</td> </tr> <tr> <td>㊽ 蒸気発生器水位 (広域)</td> <td>3</td> <td>Fl. T. P. 17. 8m</td> <td>蒸気発生器水位 (広域) 3個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 計装設備の番号は、第1図における計装設備の番号と同じ。</p>	計装設備 (注1)	個数	検出器 設置高さ	影響評価	㊸ 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	2	Fl. T. P. 40. 2m	格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) 2個は水没しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。	㊹ 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	2	Fl. T. P. 40. 2m	格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) 2個は水没しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。	㊺ 出力領域中性子束	4	T. P. 17. 6m	出力領域中性子束4個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。	㊻ 中間領域中性子束	2	T. P. 17. 6m	中間領域中性子束2個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。	㊼ 中性子源領域中性子束	2	T. P. 17. 6m	中性子源領域中性子束2個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。	㊽ 蒸気発生器水位 (広域)	3	Fl. T. P. 17. 8m	蒸気発生器水位 (広域) 3個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。	
計装設備 (注1)	個数	検出器 設置高さ	影響評価																												
㊸ 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	2	Fl. T. P. 40. 2m	格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) 2個は水没しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。																												
㊹ 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	2	Fl. T. P. 40. 2m	格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) 2個は水没しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。																												
㊺ 出力領域中性子束	4	T. P. 17. 6m	出力領域中性子束4個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。																												
㊻ 中間領域中性子束	2	T. P. 17. 6m	中間領域中性子束2個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。																												
㊼ 中性子源領域中性子束	2	T. P. 17. 6m	中性子源領域中性子束2個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。																												
㊽ 蒸気発生器水位 (広域)	3	Fl. T. P. 17. 8m	蒸気発生器水位 (広域) 3個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。																												

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)

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉 (女川なし)	泊発電所3号炉	相違理由																
		<p>第1表 格納容器内の計装設備の設置高さ (4/4)</p> <table border="1" data-bbox="1281 245 1592 1117"> <thead> <tr> <th>計装設備 (注1)</th> <th>個数</th> <th>格納容器内 設置高さ</th> <th>影響評価</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① 蒸気発生器水位 (装架)</td> <td>6</td> <td>H.L.T.P.24.8m</td> <td>蒸気発生器水位 (装架) 6個は水没しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。</td> </tr> <tr> <td>② 原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置</td> <td>5</td> <td></td> <td>原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置5個のうち、一部の水位上昇を検出器は、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。</td> </tr> <tr> <td>③ 格納容器水素イグナイタ温度監視装置</td> <td>13</td> <td></td> <td>格納容器水素イグナイタ温度監視装置13個のうち、一部の水位上昇を検出器は、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 計装設備の番号は、第1図における計装設備の番号と同じ。</p>	計装設備 (注1)	個数	格納容器内 設置高さ	影響評価	① 蒸気発生器水位 (装架)	6	H.L.T.P.24.8m	蒸気発生器水位 (装架) 6個は水没しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。	② 原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置	5		原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置5個のうち、一部の水位上昇を検出器は、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。	③ 格納容器水素イグナイタ温度監視装置	13		格納容器水素イグナイタ温度監視装置13個のうち、一部の水位上昇を検出器は、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。	<p>相違理由</p> <p style="text-align: center;">□ 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。</p>
計装設備 (注1)	個数	格納容器内 設置高さ	影響評価																
① 蒸気発生器水位 (装架)	6	H.L.T.P.24.8m	蒸気発生器水位 (装架) 6個は水没しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。																
② 原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置	5		原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置5個のうち、一部の水位上昇を検出器は、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。																
③ 格納容器水素イグナイタ温度監視装置	13		格納容器水素イグナイタ温度監視装置13個のうち、一部の水位上昇を検出器は、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。																

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)

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図 原子炉格納容器内の計装設備の配置</p> <p>枠囲みの内容は高度機密の観点から公開できません。</p>	<p>第1図 概略系統図</p> <p>□ 枠囲みの内容は高度機密に属しますので公開できません。</p>	<p>【女川】炉型の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWRとBWRで想定される重大事故等及び対処するための監視パラメータ (計装設備) が異なるため、比較対象外としている。

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)

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>(大飯該当資料なし)</p>	<p>別紙2</p> <p>原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の計測設備について</p> <p>1. 概要</p> <p>原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の監視のために設置する計測設備の概要を以下に示す。</p> <p>(1) 原子炉格納容器下部水位</p> <p>a. 設置目的</p> <p>原子炉格納容器下部水位検出器は、重大事故等時において、原子炉格納容器下部への注水による圧力容器ベドスタル部の蓄水状況を把握するために設置するものである。</p> <p>b. 主要仕様</p> <p>主要仕様を表1に示す。</p> <table border="1" data-bbox="667 638 1227 766"> <caption>表1 原子炉格納容器下部水位の主要仕様</caption> <thead> <tr> <th>種類</th> <th>計測範囲^{※1}</th> <th>個数</th> <th>誤差</th> <th>耐環境試験条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>電極式水位検出器</td> <td>0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m (0.P. -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)</td> <td>12</td> <td>-5~+10mm</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 計測範囲の零は、原子炉格納容器下部 (圧力容器ベドスタル底部)</p> <p>※2: センサは無機物で構成しており、耐放射線性を有している。</p> <p>枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p> <p>c. 機器配置</p> <p>検出器の配置場所を図1及び図2に示す。</p> <p>(2) ドライウエル水位</p> <p>a. 設置目的</p> <p>ドライウエル水位検出器は、重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心の冷却に必要な水深があることを把握するために設置するものである。</p> <p>b. 主要仕様</p> <p>主要仕様を表2に示す。</p> <table border="1" data-bbox="667 1292 1227 1420"> <caption>表2 ドライウエル水位の主要仕様</caption> <thead> <tr> <th>種類</th> <th>計測範囲^{※1}</th> <th>個数</th> <th>誤差</th> <th>耐環境試験条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>電極式水位検出器</td> <td>0.02m, 0.23m, 0.34m (0.P. 1170mm, 1380mm, 1490mm)</td> <td>6</td> <td>-5~+10mm</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 計測範囲の零は、ドライウエル床面</p> <p>※2: センサは無機物で構成しており、耐放射線性を有している。</p> <p>枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p>	種類	計測範囲 ^{※1}	個数	誤差	耐環境試験条件	電極式水位検出器	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m (0.P. -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)	12	-5~+10mm		種類	計測範囲 ^{※1}	個数	誤差	耐環境試験条件	電極式水位検出器	0.02m, 0.23m, 0.34m (0.P. 1170mm, 1380mm, 1490mm)	6	-5~+10mm		<p>別紙2</p> <p>格納容器内水位の計測設備について</p> <p>1. 概要</p> <p>格納容器内の水位の監視のために設置する計測設備の概要を以下に示す。</p> <p>(1) 原子炉下部キャビティ水位</p> <p>a. 設置目的</p> <p>原子炉下部キャビティ水位検出器は、重大事故等時において、原子炉格納容器下部への注水による原子炉下部キャビティの蓄水状況を把握するために設置するものである。</p> <p>b. 主要仕様</p> <p>主要仕様を第1表に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1254 670 1814 782"> <caption>第1表 原子炉下部キャビティ水位の主要仕様</caption> <thead> <tr> <th>種類</th> <th>計測範囲</th> <th>個数</th> <th>誤差</th> <th>耐環境試験条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>電極式水位検出器</td> <td>ON-OFF (注1) T.P. []</td> <td>1</td> <td>+60mm/ -0mm</td> <td>[]</td> </tr> </tbody> </table> <p>注1: 水位が検出器に到達した場合にONとなる。</p> <p>注2: センサは無機物で構成しており、十分な耐放射線性を有している。</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> <p>c. 機器配置</p> <p>検出器の配置場所を第1図及び第2図に示す。</p> <p>(2) 格納容器再循環サンプ水位 (広域)</p> <p>a. 設置目的</p> <p>格納容器再循環サンプ水位 (広域) は、重大事故等時において、溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器への注水量を把握するために設置するものである。</p> <p>b. 主要仕様</p> <p>主要仕様を第2表に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1254 1292 1814 1404"> <caption>第2表 格納容器再循環サンプ水位 (広域) の主要仕様</caption> <thead> <tr> <th>種類</th> <th>計測範囲</th> <th>個数</th> <th>誤差</th> <th>耐環境試験条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>差圧式水位検出器</td> <td>0~100% (T.P. 10.3~15.1m)</td> <td>2</td> <td>±2.0%</td> <td>[]</td> </tr> </tbody> </table> <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>	種類	計測範囲	個数	誤差	耐環境試験条件	電極式水位検出器	ON-OFF (注1) T.P. []	1	+60mm/ -0mm	[]	種類	計測範囲	個数	誤差	耐環境試験条件	差圧式水位検出器	0~100% (T.P. 10.3~15.1m)	2	±2.0%	[]	<p>■炉型の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWRとBWRで想定される重大事故等及び対処するための監視パラメータ (計装設備) が異なるため、比較対象外としている。但し、資料構成は女川に合わせて作成した。以降、同資料において同じ。 <p>■図表付番の相違 (以降、同様の相違は記載省略する)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊 (PWR) の格納容器再循環サンプ水位 (広域) は、設計基準事故対処設備でも使用する。
種類	計測範囲 ^{※1}	個数	誤差	耐環境試験条件																																							
電極式水位検出器	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m (0.P. -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)	12	-5~+10mm																																								
種類	計測範囲 ^{※1}	個数	誤差	耐環境試験条件																																							
電極式水位検出器	0.02m, 0.23m, 0.34m (0.P. 1170mm, 1380mm, 1490mm)	6	-5~+10mm																																								
種類	計測範囲	個数	誤差	耐環境試験条件																																							
電極式水位検出器	ON-OFF (注1) T.P. []	1	+60mm/ -0mm	[]																																							
種類	計測範囲	個数	誤差	耐環境試験条件																																							
差圧式水位検出器	0~100% (T.P. 10.3~15.1m)	2	±2.0%	[]																																							

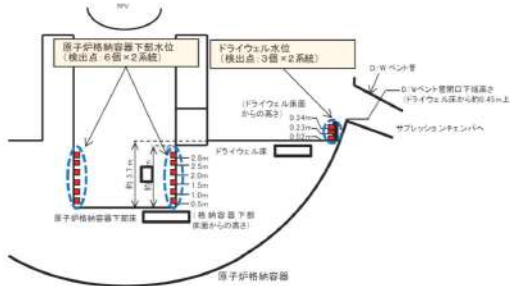
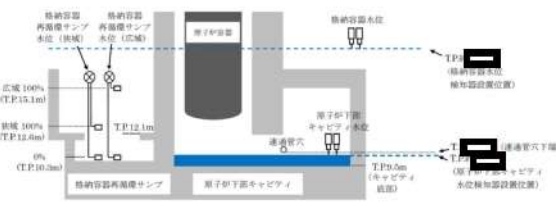
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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>c. 機器配置 検出器の配置場所を図1及び図2に示す。</p>	<p>c. 機器配置 検出器の配置場所を第1図及び第2図に示す。</p> <p>(3) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)</p> <p>a. 設置目的 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) は、重大事故等時において、熔融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器への注水量を把握するために設置するものである。</p> <p>b. 主要仕様 主要仕様を第3表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第3表 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) の主要仕様</p> <table border="1" data-bbox="1256 564 1807 651"> <thead> <tr> <th>種類</th> <th>計測範囲</th> <th>個数</th> <th>誤差</th> <th>耐環境試験条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>差圧式 水位検出器</td> <td>0~100% (T.P. 10.3~12.6m)</td> <td>2</td> <td>±1.5%</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>c. 機器配置 検出器の配置場所を第1図及び第2図に示す。</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> <p>(4) 格納容器水位</p> <p>a. 設置目的 格納容器水位は、重大事故等時において、格納容器注水を行う際の上限レベルを検知するために設置するものである。</p> <p>b. 主要仕様 主要仕様を第4表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第4表 格納容器水位の主要仕様</p> <table border="1" data-bbox="1256 1098 1807 1184"> <thead> <tr> <th>種類</th> <th>計測範囲</th> <th>個数</th> <th>誤差</th> <th>耐環境試験条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>電極式 水位検出器</td> <td>ON-OFF (注3) T. □</td> <td>1</td> <td>+0mm/ -60mm</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>注3：水位が検出器に到達した場合にONとなる。 注4：センサは無機物で構成しており、耐放射線性を有している。</p> <p>c. 機器配置 検出器の配置場所を第1図から第3図に示す。</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>	種類	計測範囲	個数	誤差	耐環境試験条件	差圧式 水位検出器	0~100% (T.P. 10.3~12.6m)	2	±1.5%		種類	計測範囲	個数	誤差	耐環境試験条件	電極式 水位検出器	ON-OFF (注3) T. □	1	+0mm/ -60mm		
種類	計測範囲	個数	誤差	耐環境試験条件																			
差圧式 水位検出器	0~100% (T.P. 10.3~12.6m)	2	±1.5%																				
種類	計測範囲	個数	誤差	耐環境試験条件																			
電極式 水位検出器	ON-OFF (注3) T. □	1	+0mm/ -60mm																				

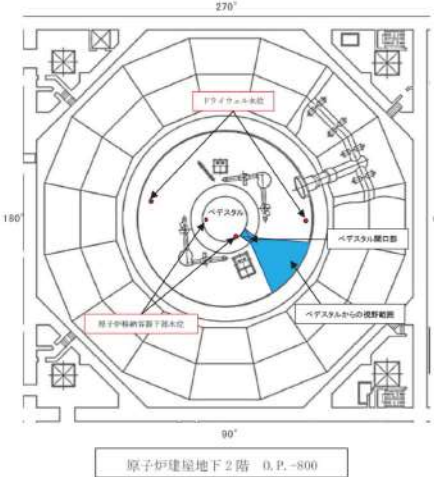

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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 原子炉格納容器下部水位及びドライウェル水位の検出器配置図 (1 / 2)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin: 10px auto;">枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</div>	 <p>第1図 格納容器内水位監視装置概要図 (原子炉下部キャビティ水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、格納容器再循環サンプ水位 (後域)、格納容器水位)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; 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>■炉型の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWRとBWRで想定される重大事故等、対処するための設備、原子炉格納容器の構造が異なるため、比較対象外とする。

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)

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>原子炉建屋地下2階 0.P.-800</p> <p>図2 原子炉格納容器下部水位及びドライウェル水位の検出器配置図 (2/2)</p>	 <p>第2図 検出器配置図 (原子炉下部キャビティ水位、格納容器再循環サンプル水位 (広域)、格納容器再循環サンプル水位 (狭域))</p> <p>第3図 検出器配置図 (格納容器水位)</p>	<p>■炉型の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWRとBWRで想定される重大事故等、対処するための設備、原子炉格納容器の構造が異なるため、比較対象外とする。 ・なお、原子炉下部キャビティにはベDESTAL開口部のような大きな開口部はなく、格納容器再循環サンプル水位は連通管及び小扉からも直接視認できない配置であるため「ベDESTALからの視野範囲」に相当する図示はしていない。

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>2. 圧力容器ペDESTAL内の熱源によるドライウエル水位検出器への影響</p> <p>ドライウエル水位は、溶融炉心が圧力容器ペDESTALへ落下した後の冷却を行うために監視が必要なパラメータであり、ドライウエル水位検出器は重大事故等時の原子炉格納容器内の環境において健全性を維持する必要がある。ドライウエル水位検出器は、300℃の環境下における健全性が確認されており、重大事故等時のドライウエル内の環境温度(最大約180℃)に対して、検出器の健全性に問題はない。</p> <p>仮に圧力容器ペDESTAL開口部(圧力容器ペDESTAL側)に熱源があった場合には図2に示すとおり、検出器は設置箇所が圧力容器ペDESTAL内から直接視認できる範囲にないことから、熱の影響を受けないと考えられる。また、検出器は多重化しており、片系が機能喪失した場合においても、もう片系の検出器によりドライウエル水位の監視が可能である。</p> <p>3. 格納容器スプレイによるドライウエル水位検出器及び原子炉格納容器下部水位検出器への影響</p> <p>ドライウエル水位及び原子炉格納容器下部水位の検知に使用する電極式水位検出器の構造を図3に示す。熱電対(電極)は、保護管(電極)に覆われており、開放部と通気孔を有した構造をしている。検出器は、縦向き(開放部が下方向)に設置され、ドライウエル水位の上昇時は、開放部から水が入り、内部の気体が通気孔から抜け電極間が導通状態となることで水位を検知し、水位低下時は、開放部及び通気孔から水が排出されることにより、電極間が非導通状態となる。</p> <p>電極式水位検出器は水没を考慮した設計としており、格納容器スプレイ水の被水による機能喪失はない。また、ケーブルについても、検出器と一体構造であり、原子炉格納容器の貫通部までの間に接続箇所を設けない設計としており、格納容器スプレイ水の被水による影響はない。</p> <p>誤検知が発生する状況として、大量の水が連続的に検出器に当たり続け、電極間が導通状態になることが考えられるが、ドライウエル水位検出器は、図1に示すとおり、ドライウエル床付近に設置する設計であり、格納容器スプレイを直接受けることはないため、誤検知は発生しない。また、原子炉格納容器下部水位検出器は、図2に示すとおり、圧力容器ペDESTAL開口部より離れた位置に設置する設計であり、格納容器スプレイ水が圧力容器ペDESTAL開口部より流れ込む際に被水することはなく、誤検知は発生しない。</p>	<p>2. 原子炉下部キャビティ内の熱源による格納容器再循環サンプル水位検出器への影響</p> <p>格納容器再循環サンプル水位(広域)及び格納容器再循環サンプル水位(狭域)は、溶融炉心が原子炉下部キャビティへ落下した後の冷却を行うために監視が必要なパラメータであり、これらの検出器は重大事故等時の原子炉格納容器内の環境において健全性を維持する必要がある。これらの検出器は、約□の環境下における健全性が確認されており、重大事故等時の格納容器内の環境温度(最大約141℃)に対して、検出器の健全性に問題はない。</p> <p>仮に原子炉キャビティ内に熱源があった場合には第2図に示すとおり、検出器は設置箇所が原子炉キャビティ内から直接視認できる範囲にないことから、熱の影響を受けないと考えられる。また、検出器は多重化しており、片系が機能喪失した場合においても、もう片系の検出器により格納容器再循環サンプル水位の監視が可能である。</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> <p>3. 格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティ水位及び格納容器水位検出器への影響</p> <p>原子炉下部キャビティ水位及び格納容器水位の検知に使用する電極式水位検出器の構造を第4図に示す。</p> <p>検出器は、縦向きに設置され、格納容器内の水位の上昇時は、電極間が導通状態となることで水位を検知し、水位低下時は、電極間が非導通状態となる。</p> <p>電極式水位検出器は電極をカバーで覆うことで格納容器スプレイ水の被水による影響を抑止する構成としている。また、蒸気環境下におけるスプレイ試験を行い誤検知しないことを確認していることから、重大事故等時の環境においても測定が可能である。</p> <p>誤検知が発生する状況として、大量の水が連続的に検出器に当たり続け、電極間が導通状態になることが考えられるが、格納容器水位検出器は、第3図に示すとおり、格納容器スプレイ水が直接被水する階層(T.P. 33.1m)よりも下層(T.P. 17.8m)に設置する設計であり、格納容器スプレイを直接受けることはないため、誤検知は発生しない。また、原子炉下部キャビティ水位検出器は、第2図に示すとおり、原子炉容器下部より離れた位置に設置する設計であり、格納容器スプレイ水が連通管及び小扉より流れ込む際に被水することはなく、誤検知は発生しない。</p>	<p>■炉型の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・BWR用に開発された電極式水位検出器であるため、比較対象外としている。 <p>■炉型の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・BWR用に開発された電極式水位検出器であるため、比較対象外としている。 ・女川(BWR)はシース熱電対と保護管で構成される電極間の導通を測定する構造であるのに対し、泊(PWR)は2枚の電極間の導通を測定する単純な構造(巻末参照)としている。 ・構造が相違しており、スプレイ水の被水影響が無いことについて、泊は実試験による動作確認を実施している。

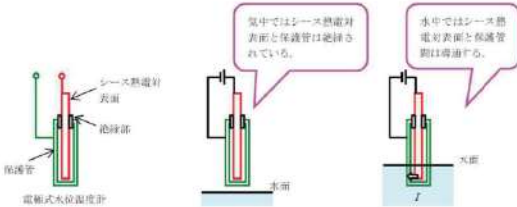
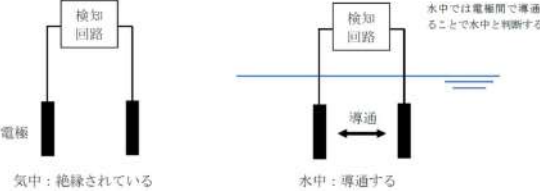
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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)

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="840 379 1041 395">図3 電極式水位検出器の構造</p> <div data-bbox="672 175 1227 363" style="border: 1px solid black; width: 248px; height: 118px; margin: 10px auto;"></div> <div data-bbox="896 446 1227 470" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin: 10px auto; width: 148px;"> 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。 </div> <p data-bbox="667 550 1236 630">なお、電極式水位検出器については、検出器が水中と気中にある場合を判定するために、検出器を水中から気中、気中から水中と状態変化させた場合の試験を実施している。</p> <p data-bbox="667 638 1236 742">試験では、検出器を水中に1分間、水中から気中に取り出した状態で1分間を計3回連続で実施し、水中と気中での電流の挙動を測定しており、図4に示すとおり、流れる電流の差により気中と水中の判定が可能であることを確認している。</p> <p data-bbox="667 750 1236 829">そのため、原子炉圧力容器破損後の熔融炉心冷却における原子炉格納容器下部の水位管理のように、一度水位が形成された後の水位低下についても確実に検知が可能である。</p> <div data-bbox="667 869 1209 1125"> </div> <p data-bbox="772 1129 1097 1145">図4 時間特性 (水 (沸騰状態), 印加電圧 1.0V)</p>	<div data-bbox="1355 151 1713 375"> </div> <p data-bbox="1377 391 1713 406">第4図 電極式水位検出器の構造</p> <p data-bbox="1249 550 1818 630">なお、電極式水位検出器については、検出器が水中と気中にある場合を判定するために、検出器を水中から気中、気中から水中と状態変化させた場合の試験を実施している。</p> <p data-bbox="1249 638 1818 742">試験では、検出器を水中に1分間、水中から気中に取り出した状態で1分間を計3回連続で実施し、水中と気中での電流の挙動を測定しており、第5図に示すとおり、流れる電流の差により気中と水中の判定が可能であることを確認している。</p> <p data-bbox="1249 750 1818 805">そのため、長期間の格納容器水位管理のように、一度水位が形成された後の水位低下についても確実に検知が可能である。</p> <div data-bbox="1265 869 1814 1157"> </div> <p data-bbox="1344 1181 1736 1197">第5図 時間特性 (水 (沸騰状態), 回路印加電圧 24VDC)</p>	<p data-bbox="1836 782 1937 798">■炉型の相違</p> <ul data-bbox="1836 805 2161 917" style="list-style-type: none"> ・PWR と BWR で想定される重大事故等及び対処するための監視パラメータ (計装設備) が異なるため、比較対象外としている。

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)

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>(参考) 電極式水位検出器の測定原理</p> <p>電極式水位検出器の構造を下図に示す。電極式水位検出器は、シース熱電対、保護管等から構成される。シース熱電対と保護管で構成される電極間の導通を測定することで、検出部が水中か気中を判定するものである。気中において保護管とシース熱電対表面は絶縁されているが、保護管とシース熱電対表面間に水がある場合には、導通し抵抗が低下する。</p>  <p>図 電極式水位検出器の測定原理</p>	<p>(参考) 電極式水位検出器の測定原理</p> <p>電極式水位検出器の構造を下図に示す。電極式水位検出器は、電極間の導通を測定することで、検出部が水中か気中を判定するものである。気中において電極間は絶縁されているが、電極間に水がある場合には、導通する。</p>  <p>図 電極式水位検出器の測定原理</p>	<p>■炉型の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・BWR 用に開発された電極式水位検出器であるため、比較対象外としている。 ・泊 (PWR) は2枚の電極間の導通を測定する単純な構造を採用。抵抗値ではなく導通する電流値を計測する。

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)

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>(大阪該当資料なし)</p>	<p>別紙 4</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数の考え方について</p> <p>図3.15-3「重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー」により選定した重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数の考え方を第1表に示す。</p> <table border="1" data-bbox="689 411 1218 1378"> <caption>第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (1/5)</caption> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>名称</th> <th>計測範囲</th> <th>個数</th> <th>設定個数の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <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> <td>0~500℃</td> <td>5</td> <td>原子炉圧力容器 (以下「RPV」という) 破損事故の検知に用いるRPV下段下部に1個、また、RPV下段下部と位置的に分岐して検知性の向上を図るため、RPV下段上部に1個、給水ノズル部に2個、RPV側フランジ下部に1個、合計5個の監視流量計を設定する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力</td> <td>0~10MPa[gage]</td> <td>2</td> <td>安全機能の重要度分類 BS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力 (SA)</td> <td>0~11MPa[gage]</td> <td>2</td> <td>監視の重要性に鑑み、既設の原子炉圧力とは別に新規に2個を設置する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位 (広帯域)</td> <td>-3.80mm~1.50mm[#]</td> <td>2</td> <td>原子炉圧力と同じ。</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (密料域)</td> <td>-3.80mm~1.300mm[#]</td> <td>2</td> <td>監視の重要性に鑑み、既設の原子炉水位 (広帯域) とは別に新規に1個を設置する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA 広帯域)</td> <td>-3.80mm~1.50mm[#]</td> <td>1</td> <td>監視の重要性に鑑み、既設の原子炉水位 (密料域) とは別に新規に1個を設置する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA 密料域)</td> <td>-3.80mm~1.300mm[#]</td> <td>1</td> <td>監視の重要性に鑑み、既設の原子炉水位 (密料域) とは別に新規に1個を設置する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">原子炉圧力容器内への注水量</td> <td>高圧代替注水ポンプ出口流量</td> <td>0~120m³/h</td> <td>1</td> <td>系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系浄化ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン系浄化量)</td> <td>0~220m³/h</td> <td>1</td> <td>系統流量を監視可能な流量計を1個設置する。</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系浄化ライン流量 (残留熱除去系B系浄化量)</td> <td>0~100m³/h</td> <td>1</td> <td>系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。</td> </tr> <tr> <td>直流駆動圧注水ポンプ出口流量</td> <td>0~200m³/h</td> <td>1</td> <td>系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。</td> </tr> <tr> <td>代替蒸餾器冷却水ポンプ出口流量</td> <td>0~150m³/h</td> <td>1</td> <td>系統流量を監視可能な流量計を1個設置する。</td> </tr> <tr> <td>高圧部心スプレイレイン系ポンプ出口流量</td> <td>0~1.500m³/h</td> <td>1</td> <td>系統流量を監視可能な流量計を1個設置する。</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>0~1.500m³/h</td> <td>3</td> <td>系統流量を監視可能な流量計を3個設置する。</td> </tr> <tr> <td>低圧部心スプレイレイン系ポンプ出口流量</td> <td>0~1.500m³/h</td> <td>2</td> <td>系統流量を監視可能な流量計を2個設置する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器代替スプレイレイン系ポンプ出口流量</td> <td>0~100m³/h</td> <td>2</td> <td>系統流量を監視可能な流量計を新規に2個設置する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部注水流量</td> <td>0~110m³/h</td> <td>1</td> <td>系統流量を監視可能な流量計を1個設置する。</td> </tr> </tbody> </table>	分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	0~500℃	5	原子炉圧力容器 (以下「RPV」という) 破損事故の検知に用いるRPV下段下部に1個、また、RPV下段下部と位置的に分岐して検知性の向上を図るため、RPV下段上部に1個、給水ノズル部に2個、RPV側フランジ下部に1個、合計5個の監視流量計を設定する。	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	0~10MPa[gage]	2	安全機能の重要度分類 BS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。	原子炉圧力 (SA)	0~11MPa[gage]	2	監視の重要性に鑑み、既設の原子炉圧力とは別に新規に2個を設置する。	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	-3.80mm~1.50mm [#]	2	原子炉圧力と同じ。	原子炉水位 (密料域)	-3.80mm~1.300mm [#]	2	監視の重要性に鑑み、既設の原子炉水位 (広帯域) とは別に新規に1個を設置する。	原子炉水位 (SA 広帯域)	-3.80mm~1.50mm [#]	1	監視の重要性に鑑み、既設の原子炉水位 (密料域) とは別に新規に1個を設置する。	原子炉水位 (SA 密料域)	-3.80mm~1.300mm [#]	1	監視の重要性に鑑み、既設の原子炉水位 (密料域) とは別に新規に1個を設置する。	原子炉圧力容器内への注水量	高圧代替注水ポンプ出口流量	0~120m ³ /h	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。	残留熱除去系浄化ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン系浄化量)	0~220m ³ /h	1	系統流量を監視可能な流量計を1個設置する。	残留熱除去系浄化ライン流量 (残留熱除去系B系浄化量)	0~100m ³ /h	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。	直流駆動圧注水ポンプ出口流量	0~200m ³ /h	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。	代替蒸餾器冷却水ポンプ出口流量	0~150m ³ /h	1	系統流量を監視可能な流量計を1個設置する。	高圧部心スプレイレイン系ポンプ出口流量	0~1.500m ³ /h	1	系統流量を監視可能な流量計を1個設置する。	残留熱除去系ポンプ出口流量	0~1.500m ³ /h	3	系統流量を監視可能な流量計を3個設置する。	低圧部心スプレイレイン系ポンプ出口流量	0~1.500m ³ /h	2	系統流量を監視可能な流量計を2個設置する。	原子炉格納容器代替スプレイレイン系ポンプ出口流量	0~100m ³ /h	2	系統流量を監視可能な流量計を新規に2個設置する。	原子炉格納容器下部注水流量	0~110m ³ /h	1	系統流量を監視可能な流量計を1個設置する。	<p>別紙 3</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数の考え方について</p> <p>図2.15.3「重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー」により選定した重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数の考え方を第1表に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1285 411 1809 1378"> <caption>第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (1/4)</caption> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>名称</th> <th>計測範囲</th> <th>個数</th> <th>設定個数の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器内の温度</td> <td>1次冷却材温度 (広域-高温側)</td> <td>0~400℃</td> <td>3</td> <td>安全機能の重要度分類 BS-2 (事故時監視計器) の設計要求により各グループごとに既に多重化された2個ずつ (高温側1個及び低温側1個)、全3グループの合計3個を設定する。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材温度 (広域-低温側)</td> <td>0~400℃</td> <td>3</td> <td>安全機能の重要度分類 BS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>1次冷却材圧力 (広域)</td> <td>0~21.0MPa[gage]</td> <td>2</td> <td>安全機能の重要度分類 BS-1 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。</td> </tr> <tr> <td>加圧器水位</td> <td>0~100%</td> <td>2</td> <td>安全機能の重要度分類 BS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">原子炉圧力容器内への注水量</td> <td>原子炉格納容器水位</td> <td>0~100%</td> <td>1</td> <td>原子炉格納容器水位を監視可能な流量計を新規に1個設置する。</td> </tr> <tr> <td>高圧注入流量</td> <td>0~350m³/h</td> <td>2</td> <td>安全機能の重要度分類 BS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。</td> </tr> <tr> <td>低圧注入流量</td> <td>0~1.100m³/h</td> <td>2</td> <td>安全機能の重要度分類 BS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。</td> </tr> <tr> <td>日一冷却器スプレイレインポンプ出口流量 (原相)</td> <td>0~1.300m³/h (0~10.000m³)</td> <td>1</td> <td>系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器内の温度</td> <td>代替格納容器スプレイレインポンプ出口流量</td> <td>0~200m³/h (0~10.000m³)</td> <td>1</td> <td>系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>0~250℃</td> <td>2</td> <td>格納容器内温度を監視可能な温度計を2個設置する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器内の圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>0~0.38MPa[gage]</td> <td>2</td> <td>安全機能の重要度分類 BS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力 (原相)</td> <td>0~1.0MPa[gage]</td> <td>2</td> <td>原子炉格納容器の原相圧力 (0.560MPa[gage]) を監視可能な監視圧力計を2個設置する。</td> </tr> </tbody> </table>	分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方	原子炉圧力容器内の温度	1次冷却材温度 (広域-高温側)	0~400℃	3	安全機能の重要度分類 BS-2 (事故時監視計器) の設計要求により各グループごとに既に多重化された2個ずつ (高温側1個及び低温側1個)、全3グループの合計3個を設定する。	1次冷却材温度 (広域-低温側)	0~400℃	3	安全機能の重要度分類 BS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。	原子炉圧力容器内の圧力	1次冷却材圧力 (広域)	0~21.0MPa[gage]	2	安全機能の重要度分類 BS-1 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。	加圧器水位	0~100%	2	安全機能の重要度分類 BS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。	原子炉圧力容器内への注水量	原子炉格納容器水位	0~100%	1	原子炉格納容器水位を監視可能な流量計を新規に1個設置する。	高圧注入流量	0~350m ³ /h	2	安全機能の重要度分類 BS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。	低圧注入流量	0~1.100m ³ /h	2	安全機能の重要度分類 BS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。	日一冷却器スプレイレインポンプ出口流量 (原相)	0~1.300m ³ /h (0~10.000m ³)	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。	原子炉格納容器内の温度	代替格納容器スプレイレインポンプ出口流量	0~200m ³ /h (0~10.000m ³)	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。	格納容器内温度	0~250℃	2	格納容器内温度を監視可能な温度計を2個設置する。	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器圧力	0~0.38MPa[gage]	2	安全機能の重要度分類 BS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。	格納容器圧力 (原相)	0~1.0MPa[gage]	2	原子炉格納容器の原相圧力 (0.560MPa[gage]) を監視可能な監視圧力計を2個設置する。	<p>【女川】資料構成の相違</p> <p>【女川】資料構成の相違</p> <p>【女川】炉型の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWRとBWRで想定される重大事故等及び対処するための監視パラメータが異なるため、比較対象外としている。以降、同表において同じ。
分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方																																																																																																																																						
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	0~500℃	5	原子炉圧力容器 (以下「RPV」という) 破損事故の検知に用いるRPV下段下部に1個、また、RPV下段下部と位置的に分岐して検知性の向上を図るため、RPV下段上部に1個、給水ノズル部に2個、RPV側フランジ下部に1個、合計5個の監視流量計を設定する。																																																																																																																																						
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	0~10MPa[gage]	2	安全機能の重要度分類 BS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。																																																																																																																																						
	原子炉圧力 (SA)	0~11MPa[gage]	2	監視の重要性に鑑み、既設の原子炉圧力とは別に新規に2個を設置する。																																																																																																																																						
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	-3.80mm~1.50mm [#]	2	原子炉圧力と同じ。																																																																																																																																						
	原子炉水位 (密料域)	-3.80mm~1.300mm [#]	2	監視の重要性に鑑み、既設の原子炉水位 (広帯域) とは別に新規に1個を設置する。																																																																																																																																						
	原子炉水位 (SA 広帯域)	-3.80mm~1.50mm [#]	1	監視の重要性に鑑み、既設の原子炉水位 (密料域) とは別に新規に1個を設置する。																																																																																																																																						
	原子炉水位 (SA 密料域)	-3.80mm~1.300mm [#]	1	監視の重要性に鑑み、既設の原子炉水位 (密料域) とは別に新規に1個を設置する。																																																																																																																																						
原子炉圧力容器内への注水量	高圧代替注水ポンプ出口流量	0~120m ³ /h	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。																																																																																																																																						
	残留熱除去系浄化ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン系浄化量)	0~220m ³ /h	1	系統流量を監視可能な流量計を1個設置する。																																																																																																																																						
	残留熱除去系浄化ライン流量 (残留熱除去系B系浄化量)	0~100m ³ /h	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。																																																																																																																																						
	直流駆動圧注水ポンプ出口流量	0~200m ³ /h	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。																																																																																																																																						
	代替蒸餾器冷却水ポンプ出口流量	0~150m ³ /h	1	系統流量を監視可能な流量計を1個設置する。																																																																																																																																						
	高圧部心スプレイレイン系ポンプ出口流量	0~1.500m ³ /h	1	系統流量を監視可能な流量計を1個設置する。																																																																																																																																						
	残留熱除去系ポンプ出口流量	0~1.500m ³ /h	3	系統流量を監視可能な流量計を3個設置する。																																																																																																																																						
	低圧部心スプレイレイン系ポンプ出口流量	0~1.500m ³ /h	2	系統流量を監視可能な流量計を2個設置する。																																																																																																																																						
	原子炉格納容器代替スプレイレイン系ポンプ出口流量	0~100m ³ /h	2	系統流量を監視可能な流量計を新規に2個設置する。																																																																																																																																						
	原子炉格納容器下部注水流量	0~110m ³ /h	1	系統流量を監視可能な流量計を1個設置する。																																																																																																																																						
分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方																																																																																																																																						
原子炉圧力容器内の温度	1次冷却材温度 (広域-高温側)	0~400℃	3	安全機能の重要度分類 BS-2 (事故時監視計器) の設計要求により各グループごとに既に多重化された2個ずつ (高温側1個及び低温側1個)、全3グループの合計3個を設定する。																																																																																																																																						
	1次冷却材温度 (広域-低温側)	0~400℃	3	安全機能の重要度分類 BS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。																																																																																																																																						
原子炉圧力容器内の圧力	1次冷却材圧力 (広域)	0~21.0MPa[gage]	2	安全機能の重要度分類 BS-1 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。																																																																																																																																						
	加圧器水位	0~100%	2	安全機能の重要度分類 BS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。																																																																																																																																						
原子炉圧力容器内への注水量	原子炉格納容器水位	0~100%	1	原子炉格納容器水位を監視可能な流量計を新規に1個設置する。																																																																																																																																						
	高圧注入流量	0~350m ³ /h	2	安全機能の重要度分類 BS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。																																																																																																																																						
	低圧注入流量	0~1.100m ³ /h	2	安全機能の重要度分類 BS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。																																																																																																																																						
	日一冷却器スプレイレインポンプ出口流量 (原相)	0~1.300m ³ /h (0~10.000m ³)	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。																																																																																																																																						
原子炉格納容器内の温度	代替格納容器スプレイレインポンプ出口流量	0~200m ³ /h (0~10.000m ³)	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。																																																																																																																																						
	格納容器内温度	0~250℃	2	格納容器内温度を監視可能な温度計を2個設置する。																																																																																																																																						
原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器圧力	0~0.38MPa[gage]	2	安全機能の重要度分類 BS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。																																																																																																																																						
	格納容器圧力 (原相)	0~1.0MPa[gage]	2	原子炉格納容器の原相圧力 (0.560MPa[gage]) を監視可能な監視圧力計を2個設置する。																																																																																																																																						

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)

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																																																																																																							
第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (2/5)																																																																																																										
<table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>名称</th> <th>計測範囲</th> <th>個数</th> <th>設定個数の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">原子炉格納容器内の温度</td> <td>ドライウェル温度</td> <td>0~300℃</td> <td>11</td> <td>ドライウェル内の温度分布を把握するため、RPVフランジの補き(ドライウェル玉フランジ部)に2個、透かし安全弁補き出入口上部、バーナクウォールシフト上側及び電気配管貫通部の補き(ドライウェル中部)に4個、輻射線出入口用ヘッダ下部及び前部輻射線筒出入口下部の高さ(ドライウェル下部)に2個、圧力容器へアクセス上側に2個、合計11個の設置個数を設定する。</td> </tr> <tr> <td>圧力抑制装置内空気温度</td> <td>0~200℃</td> <td>4</td> <td>RPVフランジの温度分布を把握するため、前部で設置している温度感温計を1個に設定する。</td> </tr> <tr> <td>サブレンジンポンプノール本温度</td> <td>0~200℃</td> <td>16</td> <td>RPVフランジの温度分布を把握するため、前部で設置している温度感温計を16個に設定する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器内の圧力</td> <td>原子炉格納容器下部温度</td> <td>0~700℃</td> <td>12</td> <td>原子炉格納容器下部に設置した各層における原子炉格納容器の温度を把握するため、サブレンジンポンプノール本に1個、1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 3.0mに各2個ずつの計12個の設置個数を設定する。</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル圧力</td> <td>0~100kPa[abs]</td> <td>1</td> <td>原子炉格納容器の閉鎖圧力(85kPa [abs])を監視可能とするため、1個の設置個数を設定する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">原子炉格納容器内の圧力</td> <td>圧力抑制装置圧力</td> <td>0~100kPa[abs]</td> <td>1</td> <td>原子炉格納容器の閉鎖圧力(85kPa [abs])を監視可能とするため、1個の設置個数を設定する。</td> </tr> <tr> <td>圧力抑制装置水位</td> <td>0~3m (0.P. -3000mm ~-1100mm)</td> <td>2</td> <td>外部漏れ防止対策として、監視可能な水位を把握するため、1個の設置個数を設定する。また、監視の容易性に鑑み、配管の圧力抑制装置とは別に新規に1個を設置する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部水位</td> <td>0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 3.0m (0.P. -3000mm ~-1000mm, -500mm, 0mm, 200mm)</td> <td>12</td> <td>原子炉格納容器下部への注水による原子炉格納容器下部の過水状態を監視するため、サブレンジンポンプノール本から設置高さ0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 3.0mに各2個ずつ、合計12個を設置する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器内の水位</td> <td>原子炉格納容器下部水位</td> <td>0.02m, 0.23m, 0.34m (0.P. 1170mm, 1280mm, 1400mm)</td> <td>6</td> <td>原子炉格納容器下部に落下した格納容器の冷却に必要な注水があることを監視するため、ドライウェル本連からの設置高さ0.02m, 0.23m, 0.34mに各2個ずつ、合計6個を新規に設置する。</td> </tr> </tbody> </table>	分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度	0~300℃	11	ドライウェル内の温度分布を把握するため、RPVフランジの補き(ドライウェル玉フランジ部)に2個、透かし安全弁補き出入口上部、バーナクウォールシフト上側及び電気配管貫通部の補き(ドライウェル中部)に4個、輻射線出入口用ヘッダ下部及び前部輻射線筒出入口下部の高さ(ドライウェル下部)に2個、圧力容器へアクセス上側に2個、合計11個の設置個数を設定する。	圧力抑制装置内空気温度	0~200℃	4	RPVフランジの温度分布を把握するため、前部で設置している温度感温計を1個に設定する。	サブレンジンポンプノール本温度	0~200℃	16	RPVフランジの温度分布を把握するため、前部で設置している温度感温計を16個に設定する。	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器下部温度	0~700℃	12	原子炉格納容器下部に設置した各層における原子炉格納容器の温度を把握するため、サブレンジンポンプノール本に1個、1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 3.0mに各2個ずつの計12個の設置個数を設定する。	ドライウェル圧力	0~100kPa[abs]	1	原子炉格納容器の閉鎖圧力(85kPa [abs])を監視可能とするため、1個の設置個数を設定する。	原子炉格納容器内の圧力	圧力抑制装置圧力	0~100kPa[abs]	1	原子炉格納容器の閉鎖圧力(85kPa [abs])を監視可能とするため、1個の設置個数を設定する。	圧力抑制装置水位	0~3m (0.P. -3000mm ~-1100mm)	2	外部漏れ防止対策として、監視可能な水位を把握するため、1個の設置個数を設定する。また、監視の容易性に鑑み、配管の圧力抑制装置とは別に新規に1個を設置する。	原子炉格納容器下部水位	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 3.0m (0.P. -3000mm ~-1000mm, -500mm, 0mm, 200mm)	12	原子炉格納容器下部への注水による原子炉格納容器下部の過水状態を監視するため、サブレンジンポンプノール本から設置高さ0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 3.0mに各2個ずつ、合計12個を設置する。	原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器下部水位	0.02m, 0.23m, 0.34m (0.P. 1170mm, 1280mm, 1400mm)	6	原子炉格納容器下部に落下した格納容器の冷却に必要な注水があることを監視するため、ドライウェル本連からの設置高さ0.02m, 0.23m, 0.34mに各2個ずつ、合計6個を新規に設置する。		<table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>名称</th> <th>計測範囲</th> <th>個数</th> <th>設定個数の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">原子炉格納容器内の水位</td> <td>格納容器内補償タンク水位 (区域)</td> <td>0~100%</td> <td>2</td> <td>安全機能の重要度別MS-2(準時監視計器)の設計要件により既に多量化された個数を設定する。 (計測範囲T.P.10.3~15.1m)</td> </tr> <tr> <td>格納容器内補償タンク水位 (区域)</td> <td>0~100%</td> <td>2</td> <td>安全機能の重要度別MS-2(準時監視計器)の設計要件により既に多量化された個数を設定する。 (計測範囲T.P.10.3~12.0m)</td> </tr> <tr> <td>格納容器水位</td> <td>MS-2E (注1) T.1</td> <td>1</td> <td>外部漏れ防止対策を把握可能な水位を新規に1個設置する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉下部キャビティ水位</td> <td>MS-2E (注1) T.1</td> <td>1</td> <td>原子炉格納容器下部への注水による原子炉下部キャビティの過水状態を監視するため、1個を新規に設置する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器内本蒸騰度</td> <td>0~200%</td> <td>1</td> <td>重大事故発時に原子炉格納容器閉鎖防止の判断基準である格納容器内本蒸騰度(130%以下)に余裕を捉えた範囲で監視可能な本蒸騰度を新規に1個設置する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器内の本蒸騰度</td> <td>原子炉格納容器内本蒸騰度</td> <td>0~800℃</td> <td>5</td> <td>格納容器本蒸イグナイタ13個の動作状況を広く監視するため、各格納容器本蒸イグナイタに1個ずつ、合計13個を新規に設置する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内本蒸騰度</td> <td>0~800℃</td> <td>13</td> <td>安全機能の重要度別MS-2(準時監視計器)の設計要件により既に多量化された個数を設定する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器内の放射線量</td> <td>原子炉格納容器内放射線量</td> <td>10⁻⁶~10⁻⁸ Sv/h</td> <td>2</td> <td>安全機能の重要度別MS-2(準時監視計器)の設計要件により既に多量化された個数を設定する。</td> </tr> <tr> <td>出力調整中性子束</td> <td>10⁻⁶~10⁻⁸ Sv/h</td> <td>2</td> <td>安全機能の重要度別MS-2(準時監視計器)の設計要件により既に多量化された個数を設定する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">本蒸騰の維持又は監視</td> <td>中間域中性子束</td> <td>0~120%</td> <td>4</td> <td>原子炉出力を監視可能な範囲の出力領域計素子4チャンネルを設定する。</td> </tr> <tr> <td>中間域中性子束</td> <td>0.3×10⁻⁶~1.2×10⁻⁶ cm²・s⁻¹</td> <td>2</td> <td>原子炉の中間域を監視可能な範囲の中間域計素子2チャンネルを設定する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">中性子領域中性子束</td> <td>中性子領域中性子束</td> <td>1~10⁶ cps (10⁴~10⁸ cm²・s⁻¹)</td> <td>2</td> <td>原子炉の中性子領域を監視可能な範囲の中性子領域計素子2チャンネルを設定する。</td> </tr> </tbody> </table>	分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方	原子炉格納容器内の水位	格納容器内補償タンク水位 (区域)	0~100%	2	安全機能の重要度別MS-2(準時監視計器)の設計要件により既に多量化された個数を設定する。 (計測範囲T.P.10.3~15.1m)	格納容器内補償タンク水位 (区域)	0~100%	2	安全機能の重要度別MS-2(準時監視計器)の設計要件により既に多量化された個数を設定する。 (計測範囲T.P.10.3~12.0m)	格納容器水位	MS-2E (注1) T.1	1	外部漏れ防止対策を把握可能な水位を新規に1個設置する。	原子炉下部キャビティ水位	MS-2E (注1) T.1	1	原子炉格納容器下部への注水による原子炉下部キャビティの過水状態を監視するため、1個を新規に設置する。	格納容器内本蒸騰度	0~200%	1	重大事故発時に原子炉格納容器閉鎖防止の判断基準である格納容器内本蒸騰度(130%以下)に余裕を捉えた範囲で監視可能な本蒸騰度を新規に1個設置する。	原子炉格納容器内の本蒸騰度	原子炉格納容器内本蒸騰度	0~800℃	5	格納容器本蒸イグナイタ13個の動作状況を広く監視するため、各格納容器本蒸イグナイタに1個ずつ、合計13個を新規に設置する。	原子炉格納容器内本蒸騰度	0~800℃	13	安全機能の重要度別MS-2(準時監視計器)の設計要件により既に多量化された個数を設定する。	原子炉格納容器内の放射線量	原子炉格納容器内放射線量	10 ⁻⁶ ~10 ⁻⁸ Sv/h	2	安全機能の重要度別MS-2(準時監視計器)の設計要件により既に多量化された個数を設定する。	出力調整中性子束	10 ⁻⁶ ~10 ⁻⁸ Sv/h	2	安全機能の重要度別MS-2(準時監視計器)の設計要件により既に多量化された個数を設定する。	本蒸騰の維持又は監視	中間域中性子束	0~120%	4	原子炉出力を監視可能な範囲の出力領域計素子4チャンネルを設定する。	中間域中性子束	0.3×10 ⁻⁶ ~1.2×10 ⁻⁶ cm ² ・s ⁻¹	2	原子炉の中間域を監視可能な範囲の中間域計素子2チャンネルを設定する。	中性子領域中性子束	中性子領域中性子束	1~10 ⁶ cps (10 ⁴ ~10 ⁸ cm ² ・s ⁻¹)	2	原子炉の中性子領域を監視可能な範囲の中性子領域計素子2チャンネルを設定する。	
分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方																																																																																																						
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度	0~300℃	11	ドライウェル内の温度分布を把握するため、RPVフランジの補き(ドライウェル玉フランジ部)に2個、透かし安全弁補き出入口上部、バーナクウォールシフト上側及び電気配管貫通部の補き(ドライウェル中部)に4個、輻射線出入口用ヘッダ下部及び前部輻射線筒出入口下部の高さ(ドライウェル下部)に2個、圧力容器へアクセス上側に2個、合計11個の設置個数を設定する。																																																																																																						
	圧力抑制装置内空気温度	0~200℃	4	RPVフランジの温度分布を把握するため、前部で設置している温度感温計を1個に設定する。																																																																																																						
	サブレンジンポンプノール本温度	0~200℃	16	RPVフランジの温度分布を把握するため、前部で設置している温度感温計を16個に設定する。																																																																																																						
原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器下部温度	0~700℃	12	原子炉格納容器下部に設置した各層における原子炉格納容器の温度を把握するため、サブレンジンポンプノール本に1個、1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 3.0mに各2個ずつの計12個の設置個数を設定する。																																																																																																						
	ドライウェル圧力	0~100kPa[abs]	1	原子炉格納容器の閉鎖圧力(85kPa [abs])を監視可能とするため、1個の設置個数を設定する。																																																																																																						
原子炉格納容器内の圧力	圧力抑制装置圧力	0~100kPa[abs]	1	原子炉格納容器の閉鎖圧力(85kPa [abs])を監視可能とするため、1個の設置個数を設定する。																																																																																																						
	圧力抑制装置水位	0~3m (0.P. -3000mm ~-1100mm)	2	外部漏れ防止対策として、監視可能な水位を把握するため、1個の設置個数を設定する。また、監視の容易性に鑑み、配管の圧力抑制装置とは別に新規に1個を設置する。																																																																																																						
	原子炉格納容器下部水位	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 3.0m (0.P. -3000mm ~-1000mm, -500mm, 0mm, 200mm)	12	原子炉格納容器下部への注水による原子炉格納容器下部の過水状態を監視するため、サブレンジンポンプノール本から設置高さ0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 3.0mに各2個ずつ、合計12個を設置する。																																																																																																						
原子炉格納容器内の水位	原子炉格納容器下部水位	0.02m, 0.23m, 0.34m (0.P. 1170mm, 1280mm, 1400mm)	6	原子炉格納容器下部に落下した格納容器の冷却に必要な注水があることを監視するため、ドライウェル本連からの設置高さ0.02m, 0.23m, 0.34mに各2個ずつ、合計6個を新規に設置する。																																																																																																						
	分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方																																																																																																					
原子炉格納容器内の水位	格納容器内補償タンク水位 (区域)	0~100%	2	安全機能の重要度別MS-2(準時監視計器)の設計要件により既に多量化された個数を設定する。 (計測範囲T.P.10.3~15.1m)																																																																																																						
	格納容器内補償タンク水位 (区域)	0~100%	2	安全機能の重要度別MS-2(準時監視計器)の設計要件により既に多量化された個数を設定する。 (計測範囲T.P.10.3~12.0m)																																																																																																						
	格納容器水位	MS-2E (注1) T.1	1	外部漏れ防止対策を把握可能な水位を新規に1個設置する。																																																																																																						
	原子炉下部キャビティ水位	MS-2E (注1) T.1	1	原子炉格納容器下部への注水による原子炉下部キャビティの過水状態を監視するため、1個を新規に設置する。																																																																																																						
	格納容器内本蒸騰度	0~200%	1	重大事故発時に原子炉格納容器閉鎖防止の判断基準である格納容器内本蒸騰度(130%以下)に余裕を捉えた範囲で監視可能な本蒸騰度を新規に1個設置する。																																																																																																						
原子炉格納容器内の本蒸騰度	原子炉格納容器内本蒸騰度	0~800℃	5	格納容器本蒸イグナイタ13個の動作状況を広く監視するため、各格納容器本蒸イグナイタに1個ずつ、合計13個を新規に設置する。																																																																																																						
	原子炉格納容器内本蒸騰度	0~800℃	13	安全機能の重要度別MS-2(準時監視計器)の設計要件により既に多量化された個数を設定する。																																																																																																						
原子炉格納容器内の放射線量	原子炉格納容器内放射線量	10 ⁻⁶ ~10 ⁻⁸ Sv/h	2	安全機能の重要度別MS-2(準時監視計器)の設計要件により既に多量化された個数を設定する。																																																																																																						
	出力調整中性子束	10 ⁻⁶ ~10 ⁻⁸ Sv/h	2	安全機能の重要度別MS-2(準時監視計器)の設計要件により既に多量化された個数を設定する。																																																																																																						
本蒸騰の維持又は監視	中間域中性子束	0~120%	4	原子炉出力を監視可能な範囲の出力領域計素子4チャンネルを設定する。																																																																																																						
	中間域中性子束	0.3×10 ⁻⁶ ~1.2×10 ⁻⁶ cm ² ・s ⁻¹	2	原子炉の中間域を監視可能な範囲の中間域計素子2チャンネルを設定する。																																																																																																						
中性子領域中性子束	中性子領域中性子束	1~10 ⁶ cps (10 ⁴ ~10 ⁸ cm ² ・s ⁻¹)	2	原子炉の中性子領域を監視可能な範囲の中性子領域計素子2チャンネルを設定する。																																																																																																						
	第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (2/4)																																																																																																									
		<table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>名称</th> <th>計測範囲</th> <th>個数</th> <th>設定個数の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">原子炉格納容器内の水位</td> <td>格納容器内補償タンク水位 (区域)</td> <td>0~100%</td> <td>2</td> <td>安全機能の重要度別MS-2(準時監視計器)の設計要件により既に多量化された個数を設定する。 (計測範囲T.P.10.3~15.1m)</td> </tr> <tr> <td>格納容器内補償タンク水位 (区域)</td> <td>0~100%</td> <td>2</td> <td>安全機能の重要度別MS-2(準時監視計器)の設計要件により既に多量化された個数を設定する。 (計測範囲T.P.10.3~12.0m)</td> </tr> <tr> <td>格納容器水位</td> <td>MS-2E (注1) T.1</td> <td>1</td> <td>外部漏れ防止対策を把握可能な水位を新規に1個設置する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉下部キャビティ水位</td> <td>MS-2E (注1) T.1</td> <td>1</td> <td>原子炉格納容器下部への注水による原子炉下部キャビティの過水状態を監視するため、1個を新規に設置する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器内本蒸騰度</td> <td>0~200%</td> <td>1</td> <td>重大事故発時に原子炉格納容器閉鎖防止の判断基準である格納容器内本蒸騰度(130%以下)に余裕を捉えた範囲で監視可能な本蒸騰度を新規に1個設置する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器内の本蒸騰度</td> <td>原子炉格納容器内本蒸騰度</td> <td>0~800℃</td> <td>5</td> <td>格納容器本蒸イグナイタ13個の動作状況を広く監視するため、各格納容器本蒸イグナイタに1個ずつ、合計13個を新規に設置する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内本蒸騰度</td> <td>0~800℃</td> <td>13</td> <td>安全機能の重要度別MS-2(準時監視計器)の設計要件により既に多量化された個数を設定する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器内の放射線量</td> <td>原子炉格納容器内放射線量</td> <td>10⁻⁶~10⁻⁸ Sv/h</td> <td>2</td> <td>安全機能の重要度別MS-2(準時監視計器)の設計要件により既に多量化された個数を設定する。</td> </tr> <tr> <td>出力調整中性子束</td> <td>10⁻⁶~10⁻⁸ Sv/h</td> <td>2</td> <td>安全機能の重要度別MS-2(準時監視計器)の設計要件により既に多量化された個数を設定する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">本蒸騰の維持又は監視</td> <td>中間域中性子束</td> <td>0~120%</td> <td>4</td> <td>原子炉出力を監視可能な範囲の出力領域計素子4チャンネルを設定する。</td> </tr> <tr> <td>中間域中性子束</td> <td>0.3×10⁻⁶~1.2×10⁻⁶ cm²・s⁻¹</td> <td>2</td> <td>原子炉の中間域を監視可能な範囲の中間域計素子2チャンネルを設定する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">中性子領域中性子束</td> <td>中性子領域中性子束</td> <td>1~10⁶ cps (10⁴~10⁸ cm²・s⁻¹)</td> <td>2</td> <td>原子炉の中性子領域を監視可能な範囲の中性子領域計素子2チャンネルを設定する。</td> </tr> </tbody> </table>	分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方	原子炉格納容器内の水位	格納容器内補償タンク水位 (区域)	0~100%	2	安全機能の重要度別MS-2(準時監視計器)の設計要件により既に多量化された個数を設定する。 (計測範囲T.P.10.3~15.1m)	格納容器内補償タンク水位 (区域)	0~100%	2	安全機能の重要度別MS-2(準時監視計器)の設計要件により既に多量化された個数を設定する。 (計測範囲T.P.10.3~12.0m)	格納容器水位	MS-2E (注1) T.1	1	外部漏れ防止対策を把握可能な水位を新規に1個設置する。	原子炉下部キャビティ水位	MS-2E (注1) T.1	1	原子炉格納容器下部への注水による原子炉下部キャビティの過水状態を監視するため、1個を新規に設置する。	格納容器内本蒸騰度	0~200%	1	重大事故発時に原子炉格納容器閉鎖防止の判断基準である格納容器内本蒸騰度(130%以下)に余裕を捉えた範囲で監視可能な本蒸騰度を新規に1個設置する。	原子炉格納容器内の本蒸騰度	原子炉格納容器内本蒸騰度	0~800℃	5	格納容器本蒸イグナイタ13個の動作状況を広く監視するため、各格納容器本蒸イグナイタに1個ずつ、合計13個を新規に設置する。	原子炉格納容器内本蒸騰度	0~800℃	13	安全機能の重要度別MS-2(準時監視計器)の設計要件により既に多量化された個数を設定する。	原子炉格納容器内の放射線量	原子炉格納容器内放射線量	10 ⁻⁶ ~10 ⁻⁸ Sv/h	2	安全機能の重要度別MS-2(準時監視計器)の設計要件により既に多量化された個数を設定する。	出力調整中性子束	10 ⁻⁶ ~10 ⁻⁸ Sv/h	2	安全機能の重要度別MS-2(準時監視計器)の設計要件により既に多量化された個数を設定する。	本蒸騰の維持又は監視	中間域中性子束	0~120%	4	原子炉出力を監視可能な範囲の出力領域計素子4チャンネルを設定する。	中間域中性子束	0.3×10 ⁻⁶ ~1.2×10 ⁻⁶ cm ² ・s ⁻¹	2	原子炉の中間域を監視可能な範囲の中間域計素子2チャンネルを設定する。	中性子領域中性子束	中性子領域中性子束	1~10 ⁶ cps (10 ⁴ ~10 ⁸ cm ² ・s ⁻¹)	2	原子炉の中性子領域を監視可能な範囲の中性子領域計素子2チャンネルを設定する。																																														
分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方																																																																																																						
原子炉格納容器内の水位	格納容器内補償タンク水位 (区域)	0~100%	2	安全機能の重要度別MS-2(準時監視計器)の設計要件により既に多量化された個数を設定する。 (計測範囲T.P.10.3~15.1m)																																																																																																						
	格納容器内補償タンク水位 (区域)	0~100%	2	安全機能の重要度別MS-2(準時監視計器)の設計要件により既に多量化された個数を設定する。 (計測範囲T.P.10.3~12.0m)																																																																																																						
	格納容器水位	MS-2E (注1) T.1	1	外部漏れ防止対策を把握可能な水位を新規に1個設置する。																																																																																																						
	原子炉下部キャビティ水位	MS-2E (注1) T.1	1	原子炉格納容器下部への注水による原子炉下部キャビティの過水状態を監視するため、1個を新規に設置する。																																																																																																						
	格納容器内本蒸騰度	0~200%	1	重大事故発時に原子炉格納容器閉鎖防止の判断基準である格納容器内本蒸騰度(130%以下)に余裕を捉えた範囲で監視可能な本蒸騰度を新規に1個設置する。																																																																																																						
原子炉格納容器内の本蒸騰度	原子炉格納容器内本蒸騰度	0~800℃	5	格納容器本蒸イグナイタ13個の動作状況を広く監視するため、各格納容器本蒸イグナイタに1個ずつ、合計13個を新規に設置する。																																																																																																						
	原子炉格納容器内本蒸騰度	0~800℃	13	安全機能の重要度別MS-2(準時監視計器)の設計要件により既に多量化された個数を設定する。																																																																																																						
原子炉格納容器内の放射線量	原子炉格納容器内放射線量	10 ⁻⁶ ~10 ⁻⁸ Sv/h	2	安全機能の重要度別MS-2(準時監視計器)の設計要件により既に多量化された個数を設定する。																																																																																																						
	出力調整中性子束	10 ⁻⁶ ~10 ⁻⁸ Sv/h	2	安全機能の重要度別MS-2(準時監視計器)の設計要件により既に多量化された個数を設定する。																																																																																																						
本蒸騰の維持又は監視	中間域中性子束	0~120%	4	原子炉出力を監視可能な範囲の出力領域計素子4チャンネルを設定する。																																																																																																						
	中間域中性子束	0.3×10 ⁻⁶ ~1.2×10 ⁻⁶ cm ² ・s ⁻¹	2	原子炉の中間域を監視可能な範囲の中間域計素子2チャンネルを設定する。																																																																																																						
中性子領域中性子束	中性子領域中性子束	1~10 ⁶ cps (10 ⁴ ~10 ⁸ cm ² ・s ⁻¹)	2	原子炉の中性子領域を監視可能な範囲の中性子領域計素子2チャンネルを設定する。																																																																																																						
	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。																																																																																																									

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	

第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (3/6)

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内水素濃度 (D)	0~100vol%	2	原子炉格納容器内の水素濃度の監視は、水素濃度 (vol%) 及びDPAの著しい増大時に原子炉格納容器内の水素濃度を監視する。ドライウェル及びサブプレッシャコンベンションベンチをそれぞれ異なる範囲で監視する。 原子炉格納容器内の水素濃度の監視は、水素濃度 (vol%) を監視する。ドライウェル及びサブプレッシャコンベンションベンチの監視は、サブプレッシャコンベンションベンチの水素濃度を監視する。 原子炉格納容器内の水素濃度の監視は、水素濃度 (vol%) を監視する。 原子炉格納容器内の水素濃度の監視は、水素濃度 (vol%) を監視する。 原子炉格納容器内の水素濃度の監視は、水素濃度 (vol%) を監視する。
	格納容器内水素濃度 (S)	0~100vol%	2	
	格納容器内水素濃度 (D)	0~30vol%	2	
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内空気放射線量率モニタ (D)	10 ⁻⁵ Sv/h ~ 10 ⁻³ Sv/h	2	安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により更に多重化されたドラウイウェル及びサブプレッシャコンベンションベンチをそれぞれ異なる範囲で監視する。 安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により更に多重化されたドラウイウェル及びサブプレッシャコンベンションベンチをそれぞれ異なる範囲で監視する。
	格納容器内空気放射線量率モニタ (S)	10 ⁻⁵ Sv/h ~ 10 ⁻³ Sv/h	2	
未臨界の維持又は監視	起動前域モニタ	中任し範囲域 10 ⁻⁵ Sv/cm ² ・s ~ 10 ⁻³ Sv/cm ² ・s (1×10 ⁻⁵ cm ² ・s ~ 1×10 ⁻³ cm ² ・s) 中間領域 0~40%又は0~125% (1×10 ⁻⁵ cm ² ・s ~ 2×10 ⁻³ cm ² ・s)	8	原子炉出力を監視可能な既設の起動前域モニタを8チャンネルを設定する。
	平均出力領域モニタ	0~125% (1.2×10 ⁻⁵ cm ² ・s ~ 2.8×10 ⁻³ cm ² ・s)	0 [※]	原子炉出力を監視可能な既設の平均出力領域モニタを6チャンネルを設定する。高炉出力領域モニタ (HPD) の後出力器は、炉内124箇所に分散して配置されており、平均出力領域モニタは、そのうち03箇所 (A系17箇所×3チャンネル及びB系14箇所×3チャンネル) から構成されている。このため、1チャンネルでも未臨界確認は可能であるが、単一故障を防止し、パルスモニタの監視信頼性を高めるため、A系3チャンネル、B系3チャンネルの全6チャンネルを設定する。

第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (3/4)

分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方
最終ヒートシフトの過程	蒸気発生器水位 (監視)	0~100%	6	安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により各グループごと既に多重化された2個ずつ、全3グループの合計6個を設定する。 安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により各グループごと既に多重化された2個ずつ (蒸気発生器水位 (D)) 1個及び補助給水流量1個、全3グループの合計6個を設定する。 安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により各グループごと既に多重化された2個ずつ、全3グループの合計6個を設定する。 安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。 系統圧力を監視可能な圧力計を併用して1個設置 (保管) する。
	補助給水流量	0~130t/h	3	
	主蒸気ライン圧力	0~8.5MPa (range)	6	
水源の確保	原子炉凝結冷却水サージタンク水位 (可変型)	0~1.000Pa (range)	2	手動操縦を監視可能な設計を併用して3個 (人口用1個、出口用2個) を設置 (保管) する。 安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。 安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。 安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。 安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。
	格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	0~200℃	3	
	燃料冷却用水レベル水位	0~100%	2	
原子炉格納容器内の水素濃度 (可変型)	ほう酸タンク水位	0~100%	2	安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。 安全機能の重要度分類 MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により既に多重化された2個を設定する。
	補助給水レベル水位	0~100%	2	
原子炉格納容器内の水素濃度	アニュラス水素濃度 (可変型)	0~20vol%	1	原子炉格納容器内の水素濃度の監視は、水素濃度 (vol%) を監視する。アニュラス水素濃度の監視は、水素濃度 (vol%) を監視する。

泊発電所3号炉		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)

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表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (5/5)</p> <table border="1" data-bbox="698 178 1064 1114"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>名称</th> <th>計測範囲</th> <th>個数</th> <th>設定個数の考案方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器内の水素濃度</td> <td>静的飽和式水素再結合装置動作監視装置</td> <td>0~500℃</td> <td>8^{*)}</td> <td>静的飽和式水素再結合装置19個の動作状況を広く監視するため、水平方向及び格納容器方向の位置関係を考慮し、互いに離れた位置にある4基を代表して、出入口に1個ずつ、合計8個を新規に設置する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器内貯留気素濃度</td> <td>0~20vol%</td> <td>2</td> <td>重大事故発生時に原子炉格納容器内の水素濃度の可能性 (飽和濃度:5vol%) を監視するため、ドライウェルとサブアレクシコントラフェンバスの運転切替 (サンプリング方式) により計測可能な既設酸素濃度計を2個設置する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">使用済燃料プールの監視</td> <td>使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)</td> <td>0~7.010mm^{*)} (0.P.25920mm~32920mm) 0~150℃</td> <td>1^{*)}</td> <td>通常水位から使用済燃料プールの底部近傍まで監視可能な水位/温度 (通常水位から沸騰水位) を監視可能な水位/温度計を新規に1個設置する。</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)</td> <td>-4.200mm~7.300mm^{*)} (0.P.21620mm~33220mm) 0~120℃</td> <td>1^{*)}</td> <td>通常水位から沸騰水位 (設置高さで通常水位から約2.0m) 付近及び使用済燃料貯蔵クワッド中央付近) まで監視可能な温度計を新規に1個設置する。</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (汚染量, 低汚染)</td> <td>10msv/h~10⁴msv/h 10⁴msv/h~10⁶msv/h</td> <td>1</td> <td>通常水位から使用済燃料貯蔵クワッド上部近傍まで監視可能な放射線モニタを新規に1個設置する。</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール監視カメラ</td> <td>-</td> <td>1</td> <td>通常水位から使用済燃料貯蔵クワッド上部近傍まで監視可能な監視カメラを新規に1個設置する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1：計測範囲の窮乏、原子炉圧力容器等レベルより1.313m上のごととする (ドライウェル上部底面付設)。 *2：計測範囲の窮乏、原子炉圧力容器等レベルより900cm上のごととする (ドライウェル上部底面付設)。 *3：計測範囲の窮乏、原子炉格納容器下部 (注水設備) のところとする。 *4：計測範囲の窮乏、ドライウェル床面 (注水設備) のところとする。 *5：定格出力時の値に比準で示す。 *6：局部出力領域モニタの検出値は124個であり、平均出力領域モニタの各チャンネルのみには、A系17個及びB系14個ずつの信号が入力される。 *7：4面の静的飽和式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。 *8：計測範囲の窮乏、使用済燃料貯蔵クワッド上端 (0.P.25920mm) のところとする。 *9：検出点15箇所。 *10：検出点2箇所。</p>		分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考案方	原子炉格納容器内の水素濃度	静的飽和式水素再結合装置動作監視装置	0~500℃	8 ^{*)}	静的飽和式水素再結合装置19個の動作状況を広く監視するため、水平方向及び格納容器方向の位置関係を考慮し、互いに離れた位置にある4基を代表して、出入口に1個ずつ、合計8個を新規に設置する。	格納容器内貯留気素濃度	0~20vol%	2	重大事故発生時に原子炉格納容器内の水素濃度の可能性 (飽和濃度:5vol%) を監視するため、ドライウェルとサブアレクシコントラフェンバスの運転切替 (サンプリング方式) により計測可能な既設酸素濃度計を2個設置する。	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	0~7.010mm ^{*)} (0.P.25920mm~32920mm) 0~150℃	1 ^{*)}	通常水位から使用済燃料プールの底部近傍まで監視可能な水位/温度 (通常水位から沸騰水位) を監視可能な水位/温度計を新規に1個設置する。	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	-4.200mm~7.300mm ^{*)} (0.P.21620mm~33220mm) 0~120℃	1 ^{*)}	通常水位から沸騰水位 (設置高さで通常水位から約2.0m) 付近及び使用済燃料貯蔵クワッド中央付近) まで監視可能な温度計を新規に1個設置する。	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (汚染量, 低汚染)	10msv/h~10 ⁴ msv/h 10 ⁴ msv/h~10 ⁶ msv/h	1	通常水位から使用済燃料貯蔵クワッド上部近傍まで監視可能な放射線モニタを新規に1個設置する。	使用済燃料プール監視カメラ	-	1	通常水位から使用済燃料貯蔵クワッド上部近傍まで監視可能な監視カメラを新規に1個設置する。	<p>枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p>		
分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考案方																															
原子炉格納容器内の水素濃度	静的飽和式水素再結合装置動作監視装置	0~500℃	8 ^{*)}	静的飽和式水素再結合装置19個の動作状況を広く監視するため、水平方向及び格納容器方向の位置関係を考慮し、互いに離れた位置にある4基を代表して、出入口に1個ずつ、合計8個を新規に設置する。																															
	格納容器内貯留気素濃度	0~20vol%	2	重大事故発生時に原子炉格納容器内の水素濃度の可能性 (飽和濃度:5vol%) を監視するため、ドライウェルとサブアレクシコントラフェンバスの運転切替 (サンプリング方式) により計測可能な既設酸素濃度計を2個設置する。																															
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	0~7.010mm ^{*)} (0.P.25920mm~32920mm) 0~150℃	1 ^{*)}	通常水位から使用済燃料プールの底部近傍まで監視可能な水位/温度 (通常水位から沸騰水位) を監視可能な水位/温度計を新規に1個設置する。																															
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	-4.200mm~7.300mm ^{*)} (0.P.21620mm~33220mm) 0~120℃	1 ^{*)}	通常水位から沸騰水位 (設置高さで通常水位から約2.0m) 付近及び使用済燃料貯蔵クワッド中央付近) まで監視可能な温度計を新規に1個設置する。																															
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (汚染量, 低汚染)	10msv/h~10 ⁴ msv/h 10 ⁴ msv/h~10 ⁶ msv/h	1	通常水位から使用済燃料貯蔵クワッド上部近傍まで監視可能な放射線モニタを新規に1個設置する。																															
	使用済燃料プール監視カメラ	-	1	通常水位から使用済燃料貯蔵クワッド上部近傍まで監視可能な監視カメラを新規に1個設置する。																															

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）

第58条 計装設備（補足説明資料）

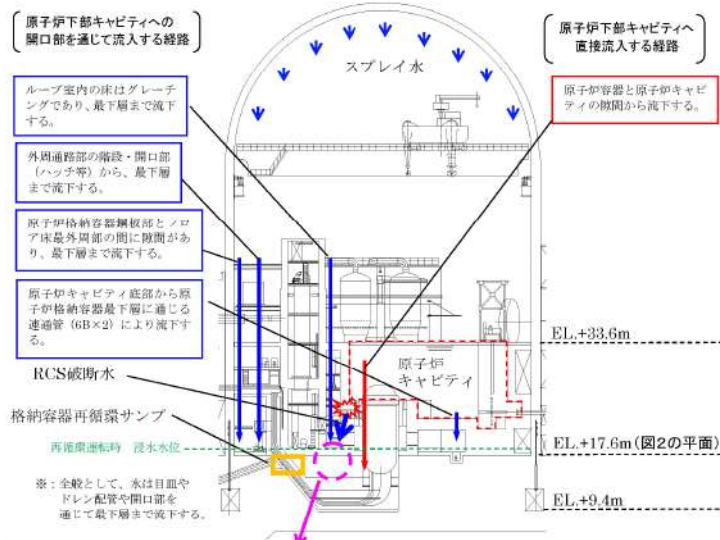
大阪発電所3/4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

原子炉下部キャビティへの流入経路について

LOCA時のRCS破断水および原子炉格納容器に注水されたスプレイ水が原子炉下部キャビティへ流入する経路について、図1および図2に示す。



原子炉下部キャビティへの開口部の詳細

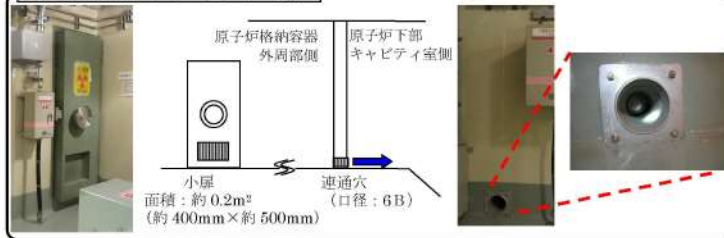


図1 スプレイ水及びRCS破断水の原子炉下部キャビティへの流入経路（断面図）

原子炉下部キャビティへの流入経路について

LOCA時のRCS破断水および原子炉格納容器に注水されたスプレイ水が原子炉下部キャビティへ流入する経路について、図1および図2に示す。

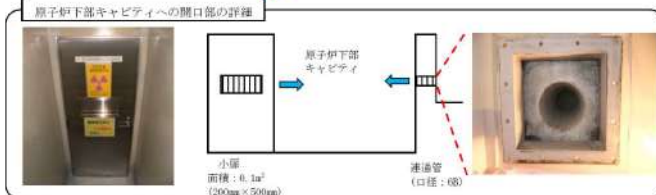
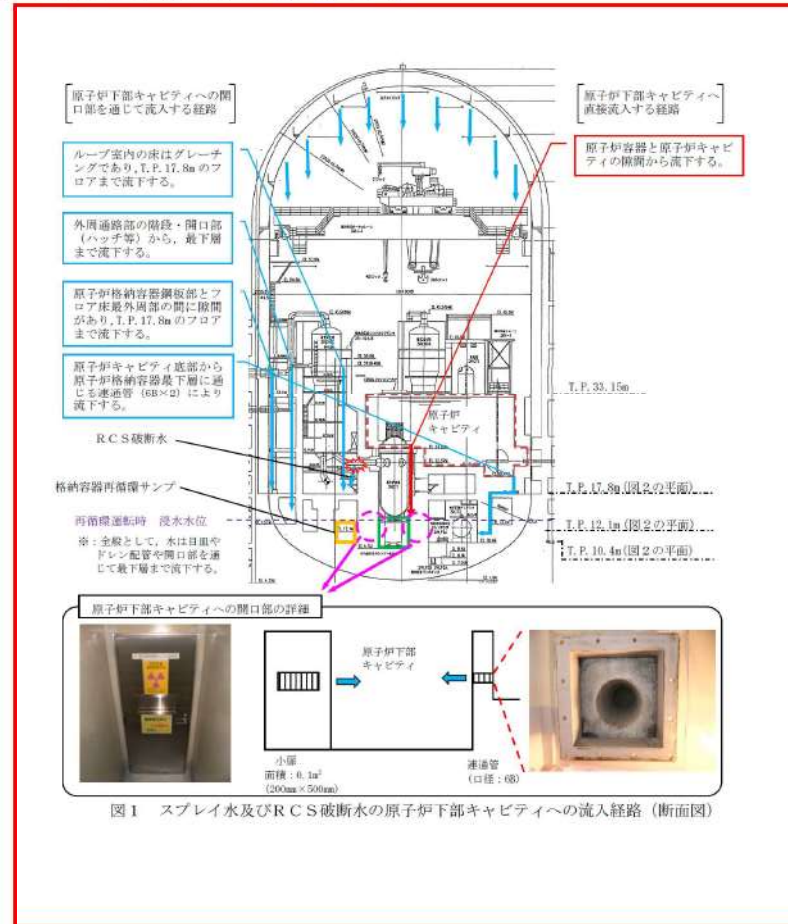


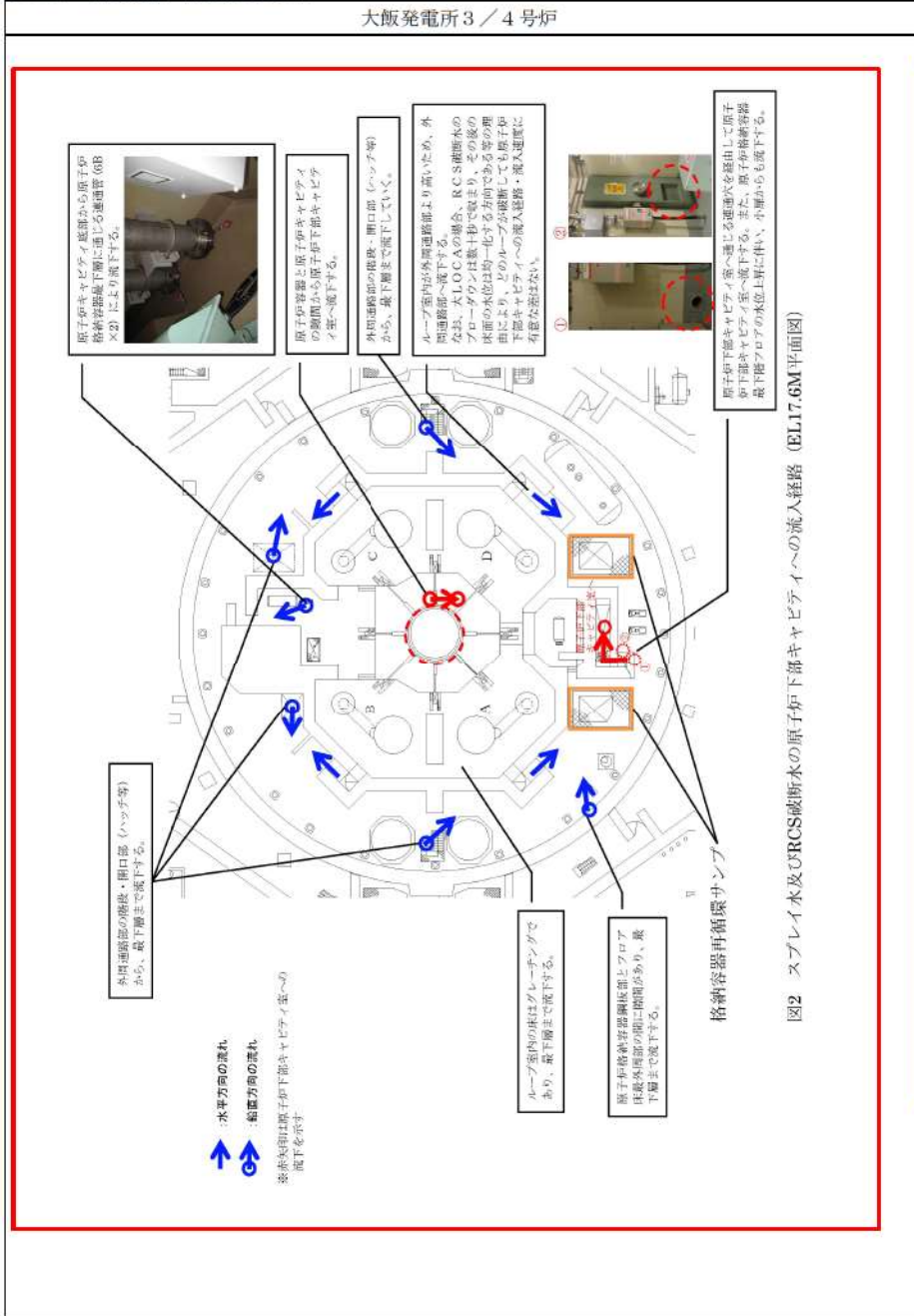
図1 スプレイ水及びRCS破断水の原子炉下部キャビティへの流入経路（断面図）

別紙4（原子炉下部キャビティへの流入経路については、51条補足説明資料（51-7）と同内容であるため、51条の比較表と同じ大阪との2連比較表としている。

別紙4 記載表現の相違

設計方針の相違

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）



設計方針の相違

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	泊発電所3号炉	相違理由															
<div data-bbox="257 311 974 997" style="border: 2px solid red; padding: 10px;"> <p>図3 原子炉格納容器内断面図</p> <table border="1" data-bbox="264 619 907 726"> <thead> <tr> <th></th> <th>3号機</th> <th>4号機</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器再循環サンプ容量 (2基合計)</td> <td style="background-color: black; color: black;">[Redacted]</td> <td style="background-color: black; color: black;">[Redacted]</td> </tr> <tr> <td>格納容器サンプ容量</td> <td style="background-color: black; color: black;">[Redacted]</td> <td style="background-color: black; color: black;">[Redacted]</td> </tr> </tbody> </table> <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>		3号機	4号機	格納容器再循環サンプ容量 (2基合計)	[Redacted]	[Redacted]	格納容器サンプ容量	[Redacted]	[Redacted]	<div data-bbox="1064 287 1915 1029" style="border: 2px solid orange; padding: 10px;"> <p>図3 原子炉格納容器内断面図</p> <table border="1" data-bbox="1187 801 1568 917"> <thead> <tr> <th></th> <th>3号機</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>格納容器再循環サンプ容量 (2基合計)</td> <td style="background-color: black; color: black;">[Redacted]</td> </tr> <tr> <td>格納容器サンプ容量</td> <td style="background-color: black; color: black;">[Redacted]</td> </tr> </tbody> </table> </div>		3号機	格納容器再循環サンプ容量 (2基合計)	[Redacted]	格納容器サンプ容量	[Redacted]	<p>設計方針の相違</p>
	3号機	4号機															
格納容器再循環サンプ容量 (2基合計)	[Redacted]	[Redacted]															
格納容器サンプ容量	[Redacted]	[Redacted]															
	3号機																
格納容器再循環サンプ容量 (2基合計)	[Redacted]																
格納容器サンプ容量	[Redacted]																

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）

第58条 計装設備（補足説明資料）

大阪発電所3/4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

1. 原子炉下部キャビティへの流入箇所

原子炉格納容器の最下階エリアからは、原子炉下部キャビティに通じる連通穴を経由して原子炉下部キャビティへ流入する。また、原子炉格納容器最下階フロアの水位上昇に伴い、小扉からも流入する。

原子炉下部キャビティに流入する経路断面概要を図4に、また、最下階エリア及び原子炉下部キャビティの水位と原子炉格納容器内への注水量の関係を図5に示す。



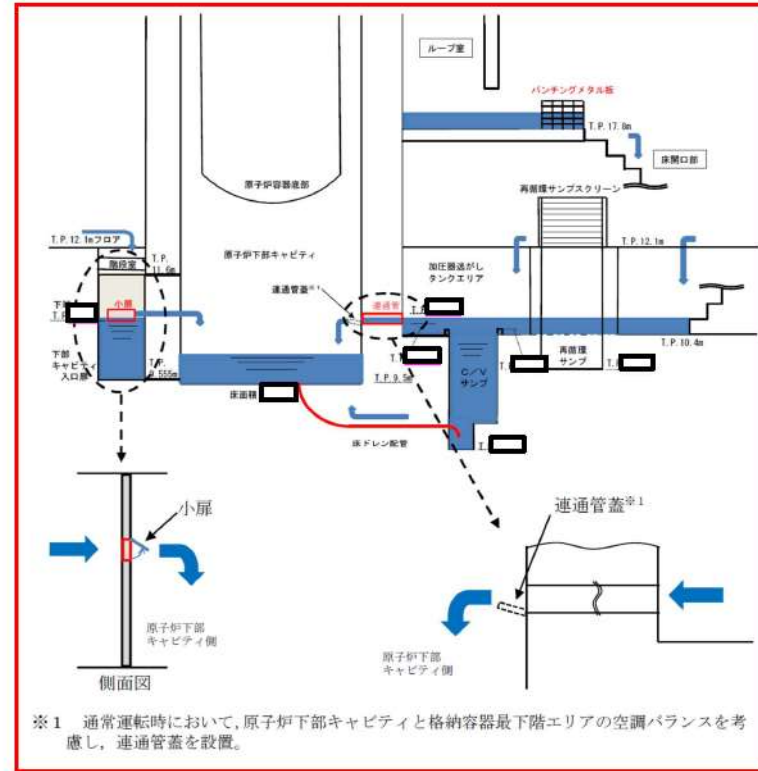
図4. 原子炉下部キャビティまでの流入経路断面概要図

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。

1. 原子炉下部キャビティへの流入箇所

原子炉格納容器の最下階エリアからは、原子炉下部キャビティに通じる以下の開口部（連通管及び小扉）を経由して原子炉下部キャビティへ流入する。

原子炉下部キャビティに流入する経路断面概要を図4に、また、最下階エリア及び原子炉下部キャビティの水位と原子炉格納容器内への注水量の関係を図5及び図6に示す。



※1 通常運転時において、原子炉下部キャビティと格納容器最下階エリアの空調バランスを考慮し、連通管蓋を設置。

図4 原子炉下部キャビティまでの流入経路断面概要図

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。



記載方針の相違

・泊3号炉は小扉が、最下層フロア床レベルと同等の高さにある連通管とは同等の高さとなるためほぼ同時に流入する。

設計方針の相違


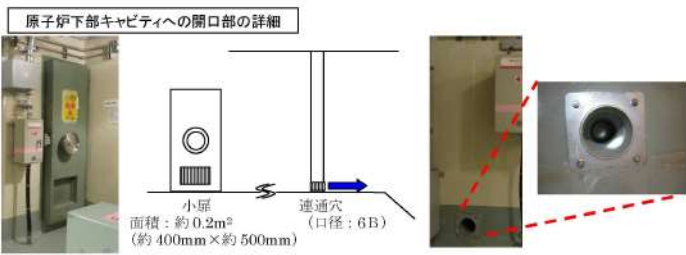
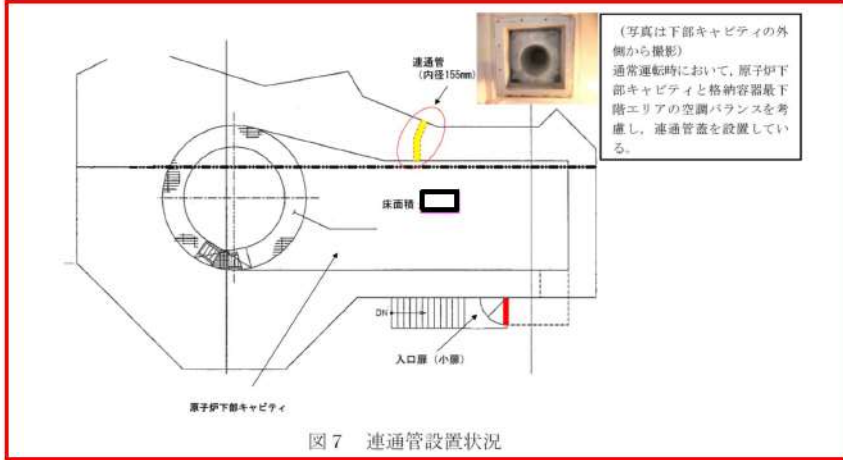
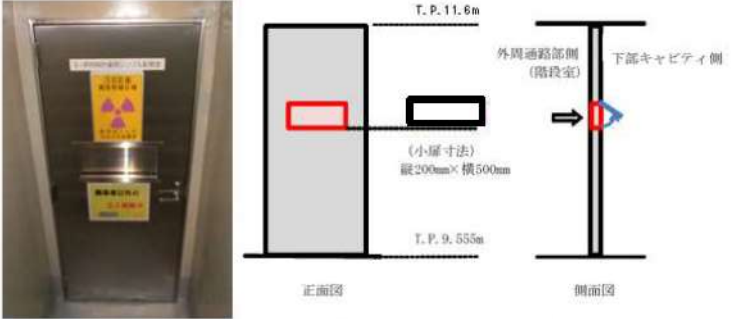
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第58条 計装設備（補足説明資料）

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図5. 原子炉格納容器内への注水量と水位の関係</p>	 <p>図5 原子炉格納容器内への注水量と水位の関係（既設連通管のみから流入の場合）</p>	<p>設計方針の相違</p>
<p>本関係図の設定条件は以下のとおりである。</p> <p>(a) 解析コードMAAPによれば、MCCIの発生に対してもっとも影響の大きい「大LOCA+ECCS失敗+格納容器スプレイ失敗」において、原子炉容器破損時（約1.4時間後）に合計60トン^{※1}の溶融炉心及び溶融された炉内構造物等が原子炉下部キャビティに落下すると結果を得ている。この初期に落下する溶融炉心等の物量について、保守的に大阪3,4号機に装荷される炉心有効部の全量約□トンと設定し、これが原子炉下部キャビティに落下した際に蓄水した水により常温まで冷却するのに必要な水量として約□^{※2}とした。解析結果によれば、原子炉容器破損時（約1.4時間後）における原子炉下部キャビティ水量は約□³（水位として約1.3m）であり、十分な水量が確保されている。</p> <p>※2: MAAP解析では、初期炉心熱出力を□大きめに設定しており、また、炉心崩壊熱も大きめの発熱量で推移すると設定している。そのため、原子炉容器破損時間や溶融炉心等落下物量は実態よりも早め・大きめになり、数値は十分保守的である。</p> <p>※3: 初期以降に落下する溶融炉心等の冷却に必要な冷却水については、スプレイ水等により最下階に溜まった水が連通穴等により適宜注水される。</p> <p>(b) 大破断LOCA時には短時間に大流量が原子炉格納容器内へ注水されるため、連通穴を主経路として原子炉下部キャビティに通水されるため、以下については考慮しない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器外周隙間からの流入 <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>本関係図の設定条件は以下のとおりである。</p> <p>(a) 解析コードMAAPによれば、MCCIの発生に対してもっとも影響の大きい「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗」において、原子炉容器破損時（約1.6時間後※2）に合計□トン^{※2}の溶融炉心及び溶融された炉内構造物等が原子炉下部キャビティに落下すると結果を得ている。この初期に落下する溶融炉心等の物量について、保守的に泊3号炉に装荷される炉心有効部の全量約□トンと設定し、これが原子炉下部キャビティに落下した際に蓄水した水により常温まで冷却するのに必要な水量として約□^{※2}とした。解析結果によれば、原子炉容器破損時（約1.4時間後）における原子炉下部キャビティ水量は約□³（水位として約1.5m）であり、十分な水量が確保されている。</p> <p>※2 MAAP解析では、初期炉心熱出力を2%大きめに設定しており、また、炉心崩壊熱も大きめの発熱量で推移すると想定している。そのため、原子炉容器破損時間や溶融炉心等落下物量は実態よりも早め・大きめになり、数値は十分保守的である。</p> <p>※3 初期以降に落下する溶融炉心等の冷却に必要な冷却水については、スプレイ水等により最下階に溜まった水が連通管等により適宜注水される。</p> <p>(b) 大破断LOCA時には短時間に大流量が原子炉格納容器内へ注水されるため、連通管を主経路として原子炉下部キャビティに通水されるため、以下については考慮しない。</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器サンプからのドレン配管逆流による流入 原子炉容器外周隙間からの流入 <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>	<p>設計方針の相違</p> <p>設計方針の相違</p> <p>泊3号炉は下部キャビティ床にドレン配管があるため、ドレン配管から逆流する経路がある。</p>

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<div data-bbox="1070 172 1944 689" style="border: 2px solid black; height: 324px; width: 390px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="1115 703 1827 726">図6 原子炉格納容器内への注水量と水位の関係 (追設小扉のみから流入の場合)</p> <p data-bbox="1079 751 1447 774">本関係図の設定条件は以下のとおりである。</p> <p data-bbox="1102 783 1729 805">(a) 溶融炉心等の物量及び必要な冷却水量の設定については、図5と同じ。</p> <p data-bbox="1102 815 1749 837">(b) 追設する小扉の流入性確認のため、保守的に以下については考慮しない。</p> <ul data-bbox="1124 847 1554 943" style="list-style-type: none"> ・既設の連通管からの流入 ・格納容器サンプからのドレン配管逆流による流入 ・原子炉容器外周隙間からの流入 <p data-bbox="1102 984 1957 1112">(c) 保守的に、大破断 LOCA 時の初期の流入水 (RCS 配管破断水 (約)) は、既設の連通管が設置されている加圧器逃がしタンクエリアに流入し、このうち当該エリアの容積に相当する水が滞留水になると仮定した。また加圧器逃がしタンクエリアが満水となった後にオーバーフローし、階段室及び下部キャビティ室に流入すると仮定した。</p> <p data-bbox="1102 1121 1957 1217">(d) 実際には RCS 配管破断水及びスプレイ水は、加圧器逃がしタンクエリア (既設連通管側) 及び階段室 (追設小扉側) に同時に流入し、階段室 (追設小扉側) にも早期に流入することから、上記は保守的な仮定である。</p> <p data-bbox="1344 1305 1944 1327" 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>	<p data-bbox="1975 204 2096 226">記載方針の相違</p> <ul data-bbox="1975 236 2119 434" style="list-style-type: none"> ・大阪では連通穴が2重化されていることから、小扉のみの流入による評価を行っていない。

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	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(1) 連通穴</p> <p>原子炉下部キャビティへの流入経路として、炉内計装用シンプル配管室への連通穴を施工する。連通穴は1箇所のみでMCCI防止のために必要な原子炉下部キャビティ保有水を確保できることを確認しているが、2箇所設置することで多重性を持った設計とする。(図6)</p>  <p>図6. 連通穴施工イメージ</p> <p>(2) 小扉</p> <p>1箇所の連通穴からの流入のみでMCCI防止のために必要な原子炉下部キャビティ保有水を確保できることを確認しているが、原子炉格納容器最下階フロアの水位が上昇すれば、2箇所に設置する連通穴に加えて、小扉からも原子炉下部キャビティへ格納容器スプレイ水が流入する。(図7)</p>  <p>図7. 炉内計装用シンプル配管室入口扉小扉</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>(1) 連通管</p> <p>原子炉下部キャビティへの流入経路として、原子炉下部キャビティへの連通管を設置している。連通管は1箇所のみでMCCI防止のために必要な原子炉下部キャビティ保有水を確保できることを確認しているが、連通管と異なる位置に小扉を設置することで流路の多重性及び多様性を持った設計とする。(図7)</p>  <p>図7 連通管設置状況</p> <p>(2) 小扉</p> <p>連通管からの流入のみでMCCI防止のために必要な原子炉下部キャビティ保有水を確保できることを確認しているが、原子炉下部キャビティへの水の流入経路の多重性を確保するため、原子炉下部キャビティ室の入口扉に開口部（小扉）を設置し、小扉からも原子炉下部キャビティへ格納容器スプレイ水が流入する。(図8)</p>  <p>図8 □原子炉下部キャビティ入口扉小扉</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>	<p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊3号炉は連通管を設置済みである。 設計方針の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・泊3号炉は連通管と異なる方向のほぼ同じ高さで連通管よりも大きい開口部を持つ小扉を設置することで多重性及び多様性を持った設計としている。 設計方針の相違 <ul style="list-style-type: none"> ・泊3号炉では、最下層フロアの水位上昇を待たずとも連通管と同じレベルにある小扉から格納容器スプレイ水が流入することで、多重性を確保した設計としている。

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）

第58条 計装設備（補足説明資料）

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. 原子炉下部キャビティへの流入健全性について</p> <p>(1) 原子炉下部キャビティ内側からの閉塞の可能性について</p> <p>溶融炉心が原子炉下部キャビティ室に落下した際、溶融炉心等で連通穴（内側）が閉塞しないことを以下のとおり確認した。</p> <p>○解析コード MAAP によれば、「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗」において、以下の合計約 [] トンの溶融炉心等が LOCA 後 4 時間までに原子炉から落下するとの結果を得ている。</p> <p>○上記の結果に解析結果が持つ不確定性を考慮し、保守的に以下を想定して、物量が多くなるよう炉内構造物等の重量を約 [] トンとし、合計 [] トン分が下部キャビティ室に堆積することを想定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・実際に溶融が想定される箇所は、下部炉内構造物のうち、溶融炉心が下部プレナムへ落下する際に接触する構造物の表面の一部と、滞留する下部プレナム内にある構造物であるが、これらが多めに溶け込むことを想定して、下部炉心板以下の全構造物の溶融とする。 ・原子炉容器については、クリーブ破損により開口部を生じさせる形態となり、原子炉容器そのものは落下しない。（溶融炉心と接するため、微量に溶け込む。） ・原子炉容器下部の計装案内管については、原子炉容器との固定部が溶融されることにより、全てがその形状を保持したまま落下すること。 ・原子炉下部キャビティ室にあるサポート等が全て溶融すること。 	<p>2. 原子炉下部キャビティへの流入健全性について</p> <p>(1) 原子炉下部キャビティ内側からの閉塞の可能性について</p> <p>溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下した際、溶融炉心等で連通管及び小扉が内側から閉塞しないことを以下のとおり確認した。</p> <p>○解析コード MAAP によれば、「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗」において、下表に示すとおり① 溶融炉心（全量）（約 [] トン）と② 炉内構造物等約 [] トンの合計約 [] トンの溶融炉心等が、LOCA 後 3 時間までに原子炉から落下するとの結果を得ている。</p> <p>○上記の結果に解析結果が持つ不確定性を考慮し、保守的に以下を想定して、物量が多くなるよう② 炉内構造物等の重量を約 [] トンとし、合計 [] トン分が原子炉下部キャビティに堆積することを想定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・実際に溶融が想定される箇所は、下部炉内構造物のうち、溶融炉心が下部プレナムへ落下する際に接触する構造物の表面の一部と、滞留する下部プレナム内にある構造物であり、これらは約 [] トンである。これらが多めに溶け込むことを想定して、下部炉心板以下の全構造物約 [] トンの溶融とする。 ・原子炉容器については、クリーブ破損により開口部を生じさせる形態となり、原子炉容器そのものは落下しない。（溶融炉心と接するため、微量に溶け込む。） ・原子炉容器下部の計装案内管については、原子炉容器との固定部が溶融されることにより、全てがその形状を保持したまま落下すること。 ・原子炉下部キャビティ室にあるサポート等が全て溶融することを想定する。これらの総重量は [] トンである。 <p>以上を全て合計した約 [] トンに対して、保守的になるように切りが良い数値として、② 炉内構造物等の重量を約 [] トンと設定した。</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>	<p>記載方針の相違 設計方針の相違 ・炉心及び炉内構造物の相違による重量の相違</p> <p>記載方針の相違 ・重量を明確化した。</p> <p>記載方針の相違 ・想定する重量に対してより保守的に重慮を設定した。</p>

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）

第58条 計装設備（補足説明資料）

大阪発電所3/4号炉							泊発電所3号炉							相違理由
構成物	材質	重量 (MAAP)	重量 (今回想定)	比重 ^{a)}	体積		構成物	材料	重量 (解析)	重量 (今回想定)	比重 ^{a)}	体積		
①	熔融炉心（全量）	UO ₂			約 11	約 23m ³	①	熔融炉心（全量）	UO ₂			約 11		設計方針の相違 ・想定する構成物の重量の相違
		ZrO ₂			約 6				ZrO ₂			約 6	約 17m ³	
②	炉内構造物等	SUS304 等			約 8		②	炉内構造物等	SUS304 等			約 8		記載方針の相違 ・連通管及び小扉と体積高さの関係を明確化した。
合計						約 200 トン	合計							
※：空隙率を考慮せず							※：空隙を考慮せず。							
<p>以上のように保守的に設定した条件の場合において、原子炉下部キャビティ室に蓄積される熔融炉心等は約 [] となる。これら熔融炉心等が平均的に原子炉下部キャビティ室に堆積すると仮定した場合、原子炉下部キャビティ室の水平方向断面積は約 [] であるので、堆積高さは約 [] m となることから、原子炉下部キャビティ内側室床面から流入経路が閉塞することはない。</p> <p>[] 枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開できません。</p>							<p>以上のように保守的に設定した条件の場合において、原子炉下部キャビティに蓄積される熔融炉心等は約 17m³ となる。これら熔融炉心等が平均的に原子炉下部キャビティ室に堆積すると仮定した場合、原子炉下部キャビティ室の水平方向断面積は約 [] m² であるので、堆積高さは約 [] m となる。原子炉下部キャビティ室への連通管まで約 [] m 以上あることから、熔融炉心等の堆積高さを多めに見た場合でも原子炉下部キャビティ室への連通管及び小扉が内側から閉塞することはない。</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>							
<p>(2) 原子炉下部キャビティ外側からの閉塞の可能性について</p> <p>原子炉下部キャビティへの流入口である連通穴は、原子炉格納容器内に発生する可能性のあるデブリにより連通穴が閉塞することのない設計とする。</p> <p>なお、連通穴を閉塞させる恐れのある異物は以下のとおりである。</p> <p>(a) プラント定期検査期間中に、原子炉格納容器内に検査機器等が多く持ち込まれるが、定期検査終了後、取り残された異物</p> <p>(b) 設計基準事故、重大事故等に伴い発生する異物</p> <p>(a) 定期検査時に持ち込まれる異物について</p> <p>①定期検査時の作業のため、一時的に使用する異物</p> <ul style="list-style-type: none"> ・テープ ・プラスチック、ビニール製品 ・ロープ ・ウェス、布切れ等 <p>②対応</p> <p>定期検査期間中は異物が放置されていないことを目視により点検するとともに、放置された異物が発見された場合は原子炉起動までに除去する等の適切な措置を講じている。また、定期検査終了後には、異物等が残っていないことを原子炉格納容器内点検にて確認している。</p> <p>引き続き、適正に異物管理を実施することで、連通穴の健全性を確保することが可能である。</p>							<p>(2) 原子炉下部キャビティ外側からの閉塞の可能性について</p> <p>原子炉下部キャビティへの流入口である連通管と小扉は、原子炉格納容器内に発生する可能性のあるデブリにより閉塞することのない設計とする。</p> <p>なお、連通管及び小扉を閉塞させる恐れのある異物は以下のとおりである。</p> <p>(a) プラント定期検査期間中に、原子炉格納容器内に検査機器等が多く持ち込まれるが、定期検査終了後、取り残された異物</p> <p>(b) 設計基準事故、重大事故等に伴い発生する異物</p> <p>(a) 定期検査時に持ち込まれる異物について</p> <p>①定期検査時の作業のため、一時的に使用する異物</p> <ul style="list-style-type: none"> ・テープ ・プラスチック、ビニール製品 ・ロープ ・ウェス、布切れ等 <p>②対応</p> <p>定期検査期間中は異物が放置されないことを目視により点検するとともに、放置された異物が発見された場合は原子炉起動までに除去する等の適切な措置を講じている。また、定期検査終了後には、異物等が残っていないことを原子炉格納容器内点検にて確認している。</p> <p>引き続き、適正に異物管理を実施することで、連通管及び小扉の健全性を確保することが可能である。</p>							記載表現の相違 ・泊では大飯における2重の連通穴と同等の多重性を確保するため、連通管と小扉を使用する。

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	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(b) 設計基準事故、重大事故等に伴い発生する異物について</p> <p>①想定する事故シーケンス</p> <p>連通穴による原子炉下部キャビティへの流入が想定される状況は、炉心損傷時であるが、炉心損傷に至る事故シーケンスとしては、主として1次冷却材管のLOCA又は過渡事象が起因となる。そのうち発生異物量が最大となる、1次冷却材管の大破断LOCAを想定して発生異物への対策を考察する。</p> <p>②大破断LOCA時に発生する異物</p> <ul style="list-style-type: none"> 破損保温材（繊維質）：ロックウール、グラスウール 破損保温材（粒子状）：ケイ酸カルシウム その他粒子状異物：塗装 堆積異物（繊維質、粒子） <p>上記異物のうち、各種保温材については、1次冷却材管の破断点を中心として想定される破損影響範囲において発生することから、ループ室内で発生する。それら以外の粒子状異物及び堆積異物に関してはループ室内外で発生する。</p>	<p>(b) 設計基準事故、重大事故等に伴い発生する異物について</p> <p>①想定する事故シーケンス</p> <p>連通管及び小扉による原子炉下部キャビティへの流入が想定される状況は、炉心損傷時であるが、炉心損傷に至る事故シーケンスとしては、主として1次冷却材管のLOCA又は過渡事象が起因となる。そのうち発生異物量が最大となる、1次冷却材の大破断LOCAを想定して発生異物への対策を考察する。</p> <p>②大破断LOCA時に発生する異物</p> <ul style="list-style-type: none"> 破損保温材（繊維質）：ロックウール その他粒子状異物：塗装 堆積異物（繊維質、粒子） <p>上記異物のうち、各種保温材については、1次冷却材管の破断点を中心として想定される破損影響範囲において発生することから、ループ室内で発生する。それら以外の粒子状異物及び堆積異物に関してはループ室内外で発生する。</p>	<p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊ではデブリ対策として格納容器内でグラスウール及びケイ酸カルシウムを使用していない。

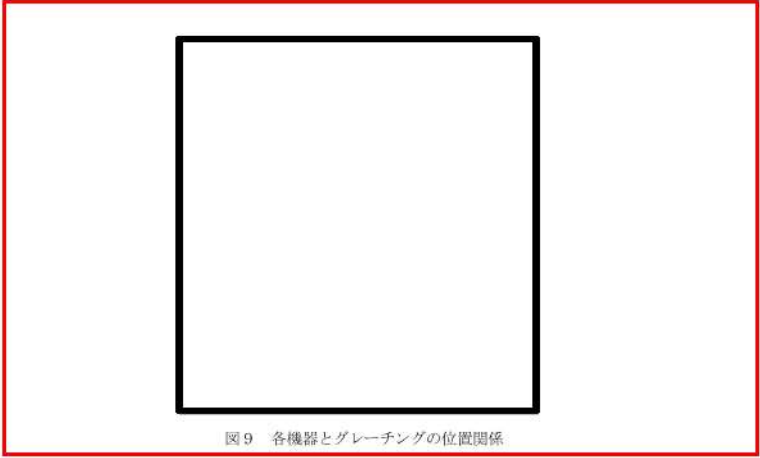
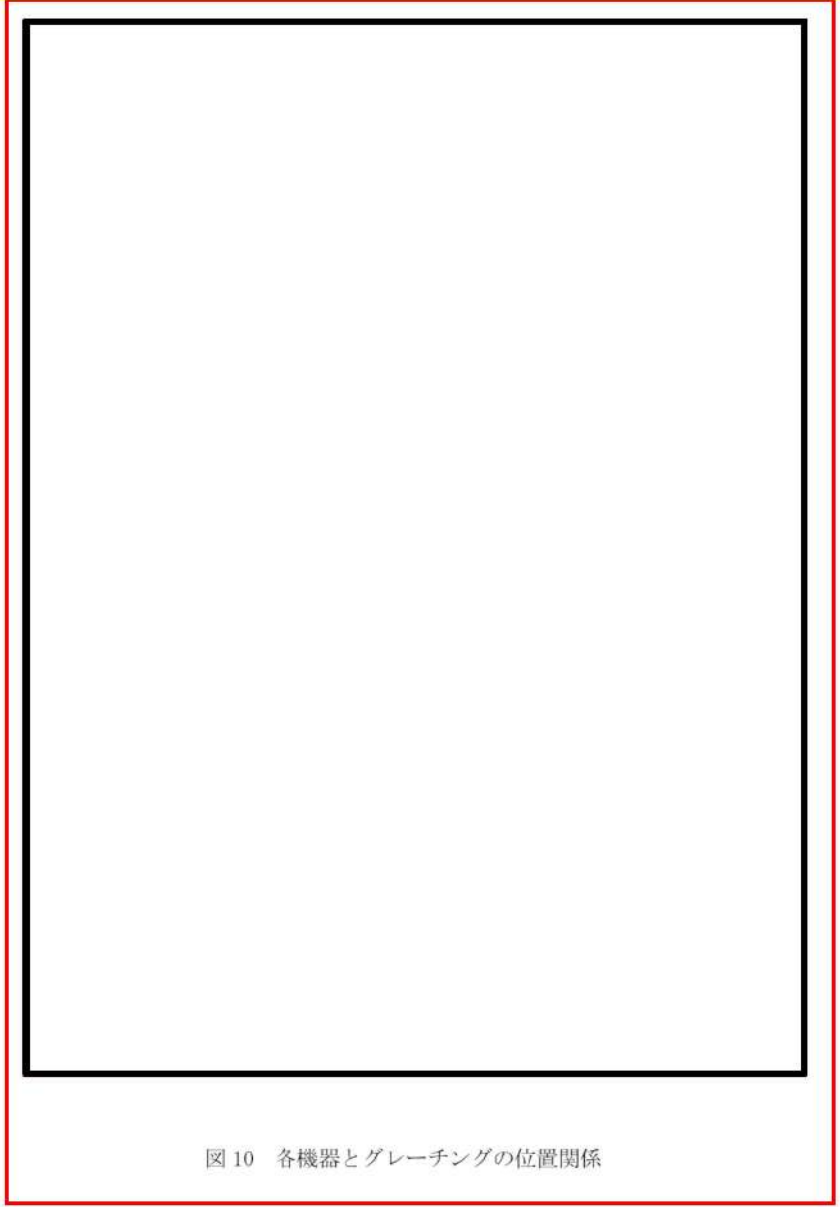
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>③対応</p> <p>i. ループ室内で発生する異物への対応</p> <p>大破断LOCA時にループ室内で発生する異物は、大部分が蒸気発生器保温材及び1次冷却材管保温材であり、ループ室内のグレーチングの開口部等を通じた大型保温材や、クロスオーバーレグの大型保温材が、万一連通穴（φ155mm）に到達することを防止するために、各ループ室最下階入口（5箇所）に、下部80cmに網目30mm×100mmのグレーチングを取り付けた金網扉を設置する。（図8）</p> <p>保温材等の異物は、ループ室入口の金網扉に至るまでにループ室各階の床グレーチングにて補足される。（図9）また、ループ室床面グレーチングとループ室入口の金網扉の網目の大きさは同じであり、ループ室床のグレーチングを通過した保温材等によりループ室入口の金網扉が閉塞することは無い。また、この網目を通る異物については連通穴（φ155mm）を閉塞させることは考えにくい。</p> <p>ii. ループ室外で発生する異物への対応</p> <p>大破断LOCA時にループ室外で発生する異物は、塗装等の粒子状異物及び堆積異物であるが、万一、ループ室床面（E.L. +17.6m）に落下しても、流路が複雑かつ長いこと等により、原子炉下部キャビティまで到達し難い。（図10）更に、連通穴は原子炉格納容器最下層床面近傍に位置しており、また穴径も155mmであることから、ループ室外で発生する塗装等の粒子状異物及び堆積異物が、連通穴を閉塞させるような大型の異物に該当するとは考えにくい。さらに、連通穴は複数設置することで多重性を持った設計としている。</p> <p>(d) まとめ</p> <p>プラント定期検査期間中に、原子炉格納容器内に検査機器等が多く持ち込まれるが、定期検査時及び終了後に異物が放置されていないことを目視により点検している。</p> <p>設計基準事故、重大事故等に伴い発生する異物は、発生異物量が最大となる1次冷却材管の大破断LOCAを想定している。連通穴を閉塞させるような大きな塊の保温材は大破断LOCA時にループ室で発生するものの、ループ室床面等のグレーチングで捕捉されるなど原子炉下部キャビティまで到達し難いが、さらにループ室出口に柵を設ける対策を講じている。さらに、原子炉下部キャビティへの流入経路である連通穴は複数確保して多重性を確保する。</p> <p>以上のことにより、原子炉下部キャビティへの流入の健全性を確保する。</p>	<p>③対応</p> <p>i. ループ室内で発生する異物への対応</p> <p>大破断LOCA時にループ室内で発生する異物は、大部分が蒸気発生器保温材及び1次冷却材管保温材であり、ループ室内のグレーチングの開口部等を通じた大型保温材や、クロスオーバーレグの大型保温材が、万一連通管（内径155mm）及び小扉（200mm×500mm）に到達することを防止するために、T.P.17.8mの外周通路部床面の階段開口部（2箇所）の手摺部に、グレーチングと同程度のメッシュ間隔のパンチングメタル板を設置する。（図9）（この他に機器搬入口の開口部が1箇所あり、既にグレーチングを設置している。）</p> <p>保温材等の異物は、T.P.17.8mの外周通路部床面の階段開口部の手摺部のパンチングメタル板に至るまでにループ室各階の床グレーチングにて捕捉される。（図10）また、ループ室床面グレーチングとパンチングメタル板の網目の大きさは同程度であり、ループ室床のグレーチングを通過した保温材等によりパンチングメタル板が閉塞することはない。また、この網目を通る異物については連通管（内径155mm）及び小扉（200mm×500mm）を閉塞させることは考えにくい。</p> <p>ii. ループ室外で発生する異物への対応</p> <p>大破断LOCA時にループ室外で発生する異物は、塗装等の粒子状異物及び堆積異物であるが、万一、ループ室床面（T.P.17.8m）に落下しても、流路が複雑かつ長いこと等により、原子炉下部キャビティまで到達し難い。（図11）更に、連通管及び小扉は原子炉格納容器最下層床面近傍に位置しており、また穴径及びサイズもそれぞれ155mm、200mm×500mmであることから、ループ室外で発生する塗装等の粒子状異物及び堆積異物が、連通管及び小扉を閉塞させるような大型の異物に該当するとは考えにくい。さらに、連通管（内径155mm）と小扉（200mm×500mm）をそれぞれ設置することで多重性を持った設計としている。</p> <p>(c) まとめ</p> <p>プラント定期検査期間中に、原子炉格納容器内に検査機器等が多く持ち込まれるが、定期検査時及び終了後に異物が放置されていないことを目視により点検している。</p> <p>設計基準事故、重大事故等に伴い発生する異物は、発生異物量が最大となる1次冷却材管の大破断LOCAを想定している。連通管及び小扉を閉塞させるような大きな塊の保温材は大破断LOCA時にループ室で発生するものの、ループ室床面等のグレーチングで捕捉されるなど原子炉下部キャビティまで到達し難いが、さらにT.P.17.8mの外周通路部床面の階段開口部の手摺部にパンチングメタル板を設ける対策を講じている。さらに、原子炉下部キャビティへの流入経路は連通管（内径155mm）と小扉（200mm×500mm）をそれぞれ設置することで多重性を確保する。</p> <p>以上のことにより、原子炉下部キャビティへの流入の健全性を確保する。</p>	<p>相違理由</p> <p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊では設置場所の相違からパンチングメタル板を使用しているが、網目サイズをグレーチングと同程度とすることで異物の捕捉性能に相違はない。 <p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ループ室床高さの設計が相違している。 <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊では大阪における2重の連通穴と同等の多重性を確保するため、連通管と小扉を使用する。 <p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・構造は異なるが、異物の捕捉性能は同等である。 <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・開口部のサイズを明確化した。

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	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="203 284 969 1114" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="479 1121 687 1145" style="text-align: center;"> <p>図8 保温材等のデブリ対策</p> </div> <div data-bbox="327 1177 846 1206" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;"> <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>	<div data-bbox="1061 172 1957 1177" style="border: 2px solid red; padding: 10px;"> <div data-bbox="1323 188 1518 292" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>大型の破損保温材等を捕捉するため、階段開口部周囲を囲むように手摺にパンチングメタルを設置した。(写真A)</p> </div> <div data-bbox="1637 180 1899 284" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>T.P.17.8m フロア : 水平方向の水の流れ : 下層階への水の流れ : 床開口部</p> </div> <div data-bbox="1122 403 1283 459" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-bottom: 10px;"> <p>LOCA 発生場所 (ループ室内)</p> </div> <div data-bbox="1088 584 1285 738" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1733 316 1921 523" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>LOCA 時の大型の破損保温材を含んだ水は、ループ室入口を経由し、階段開口部2箇所及び機器搬入口1箇所を通過して、最下階へ流下する。従ってこの3箇所、大型の破損保温材等を捕捉できるよう、対処を図る。</p> </div> <div data-bbox="1733 627 1921 730" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>大型の破損保温材等を捕捉するため、階段開口部周囲を囲むように手摺にパンチングメタルを設置した。(写真B)</p> </div> <div data-bbox="1093 751 1379 807" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-bottom: 10px;"> <p>機器搬入口の開口部には既にグレーチングが設置されており、大型の破損保温材等は捕捉される。</p> </div> <div data-bbox="1126 839 1391 1046" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1211 1058 1283 1078" style="text-align: center;"> <p>(写真A)</p> </div> <div data-bbox="1099 1078 1391 1098" style="text-align: center;"> <p>階段開口部に設置したパンチングメタル</p> </div> <div data-bbox="1424 770 1644 935" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1469 959 1581 1126" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1659 839 1933 1046" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1760 1058 1832 1078" style="text-align: center;"> <p>(写真B)</p> </div> <div data-bbox="1648 1078 1939 1098" style="text-align: center;"> <p>階段開口部に設置したパンチングメタル</p> </div> <div data-bbox="1384 1137 1630 1161" style="text-align: center;"> <p>図9 保温材等のデブリ対策</p> </div> </div> <div data-bbox="1249 1185 1709 1214" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;"> <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> </div>	<div data-bbox="1973 272 2096 296" style="color: red;"> <p>設計方針の相違</p> </div>

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	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="443 1193 725 1216">図9 各機器とグレーチングの位置関係</p>	 <p data-bbox="1303 1321 1706 1343">図10 各機器とグレーチングの位置関係</p> <p data-bbox="1272 1417 1818 1439">□ 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>	<p data-bbox="1975 306 2101 328">設計方針の相違</p>

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	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="224 167 963 614" style="border: 2px solid black; width: 300px; height: 280px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="268 619 907 641">図10-1 各グループ室から原子炉下部キャビティまでの流路 (大阪3号機 断面図の例)</p> <div data-bbox="324 651 840 678" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin: 5px auto; width: 200px;"> <p data-bbox="324 654 840 678">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> <div data-bbox="257 798 940 1204" style="border: 2px solid black; width: 300px; height: 255px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="291 1212 873 1236">図10-2 各グループ室から原子炉下部キャビティまでの流路 (大阪3号機 17.6M 平面図)</p> <div data-bbox="358 1268 817 1295" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin: 5px auto; width: 200px;"> <p data-bbox="358 1272 817 1295">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>	<div data-bbox="1108 279 1926 1364" style="border: 2px solid yellow; padding: 10px;"> <div data-bbox="1288 335 1724 774" style="border: 2px solid black; width: 200px; height: 275px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="1433 782 1590 805" style="text-align: center;">T. P. 17.8m フロア</p> <div data-bbox="1736 502 1892 534" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin: 5px auto; width: 60px;"> <p data-bbox="1736 505 1892 534">: 床開口部</p> </div> <div data-bbox="1288 798 1724 1220" style="border: 2px solid black; width: 200px; height: 265px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="1433 1220 1590 1244" style="text-align: center;">T. P. 10.4m フロア</p> <p data-bbox="1209 1093 1254 1117" style="margin-left: 10px;">小扉</p> <p data-bbox="1758 1109 1814 1133" style="margin-right: 10px;">連通管</p> <p data-bbox="1276 1244 1747 1300" style="text-align: center;">図11 各グループ室から原子炉下部キャビティまでの流路 (T. P. 17.8m/10.4m 平面図)</p> <div data-bbox="1321 1332 1780 1356" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin: 5px auto; width: 200px;"> <p data-bbox="1321 1335 1780 1356">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> </div> </div>	<p data-bbox="1971 311 2105 335" style="color: red;">設計方針の相違</p>

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	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4. まとめ</p> <p>原子炉下部キャビティへ通じる炉内計装用シンプル配管室への注水を確実にするために、以下の対策を実施する。(図11)</p> <p>①原子炉下部キャビティへの流入経路確保</p> <p>原子炉下部キャビティへ通じる炉内計装用シンプル配管室への連通穴2箇所設置。 また、炉内計装用シンプル配管入口扉に小扉を従来より設置している。</p> <p>②保温材等のデブリ対策</p> <p>各ループ室最下階入口（4箇所）にデブリ捕捉用の柵を設置する。</p> <p>これらの対策により、以下に示す効果が期待できることから、原子炉下部キャビティへの注水を確実に実施することができる。</p> <p>○大破断LOCAにより発生する保温材等のデブリは、デブリ捕捉用の柵により捕捉することができるため、連通穴にこれらのデブリが到達することはない。また、連通穴についてはデブリにより閉塞し難い構造であるため、外側から通水経路が閉塞することはない。</p> <p>○溶融炉心等が平均的に原子炉下部キャビティに堆積することを想定した場合においても、連通穴の設置高さは堆積高さより高いことから、内側から注水経路が閉塞することなく有効に機能する。</p>	<p>3. まとめ</p> <p>原子炉下部キャビティへの注水を確実にするために、以下の対策を実施する。(図12)</p> <p>① 原子炉下部キャビティへの流入経路確保</p> <p>原子炉下部キャビティ入口扉に小扉を設置。 また、原子炉下部キャビティへの連通管を従来より設置している。</p> <p>② 保温材等のデブリ対策</p> <p>T.P.17.8mの外周通路部床面の階段開口部（2箇所）の手摺部にデブリ捕捉用のパンチングメタル板を設置する。</p> <p>これらの対策により、以下に示す効果が期待できることから、原子炉下部キャビティへの注水を確実に実施することができる。</p> <p>○大破断LOCAにより発生する保温材等のデブリは、デブリ捕捉用のパンチングメタル板及びびグレーチングにより捕捉することができるため連通管及びび小扉にこれらのデブリが到達することはない。また、連通管及びび小扉についてはデブリにより閉塞し難い構造であるため、外側から通水経路が閉塞することはない。</p> <p>○溶融炉心等が平均的に原子炉下部キャビティに堆積することを想定した場合においても、連通管及びび小扉の設置高さは堆積高さより高いことから、内側から注水経路が閉塞することなく有効に機能する。</p>	<p>相違理由</p> <p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊3号炉は連通管と異なる方向のほぼ同じ高さに連通管よりも大きい開口部を持つ小扉を設置することで多重性及び多様性を持つ設計としている。 <p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊では設置場所の相違からパンチングメタル板を採用しているが、捕捉性能は同等である。 ・泊では床面開口部にグレーチングを設置している。

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="250 178 947 603" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="331 608 846 655" data-label="Caption"> <p>図11. 原子炉下部キャビティまでの流入経路断面図 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>	<div data-bbox="1120 178 1921 710" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="1276 643 1803 703" data-label="Caption"> <p>図12. 原子炉下部キャビティまでの流入経路断面図 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> </div>	<p>設計方針の相違</p>

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	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別紙</p> <p style="text-align: center;">原子炉下部キャビティへの蓄水時間について</p> <p>1. 原子炉下部キャビティへの流入箇所</p> <p>原子炉格納容器の最下階エリアからは、図1に示すとおり原子炉下部キャビティに通じる連通穴を経由して原子炉下部キャビティへ流入する。また、原子炉格納容器最下階フロアの水位上昇に伴い、小扉からも流入する。</p> <p>図2に連通穴から原子炉下部キャビティへ流入する場合の、最下階エリア及び原子炉下部キャビティの水位と原子炉格納容器内への注水量の関係を示す。</p> <p>なお、解析コードMAAPによると、図3のとおり溶融炉心等を常温まで冷却するのに必要な水量を上回る冷却水が、原子炉容器破損時（約1.4時間後）までに確保可能である。</p> <div data-bbox="250 743 965 1203" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%; margin: 10px 0;"> </div> <p style="text-align: center;">図1. 原子炉下部キャビティまでの流入経路断面概要図</p> <div data-bbox="331 1225 846 1254" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin: 10px 0;"> <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;">別紙</p> <p style="text-align: center;">原子炉下部キャビティへの蓄水時間について</p> <p>1. 原子炉下部キャビティへの流入箇所</p> <p>原子炉格納容器の最下階エリアからは、図1に示すとおり原子炉下部キャビティに通じる開口部（連通管及び小扉）を経由して原子炉下部キャビティへ流入する。</p> <p>図2及び図3に連通管又は小扉から原子炉下部キャビティへ流入する場合の、最下階エリア及び原子炉下部キャビティの水位と原子炉格納容器内への注水量の関係を示す。</p> <p>原子炉下部キャビティ室に通じる開口部は2箇所（連通管及び小扉）あり、仮にどちらか一方が閉塞した場合においても、図2及び図3のとおり冷却に必要な冷却水の確保は可能である。</p> <p>なお、解析コードMAAPによると、図4のとおり溶融炉心等を常温まで冷却するのに必要な水量を上回る冷却水が、原子炉容器破損時（約1.6時間後）までに確保可能である。</p> <div data-bbox="1140 743 1890 1337" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%; margin: 10px 0;"> </div> <p style="text-align: center;">図1 原子炉下部キャビティまでの流入経路断面概要図</p> <div data-bbox="1317 1385 1798 1414" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin: 10px 0;"> <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> </div>	<p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊3号炉は小扉及び連通管とはほぼ同じ高さとなるためほぼ同時に流入する。 <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊では大阪における2重の連通穴と同等の多重性を確保するため、連通管と小扉を使用する。 <p>設計方針の相違</p>

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	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="340 178 810 510" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="421 513 766 534" data-label="Caption"> <p>図2. 原子炉格納容器内への注水量と水位の関係</p> </div> <p>本関係図の設定条件は以下のとおりである。</p> <p>(a) 解析コードMAAPによれば、MCCIの発生に対してもっとも影響の大きい「大LOCA+ECCS失敗+格納容器スプレイ失敗」において、原子炉容器破損時(約1.4時間後)に合計\squareトン^{※1}の溶融炉心及び溶融された炉内構造物等が原子炉下部キャビティに落下するとの結果を得ている。この初期に落下する溶融炉心等の物量について、保守的に大阪3,4号機に装荷される炉心有効部の全量約\squareトンと設定し、これが原子炉下部キャビティに落下した際に蓄水した水により常温まで冷却するのに必要な水量として約\squareトン^{※2}とした。</p> <p>※1: MAAP解析では、初期炉心熱出力を\square大きめに設定しており、また、炉心崩壊熱も大きめの発熱量で推移すると設定している。そのため、原子炉容器破損時間や溶融炉心等落下物量は実態よりも早め・大きめになり、数値は十分保守的である。</p> <p>※2: 初期以降に落下する溶融炉心等の冷却に必要な冷却水については、スプレイ水等により最下階に溜まった水が連通穴等により適宜注水される。</p> <p>(b) 大破断LOCA時には短時間に大流量が原子炉格納容器内へ注水されるため、連通穴を主経路として原子炉下部キャビティに通水されるため、原子炉容器外周隙間からの流入については考慮しない。</p> <div data-bbox="331 1359 846 1391" data-label="Text"> <p>\square 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>	<div data-bbox="1070 178 1930 689" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1070 699 1930 762" data-label="Caption"> <p>図2 原子炉格納容器内への注水量と水位の関係 (既設連通管のみから流入の場合)</p> </div> <p>本関係図の設定条件は以下のとおりである。</p> <p>(a) 解析コードMAAPによれば、MCCIの発生に対してもっとも影響の大きい「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗」において、原子炉容器破損時(約1.6時間後)に合計\squareトン^{※2}の溶融炉心及び溶融された炉内構造物等が原子炉下部キャビティに落下するとの結果を得ている。この初期に落下する溶融炉心等の物量について、保守的に泊3号炉に装荷される炉心有効部の全量約\squareトンと設定し、これが原子炉下部キャビティに落下した際に蓄水した水により常温まで冷却するのに必要な水量として約\squareトン^{※3}とした。</p> <p>※2 MAAP解析では、初期炉心熱出力を2%大きめに設定しており、また、炉心崩壊熱も大きめの発熱量で推移すると想定している。そのため、原子炉容器破損時間や溶融炉心等落下物量は実態よりも早め・大きめになり、数値は十分保守的である。</p> <p>※3 初期以降に落下する溶融炉心等の冷却に必要な冷却水については、スプレイ水等により最下階に溜まった水が連通管等により適宜注水される。</p> <p>(b) 大破断LOCA時には短時間に大流量が原子炉格納容器内へ注水されるため、連通管を主経路として原子炉下部キャビティに通水されるため、以下については考慮しない。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器サンプからのドレン配管逆流による流入 ・原子炉容器外周隙間からの流入 <div data-bbox="1473 1375 1953 1407" data-label="Text"> <p>\square 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> </div>	<p>設計方針の相違</p> <p>設計方針の相違</p> <p>設計方針の相違</p> <p>・泊3号炉は下部キャビティ内ドレン配管があるため、ドレン配管から逆流する経路がある。</p>

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	泊発電所3号炉	相違理由
	<div data-bbox="1070 177 1921 683" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="1093 699 1912 726">図3 原子炉格納容器内への注水量と水位の関係(追設小扉のみから流入の場合)</p> <p data-bbox="1077 785 1447 807">本関係図の設定条件は以下のとおりである。</p> <p data-bbox="1093 818 1733 841">(a) 溶融炉心等の物量及び必要な冷却水量の設定については、図2と同じ。</p> <p data-bbox="1093 852 1749 874">(b) 追設する小扉の流入性確認のため、保守的に以下については考慮しない。</p> <ul data-bbox="1122 885 1554 978" style="list-style-type: none"> ・既設の連通管からの流入 ・格納容器サンプからのドレン配管逆流による流入 ・原子炉容器外周隙間からの流入 <p data-bbox="1093 989 1960 1115">(c) 保守的に、大破断LOCA時の初期の流入水 (RCS 配管破断水 (新)) は、既設の連通管が設置されている加圧器逃がシタンクエリアに流入し、このうち当該エリアの容積に相当する水が滞留水になると仮定した。また加圧器逃がシタンクエリアが満水となった後にオーバーフローし、階段室及び下部キャビティ室に流入すると仮定した。</p> <p data-bbox="1093 1126 1960 1217">(d) 実際にはRCS配管破断水及びスプレイ水は、加圧器逃がシタンクエリア (既設連通管側) 及び階段室 (追設小扉側) に同時に流入し、階段室 (追設小扉側) にも早期に流入することから、上記は保守的な仮定である。</p> <div data-bbox="1458 1347 1951 1369" style="border: 1px solid black; padding: 2px; display: inline-block;"> 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 data-bbox="1973 172 2101 194">記載方針の相違</p> <ul data-bbox="1973 207 2121 363" style="list-style-type: none"> ・大阪では連通穴が2重化されていることから、小扉のみの流入による評価を行っていない。

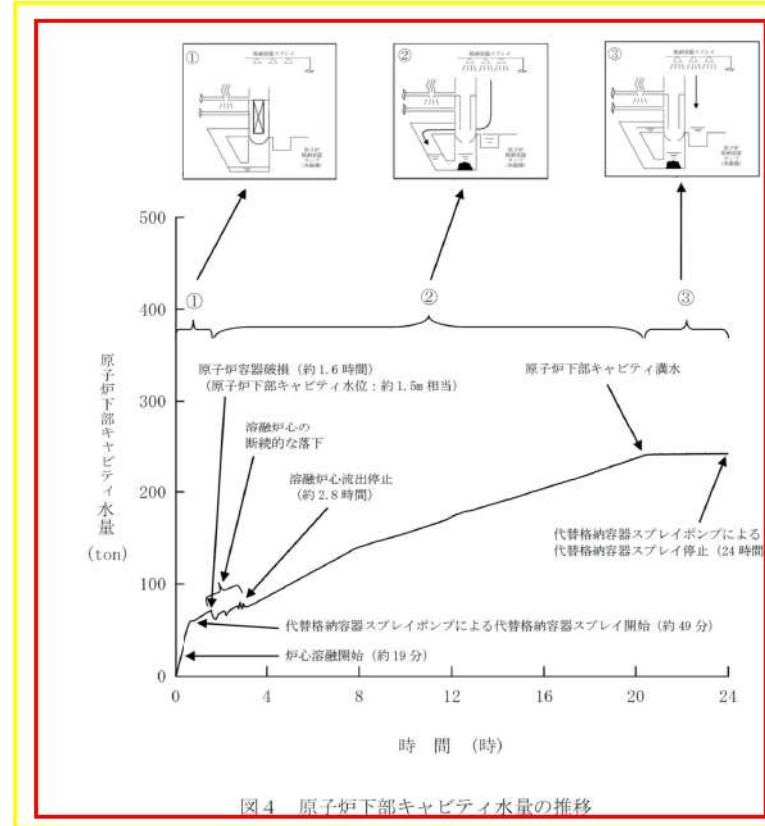
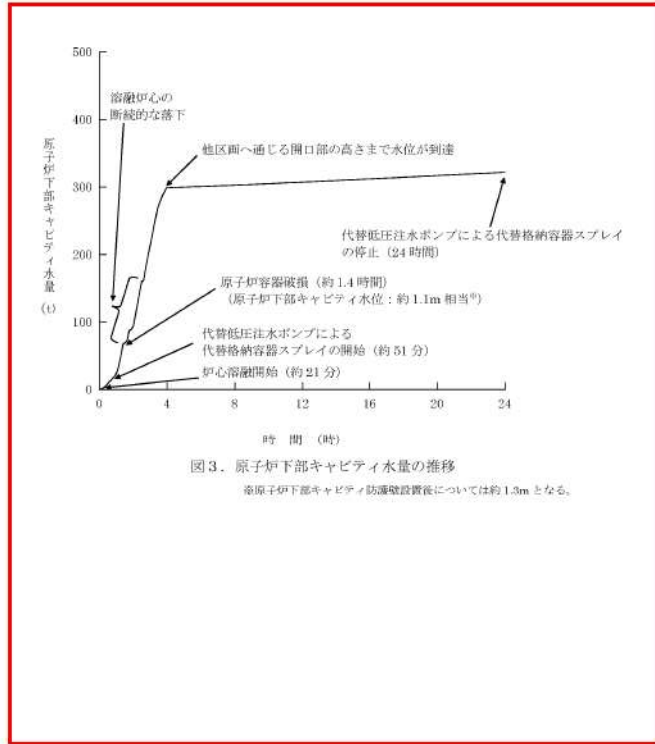
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第58条 計装設備（補足説明資料）

大阪発電所3/4号炉

泊発電所3号炉

相違理由



設計方針の相違
 ・格納容器配置等の相違による

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）

第58条 計装設備（補足説明資料）

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>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>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、次ページ以降に示す。</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>(女川該当資料なし)</p>	<p>別紙5</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>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、次ページ以降に示す。</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>【大飯】資料構成の相違</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 【大飯】設計方針の相違 【大飯】設備構成の相違 ・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および出口温度の監視可能となることは大飯と同様）。</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）

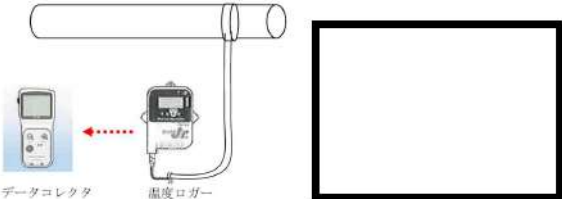
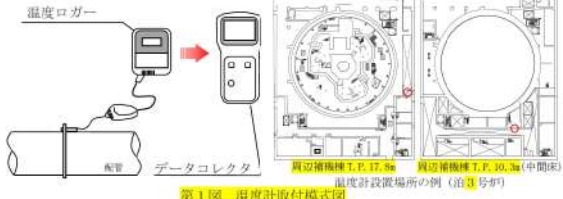
第58条 計装設備（補足説明資料）

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															
冷却モード	対象ヒートシンク	説明（CV外温度計の状況等）				第1表 原子炉格納容器外温度計の現状 <table border="1"> <thead> <tr> <th>冷却モード</th> <th>対象ヒートシンク</th> <th>説明（原子炉格納容器外での温度監視方法等）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>余熱除去系再循環</td> <td>余熱除去冷却器（原子炉補機冷却水冷却器）</td> <td>余熱除去冷却器の入口温度及び出口温度が、トレンド監視可能。また、原子炉補機冷却水冷却器の入口温度及び出口温度が、トレンド監視可能。</td> </tr> <tr> <td>格納容器スプレイ系再循環</td> <td>格納容器スプレイ冷却器（原子炉補機冷却水冷却器）</td> <td>原子炉補機冷却水冷却器の入口温度及び出口温度が、トレンド監視可能。</td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環ユニット冷却（補機冷却水通水）</td> <td>格納容器再循環ユニット（原子炉補機冷却水冷却器）</td> <td>格納容器再循環ユニット入口温度及び出口温度（原子炉補機冷却水冷却器出口及び入口温度）が、トレンド監視可能。</td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環ユニット冷却（海水）</td> <td>格納容器再循環ユニット</td> <td>格納容器再循環ユニット入口温度（原子炉補機冷却水冷却器出口温度）が、トレンド監視可能。格納容器再循環ユニット出口温度は指示計なし。</td> </tr> </tbody> </table>			冷却モード	対象ヒートシンク	説明（原子炉格納容器外での温度監視方法等）	余熱除去系再循環	余熱除去冷却器（原子炉補機冷却水冷却器）	余熱除去冷却器の入口温度及び出口温度が、トレンド監視可能。また、原子炉補機冷却水冷却器の入口温度及び出口温度が、トレンド監視可能。	格納容器スプレイ系再循環	格納容器スプレイ冷却器（原子炉補機冷却水冷却器）	原子炉補機冷却水冷却器の入口温度及び出口温度が、トレンド監視可能。	格納容器再循環ユニット冷却（補機冷却水通水）	格納容器再循環ユニット（原子炉補機冷却水冷却器）	格納容器再循環ユニット入口温度及び出口温度（原子炉補機冷却水冷却器出口及び入口温度）が、トレンド監視可能。	格納容器再循環ユニット冷却（海水）	格納容器再循環ユニット	格納容器再循環ユニット入口温度（原子炉補機冷却水冷却器出口温度）が、トレンド監視可能。格納容器再循環ユニット出口温度は指示計なし。	<p>【大阪】設備構成の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊では格納容器スプレイ系再循環時において、格納容器スプレイ冷却器出口温度にてトレンド監視が可能。 <p>【大阪】設備構成の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 海水通水時において、大阪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および出口温度の監視可能となることは大阪と同様） <p>【大阪】記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊は有効性評価における記載表現と整合を図っている。想定する事故シナリオは大阪と同様。 <p>【大阪】解析結果の相違</p>
冷却モード	対象ヒートシンク	説明（原子炉格納容器外での温度監視方法等）																						
余熱除去系再循環	余熱除去冷却器（原子炉補機冷却水冷却器）	余熱除去冷却器の入口温度及び出口温度が、トレンド監視可能。また、原子炉補機冷却水冷却器の入口温度及び出口温度が、トレンド監視可能。																						
格納容器スプレイ系再循環	格納容器スプレイ冷却器（原子炉補機冷却水冷却器）	原子炉補機冷却水冷却器の入口温度及び出口温度が、トレンド監視可能。																						
格納容器再循環ユニット冷却（補機冷却水通水）	格納容器再循環ユニット（原子炉補機冷却水冷却器）	格納容器再循環ユニット入口温度及び出口温度（原子炉補機冷却水冷却器出口及び入口温度）が、トレンド監視可能。																						
格納容器再循環ユニット冷却（海水）	格納容器再循環ユニット	格納容器再循環ユニット入口温度（原子炉補機冷却水冷却器出口温度）が、トレンド監視可能。格納容器再循環ユニット出口温度は指示計なし。																						
2. 対応内容																								
3. 可搬型温度計測の概要																								
(1) 温度計測機器の構成																								
(2) 温度計の仕様																								

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）

第58条 計装設備（補足説明資料）

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>温度センサー：配管表面に添付 SUSバンド等で配管に巻きつけ（取付け及び取外し可能） 電源：リチウム電池（使用可能時間 約10ヶ月） データ保有量：約10日分（約1分間隔（プラントコンピューター（PCCS）相当）のデータ測定及び保有が可能）</p> <p>(3) 温度計測体制 可搬型温度計測装置の配備に際しては、手順書を作成するとともに、必要な要員を配置し、教育・訓練等を実施する。</p> <p>具体的には、当該可搬型温度計測装置は大容量ポンプによる格納容器再循環ユニットへの海水の通水の際に使用するため、可搬型温度計測装置の設置は召集要員にて行うこととし、温度監視は運転員が行うこととし、社内マニュアルに反映する。</p> <p>(4) 温度計取付け模式図</p>  <p>データコレクタ 温度ロガー</p> <ul style="list-style-type: none"> ・現地に温度センサー及び温度ロガーを設置して温度測定を実施。 ・データの吸い上げは現場で可能。 ・データコレクタにより、温度のトレンドが確認可能。 <p style="border: 1px solid black; padding: 2px;">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>4. 重大事故等時の格納容器再循環ユニット出入口温度差の監視 重大事故等時において、格納容器内自然対流冷却を実施する場合は、原子炉補機冷却水配管に温度センサーを取り付け、被ばく低減のためCVから離れた場所で可搬型温度計測装置により温度を監視し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を確認する。</p> <p>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実施した場合の格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を表1に示す。また、重大事故等時の格納容器再循環ユニット</p>	<p>温度センサー：配管表面に添付 SUSバンド等で配管に巻きつけ（取付け及び取外し可能） 電源：リチウム電池（使用可能時間 約10ヶ月） データ保有量：約10日分（約1分間隔（プラントコンピューター（PCCS）相当）のデータ測定及び保有が可能）</p> <p>(3) 温度計測体制 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）の配備に際しては、手順書を作成するとともに、必要な要員を配置し、教育・訓練等を実施する。</p> <p>具体的には、当該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）は可搬型大型送水ポンプ車による格納容器再循環ユニットへの海水の通水の際に使用するため、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）の設置は運転員にて行うこととし、温度監視は運転員が行うこととし、社内マニュアルに反映する。</p> <p>(4) 温度計取付け模式図</p>  <p>温度ロガー データコレクタ</p> <p>第1図 温度計取付け模式図</p> <ul style="list-style-type: none"> ・現地に温度センサー及び温度ロガーを設置して温度測定を実施。 ・データの吸い上げは現場で可能。 ・データコレクタにより、温度のトレンドが確認可能。 <p>4. 重大事故等時の格納容器再循環ユニット出入口温度差の監視 重大事故等時において、格納容器内自然対流冷却を実施する場合は、原子炉補機冷却水配管に温度センサーを取り付け、被ばく低減のため原子炉格納容器から離れた場所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）により温度を監視し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を確認する。</p> <p>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実施した場合の格納容器再循環ユニット冷却水出入口温度差を第2表に示す。また、重大事故等時の格納容器再循環ユニット</p>	<p>【大阪】設備名称の相違</p> <p>【大阪】設備名称の相違</p> <p>【大阪】記載表現の相違 【大阪】設備名称の相違</p> <p>【大阪】体制の相違</p> <p>【大阪】記載表現の相違 【大阪】設備名称の相違</p> <p>【大阪】記載表現の相違 【大阪】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）

第58条 計装設備（補足説明資料）

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>の除熱性能曲線を図1に示す。この出入口温度差と実際の出入口温度差を比較し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を確認する。</p> <table border="1" data-bbox="85 245 636 357"> <thead> <tr> <th>C/V圧力</th> <th>飽和蒸気温度 (°C)</th> <th>除熱量 (MW/台)</th> <th>冷却水流量 (m³/h)</th> <th>出入口温度差 (°C)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.392MPa[gage]時 (最高使用圧力時)</td> <td>約144</td> <td>約12.3</td> <td>141</td> <td>約75</td> </tr> <tr> <td>0.784MPa[gage]時 (最高使用圧力2倍)</td> <td>約168</td> <td>約13.0</td> <td>141</td> <td>約80</td> </tr> </tbody> </table> <p>表1 格納容器再循環ユニットによる格納容器自然対流冷却時の出入口温度</p>  <p>図1 重大事故時の格納容器再循環ユニットの除熱性能曲線 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>5. 原子炉補機冷却水サージタンク圧力計測の概要 原子炉補機冷却水サージタンク圧力を確認するため、既設圧力計と代替計器として可搬型の計器である原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力にて計測する。</p> <p>(1) 計器仕様</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力 仕様（計測範囲）：0.0～1.6 MPa タンク加圧目標：0.3MPa 	C/V圧力	飽和蒸気温度 (°C)	除熱量 (MW/台)	冷却水流量 (m ³ /h)	出入口温度差 (°C)	0.392MPa[gage]時 (最高使用圧力時)	約144	約12.3	141	約75	0.784MPa[gage]時 (最高使用圧力2倍)	約168	約13.0	141	約80	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>トの除熱性能曲線を第2図に示す。この出入口温度差と実際の出入口温度差を比較し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を確認する。</p> <p>第2表 格納容器再循環ユニットによる格納容器自然対流冷却時の出入口温度</p> <table border="1" data-bbox="1274 272 1767 389"> <thead> <tr> <th>格納容器圧力</th> <th>飽和蒸気温度 (°C)</th> <th>除熱量 (MW/台)</th> <th>冷却水流量 (m³/h)</th> <th>出入口温度差 (°C)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.283MPa[gage]時 (最高使用圧力時)</td> <td>132</td> <td>約5.4</td> <td>82</td> <td>約60</td> </tr> <tr> <td>0.566MPa[gage]時 (最高使用圧力2倍)</td> <td>155</td> <td>約6.5</td> <td>82</td> <td>約70</td> </tr> </tbody> </table>  <p>第2図 重大事故等時の格納容器再循環ユニットの除熱性能曲線 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> <p>5. 原子炉補機冷却水サージタンク圧力計測の概要 原子炉補機冷却水サージタンク圧力を確認するため、既設圧力計（原子炉補機冷却水サージタンク圧力（AM用））と代替計器として可搬型の計器である原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）にて計測する。</p> <p>(1) 計器仕様</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水サージタンク圧力（AM用） 仕様（計測範囲）：0～1.0MPa[gage] 原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型） 仕様（計測範囲）：0～1.0MPa[gage] タンク加圧目標：0.28MPa[gage] <p>【伊方3号炉補足資料抜粋】</p> <ul style="list-style-type: none"> 圧力計仕様 原子炉補機冷却水サージタンク広域圧力計：0～0.6MPa 原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力計：0～1MPa タンク加圧目標：0.27MPa 	格納容器圧力	飽和蒸気温度 (°C)	除熱量 (MW/台)	冷却水流量 (m ³ /h)	出入口温度差 (°C)	0.283MPa[gage]時 (最高使用圧力時)	132	約5.4	82	約60	0.566MPa[gage]時 (最高使用圧力2倍)	155	約6.5	82	約70	<p>トの除熱性能曲線を第2図に示す。この出入口温度差と実際の出入口温度差を比較し、格納容器再循環ユニットの冷却状態を確認する。</p> <p>第2表 格納容器再循環ユニットによる格納容器自然対流冷却時の出入口温度</p> <table border="1" data-bbox="1274 272 1767 389"> <thead> <tr> <th>格納容器圧力</th> <th>飽和蒸気温度 (°C)</th> <th>除熱量 (MW/台)</th> <th>冷却水流量 (m³/h)</th> <th>出入口温度差 (°C)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.283MPa[gage]時 (最高使用圧力時)</td> <td>132</td> <td>約5.4</td> <td>82</td> <td>約60</td> </tr> <tr> <td>0.566MPa[gage]時 (最高使用圧力2倍)</td> <td>155</td> <td>約6.5</td> <td>82</td> <td>約70</td> </tr> </tbody> </table>  <p>第2図 重大事故等時の格納容器再循環ユニットの除熱性能曲線 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> <p>5. 原子炉補機冷却水サージタンク圧力計測の概要 原子炉補機冷却水サージタンク圧力を確認するため、既設圧力計（原子炉補機冷却水サージタンク圧力（AM用））と代替計器として可搬型の計器である原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）にて計測する。</p> <p>(1) 計器仕様</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉補機冷却水サージタンク圧力（AM用） 仕様（計測範囲）：0～1.0MPa[gage] 原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型） 仕様（計測範囲）：0～1.0MPa[gage] タンク加圧目標：0.28MPa[gage] 	格納容器圧力	飽和蒸気温度 (°C)	除熱量 (MW/台)	冷却水流量 (m ³ /h)	出入口温度差 (°C)	0.283MPa[gage]時 (最高使用圧力時)	132	約5.4	82	約60	0.566MPa[gage]時 (最高使用圧力2倍)	155	約6.5	82	約70	<p>【大飯】記載表現の相違</p> <p>【大飯】解析結果の相違</p> <p>【大飯】解析結果の相違</p> <p>【大飯】記載方針の相違 ・既設圧力計名称の明確化 【大飯】設備名称の相違</p> <p>【大飯】記載方針の相違 ・既設圧力計仕様を記載（伊方と同様） 【大飯】設備名称の相違 【大飯】設備仕様の相違 ・設備の相違により計測範囲が異なる。（必要な範囲を計測できることに相違なし）</p>
C/V圧力	飽和蒸気温度 (°C)	除熱量 (MW/台)	冷却水流量 (m ³ /h)	出入口温度差 (°C)																																												
0.392MPa[gage]時 (最高使用圧力時)	約144	約12.3	141	約75																																												
0.784MPa[gage]時 (最高使用圧力2倍)	約168	約13.0	141	約80																																												
格納容器圧力	飽和蒸気温度 (°C)	除熱量 (MW/台)	冷却水流量 (m ³ /h)	出入口温度差 (°C)																																												
0.283MPa[gage]時 (最高使用圧力時)	132	約5.4	82	約60																																												
0.566MPa[gage]時 (最高使用圧力2倍)	155	約6.5	82	約70																																												
格納容器圧力	飽和蒸気温度 (°C)	除熱量 (MW/台)	冷却水流量 (m ³ /h)	出入口温度差 (°C)																																												
0.283MPa[gage]時 (最高使用圧力時)	132	約5.4	82	約60																																												
0.566MPa[gage]時 (最高使用圧力2倍)	155	約6.5	82	約70																																												

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）

第58条 計装設備（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉

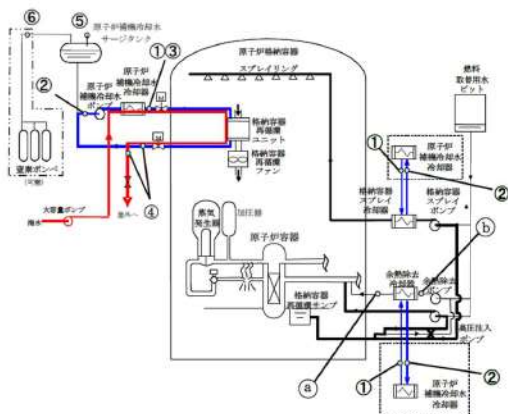
女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

《参考図面》

○大飯3号炉及び4号炉 温度計測計器
 原子炉補機冷却水サージタンク圧力



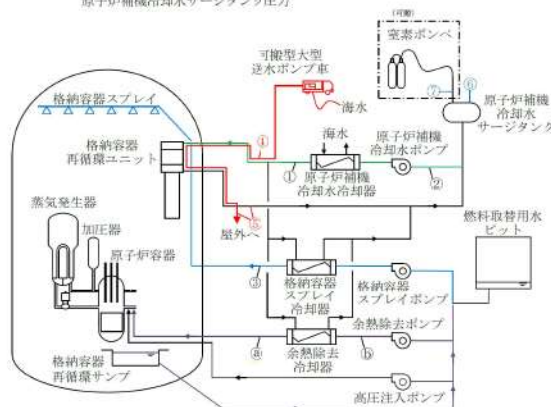
温度測定位置	温度確認箇所及び確認方法
① 原子炉補機冷却水供給側	PCCS
② 原子炉補機冷却水戻り側	PCCS
③ 再循環ユニット入口温度	可搬型温度計測装置
④ 再循環ユニット出口温度	可搬型温度計測装置
⑤ 余热除去系再循環余热除去冷却器出口	PCCS、記録計
⑥ 余热除去系再循環余热除去冷却器入口	PCCS、記録計

※③、④の確認箇所は変更の可能性がある。

計器名称	確認方法
⑤ AM用原子炉補機冷却水サージタンク圧力	指示計
⑥ 原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力	現地指示計

《参考図面》

○泊3号炉 温度計測計器
 原子炉補機冷却水サージタンク圧力



温度測定位置	温度確認箇所及び確認方法
① 原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水	PCCS
② 原子炉補機冷却水戻り母管	PCCS
③ 格納容器スプレイ冷却器出口	PCCS
④ 格納容器再循環ユニット入口補機冷却水	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）
⑤ 格納容器再循環ユニット出口補機冷却水	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）
⑥ 余热除去冷却器出口	PCCS
⑦ 余热除去冷却器入口	PCCS

計器名称	確認方法
⑥ 原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)	現場指示計
⑦ 原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型)	現場指示計

【大飯】申請プラントの相違

【大飯】設備名称の相違

【大飯】海水通水箇所の相違

・大飯では大容量ポンプにて原子炉補機冷却水冷却器出口温度計上流より海水注水するが、泊では可搬型大型送水ポンプにて原子炉補機冷却水冷却器出口温度計下流より注水する。

【大飯】設備名称の相違

【大飯】設備構成の相違

・泊では格納容器スプレイ系再循環時において、格納容器スプレイ冷却器出口温度にてトレンド監視が可能であるため本表に当該計器を追記している。

・泊3号炉は、デジタルプラントであるため、余热除去系冷却器出口及び入口温度を記録するアナログの記録計は設置していない。

【大飯】設備名称及び記載表現の相違

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）

第58条 計装設備（補足説明資料）

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>原子炉圧力容器の水位の推定手段について</p> <p>1. 概要</p> <p>「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第五十八条第1項（計装設備）、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」及び1.15事故時の計装に関する手順等においては、重大事故等が発生し、計測機器の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けることが要求されている。</p> <p>このうち、原子炉圧力容器（以下「原子炉容器」という）の水位として通常監視している加圧器水位の計測が困難になった場合、①原子炉水位の指示値より水位を確認、②1次冷却材圧力と1次冷却材高温側温度（広域）、サブクール度（CRT）指示値により、原子炉容器内のサブクール状態を監視することで原子炉容器の水位を推定することとしている。</p> <p>また、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」1.2原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等においても、原子炉容器の水位を推定する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備することが要求されており、同様の推定を行うこととしている。</p> <p>2. 原子炉容器内の水位監視について</p> <p>PWRプラントにおいては、原子炉容器より上に位置する加圧器により通常運転や事故時の圧力及び1次系の保有水量の制御を行っており、加圧器の水位を計測することで、原子炉容器内の水位の状態を監視し、炉心の冷却状態を把握する上で重要となる原子炉容器内の保有水量の監視を行っている。</p> <p>したがって、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータのうち、原子炉容器内の水位については、加圧器水位を主要パラメータとしており、加圧器水位の計測が困難になった場合、以下の推定手段を整備している。</p> <p>①原子炉水位による原子炉容器内の水位計測 ②1次冷却材圧力、1次冷却材高温側温度（広域）及びサブクール度（CRT）の計測値による水位の推定 （原子炉容器内のサブクール状態の監視）</p>	<p>（女川該当資料なし）</p>	<p>別紙6</p> <p>原子炉圧力容器の水位の推定手段について</p> <p>1. 概要</p> <p>「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第五十八条第1項（計装設備）、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」及び1.15事故時の計装に関する手順等においては、重大事故等が発生し、計測機器の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けることが要求されている。</p> <p>このうち、原子炉圧力容器の水位として通常監視している加圧器水位の計測が困難になった場合、①原子炉容器水位の指示値より水位を確認、②1次冷却材圧力（広域）と1次冷却材温度（広域－高温側）、サブクール度指示値により、原子炉圧力容器内のサブクール状態を監視することで原子炉圧力容器の水位を推定することとしている。</p> <p>また、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」1.2原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等においても、原子炉圧力容器の水位を推定する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備することが要求されており、同様の推定を行うこととしている。</p> <p>2. 原子炉圧力容器内の水位監視について</p> <p>PWRプラントにおいては、原子炉圧力容器より上に位置する加圧器により通常運転や事故時の圧力及び1次冷却系の保有水量の制御を行っており、加圧器の水位を計測することで、原子炉圧力容器内の水位の状態を監視し、炉心の冷却状態を把握する上で重要となる原子炉圧力容器内の保有水量の監視を行っている。</p> <p>したがって、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータのうち、原子炉圧力容器内の水位については、加圧器水位を主要パラメータとしており、加圧器水位の計測が困難になった場合、以下の推定手段を整備している。</p> <p>①原子炉容器水位による原子炉圧力容器内の水位計測 ②1次冷却材圧力（広域）、1次冷却材温度（広域－高温側）及びサブクール度の計測値による水位の推定 （原子炉圧力容器内のサブクール状態の監視）</p>	<p>【大阪】資料構成の相違</p> <p>【大阪】記載表現の相違 ・以降、大阪が言い換えていることに伴う相違は、相違理由の記載を省略する。</p> <p>【大阪】設備名称の相違 【大阪】設備名称の相違</p> <p>【大阪】記載表現の相違</p> <p>【大阪】設備名称の相違 【大阪】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）

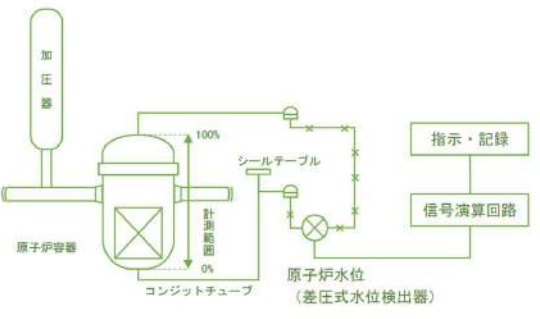
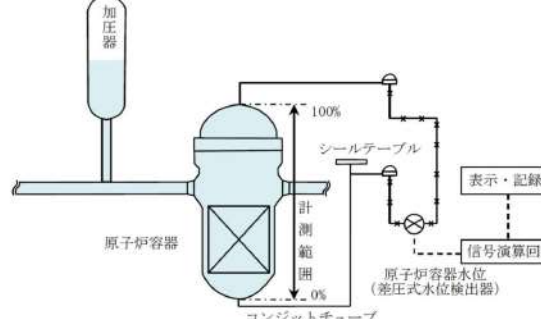
第58条 計装設備（補足説明資料）

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" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="5">原子炉容器内の水位</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>対応設備</th> <th>検出器</th> <th>個数</th> <th>計測範囲</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>加圧器水位</td> <td>重大事故等対応設備</td> <td>差圧式水位検出器</td> <td>2</td> <td>0～100% (加圧器側上端近傍～側下端近傍)</td> </tr> <tr> <td>推定手段①</td> <td>原子炉水位</td> <td>重大事故等対応設備</td> <td>差圧式水位検出器</td> <td>1</td> <td>0～100% (原子炉容器頂部～原子炉容器底部)</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">推定手段②</td> <td>1次冷却材圧力</td> <td>重大事故等対応設備</td> <td>弾性圧力検出器</td> <td>2</td> <td>0～20.6MPa</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材高温側温度(広域)</td> <td>重大事故等対応設備</td> <td>測温抵抗体</td> <td>4</td> <td>0～400℃</td> </tr> <tr> <td>サブクール度(CRT)</td> <td>多線性状態設備</td> <td>弾性圧力検出器 測温抵抗体</td> <td>1</td> <td>-200.0～200.0℃</td> </tr> </tbody> </table>							項目	原子炉容器内の水位					監視パラメータ	対応設備	検出器	個数	計測範囲	主要パラメータ	加圧器水位	重大事故等対応設備	差圧式水位検出器	2	0～100% (加圧器側上端近傍～側下端近傍)	推定手段①	原子炉水位	重大事故等対応設備	差圧式水位検出器	1	0～100% (原子炉容器頂部～原子炉容器底部)	推定手段②	1次冷却材圧力	重大事故等対応設備	弾性圧力検出器	2	0～20.6MPa	1次冷却材高温側温度(広域)	重大事故等対応設備	測温抵抗体	4	0～400℃	サブクール度(CRT)	多線性状態設備	弾性圧力検出器 測温抵抗体	1	-200.0～200.0℃
項目	原子炉容器内の水位																																												
	監視パラメータ	対応設備	検出器	個数	計測範囲																																								
主要パラメータ	加圧器水位	重大事故等対応設備	差圧式水位検出器	2	0～100% (加圧器側上端近傍～側下端近傍)																																								
推定手段①	原子炉水位	重大事故等対応設備	差圧式水位検出器	1	0～100% (原子炉容器頂部～原子炉容器底部)																																								
推定手段②	1次冷却材圧力	重大事故等対応設備	弾性圧力検出器	2	0～20.6MPa																																								
	1次冷却材高温側温度(広域)	重大事故等対応設備	測温抵抗体	4	0～400℃																																								
	サブクール度(CRT)	多線性状態設備	弾性圧力検出器 測温抵抗体	1	-200.0～200.0℃																																								
<p>【主要パラメータの考え方】</p> <ul style="list-style-type: none"> 安全機能を有する計測制御装置の設計指針（JEAG-4611）では、PWRの事故時の炉心冷却状態の確認手段として、MS-2の加圧器水位が対象パラメータとなっている。 原子炉水位は、重要度分類上MS-3であり、原子炉容器内の水位の主要パラメータとして、MS-2の加圧器水位を選定している <p>※：加圧器水位と原子炉水位の計測範囲において、約2.74mの間は連続した水位監視ができないが、その範囲は各々の計測範囲に比べ小さく、水位変化傾向により、その間に水位があることが推定できることから、原子炉容器内の水位監視に問題はない。</p> <p>原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの水位を計測する原子炉水位により、原子炉容器内の水位を確認する。</p> <p>○測定原理 差圧式水位検出器により、原子炉容器下部のコンジットチューブより分岐した受圧部（高圧側）に加わる水頭圧と原子炉容器ペント管より分岐した受圧部（低圧側）に加わる圧力との差</p>																																													
<table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="5">原子炉容器内の水位</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>対応設備</th> <th>検出器</th> <th>個数</th> <th>計測範囲</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>加圧器水位</td> <td>重大事故等対応設備</td> <td>差圧式水位検出器</td> <td>2</td> <td>0～100% (加圧器側上端近傍～側下端近傍)</td> </tr> <tr> <td>推定手段①</td> <td>原子炉容器水位</td> <td>重大事故等対応設備</td> <td>差圧式水位検出器</td> <td>1</td> <td>0～100% (原子炉容器頂部～原子炉容器底部)</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">推定手段②</td> <td>1次冷却材圧力(広域)</td> <td>重大事故等対応設備</td> <td>弾性圧力検出器</td> <td>2</td> <td>0～21.0MPa</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材温度(広域-高温側)</td> <td>重大事故等対応設備</td> <td>測温抵抗体</td> <td>3</td> <td>0～400℃</td> </tr> <tr> <td>サブクール度</td> <td>自主対策設備</td> <td>弾性圧力検出器 測温抵抗体</td> <td>1</td> <td>-200～200℃</td> </tr> </tbody> </table>							項目	原子炉容器内の水位					監視パラメータ	対応設備	検出器	個数	計測範囲	主要パラメータ	加圧器水位	重大事故等対応設備	差圧式水位検出器	2	0～100% (加圧器側上端近傍～側下端近傍)	推定手段①	原子炉容器水位	重大事故等対応設備	差圧式水位検出器	1	0～100% (原子炉容器頂部～原子炉容器底部)	推定手段②	1次冷却材圧力(広域)	重大事故等対応設備	弾性圧力検出器	2	0～21.0MPa	1次冷却材温度(広域-高温側)	重大事故等対応設備	測温抵抗体	3	0～400℃	サブクール度	自主対策設備	弾性圧力検出器 測温抵抗体	1	-200～200℃
項目	原子炉容器内の水位																																												
	監視パラメータ	対応設備	検出器	個数	計測範囲																																								
主要パラメータ	加圧器水位	重大事故等対応設備	差圧式水位検出器	2	0～100% (加圧器側上端近傍～側下端近傍)																																								
推定手段①	原子炉容器水位	重大事故等対応設備	差圧式水位検出器	1	0～100% (原子炉容器頂部～原子炉容器底部)																																								
推定手段②	1次冷却材圧力(広域)	重大事故等対応設備	弾性圧力検出器	2	0～21.0MPa																																								
	1次冷却材温度(広域-高温側)	重大事故等対応設備	測温抵抗体	3	0～400℃																																								
	サブクール度	自主対策設備	弾性圧力検出器 測温抵抗体	1	-200～200℃																																								
<p>【主要パラメータの考え方】</p> <ul style="list-style-type: none"> 安全機能を有する計測制御装置の設計指針（JEAG-4611）では、PWRの事故時の炉心冷却状態の確認手段として、MS-2の加圧器水位が対象パラメータとなっている。 原子炉容器水位は、重要度分類上MS-3であり、原子炉圧力容器内の水位の主要パラメータとして、MS-2の加圧器水位を選定している。 <p>※：加圧器水位と原子炉容器水位の計測範囲において、約0.04mの間は連続した水位監視ができないが、その範囲は各々の計測範囲に比べ小さく、水位変化傾向により、その間に水位があることが推定できることから、原子炉圧力容器内の水位監視に問題はない。</p> <p>3. 原子炉容器水位計の概要 原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの水位を計測する原子炉容器水位により、原子炉圧力容器内の水位を確認する。</p> <p>○測定原理 差圧式水位検出器により、原子炉容器下部のコンジットチューブより分岐した受圧部（高圧側）に加わる水頭圧と原子炉容器ペント管より分岐した受圧部（低圧側）に加わる圧力との差</p>																																													
<p>【大飯】設備名称の相違</p> <p>【大飯】設備構成の相違 ・大飯は4ループ、泊は3ループプラントであることによる相違</p> <p>【大飯】記載表現の相違</p> <p>【大飯】設備仕様の相違 ・加圧器水位計及び原子炉水位計の設置高さの差異による。</p> <p>【大飯】設備名称の相違</p> <p>【大飯】設備仕様の相違 ・加圧器水位計及び原子炉水位計の設置高さの差異による。</p> <p>【大飯】章立ての相違</p> <p>【大飯】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）

第58条 計装設備（補足説明資料）

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>を検出することで、水位に比例した信号を検出し、信号演算処理後、指示、記録する。</p> 		<p>を検出することで、水位に比例した信号を検出し、信号演算処理後、表示、記録する。</p> 	<p>【大阪】設備構成の相違 ・泊は計測結果を指示計や記録計に指示するのではなく、ディスプレイに盤面表示するため。</p> <p>【大阪】設備名称の相違</p>																																																
<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>計器仕様</th> <th>補足</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>計測範囲</td> <td>0 ~ 100% (原子炉容器底部 ~ 原子炉容器頂部)</td> <td>原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの水位を確認可能であり、燃料集合体の冠水を確認可能である</td> </tr> <tr> <td>検出器種類</td> <td>差圧式水位検出器</td> <td>水位に比例する水頭圧を検出することができる。</td> </tr> <tr> <td>個数</td> <td>1 (3号炉及び4号炉 各々)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>精度</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>検出器の耐環境性</td> <td>耐環境仕様</td> <td>重大事故等時の温度、圧力、放射線に耐えることを確認。</td> </tr> <tr> <td>耐震性</td> <td>耐震Sクラス相当</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>非常用電源から給電</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table>	項目	計器仕様	補足	計測範囲	0 ~ 100% (原子炉容器底部 ~ 原子炉容器頂部)	原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの水位を確認可能であり、燃料集合体の冠水を確認可能である	検出器種類	差圧式水位検出器	水位に比例する水頭圧を検出することができる。	個数	1 (3号炉及び4号炉 各々)	-	精度		-	検出器の耐環境性	耐環境仕様	重大事故等時の温度、圧力、放射線に耐えることを確認。	耐震性	耐震Sクラス相当	-	電源	非常用電源から給電	-		<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>計器仕様</th> <th>補足</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>計測範囲</td> <td>0 ~ 100% (原子炉容器底部 ~ 原子炉容器頂部)</td> <td>原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの水位を確認可能であり、燃料集合体の冠水を確認可能である。</td> </tr> <tr> <td>検出器種類</td> <td>差圧式水位検出器</td> <td>水位に比例する水頭圧を検出することができる。</td> </tr> <tr> <td>個数</td> <td>1</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>精度</td> <td></td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>検出器の耐環境性</td> <td>耐環境仕様</td> <td>重大事故等時の温度、圧力、放射線に耐えることを確認。</td> </tr> <tr> <td>耐震性</td> <td>耐震Sクラス相当</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>非常用電源から給電</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table>	項目	計器仕様	補足	計測範囲	0 ~ 100% (原子炉容器底部 ~ 原子炉容器頂部)	原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの水位を確認可能であり、燃料集合体の冠水を確認可能である。	検出器種類	差圧式水位検出器	水位に比例する水頭圧を検出することができる。	個数	1	-	精度		-	検出器の耐環境性	耐環境仕様	重大事故等時の温度、圧力、放射線に耐えることを確認。	耐震性	耐震Sクラス相当	-	電源	非常用電源から給電	-	<p>【大阪】記載表現の相違 ・大阪はツインプラントであるため、個数の表現が異なる。</p>
項目	計器仕様	補足																																																	
計測範囲	0 ~ 100% (原子炉容器底部 ~ 原子炉容器頂部)	原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの水位を確認可能であり、燃料集合体の冠水を確認可能である																																																	
検出器種類	差圧式水位検出器	水位に比例する水頭圧を検出することができる。																																																	
個数	1 (3号炉及び4号炉 各々)	-																																																	
精度		-																																																	
検出器の耐環境性	耐環境仕様	重大事故等時の温度、圧力、放射線に耐えることを確認。																																																	
耐震性	耐震Sクラス相当	-																																																	
電源	非常用電源から給電	-																																																	
項目	計器仕様	補足																																																	
計測範囲	0 ~ 100% (原子炉容器底部 ~ 原子炉容器頂部)	原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの水位を確認可能であり、燃料集合体の冠水を確認可能である。																																																	
検出器種類	差圧式水位検出器	水位に比例する水頭圧を検出することができる。																																																	
個数	1	-																																																	
精度		-																																																	
検出器の耐環境性	耐環境仕様	重大事故等時の温度、圧力、放射線に耐えることを確認。																																																	
耐震性	耐震Sクラス相当	-																																																	
電源	非常用電源から給電	-																																																	
<p>3. 1次冷却材圧力、1次冷却材高温側温度(広域)及びサブクール度(CRT)による原子炉容器内の水位の推定手段</p> <p>監視パラメータである1次冷却材圧力と1次冷却材高温側温度(広域)により、飽和蒸気-圧力曲線を基に原子炉容器内のサブクール状態、飽和状態又は過熱状態を監視することで、原子炉容器内の水位が、炉心上端以上、炉心上端近傍もしくは炉心上端未満の水位であることを推定する。</p> <p>1次冷却材高温側温度(広域)が飽和温度を示し、炉心上端近傍と推定した場合においては、温度の推移による状態の傾向を監視することにより、温度が上昇する場合には炉心が露出状態であることを判断でき、温度が安定していれば炉心が冠水状態であることを判断できる。</p> <p>なお、本パラメータによる原子炉容器内の水位の推定は、炉心損傷で原子炉容器が損傷に至っていない状態であれば、プラント状態に依存することなく適用できるものであり、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必</p>		<p>4. 1次冷却材圧力(広域)、1次冷却材温度(広域-高温側)及びサブクール度による原子炉圧力容器内の水位の推定手段</p> <p>監視パラメータである1次冷却材圧力(広域)と1次冷却材温度(広域-高温側)により、飽和蒸気-圧力曲線を基に原子炉圧力容器内のサブクール状態、飽和状態又は過熱状態を監視することで、原子炉圧力容器内の水位が、炉心上端以上、炉心上端近傍もしくは炉心上端未満の水位であることを推定する。</p> <p>1次冷却材温度(広域-高温側)が飽和温度を示し、炉心上端近傍と推定した場合においては、温度の推移による状態の傾向を監視することにより、温度が上昇する場合には炉心が露出状態であることを判断でき、温度が安定していれば炉心が冠水状態であることを判断できる。</p> <p>なお、本パラメータによる原子炉圧力容器内の水位の推定は、炉心損傷で原子炉圧力容器が損傷に至っていない状態であれば、プラント状態に依存することなく適用できるものであり、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させ</p>	<p>【大阪】章立て及び設備名称の相違</p> <p>【大阪】設備名称の相違</p> <p>【大阪】設備名称の相違</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。

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

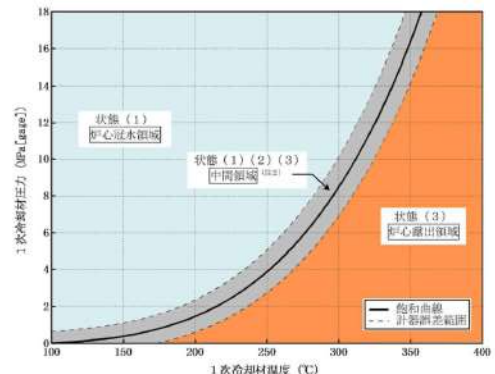
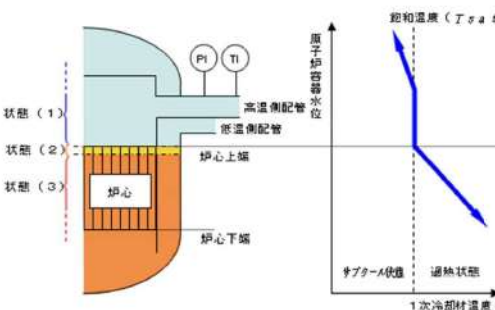
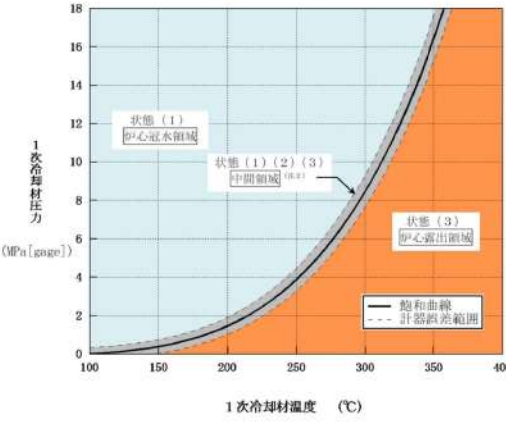
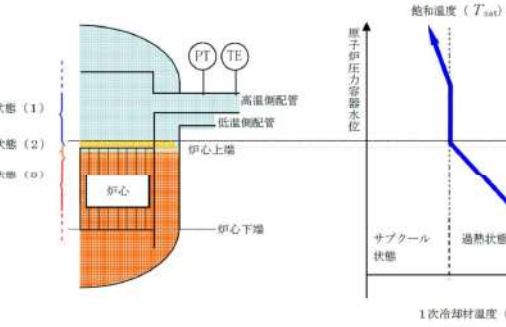
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第58条 計装設備（補足説明資料）

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>要な状態を把握できる。</p> <p>○推定方法</p> <table border="1" data-bbox="91 225 647 357"> <thead> <tr> <th>監視計器</th> <th>使用用途</th> <th>得られる情報</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1次冷却材圧力</td> <td>飽和温度の推定</td> <td>飽和温度 (T_{sat})</td> <td>耐環境仕様</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">1次冷却材高温側温度(広域)</td> <td>冷却材・蒸気の温度 (T)</td> <td>温度 (T)</td> <td rowspan="2">耐環境仕様</td> </tr> <tr> <td>温度監視</td> <td>飽和温度と蒸気温度から得られる過熱度 (ΔT_{sat})</td> </tr> <tr> <td>サブクール度 (CRT)</td> <td>サブクール監視</td> <td>サブクール状態の監視</td> <td>通常仕様</td> </tr> </tbody> </table> <p>(1) 原子炉容器内がサブクール状態もしくは飽和状態 推定方法：$T \leq T_{sat}$ 水位：炉心上端以上 図1、2状態(1)に相当</p> <p>(2) 原子炉容器内が飽和温度を上回る状態 推定方法：$T > T_{sat}$ (温度Tが過熱状態を指示、$\Delta T_{sat} = \text{小}$) 水位：炉心上端近傍 図1、2状態(2)に相当</p> <p>(3) 原子炉容器内が飽和温度を大きく上回る状態(過熱状態) 推定方法：$T \gg T_{sat}$ ($\Delta T_{sat} = \text{大}$) 水位：炉心上端未満 図1、2状態(3)に相当</p> <p>○原子炉容器内の水位の推移</p> <p>【炉心上端以上の水位の場合】</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心の冠水状態の確認が可能。 <p>【炉心上端以下の水位の場合】</p> <ul style="list-style-type: none"> 水位の上昇傾向：ΔT_{sat} が大きい状態から小さい状態へ移行 水位の低下傾向：ΔT_{sat} が小さい状態から大きい状態へ移行 <p>(注1) 過熱度：$\Delta T_{sat} = T - T_{sat}$ (注2) 中間領域では炉心上端以上、炉心上端近傍もしくは炉心上端未満の水位である。温度の水位を監視することで、以下を推定することが可能である。</p> <ul style="list-style-type: none"> 温度安定：炉心上端以上の水位がある ⇒ 状態(1) 温度急上昇：炉心上端近傍もしくは炉心上端未満 ⇒ 状態(2)、(3) 	監視計器	使用用途	得られる情報	備考	1次冷却材圧力	飽和温度の推定	飽和温度 (T_{sat})	耐環境仕様	1次冷却材高温側温度(広域)	冷却材・蒸気の温度 (T)	温度 (T)	耐環境仕様	温度監視	飽和温度と蒸気温度から得られる過熱度 (ΔT_{sat})	サブクール度 (CRT)	サブクール監視	サブクール状態の監視	通常仕様		<p>るために必要な状態を把握できる。</p> <p>○推定方法</p> <table border="1" data-bbox="1263 225 1818 421"> <thead> <tr> <th>監視計器</th> <th>使用用途</th> <th>得られる情報</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1次冷却材圧力(広域)</td> <td>飽和温度の推定</td> <td>飽和温度 (T_{sat})</td> <td>耐環境仕様</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">1次冷却材温度(広域-高温側)</td> <td>冷却材・蒸気の温度監視</td> <td>温度 (T)</td> <td rowspan="2">耐環境仕様</td> </tr> <tr> <td></td> <td>飽和温度と蒸気温度から得られる過熱度 (ΔT_{sat})</td> </tr> <tr> <td>サブクール度</td> <td>サブクール監視</td> <td>サブクール状態の監視</td> <td>通常仕様</td> </tr> </tbody> </table> <p>(1) 原子炉圧力容器内がサブクール状態もしくは飽和状態 推定方法：$T \leq T_{sat}$ 水位：炉心上端以上……第1、2図の状態(1)に相当</p> <p>(2) 原子炉圧力容器内が飽和温度を上回る状態 推定方法：$T > T_{sat}$ (温度Tが過熱状態を指示、$\Delta T_{sat}^{(B1)} = \text{小}$) 水位：炉心上端近傍……第1、2図の状態(2)に相当</p> <p>(3) 原子炉圧力容器内が飽和温度を大きく上回る状態(過熱状態) 推定方法：$T \gg T_{sat}$ ($\Delta T_{sat} = \text{大}$) 水位：炉心上端未満……第1、2図の状態(3)に相当</p> <p>○原子炉圧力容器内の水位の推移</p> <p>【炉心上端以上の水位の場合】</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心の冠水状態の確認が可能 <p>【炉心上端以下の水位の場合】</p> <ul style="list-style-type: none"> 水位の上昇傾向：ΔT_{sat} が大きい状態から小さい状態へ移行 水位の低下傾向：ΔT_{sat} が小さい状態から大きい状態へ移行 <p>(注1) 過熱度：$\Delta T_{sat} = T - T_{sat}$ (注2) 中間領域では炉心上端以上、炉心上端近傍もしくは炉心上端部未満の水位である。温度の推移を監視することで、以下を推定することが可能である。</p> <ul style="list-style-type: none"> 温度安定：炉心上端以上の水位がある。 ⇒ 状態(1) 温度急上昇：炉心上端近傍もしくは炉心上端部未満 ⇒ 状態(2)、(3) 	監視計器	使用用途	得られる情報	備考	1次冷却材圧力(広域)	飽和温度の推定	飽和温度 (T_{sat})	耐環境仕様	1次冷却材温度(広域-高温側)	冷却材・蒸気の温度監視	温度 (T)	耐環境仕様		飽和温度と蒸気温度から得られる過熱度 (ΔT_{sat})	サブクール度	サブクール監視	サブクール状態の監視	通常仕様	<p>【大飯】設備名称の相違</p> <p>【大飯】記載表現の相違</p> <p>【大飯】記載表現の相違 ・泊は、理解しやすさの観点で注釈の紐づけを行っている。</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 ・適正な表現とした。(「水位」→「推移」)</p>
監視計器	使用用途	得られる情報	備考																																				
1次冷却材圧力	飽和温度の推定	飽和温度 (T_{sat})	耐環境仕様																																				
1次冷却材高温側温度(広域)	冷却材・蒸気の温度 (T)	温度 (T)	耐環境仕様																																				
	温度監視	飽和温度と蒸気温度から得られる過熱度 (ΔT_{sat})																																					
サブクール度 (CRT)	サブクール監視	サブクール状態の監視	通常仕様																																				
監視計器	使用用途	得られる情報	備考																																				
1次冷却材圧力(広域)	飽和温度の推定	飽和温度 (T_{sat})	耐環境仕様																																				
1次冷却材温度(広域-高温側)	冷却材・蒸気の温度監視	温度 (T)	耐環境仕様																																				
		飽和温度と蒸気温度から得られる過熱度 (ΔT_{sat})																																					
サブクール度	サブクール監視	サブクール状態の監視	通常仕様																																				

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)

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 飽和蒸気-圧力曲線を基にした水位の推定</p>  <p>図2 原子炉容器の水位と水位変化の概念図</p> <p>【推定における不確かさの影響】 各監視パラメータには不確かさがあり、本推定においても不確かさを考慮する必要がある。例えば、炉心が冠水していない場合において、「過熱状態」にも係らず「飽和温度」と推定した場合においても、温度の推移による状態の傾向監視により、温度が上昇する場合は炉心が露出状態であることを判断でき、温度が安定していれば炉心が冠水状態であることを判断できる。したがって、不確かさを考慮しても、原子炉容器内の水位を推定することが可能である。</p> <p>以上</p>		 <p>第1図 飽和蒸気-圧力曲線を基にした水位の推定</p>  <p>第2図 原子炉圧力容器の水位と水位変化の概念図</p> <p>【推定における不確かさの影響】 各監視パラメータには不確かさがあり、本推定においても不確かさを考慮する必要がある。例えば、炉心が冠水していない場合において、「過熱状態」にも係らず「飽和温度」と推定した場合においても、温度の推移による状態の傾向監視により、温度が上昇する場合は炉心が露出状態であることを判断でき、温度が安定していれば炉心が冠水状態であることを判断できる。したがって、不確かさを考慮しても、原子炉圧力容器内の水位を推定することが可能である。</p> <p>以上</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	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																														
<p>(大飯該当資料なし)</p>	<p>58-13 重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ</p> <p>表 58-13-1 重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ (1/8)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">重要監視パラメータ</th> <th rowspan="2">重要計器 (計測範囲)</th> <th rowspan="2">検出器の種類</th> <th colspan="2">重要代替計器等 (代表) (※)</th> </tr> <tr> <th>重要計器に故障の疑いがある場合</th> <th>重要計器の計測範囲を超えた場合 (※)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>原子炉圧力容器温度 (0~500℃)</td> <td>熱電対</td> <td>・多量性有する重要計器の他の抽出器 ・原子炉圧力 (SA) (0~11MPa) (※)</td> <td>損傷炉心の冷却失敗の初期感 (200℃) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 (SA) (0~11MPa)</td> <td>弾性圧力検出器 (※)</td> <td>・多量性有する重要計器の他センサー ・原子炉圧力 (0~100%) ・原子炉圧力容器温度 (0~500℃) (※)</td> <td>重大事故等時において、原子炉圧力容器最高使用圧力水 (5MPa) の1.2倍 (13.2 MPa) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位 (広帯域) (-3,800~1,500mm) (※)</td> <td rowspan="2">差圧式水位検出器 (※)</td> <td>・多量性有する重要計器の他センサー ・原子炉水位 (SA 広帯域) (-3,800~1,500mm) (※) (※)、原子炉水位 (SA 燃料域) (-2,800~1,300mm) (※) (※)</td> <td rowspan="2">重大事故等時において、原子炉水位 (広帯域) 及び原子炉水位制御範囲から有燃料棒底部まで監視可能。</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (燃料域) (-3,800~1,300mm) (※)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(※) 複数ある重要代替計器等の代表を記載。 (※) 計測範囲を超えない場合は、その理由を記載。 (※) 原子炉圧力容器内が飽和状態と仮定し、原子炉圧力容器温度又は原子炉圧力を推定。 (※) 隔壁ダイヤフラムにかかる原子炉圧力 (隔壁槽からの水頭圧を含む) と大気圧の差を計測。 (※) 基準点 (0mm) はダイヤフラムより直下付定 (原子炉圧力容器部) より 1,315mm 上。 (※) 基準点 (0mm) は有燃料棒頂部付定 (原子炉圧力容器部) より 900mm 上。 (※) 隔壁ダイヤフラムにかかる原子炉圧力 (隔壁槽からの水頭圧を含む) と原子炉圧力容器下部の差圧を計測。 (※) 原子炉水位 (SA 広帯域) は他の広帯域の原子炉水位上、また、原子炉水位 (SA 燃料域) は他の燃料域の原子炉水位と同じ基準部で計測器が異なる。 (※) 原子炉圧力容器への注水量、蒸気熱除去による蒸気量及び直前の水位から炉心の注水を推定。 (※) DCS の発生がなく、水位を主蒸気配管より上になるまで注水した場合には、原子炉圧力と圧力制御室圧力の差圧から炉心の注水を推定。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>(凡例)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・特に記載がなければ、本表での圧力はゲージ圧を示す。 ・重要計器に故障の疑いがある場合の復旧あるいは推定手段については、優先順位に従って箇条書きに記載する。 </div>	重要監視パラメータ	重要計器 (計測範囲)	検出器の種類	重要代替計器等 (代表) (※)		重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (0~500℃)	熱電対	・多量性有する重要計器の他の抽出器 ・原子炉圧力 (SA) (0~11MPa) (※)	損傷炉心の冷却失敗の初期感 (200℃) を監視可能。	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA) (0~11MPa)	弾性圧力検出器 (※)	・多量性有する重要計器の他センサー ・原子炉圧力 (0~100%) ・原子炉圧力容器温度 (0~500℃) (※)	重大事故等時において、原子炉圧力容器最高使用圧力水 (5MPa) の1.2倍 (13.2 MPa) を監視可能。	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) (-3,800~1,500mm) (※)	差圧式水位検出器 (※)	・多量性有する重要計器の他センサー ・原子炉水位 (SA 広帯域) (-3,800~1,500mm) (※) (※)、原子炉水位 (SA 燃料域) (-2,800~1,300mm) (※) (※)	重大事故等時において、原子炉水位 (広帯域) 及び原子炉水位制御範囲から有燃料棒底部まで監視可能。	原子炉水位 (燃料域) (-3,800~1,300mm) (※)	<p>58-13 重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ</p> <p>第1表 重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ (1/7)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">重要監視パラメータ</th> <th rowspan="2">重要計器 (計測範囲)</th> <th rowspan="2">検出器の種類</th> <th colspan="2">重要代替計器等 (代表) (※)</th> </tr> <tr> <th>重要計器に故障の疑いがある場合</th> <th>重要計器の計測範囲を超えた場合 (※)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>1 冷却材温度 (広域-低帯域) (0~300℃) 1 冷却材温度 (広域-低帯域) (0~300℃)</td> <td>熱電対 熱電対</td> <td>・多量性有する重要計器の他センサー ・1 冷却材温度 (広域-低帯域) (0~300℃)</td> <td>1 冷却材温度使用温度 (50℃) 及び炉心損傷の初期感である 200℃ を超える温度を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>1 冷却材圧力 (広域-低帯域) (0~21.99%)</td> <td>弾性圧力検出器 (※)</td> <td>・多量性有する重要計器の他センサー ・1 冷却材温度 (広域-低帯域) (0~300℃) (※)</td> <td>1 冷却材最高使用圧力 (17.99MPa) の1.2倍 (21.99%) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器内の水位</td> <td>0 圧器水位 (0~100%)</td> <td rowspan="2">差圧式水位検出器 (※)</td> <td>・多量性有する重要計器の他センサー ・原子炉水位 (0~100%)</td> <td rowspan="2">重大事故等時において、原子炉水位上部に設置する水位計と燃料棒底部から下部燃料棒頂部までの水位を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (0~100%)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(※) 複数ある重要代替計器等の代表を記載。 (※) 計測範囲を超えない場合は、その理由を記載。 (※) 隔壁ダイヤフラムにかかる1 冷却材圧力を計測。 (※) 1 冷却材が飽和状態にあると仮定し、原子炉容器内の圧力を推定。 (※) 隔壁ダイヤフラムにかかる冷却材圧力 (隔壁槽からの水頭圧を含む) と加圧器下部の差圧を計測。 (※) 隔壁ダイヤフラムにかかる原子炉圧力と原子炉容器下部の差圧を計測。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>(凡例)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・特に記載がなければ、本表での圧力はゲージ圧を示す。 ・重要計器に故障の疑いがある場合の復旧あるいは推定手段については、優先順位に従って箇条書きに記載する。 </div>	重要監視パラメータ	重要計器 (計測範囲)	検出器の種類	重要代替計器等 (代表) (※)		重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※)	原子炉圧力容器内の温度	1 冷却材温度 (広域-低帯域) (0~300℃) 1 冷却材温度 (広域-低帯域) (0~300℃)	熱電対 熱電対	・多量性有する重要計器の他センサー ・1 冷却材温度 (広域-低帯域) (0~300℃)	1 冷却材温度使用温度 (50℃) 及び炉心損傷の初期感である 200℃ を超える温度を監視可能。	原子炉圧力容器内の圧力	1 冷却材圧力 (広域-低帯域) (0~21.99%)	弾性圧力検出器 (※)	・多量性有する重要計器の他センサー ・1 冷却材温度 (広域-低帯域) (0~300℃) (※)	1 冷却材最高使用圧力 (17.99MPa) の1.2倍 (21.99%) を監視可能。	原子炉圧力容器内の水位	0 圧器水位 (0~100%)	差圧式水位検出器 (※)	・多量性有する重要計器の他センサー ・原子炉水位 (0~100%)	重大事故等時において、原子炉水位上部に設置する水位計と燃料棒底部から下部燃料棒頂部までの水位を監視可能。	原子炉水位 (0~100%)	<p>【女川】炉型の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWRとBWRで想定される重大事故等及び対処するための監視パラメータが異なるため、比較対象外としている。以降、同表において同じ。
	重要監視パラメータ				重要計器 (計測範囲)	検出器の種類	重要代替計器等 (代表) (※)																																										
重要計器に故障の疑いがある場合		重要計器の計測範囲を超えた場合 (※)																																															
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (0~500℃)	熱電対	・多量性有する重要計器の他の抽出器 ・原子炉圧力 (SA) (0~11MPa) (※)	損傷炉心の冷却失敗の初期感 (200℃) を監視可能。																																													
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA) (0~11MPa)	弾性圧力検出器 (※)	・多量性有する重要計器の他センサー ・原子炉圧力 (0~100%) ・原子炉圧力容器温度 (0~500℃) (※)	重大事故等時において、原子炉圧力容器最高使用圧力水 (5MPa) の1.2倍 (13.2 MPa) を監視可能。																																													
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) (-3,800~1,500mm) (※)	差圧式水位検出器 (※)	・多量性有する重要計器の他センサー ・原子炉水位 (SA 広帯域) (-3,800~1,500mm) (※) (※)、原子炉水位 (SA 燃料域) (-2,800~1,300mm) (※) (※)	重大事故等時において、原子炉水位 (広帯域) 及び原子炉水位制御範囲から有燃料棒底部まで監視可能。																																													
	原子炉水位 (燃料域) (-3,800~1,300mm) (※)																																																
重要監視パラメータ	重要計器 (計測範囲)	検出器の種類	重要代替計器等 (代表) (※)																																														
			重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※)																																													
原子炉圧力容器内の温度	1 冷却材温度 (広域-低帯域) (0~300℃) 1 冷却材温度 (広域-低帯域) (0~300℃)	熱電対 熱電対	・多量性有する重要計器の他センサー ・1 冷却材温度 (広域-低帯域) (0~300℃)	1 冷却材温度使用温度 (50℃) 及び炉心損傷の初期感である 200℃ を超える温度を監視可能。																																													
原子炉圧力容器内の圧力	1 冷却材圧力 (広域-低帯域) (0~21.99%)	弾性圧力検出器 (※)	・多量性有する重要計器の他センサー ・1 冷却材温度 (広域-低帯域) (0~300℃) (※)	1 冷却材最高使用圧力 (17.99MPa) の1.2倍 (21.99%) を監視可能。																																													
原子炉圧力容器内の水位	0 圧器水位 (0~100%)	差圧式水位検出器 (※)	・多量性有する重要計器の他センサー ・原子炉水位 (0~100%)	重大事故等時において、原子炉水位上部に設置する水位計と燃料棒底部から下部燃料棒頂部までの水位を監視可能。																																													
	原子炉水位 (0~100%)																																																

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)

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>表 58-13-1 重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ (2/8)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">重要監視パラメータ</th> <th rowspan="2">重要計器 (計測範囲)</th> <th rowspan="2">検出器の種類</th> <th colspan="2">重要代替計器等 (代表) (※)</th> </tr> <tr> <th>重要計器に故障の疑いがある場合</th> <th>重要計器の計測範囲を超えた場合 (※)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="8">原子炉圧力容器への注水量</td> <td>高圧炉心スプレイ高ポンプ出口流量 (0~1,500m³/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※¹⁾)</td> <td>・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m²) (※²⁾)</td> <td>重大事故等時の高圧炉心スプレイ高ポンプの最大注水量 (318m³/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>高圧代替注水高ポンプ出口流量 (0~120m³/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※¹⁾)</td> <td>・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m²) (※²⁾)</td> <td>重大事故等時の高圧代替注水高ポンプの最大注水量 (90.8m³/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却高ポンプ出口流量 (0~150m³/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※¹⁾)</td> <td>・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m²) (※²⁾)</td> <td>重大事故等時の原子炉隔離時冷却高ポンプの最大注水量 (90.8m³/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>低圧炉心スプレイ高ポンプ出口流量 (0~1,500m³/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※¹⁾)</td> <td>・圧力制御室水位 (0~5m) (※³⁾)</td> <td>重大事故等時の低圧炉心スプレイ高ポンプの最大注水量 (1,050m³/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却高ポンプ出口流量 (0~200m³/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※¹⁾)</td> <td>・圧力制御室水位 (0~5m) (※³⁾)</td> <td>重大事故等時の代替循環冷却高ポンプを用いた原子炉圧力容器注水時における最大注水量 (150m³/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) (0~220m³/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※¹⁾)</td> <td>・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m²) (※²⁾)</td> <td>重大事故等時の夜水移動ポンプ又は大容量送水ポンプ (タイプ1) を用いた低圧代替注水系 (残留熱除去系A系ライン) における最大注水量 (199m³/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>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) (0~220m³/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※¹⁾)</td> <td>・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m²) (※²⁾)</td> <td>重大事故等時の大容量送水ポンプ (タイプ1) を用いた高圧代替注水系 (残留熱除去系B系ライン) における最大注水量 (199m³/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>直流駆動低圧注水高ポンプ出口流量 (0~100m³/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※¹⁾)</td> <td>・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m²) (※²⁾)</td> <td>重大事故等時の直流駆動低圧注水高ポンプを用いた原子炉圧力容器注水時における最大注水量 (80m³/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 (0~1,500m³/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※¹⁾)</td> <td>・圧力制御室水位 (0~5m) (※³⁾)</td> <td>重大事故等時の残留熱除去系ポンプの最大注水量 (1,136m³/h) を監視可能。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(※¹⁾ 漏洩ダイヤグラムにかかわらず機器直後の差圧を計測。 (※²⁾ 復水貯蔵タンク水位の変化量及び注水時間から注水量を推定。 (※³⁾ 圧力制御室水位の変化量及び注水時間から注水量を推定。</p>	重要監視パラメータ	重要計器 (計測範囲)	検出器の種類	重要代替計器等 (代表) (※)		重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※)	原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイ高ポンプ出口流量 (0~1,500m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m ²) (※ ²⁾)	重大事故等時の高圧炉心スプレイ高ポンプの最大注水量 (318m ³ /h) を監視可能。	高圧代替注水高ポンプ出口流量 (0~120m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m ²) (※ ²⁾)	重大事故等時の高圧代替注水高ポンプの最大注水量 (90.8m ³ /h) を監視可能。	原子炉隔離時冷却高ポンプ出口流量 (0~150m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m ²) (※ ²⁾)	重大事故等時の原子炉隔離時冷却高ポンプの最大注水量 (90.8m ³ /h) を監視可能。	低圧炉心スプレイ高ポンプ出口流量 (0~1,500m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・圧力制御室水位 (0~5m) (※ ³⁾)	重大事故等時の低圧炉心スプレイ高ポンプの最大注水量 (1,050m ³ /h) を監視可能。	代替循環冷却高ポンプ出口流量 (0~200m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・圧力制御室水位 (0~5m) (※ ³⁾)	重大事故等時の代替循環冷却高ポンプを用いた原子炉圧力容器注水時における最大注水量 (150m ³ /h) を監視可能。	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) (0~220m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m ²) (※ ²⁾)	重大事故等時の夜水移動ポンプ又は大容量送水ポンプ (タイプ1) を用いた低圧代替注水系 (残留熱除去系A系ライン) における最大注水量 (199m ³ /h) を監視可能。	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) (0~220m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m ²) (※ ²⁾)	重大事故等時の大容量送水ポンプ (タイプ1) を用いた高圧代替注水系 (残留熱除去系B系ライン) における最大注水量 (199m ³ /h) を監視可能。	直流駆動低圧注水高ポンプ出口流量 (0~100m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m ²) (※ ²⁾)	重大事故等時の直流駆動低圧注水高ポンプを用いた原子炉圧力容器注水時における最大注水量 (80m ³ /h) を監視可能。	残留熱除去系ポンプ出口流量 (0~1,500m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・圧力制御室水位 (0~5m) (※ ³⁾)	重大事故等時の残留熱除去系ポンプの最大注水量 (1,136m ³ /h) を監視可能。	<p>第1表 重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ (2/7)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">重要監視パラメータ</th> <th rowspan="2">重要計器 (計測範囲)</th> <th rowspan="2">検出器の種類</th> <th colspan="2">重要代替計器等 (代表) (※)</th> </tr> <tr> <th>重要計器に故障の疑いがある場合</th> <th>重要計器の計測範囲を超えた場合 (※)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">原子炉圧力容器への注水量</td> <td>高圧炉心スプレイ高ポンプ出口流量 (0~550m³/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※¹⁾)</td> <td>・燃料取替用本ビット水位 (0~100%) (※²⁾)</td> <td>重大事故等時の高圧炉心スプレイ高ポンプの最大注水量 (250m³/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>高圧代替注水高ポンプ出口流量 (0~1,100m³/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※¹⁾)</td> <td>・燃料取替用本ビット水位 (0~100%) (※²⁾)</td> <td>重大事故等時において、高圧炉心スプレイ高ポンプの最大注水量 (1,090m³/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>低圧炉心スプレイ高ポンプ出口流量 (0~1,300m³/h) (隔離: 0~80,000m³)</td> <td>差圧式流量検出器 (※¹⁾)</td> <td>・燃料取替用本ビット水位 (0~100%) (※²⁾)</td> <td>重大事故等時 格納容器スプレイ高ポンプの流量 (m³/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレイ高ポンプ出口流量 (0~200m³/h) (隔離: 0~10,000m³)</td> <td>差圧式流量検出器 (※¹⁾)</td> <td>・燃料取替用本ビット水位 (0~100%) (※²⁾)</td> <td>重大事故等時において、代替格納容器スプレイ高ポンプの流量 (140m³/h) を監視可能。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(※¹⁾ 漏洩ダイヤグラムにかかわらず機器直後の差圧を計測。 (※²⁾ 燃料取替用本ビット水位の変化量及び注水時間により注水量を推定。 (※³⁾ 燃料取替用本ビット水位及び隔離本ビット水位の変化量及び注水時間により注水量を推定。</p> <p> 枠内みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	重要監視パラメータ	重要計器 (計測範囲)	検出器の種類	重要代替計器等 (代表) (※)		重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※)	原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイ高ポンプ出口流量 (0~550m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・燃料取替用本ビット水位 (0~100%) (※ ²⁾)	重大事故等時の高圧炉心スプレイ高ポンプの最大注水量 (250m ³ /h) を監視可能。	高圧代替注水高ポンプ出口流量 (0~1,100m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・燃料取替用本ビット水位 (0~100%) (※ ²⁾)	重大事故等時において、高圧炉心スプレイ高ポンプの最大注水量 (1,090m ³ /h) を監視可能。	低圧炉心スプレイ高ポンプ出口流量 (0~1,300m ³ /h) (隔離: 0~80,000m ³)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・燃料取替用本ビット水位 (0~100%) (※ ²⁾)	重大事故等時 格納容器スプレイ高ポンプの流量 (m ³ /h) を監視可能。	代替格納容器スプレイ高ポンプ出口流量 (0~200m ³ /h) (隔離: 0~10,000m ³)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・燃料取替用本ビット水位 (0~100%) (※ ²⁾)	重大事故等時において、代替格納容器スプレイ高ポンプの流量 (140m ³ /h) を監視可能。	
重要監視パラメータ	重要計器 (計測範囲)				検出器の種類	重要代替計器等 (代表) (※)																																																																	
		重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※)																																																																				
原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイ高ポンプ出口流量 (0~1,500m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m ²) (※ ²⁾)	重大事故等時の高圧炉心スプレイ高ポンプの最大注水量 (318m ³ /h) を監視可能。																																																																			
	高圧代替注水高ポンプ出口流量 (0~120m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m ²) (※ ²⁾)	重大事故等時の高圧代替注水高ポンプの最大注水量 (90.8m ³ /h) を監視可能。																																																																			
	原子炉隔離時冷却高ポンプ出口流量 (0~150m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m ²) (※ ²⁾)	重大事故等時の原子炉隔離時冷却高ポンプの最大注水量 (90.8m ³ /h) を監視可能。																																																																			
	低圧炉心スプレイ高ポンプ出口流量 (0~1,500m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・圧力制御室水位 (0~5m) (※ ³⁾)	重大事故等時の低圧炉心スプレイ高ポンプの最大注水量 (1,050m ³ /h) を監視可能。																																																																			
	代替循環冷却高ポンプ出口流量 (0~200m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・圧力制御室水位 (0~5m) (※ ³⁾)	重大事故等時の代替循環冷却高ポンプを用いた原子炉圧力容器注水時における最大注水量 (150m ³ /h) を監視可能。																																																																			
	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) (0~220m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m ²) (※ ²⁾)	重大事故等時の夜水移動ポンプ又は大容量送水ポンプ (タイプ1) を用いた低圧代替注水系 (残留熱除去系A系ライン) における最大注水量 (199m ³ /h) を監視可能。																																																																			
	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) (0~220m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m ²) (※ ²⁾)	重大事故等時の大容量送水ポンプ (タイプ1) を用いた高圧代替注水系 (残留熱除去系B系ライン) における最大注水量 (199m ³ /h) を監視可能。																																																																			
	直流駆動低圧注水高ポンプ出口流量 (0~100m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m ²) (※ ²⁾)	重大事故等時の直流駆動低圧注水高ポンプを用いた原子炉圧力容器注水時における最大注水量 (80m ³ /h) を監視可能。																																																																			
残留熱除去系ポンプ出口流量 (0~1,500m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・圧力制御室水位 (0~5m) (※ ³⁾)	重大事故等時の残留熱除去系ポンプの最大注水量 (1,136m ³ /h) を監視可能。																																																																				
重要監視パラメータ	重要計器 (計測範囲)	検出器の種類	重要代替計器等 (代表) (※)																																																																				
			重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※)																																																																			
原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレイ高ポンプ出口流量 (0~550m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・燃料取替用本ビット水位 (0~100%) (※ ²⁾)	重大事故等時の高圧炉心スプレイ高ポンプの最大注水量 (250m ³ /h) を監視可能。																																																																			
	高圧代替注水高ポンプ出口流量 (0~1,100m ³ /h)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・燃料取替用本ビット水位 (0~100%) (※ ²⁾)	重大事故等時において、高圧炉心スプレイ高ポンプの最大注水量 (1,090m ³ /h) を監視可能。																																																																			
	低圧炉心スプレイ高ポンプ出口流量 (0~1,300m ³ /h) (隔離: 0~80,000m ³)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・燃料取替用本ビット水位 (0~100%) (※ ²⁾)	重大事故等時 格納容器スプレイ高ポンプの流量 (m ³ /h) を監視可能。																																																																			
	代替格納容器スプレイ高ポンプ出口流量 (0~200m ³ /h) (隔離: 0~10,000m ³)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・燃料取替用本ビット水位 (0~100%) (※ ²⁾)	重大事故等時において、代替格納容器スプレイ高ポンプの流量 (140m ³ /h) を監視可能。																																																																			

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>表 58-13-1 重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ (3/8)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">重要監視パラメータ</th> <th rowspan="2">重要計器 (計測範囲)</th> <th rowspan="2">検出器の種類</th> <th colspan="2">重要代替計器等 (代表) (※)</th> </tr> <tr> <th>重要計器に故障の疑いがある場合</th> <th>重要計器の計測範囲を超えた場合 (※¹⁾)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器への注水量</td> <td>残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系→ドライウエイルン洗浄流量) (0~220t/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※¹⁾)</td> <td>・ 復水貯蔵タンク水位 (0~3,200t) (※²⁾)</td> <td>重大事故等時の復水移送ポンプを用いた原子炉格納容器代替スプレイト冷却系 (残留熱除去系+高圧イン) における最大注水量 (80t/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>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) (0~220t/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※¹⁾)</td> <td>・ 復水貯蔵タンク水位 (0~3,200t) (※²⁾)</td> <td>重大事故等時の復水移送ポンプを用いた原子炉格納容器代替スプレイト冷却系 (残留熱除去系B系+高圧イン) における最大注水量 (80t/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉格納容器代替スプレイト流量 (0~100t/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※¹⁾)</td> <td>・ 原子炉格納容器下部水位 (0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m) 及びドライウエイルン水位 (0.02m, 0.23m, 0.34m) (※³⁾)</td> <td>重大事故等時の大容量送水ポンプ (タイプ1) を用いた原子炉格納容器代替スプレイト冷却系による最大注水量 (80t/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>代替格納冷却ポンプ出口流量 (0~200t/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※¹⁾)</td> <td>・ 原子炉格納容器下部水位 (0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m) 及びドライウエイルン水位 (0.02m, 0.23m, 0.34m) (※³⁾)</td> <td>重大事故等時の代替格納冷却ポンプを用いた原子炉格納容器代替スプレイトにおける最大注水量 (150t/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉格納容器下部注水流量 (0~110t/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※¹⁾)</td> <td>・ 復水貯蔵タンク水位 (0~3,200t) (※²⁾)</td> <td>重大事故等時の復水移送ポンプ又は大容量送水ポンプ (タイプ1) を用いた原子炉格納容器下部注水系による最大注水量 (80t/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">原子炉格納容器内の温度</td> <td>ドライウエイルン温度 (0~300℃)</td> <td>熱電対</td> <td>・ 多重性を有する重要計器の他の検出器 ・ ドライウエイルン圧力 (0~1MPa(abs)) (※⁴⁾)</td> <td>重大事故等時において、原子炉格納容器の限界温度 (260℃) を監視可能。さらに可搬型計測器にて350℃まで計測可能。</td> </tr> <tr> <td>圧力抑制室内空気温度 (0~300℃)</td> <td>熱電対</td> <td>・ 多重性を有する重要計器の他の検出器 ・ サプレッションプール水温度 (0~200℃) (※⁵⁾)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>サプレッションプール水温度 (0~200℃)</td> <td>温度抵抗体</td> <td>・ 多重性を有する重要計器の他の検出器 ・ 圧力抑制室内空気温度 (0~300℃) (※⁴⁾)</td> <td>重大事故等時において、原子炉格納容器限界圧力 (854kPa) におけるサプレッションプール水の飽和温度 (約178℃) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部温度 (0~700℃)</td> <td>熱電対</td> <td>・ 多重性を有する重要計器の他のチャンネル</td> <td>原子炉格納容器下部に溶融の心が落下した場合における原子炉格納容器の破損検知が可能。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(※¹⁾ 原子炉格納容器下部水位及びドライウエイルン水位の電位量と注水時間から注水量を推定。 (※²⁾ 原子炉格納容器内が飽和状態と仮定し、原子炉格納容器内の温度又は圧力を推定。 (※³⁾ 空気温度と水温が平衡状態と仮定し、空気温度又は水温を推定。</p>	重要監視パラメータ	重要計器 (計測範囲)	検出器の種類	重要代替計器等 (代表) (※)		重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※ ¹⁾)	原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系→ドライウエイルン洗浄流量) (0~220t/h)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・ 復水貯蔵タンク水位 (0~3,200t) (※ ²⁾)	重大事故等時の復水移送ポンプを用いた原子炉格納容器代替スプレイト冷却系 (残留熱除去系+高圧イン) における最大注水量 (80t/h) を監視可能。		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) (0~220t/h)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・ 復水貯蔵タンク水位 (0~3,200t) (※ ²⁾)	重大事故等時の復水移送ポンプを用いた原子炉格納容器代替スプレイト冷却系 (残留熱除去系B系+高圧イン) における最大注水量 (80t/h) を監視可能。		原子炉格納容器代替スプレイト流量 (0~100t/h)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・ 原子炉格納容器下部水位 (0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m) 及びドライウエイルン水位 (0.02m, 0.23m, 0.34m) (※ ³⁾)	重大事故等時の大容量送水ポンプ (タイプ1) を用いた原子炉格納容器代替スプレイト冷却系による最大注水量 (80t/h) を監視可能。		代替格納冷却ポンプ出口流量 (0~200t/h)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・ 原子炉格納容器下部水位 (0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m) 及びドライウエイルン水位 (0.02m, 0.23m, 0.34m) (※ ³⁾)	重大事故等時の代替格納冷却ポンプを用いた原子炉格納容器代替スプレイトにおける最大注水量 (150t/h) を監視可能。		原子炉格納容器下部注水流量 (0~110t/h)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・ 復水貯蔵タンク水位 (0~3,200t) (※ ²⁾)	重大事故等時の復水移送ポンプ又は大容量送水ポンプ (タイプ1) を用いた原子炉格納容器下部注水系による最大注水量 (80t/h) を監視可能。	原子炉格納容器内の温度	ドライウエイルン温度 (0~300℃)	熱電対	・ 多重性を有する重要計器の他の検出器 ・ ドライウエイルン圧力 (0~1MPa(abs)) (※ ⁴⁾)	重大事故等時において、原子炉格納容器の限界温度 (260℃) を監視可能。さらに可搬型計測器にて350℃まで計測可能。	圧力抑制室内空気温度 (0~300℃)	熱電対	・ 多重性を有する重要計器の他の検出器 ・ サプレッションプール水温度 (0~200℃) (※ ⁵⁾)		サプレッションプール水温度 (0~200℃)	温度抵抗体	・ 多重性を有する重要計器の他の検出器 ・ 圧力抑制室内空気温度 (0~300℃) (※ ⁴⁾)	重大事故等時において、原子炉格納容器限界圧力 (854kPa) におけるサプレッションプール水の飽和温度 (約178℃) を監視可能。	原子炉格納容器下部温度 (0~700℃)	熱電対	・ 多重性を有する重要計器の他のチャンネル	原子炉格納容器下部に溶融の心が落下した場合における原子炉格納容器の破損検知が可能。	<p>第1表 重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ (3/7)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">重要監視パラメータ</th> <th rowspan="2">重要計器 (計測範囲)</th> <th rowspan="2">検出器の種類</th> <th colspan="2">重要代替計器等 (代表) (※)</th> </tr> <tr> <th>重要計器に故障の疑いがある場合</th> <th>重要計器の計測範囲を超えた場合 (※¹⁾)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器への注水量</td> <td>B系格納容器スプレイト冷却ポンプ出口流量 (0~100t/h) (※¹⁾) (0~1,200t/h) (※²⁾) 代替格納容器スプレイト冷却ポンプ出口流量 (0~200t/h) (※¹⁾) (0~80,000t/h) (※³⁾) 高圧注入流量 (0~350t/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※¹⁾)</td> <td>・ 燃料取替用ホット水位 (0~90%) (※⁴⁾) ・ 燃料取替用ホット水位 (0~90%) (※⁴⁾)</td> <td>重大事故等時において、格納容器スプレイトポンプの流量 (100t/h) を監視可能。 重大事故等時において、代替格納容器スプレイトポンプの流量 (200t/h) を監視可能。 重大事故等時に311にて、高圧注入ポンプの流量 (350t/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>高圧注入流量 (0~1,100t/h) (※¹⁾)</td> <td>差圧式流量検出器 (※¹⁾)</td> <td>・ 燃料取替用ホット水位 (0~90%) (※⁴⁾)</td> <td>重大事故等時において、非熱除注ポンプの流量 (1,000t/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度</td> <td>格納容器内温度 (0~230℃)</td> <td>温度抵抗体</td> <td>・ 多重性を有する重要計器の他のチャンネル ・ 原子炉格納容器圧力 (0~8,300kPa) (※²⁾)</td> <td>重大事故等時において、原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(※¹⁾ 原子炉格納容器内が飽和状態と仮定し、原子炉格納容器内の温度又は圧力を推定。 (※²⁾ 特記の内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	重要監視パラメータ	重要計器 (計測範囲)	検出器の種類	重要代替計器等 (代表) (※)		重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※ ¹⁾)	原子炉格納容器への注水量	B系格納容器スプレイト冷却ポンプ出口流量 (0~100t/h) (※ ¹⁾) (0~1,200t/h) (※ ²⁾) 代替格納容器スプレイト冷却ポンプ出口流量 (0~200t/h) (※ ¹⁾) (0~80,000t/h) (※ ³⁾) 高圧注入流量 (0~350t/h)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・ 燃料取替用ホット水位 (0~90%) (※ ⁴⁾) ・ 燃料取替用ホット水位 (0~90%) (※ ⁴⁾)	重大事故等時において、格納容器スプレイトポンプの流量 (100t/h) を監視可能。 重大事故等時において、代替格納容器スプレイトポンプの流量 (200t/h) を監視可能。 重大事故等時に311にて、高圧注入ポンプの流量 (350t/h) を監視可能。		高圧注入流量 (0~1,100t/h) (※ ¹⁾)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・ 燃料取替用ホット水位 (0~90%) (※ ⁴⁾)	重大事故等時において、非熱除注ポンプの流量 (1,000t/h) を監視可能。	原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度 (0~230℃)	温度抵抗体	・ 多重性を有する重要計器の他のチャンネル ・ 原子炉格納容器圧力 (0~8,300kPa) (※ ²⁾)	重大事故等時において、原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。	
重要監視パラメータ	重要計器 (計測範囲)				検出器の種類	重要代替計器等 (代表) (※)																																																																				
		重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※ ¹⁾)																																																																							
原子炉格納容器への注水量	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系→ドライウエイルン洗浄流量) (0~220t/h)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・ 復水貯蔵タンク水位 (0~3,200t) (※ ²⁾)	重大事故等時の復水移送ポンプを用いた原子炉格納容器代替スプレイト冷却系 (残留熱除去系+高圧イン) における最大注水量 (80t/h) を監視可能。																																																																						
	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) (0~220t/h)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・ 復水貯蔵タンク水位 (0~3,200t) (※ ²⁾)	重大事故等時の復水移送ポンプを用いた原子炉格納容器代替スプレイト冷却系 (残留熱除去系B系+高圧イン) における最大注水量 (80t/h) を監視可能。																																																																						
	原子炉格納容器代替スプレイト流量 (0~100t/h)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・ 原子炉格納容器下部水位 (0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m) 及びドライウエイルン水位 (0.02m, 0.23m, 0.34m) (※ ³⁾)	重大事故等時の大容量送水ポンプ (タイプ1) を用いた原子炉格納容器代替スプレイト冷却系による最大注水量 (80t/h) を監視可能。																																																																						
	代替格納冷却ポンプ出口流量 (0~200t/h)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・ 原子炉格納容器下部水位 (0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m) 及びドライウエイルン水位 (0.02m, 0.23m, 0.34m) (※ ³⁾)	重大事故等時の代替格納冷却ポンプを用いた原子炉格納容器代替スプレイトにおける最大注水量 (150t/h) を監視可能。																																																																						
	原子炉格納容器下部注水流量 (0~110t/h)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・ 復水貯蔵タンク水位 (0~3,200t) (※ ²⁾)	重大事故等時の復水移送ポンプ又は大容量送水ポンプ (タイプ1) を用いた原子炉格納容器下部注水系による最大注水量 (80t/h) を監視可能。																																																																						
原子炉格納容器内の温度	ドライウエイルン温度 (0~300℃)	熱電対	・ 多重性を有する重要計器の他の検出器 ・ ドライウエイルン圧力 (0~1MPa(abs)) (※ ⁴⁾)	重大事故等時において、原子炉格納容器の限界温度 (260℃) を監視可能。さらに可搬型計測器にて350℃まで計測可能。																																																																						
	圧力抑制室内空気温度 (0~300℃)	熱電対	・ 多重性を有する重要計器の他の検出器 ・ サプレッションプール水温度 (0~200℃) (※ ⁵⁾)																																																																							
	サプレッションプール水温度 (0~200℃)	温度抵抗体	・ 多重性を有する重要計器の他の検出器 ・ 圧力抑制室内空気温度 (0~300℃) (※ ⁴⁾)	重大事故等時において、原子炉格納容器限界圧力 (854kPa) におけるサプレッションプール水の飽和温度 (約178℃) を監視可能。																																																																						
	原子炉格納容器下部温度 (0~700℃)	熱電対	・ 多重性を有する重要計器の他のチャンネル	原子炉格納容器下部に溶融の心が落下した場合における原子炉格納容器の破損検知が可能。																																																																						
重要監視パラメータ	重要計器 (計測範囲)	検出器の種類	重要代替計器等 (代表) (※)																																																																							
			重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※ ¹⁾)																																																																						
原子炉格納容器への注水量	B系格納容器スプレイト冷却ポンプ出口流量 (0~100t/h) (※ ¹⁾) (0~1,200t/h) (※ ²⁾) 代替格納容器スプレイト冷却ポンプ出口流量 (0~200t/h) (※ ¹⁾) (0~80,000t/h) (※ ³⁾) 高圧注入流量 (0~350t/h)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・ 燃料取替用ホット水位 (0~90%) (※ ⁴⁾) ・ 燃料取替用ホット水位 (0~90%) (※ ⁴⁾)	重大事故等時において、格納容器スプレイトポンプの流量 (100t/h) を監視可能。 重大事故等時において、代替格納容器スプレイトポンプの流量 (200t/h) を監視可能。 重大事故等時に311にて、高圧注入ポンプの流量 (350t/h) を監視可能。																																																																						
	高圧注入流量 (0~1,100t/h) (※ ¹⁾)	差圧式流量検出器 (※ ¹⁾)	・ 燃料取替用ホット水位 (0~90%) (※ ⁴⁾)	重大事故等時において、非熱除注ポンプの流量 (1,000t/h) を監視可能。																																																																						
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度 (0~230℃)	温度抵抗体	・ 多重性を有する重要計器の他のチャンネル ・ 原子炉格納容器圧力 (0~8,300kPa) (※ ²⁾)	重大事故等時において、原子炉格納容器の限界温度 (200℃) を監視可能。																																																																						

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>表 58-13-1 重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ (4/8)</p> <table border="1" data-bbox="672 183 1232 805"> <thead> <tr> <th rowspan="2">重要監視パラメータ</th> <th rowspan="2">重要計器 (計測範囲)</th> <th rowspan="2">検出器の種類</th> <th colspan="2">重要代替計器等 (代表) (※¹)</th> </tr> <tr> <th>重要計器に故障の疑いがある場合</th> <th>重要計器の計測範囲を超えた場合 (※²)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器内の圧力</td> <td>ドライウェル圧力 (0~1MPa[abs])</td> <td>弾性圧力検出器 (※³)</td> <td>・圧力抑制室圧力 (0~1MPa[abs]) (※⁴) ・ドライウェル温度 (0~300°C) (※⁵)</td> <td>重大事故等時において, 原子炉格納容器境界圧力 (185kPa) をドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力にて監視可能。</td> </tr> <tr> <td>圧力抑制室圧力 (0~1MPa[abs])</td> <td>弾性圧力検出器 (※³)</td> <td>・ドライウェル圧力 (0~1MPa[abs]) (※⁴) ・圧力抑制室内空気速度 (0~200°C) (※⁵)</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="3">原子炉格納容器内の水位</td> <td>圧力抑制室水位 (0~5m) (※⁷)</td> <td>差圧式水位検出器 (※⁶)</td> <td>・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・代替補給冷却ポンプ出口流量 (0~200t/h) (※⁸)</td> <td>重大事故等時において, 外部水源注水制限 (通常運転水位: 約 2m) の範囲を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部水位 (0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.9m)</td> <td>電極式水位検出器 (※⁹)</td> <td>・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・原子炉格納容器下部注水流速 (0~110t/h) (※⁸)</td> <td>重大事故等時において, 原子炉格納容器下部への注水による圧力容器/デスタル部の露水状況を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル水位 (0.02m, 0.25m, 0.34m)</td> <td>電極式水位検出器 (※⁹)</td> <td>・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・原子炉格納容器下部注水流速 (0~110t/h) (※⁸)</td> <td>重大事故等時において, 原子炉格納容器下部の溶融炉心の冷却に必要な水深 (0.25m) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の水素濃度</td> <td>格納容器内空気水素濃度 (0~30vol%) / 0~100 vol%)</td> <td>熱伝導式水素検出器 (※¹⁰)</td> <td>・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・格納容器内水素濃度 (0/%) (0~100vol%) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) (0~100vol%) (※¹¹)</td> <td>重大事故等時において, 炉心の著しい揺動時に変動する可能性がある範囲 (0~100vol%) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の酸素濃度</td> <td>格納容器内空気酸素濃度 (0~30vol%)</td> <td>熱伝導式酸素検出器 (※¹⁰)</td> <td>・多重性を有する重要計器の他チャンネル</td> <td>重大事故等時において, 原子炉格納容器内の酸素濃度の変動範囲 (0~4.3vol%) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>格納容器内空気放射線モニタ (0/%) (10⁻⁷~10⁻⁵s/h)</td> <td>電離箱</td> <td>・多重性を有する重要計器の他チャンネル</td> <td>炉心噴出の判断 (停止直後: 約 10Sv/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>格納容器内空気放射線モニタ (S/C) (10⁻⁷~10⁻⁵s/h)</td> <td>電離箱</td> <td>・多重性を有する重要計器の他チャンネル</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>		重要監視パラメータ	重要計器 (計測範囲)	検出器の種類	重要代替計器等 (代表) (※ ¹)		重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※ ²)	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 (0~1MPa[abs])	弾性圧力検出器 (※ ³)	・圧力抑制室圧力 (0~1MPa[abs]) (※ ⁴) ・ドライウェル温度 (0~300°C) (※ ⁵)	重大事故等時において, 原子炉格納容器境界圧力 (185kPa) をドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力にて監視可能。	圧力抑制室圧力 (0~1MPa[abs])	弾性圧力検出器 (※ ³)	・ドライウェル圧力 (0~1MPa[abs]) (※ ⁴) ・圧力抑制室内空気速度 (0~200°C) (※ ⁵)		原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位 (0~5m) (※ ⁷)	差圧式水位検出器 (※ ⁶)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・代替補給冷却ポンプ出口流量 (0~200t/h) (※ ⁸)	重大事故等時において, 外部水源注水制限 (通常運転水位: 約 2m) の範囲を監視可能。	原子炉格納容器下部水位 (0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.9m)	電極式水位検出器 (※ ⁹)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・原子炉格納容器下部注水流速 (0~110t/h) (※ ⁸)	重大事故等時において, 原子炉格納容器下部への注水による圧力容器/デスタル部の露水状況を監視可能。	ドライウェル水位 (0.02m, 0.25m, 0.34m)	電極式水位検出器 (※ ⁹)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・原子炉格納容器下部注水流速 (0~110t/h) (※ ⁸)	重大事故等時において, 原子炉格納容器下部の溶融炉心の冷却に必要な水深 (0.25m) を監視可能。	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内空気水素濃度 (0~30vol%) / 0~100 vol%)	熱伝導式水素検出器 (※ ¹⁰)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・格納容器内水素濃度 (0/%) (0~100vol%) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) (0~100vol%) (※ ¹¹)	重大事故等時において, 炉心の著しい揺動時に変動する可能性がある範囲 (0~100vol%) を監視可能。	原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内空気酸素濃度 (0~30vol%)	熱伝導式酸素検出器 (※ ¹⁰)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	重大事故等時において, 原子炉格納容器内の酸素濃度の変動範囲 (0~4.3vol%) を監視可能。	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内空気放射線モニタ (0/%) (10 ⁻⁷ ~10 ⁻⁵ s/h)	電離箱	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	炉心噴出の判断 (停止直後: 約 10Sv/h) を監視可能。	格納容器内空気放射線モニタ (S/C) (10 ⁻⁷ ~10 ⁻⁵ s/h)	電離箱	・多重性を有する重要計器の他チャンネル		<p>第1表 重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ (4/7)</p> <table border="1" data-bbox="1254 183 1814 829"> <thead> <tr> <th rowspan="2">重要監視パラメータ</th> <th rowspan="2">重要計器 (計測範囲)</th> <th rowspan="2">検出器の種類</th> <th colspan="2">重要代替計器等 (代表) (※¹)</th> </tr> <tr> <th>重要計器に故障の疑いがある場合</th> <th>重要計器の計測範囲を超えた場合 (※²)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器内の圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力 (0~0.20MPa)</td> <td>弾性圧力検出器 (※³) ・格納容器圧力 (0MPa) (0~1.0MPa) (※⁴)</td> <td>・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・格納容器圧力 (0MPa) (0~1.0MPa) (※⁴)</td> <td>設計基準事故時において, 格納容器境界圧力 (0.20MPa) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力 (0MPa) (0~1.0MPa)</td> <td>弾性圧力検出器 (※³)</td> <td>・原子炉格納容器圧力 (0~0.20MPa) ・格納容器内温度 (0~220°C) (※⁵)</td> <td>重大事故等時において, 原子炉格納容器の境界圧力 (219 / 0.99MPa) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">原子炉格納容器内の水位</td> <td>格納容器再循環ポンプ水位 (0~100%)</td> <td>差圧式水位検出器 (※⁶)</td> <td>・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・格納容器再循環ポンプ水位 (0~100%) (※⁷)</td> <td>重大事故等時において, 再循環ポンプ水位 (約 100%) を監視可能。警戒水位の 100% 以上, 警戒水位の約 40% に相当。</td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環ポンプ水位 (0~100%)</td> <td>差圧式水位検出器 (※⁶)</td> <td>・格納容器再循環ポンプ水位 (0~100%) (※⁷) ・燃料格納容器水位 (0~100%) (※⁸) ・燃料格納容器水位 (0~100%) (※⁸) ・D-格納容器スプレイの排出口流量 (0~1,300t/h) (0~10,000%) 及び代替格納容器スプレイの排出口流量 (0~10,000%) (0~10,000%) (※⁹)</td> <td>重大事故等時において, 再循環ポンプ水位に余裕の余裕に必要となる水量があることを監視可能。</td> </tr> <tr> <td>原子炉下部キャベジ水位 (0S~4FF)</td> <td>電極式水位検出器 (※⁹)</td> <td>・格納容器再循環ポンプ水位 (0~100%) (※⁷) ・燃料格納容器水位 (0~100%) (※⁸) ・燃料格納容器水位 (0~100%) (※⁸) ・D-格納容器スプレイの排出口流量 (0~1,300t/h) (0~10,000%) 及び代替格納容器スプレイの排出口流量 (0~10,000%) (0~10,000%) (※⁹)</td> <td>重大事故等時において, 原子炉下部キャベジ水位に余裕の余裕に必要となる水量があることを監視可能。</td> </tr> <tr> <td>格納容器水位 (0S~4FF)</td> <td>電極式水位検出器 (※⁹)</td> <td>・燃料格納容器水位 (0~100%) (※⁸) ・D-格納容器スプレイの排出口流量 (0~1,300t/h) (0~10,000%) 及び代替格納容器スプレイの排出口流量 (0~10,000%) (0~10,000%) (※⁹)</td> <td>重大事故等時において, 格納容器内の過剰な水位レベルを確認することを監視可能。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の水素濃度</td> <td>可搬型格納容器内水素濃度検出ユニット (0~20vol%)</td> <td>熱伝導式検出器 (※¹⁰)</td> <td>・重要計器の手摘み ・原子炉格納容器内水素濃度検出 (0~20vol%) (※¹¹) ・格納容器内水素濃度 (S/C) (0~100vol%) (※¹²)</td> <td>重大事故等時において, 変動範囲 (0~15vol%) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>可搬型放射線モニタ水素濃度検出ユニット (0~20vol%)</td> <td>熱伝導式検出器 (※¹⁰)</td> <td>・重要計器の手摘み</td> <td>重大事故等時において, 変動範囲 (0~15vol%) を監視可能。</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モニタ (0~10⁻⁵ mSv/h)</td> <td>電離箱</td> <td>・多重性を有する重要計器の他チャンネル</td> <td>炉心噴出の検出 (約 10⁻⁵ mSv/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>格納容器内高レンジモニタ (0~10⁻⁵ mSv/h)</td> <td>電離箱</td> <td>・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・格納容器内高レンジモニタ (0~10⁻⁵ mSv/h)</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>		重要監視パラメータ	重要計器 (計測範囲)	検出器の種類	重要代替計器等 (代表) (※ ¹)		重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※ ²)	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器圧力 (0~0.20MPa)	弾性圧力検出器 (※ ³) ・格納容器圧力 (0MPa) (0~1.0MPa) (※ ⁴)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・格納容器圧力 (0MPa) (0~1.0MPa) (※ ⁴)	設計基準事故時において, 格納容器境界圧力 (0.20MPa) を監視可能。	格納容器圧力 (0MPa) (0~1.0MPa)	弾性圧力検出器 (※ ³)	・原子炉格納容器圧力 (0~0.20MPa) ・格納容器内温度 (0~220°C) (※ ⁵)	重大事故等時において, 原子炉格納容器の境界圧力 (219 / 0.99MPa) を監視可能。	原子炉格納容器内の水位	格納容器再循環ポンプ水位 (0~100%)	差圧式水位検出器 (※ ⁶)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・格納容器再循環ポンプ水位 (0~100%) (※ ⁷)	重大事故等時において, 再循環ポンプ水位 (約 100%) を監視可能。警戒水位の 100% 以上, 警戒水位の約 40% に相当。	格納容器再循環ポンプ水位 (0~100%)	差圧式水位検出器 (※ ⁶)	・格納容器再循環ポンプ水位 (0~100%) (※ ⁷) ・燃料格納容器水位 (0~100%) (※ ⁸) ・燃料格納容器水位 (0~100%) (※ ⁸) ・D-格納容器スプレイの排出口流量 (0~1,300t/h) (0~10,000%) 及び代替格納容器スプレイの排出口流量 (0~10,000%) (0~10,000%) (※ ⁹)	重大事故等時において, 再循環ポンプ水位に余裕の余裕に必要となる水量があることを監視可能。	原子炉下部キャベジ水位 (0S~4FF)	電極式水位検出器 (※ ⁹)	・格納容器再循環ポンプ水位 (0~100%) (※ ⁷) ・燃料格納容器水位 (0~100%) (※ ⁸) ・燃料格納容器水位 (0~100%) (※ ⁸) ・D-格納容器スプレイの排出口流量 (0~1,300t/h) (0~10,000%) 及び代替格納容器スプレイの排出口流量 (0~10,000%) (0~10,000%) (※ ⁹)	重大事故等時において, 原子炉下部キャベジ水位に余裕の余裕に必要となる水量があることを監視可能。	格納容器水位 (0S~4FF)	電極式水位検出器 (※ ⁹)	・燃料格納容器水位 (0~100%) (※ ⁸) ・D-格納容器スプレイの排出口流量 (0~1,300t/h) (0~10,000%) 及び代替格納容器スプレイの排出口流量 (0~10,000%) (0~10,000%) (※ ⁹)	重大事故等時において, 格納容器内の過剰な水位レベルを確認することを監視可能。	原子炉格納容器内の水素濃度	可搬型格納容器内水素濃度検出ユニット (0~20vol%)	熱伝導式検出器 (※ ¹⁰)	・重要計器の手摘み ・原子炉格納容器内水素濃度検出 (0~20vol%) (※ ¹¹) ・格納容器内水素濃度 (S/C) (0~100vol%) (※ ¹²)	重大事故等時において, 変動範囲 (0~15vol%) を監視可能。	原子炉格納容器内の放射線量率	可搬型放射線モニタ水素濃度検出ユニット (0~20vol%)	熱伝導式検出器 (※ ¹⁰)	・重要計器の手摘み	重大事故等時において, 変動範囲 (0~15vol%) を監視可能。	原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内高レンジモニタ (0~10 ⁻⁵ mSv/h)	電離箱	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	炉心噴出の検出 (約 10 ⁻⁵ mSv/h) を監視可能。		格納容器内高レンジモニタ (0~10 ⁻⁵ mSv/h)	電離箱	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・格納容器内高レンジモニタ (0~10 ⁻⁵ mSv/h)	
重要監視パラメータ	重要計器 (計測範囲)				検出器の種類	重要代替計器等 (代表) (※ ¹)																																																																																																		
		重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※ ²)																																																																																																					
原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 (0~1MPa[abs])	弾性圧力検出器 (※ ³)	・圧力抑制室圧力 (0~1MPa[abs]) (※ ⁴) ・ドライウェル温度 (0~300°C) (※ ⁵)	重大事故等時において, 原子炉格納容器境界圧力 (185kPa) をドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力にて監視可能。																																																																																																				
	圧力抑制室圧力 (0~1MPa[abs])	弾性圧力検出器 (※ ³)	・ドライウェル圧力 (0~1MPa[abs]) (※ ⁴) ・圧力抑制室内空気速度 (0~200°C) (※ ⁵)																																																																																																					
原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位 (0~5m) (※ ⁷)	差圧式水位検出器 (※ ⁶)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・代替補給冷却ポンプ出口流量 (0~200t/h) (※ ⁸)	重大事故等時において, 外部水源注水制限 (通常運転水位: 約 2m) の範囲を監視可能。																																																																																																				
	原子炉格納容器下部水位 (0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.9m)	電極式水位検出器 (※ ⁹)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・原子炉格納容器下部注水流速 (0~110t/h) (※ ⁸)	重大事故等時において, 原子炉格納容器下部への注水による圧力容器/デスタル部の露水状況を監視可能。																																																																																																				
	ドライウェル水位 (0.02m, 0.25m, 0.34m)	電極式水位検出器 (※ ⁹)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・原子炉格納容器下部注水流速 (0~110t/h) (※ ⁸)	重大事故等時において, 原子炉格納容器下部の溶融炉心の冷却に必要な水深 (0.25m) を監視可能。																																																																																																				
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内空気水素濃度 (0~30vol%) / 0~100 vol%)	熱伝導式水素検出器 (※ ¹⁰)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・格納容器内水素濃度 (0/%) (0~100vol%) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) (0~100vol%) (※ ¹¹)	重大事故等時において, 炉心の著しい揺動時に変動する可能性がある範囲 (0~100vol%) を監視可能。																																																																																																				
原子炉格納容器内の酸素濃度	格納容器内空気酸素濃度 (0~30vol%)	熱伝導式酸素検出器 (※ ¹⁰)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	重大事故等時において, 原子炉格納容器内の酸素濃度の変動範囲 (0~4.3vol%) を監視可能。																																																																																																				
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内空気放射線モニタ (0/%) (10 ⁻⁷ ~10 ⁻⁵ s/h)	電離箱	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	炉心噴出の判断 (停止直後: 約 10Sv/h) を監視可能。																																																																																																				
	格納容器内空気放射線モニタ (S/C) (10 ⁻⁷ ~10 ⁻⁵ s/h)	電離箱	・多重性を有する重要計器の他チャンネル																																																																																																					
重要監視パラメータ	重要計器 (計測範囲)	検出器の種類	重要代替計器等 (代表) (※ ¹)																																																																																																					
			重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※ ²)																																																																																																				
原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器圧力 (0~0.20MPa)	弾性圧力検出器 (※ ³) ・格納容器圧力 (0MPa) (0~1.0MPa) (※ ⁴)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・格納容器圧力 (0MPa) (0~1.0MPa) (※ ⁴)	設計基準事故時において, 格納容器境界圧力 (0.20MPa) を監視可能。																																																																																																				
	格納容器圧力 (0MPa) (0~1.0MPa)	弾性圧力検出器 (※ ³)	・原子炉格納容器圧力 (0~0.20MPa) ・格納容器内温度 (0~220°C) (※ ⁵)	重大事故等時において, 原子炉格納容器の境界圧力 (219 / 0.99MPa) を監視可能。																																																																																																				
原子炉格納容器内の水位	格納容器再循環ポンプ水位 (0~100%)	差圧式水位検出器 (※ ⁶)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・格納容器再循環ポンプ水位 (0~100%) (※ ⁷)	重大事故等時において, 再循環ポンプ水位 (約 100%) を監視可能。警戒水位の 100% 以上, 警戒水位の約 40% に相当。																																																																																																				
	格納容器再循環ポンプ水位 (0~100%)	差圧式水位検出器 (※ ⁶)	・格納容器再循環ポンプ水位 (0~100%) (※ ⁷) ・燃料格納容器水位 (0~100%) (※ ⁸) ・燃料格納容器水位 (0~100%) (※ ⁸) ・D-格納容器スプレイの排出口流量 (0~1,300t/h) (0~10,000%) 及び代替格納容器スプレイの排出口流量 (0~10,000%) (0~10,000%) (※ ⁹)	重大事故等時において, 再循環ポンプ水位に余裕の余裕に必要となる水量があることを監視可能。																																																																																																				
	原子炉下部キャベジ水位 (0S~4FF)	電極式水位検出器 (※ ⁹)	・格納容器再循環ポンプ水位 (0~100%) (※ ⁷) ・燃料格納容器水位 (0~100%) (※ ⁸) ・燃料格納容器水位 (0~100%) (※ ⁸) ・D-格納容器スプレイの排出口流量 (0~1,300t/h) (0~10,000%) 及び代替格納容器スプレイの排出口流量 (0~10,000%) (0~10,000%) (※ ⁹)	重大事故等時において, 原子炉下部キャベジ水位に余裕の余裕に必要となる水量があることを監視可能。																																																																																																				
格納容器水位 (0S~4FF)	電極式水位検出器 (※ ⁹)	・燃料格納容器水位 (0~100%) (※ ⁸) ・D-格納容器スプレイの排出口流量 (0~1,300t/h) (0~10,000%) 及び代替格納容器スプレイの排出口流量 (0~10,000%) (0~10,000%) (※ ⁹)	重大事故等時において, 格納容器内の過剰な水位レベルを確認することを監視可能。																																																																																																					
原子炉格納容器内の水素濃度	可搬型格納容器内水素濃度検出ユニット (0~20vol%)	熱伝導式検出器 (※ ¹⁰)	・重要計器の手摘み ・原子炉格納容器内水素濃度検出 (0~20vol%) (※ ¹¹) ・格納容器内水素濃度 (S/C) (0~100vol%) (※ ¹²)	重大事故等時において, 変動範囲 (0~15vol%) を監視可能。																																																																																																				
原子炉格納容器内の放射線量率	可搬型放射線モニタ水素濃度検出ユニット (0~20vol%)	熱伝導式検出器 (※ ¹⁰)	・重要計器の手摘み	重大事故等時において, 変動範囲 (0~15vol%) を監視可能。																																																																																																				
原子炉格納容器内の放射線量率	格納容器内高レンジモニタ (0~10 ⁻⁵ mSv/h)	電離箱	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	炉心噴出の検出 (約 10 ⁻⁵ mSv/h) を監視可能。																																																																																																				
	格納容器内高レンジモニタ (0~10 ⁻⁵ mSv/h)	電離箱	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・格納容器内高レンジモニタ (0~10 ⁻⁵ mSv/h)																																																																																																					
<p>(※¹) 臨渡ダイアフラムに於けるドライウェル圧力及び圧力抑制室圧力の絶対圧力を計測。 (※²) 圧力抑制室圧力はドライウェル圧力+12.3kPa からドライウェル圧力+6.9kPa の範囲で推移。 (※³) 基準点 (0m) は通常運転水位 (0.1~3850mm)。 (※⁴) 臨渡ダイアフラムに於ける圧力抑制室圧力 (凝縮槽からの水頭圧を含む) と圧力抑制室下部の差圧を計測。 (※⁵) 流量と注入時間から水位を推定。 (※⁶) 格納容器内水素濃度 (0/%) 及び格納容器内水素濃度 (S/C) は, 水素吸蔵材料式水素検出器を用いて計測。</p>		<p>(※¹) 臨渡ダイアフラムに於ける原子炉格納容器圧力を計測。 (※²) 臨渡ダイアフラムに於ける格納容器境界圧力と格納容器内再循環ポンプ下部の差圧を計測。 (※³) 各セットの水位変化及び格納容器境界圧力と原子炉格納容器内の水位を推定する。 (※⁴) 格納容器内水素濃度検出及び格納容器水素モニタの作動特性の関照から, 作動状況を確認することにより, 格納容器内の水素濃度の大幅な変動を生じない領域であることを確認する。</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)

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

表 58-13-1 重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ (5/8)

重要監視パラメータ	重要計器 (計測範囲)	検出器の種類	重要代替計器等 (代表) (※)	
			重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を拡大した場合 (※)
主回路の過熱又は監視	中性子束 線量計 $10^{-4} \sim 10^4 \mu\text{s/cm}^2 (\times 10^{-4})$ $0 \sim 40\%$ 又は $0 \sim 1235 (1 \times 10^6 \sim 2 \times 10^7) \mu\text{s/cm}^2 (\times 10^{-4})$	線量計 電離室	中性子束 線量計 電離室	中性子束線量計の計測範囲を拡大した場合 (※) ・多量性を有する重要計器の他チャンネル (平均出力線量モニタ (0 ~ 125% (1.2 × 10 ⁶ ~ 2.4 × 10 ⁷ μs/cm ² × 10 ⁻⁴)) (※)) ・多量性を有する重要計器の他チャンネル ・起爆線量モニタ (10 ⁻⁴ ~ 10 ⁴ μps (1 × 10 ⁶ ~ 10 ⁸ μps × 10 ⁻⁴))、0 ~ 40%又は 0 ~ 1235 (1 × 10 ⁶ ~ 2 × 10 ⁷ μs/cm ² × 10 ⁻⁴)) (※))
最終ヒートシシタの確保 (代替前冷却系)	代替前冷却系 水の温度 (0 ~ 200°C) 代替前冷却系 蒸気発生器入口温度 (0 ~ 300°C) 代替前冷却系 蒸気発生器出口温度 (0 ~ 200°C)	温度計 熱電対	温度計 熱電対	重大事故等時において、原子炉格納容器内部圧力 (95 kPa) におけるサブプレッションプール水の飽和温度 (178°C) を監視可能。 重大事故等時において、代替前冷却系蒸気発生器の最高使用温度 (196°C) を監視可能。 重大事故等時の代替前冷却系ポンプを用いた原子炉格納容器スプレイトにおける最大注水量 (150 μ/s) を監視可能。 重大事故等時の代替前冷却系ポンプを用いた原子炉格納容器スプレイトにおける最大注水量 (150 μ/s) 及びドライケル水位 (0.026、0.236、0.336) (※))

(※) 原子炉起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。
(※) 起爆線量モニタの測定できる領域を拡大した場合には平均出力線量モニタによって監視可能。

表 58-13-1 重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ (6/8)

重要監視パラメータ	重要計器 (計測範囲)	検出器の種類	重要代替計器等 (代表) (※)	
			重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を拡大した場合 (※)
最終ヒートシシタの確保 (原子炉格納容器水位)	原子炉格納容器水位 (0 ~ 3.690m)	水位計 浮子式	原子炉格納容器水位計	重大事故等時の原子炉格納容器水位 (0 ~ 3.690m) を監視可能。
原子炉格納容器水位	原子炉格納容器水位 (0.1 ~ 100%)	水位計 浮子式	原子炉格納容器水位計	重大事故等時の原子炉格納容器水位 (0.1 ~ 100%) を監視可能。
原子炉格納容器水位	原子炉格納容器水位 (0 ~ 200°C)	温度計 熱電対	温度計 熱電対	重大事故等時の原子炉格納容器水位 (0 ~ 200°C) を監視可能。
原子炉格納容器水位	原子炉格納容器水位 (10 ⁻⁴ ~ 10 ⁴ μs/cm ² /h)	線量計	線量計	重大事故等時の原子炉格納容器水位 (10 ⁻⁴ ~ 10 ⁴ μs/cm ² /h) を監視可能。
原子炉格納容器水位	原子炉格納容器水位 (0 ~ 30 vol% / 0 ~ 400 vol%)	温度計 熱電対	温度計 熱電対	原子炉格納容器水位 (0 ~ 30 vol% / 0 ~ 400 vol%) を監視可能。
最終ヒートシシタの確保 (原子炉格納容器水位)	原子炉格納容器水位 (10 ⁻⁴ ~ 10 ⁴ μs/cm ² /h)	線量計	線量計	重大事故等時の原子炉格納容器水位 (10 ⁻⁴ ~ 10 ⁴ μs/cm ² /h) を監視可能。

(※) 最終ダイアグラムから原子炉格納容器内の圧力 (気相) と原子炉格納容器下部の水位を計測。
(※) 最終ダイアグラムから原子炉格納容器水位計及び原子炉格納容器出口圧力を計測。
(※) 原子炉格納容器水位計から原子炉格納容器水位計と原子炉格納容器出口圧力を計測。
(※) 原子炉格納容器水位計から原子炉格納容器水位計と原子炉格納容器出口圧力を計測。
(※) 原子炉格納容器水位計から原子炉格納容器水位計と原子炉格納容器出口圧力を計測。
(※) 原子炉格納容器水位計から原子炉格納容器水位計と原子炉格納容器出口圧力を計測。
(※) 原子炉格納容器水位計から原子炉格納容器水位計と原子炉格納容器出口圧力を計測。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

第1表 重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ (5/7)

重要監視パラメータ	重要計器 (計測範囲)	検出器の種類	重要代替計器等 (代表) (※)	
			重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を拡大した場合 (※)
中性子束線量計	中性子束線量計 $10^{-4} \sim 10^4 \mu\text{s/cm}^2 (\times 10^{-4})$ $0 \sim 40\%$ 又は $0 \sim 1235 (1 \times 10^6 \sim 2 \times 10^7) \mu\text{s/cm}^2 (\times 10^{-4})$	線量計 電離室	中性子束線量計 電離室	中性子束線量計の計測範囲を拡大した場合 (※) ・多量性を有する重要計器の他チャンネル (平均出力線量モニタ (0 ~ 125% (1.2 × 10 ⁶ ~ 2.4 × 10 ⁷ μs/cm ² × 10 ⁻⁴)) (※)) ・多量性を有する重要計器の他チャンネル ・起爆線量モニタ (10 ⁻⁴ ~ 10 ⁴ μps (1 × 10 ⁶ ~ 10 ⁸ μps × 10 ⁻⁴))、0 ~ 40%又は 0 ~ 1235 (1 × 10 ⁶ ~ 2 × 10 ⁷ μs/cm ² × 10 ⁻⁴)) (※))
最終ヒートシシタの確保 (代替前冷却系)	代替前冷却系 水の温度 (0 ~ 200°C) 代替前冷却系 蒸気発生器入口温度 (0 ~ 300°C) 代替前冷却系 蒸気発生器出口温度 (0 ~ 200°C)	温度計 熱電対	温度計 熱電対	重大事故等時において、原子炉格納容器内部圧力 (95 kPa) におけるサブプレッションプール水の飽和温度 (178°C) を監視可能。 重大事故等時において、代替前冷却系蒸気発生器の最高使用温度 (196°C) を監視可能。 重大事故等時の代替前冷却系ポンプを用いた原子炉格納容器スプレイトにおける最大注水量 (150 μ/s) を監視可能。 重大事故等時の代替前冷却系ポンプを用いた原子炉格納容器スプレイトにおける最大注水量 (150 μ/s) 及びドライケル水位 (0.026、0.236、0.336) (※))

(※) 中性子束線量計の計測範囲を拡大した場合 (※)
(※) 起爆線量モニタの測定できる領域を拡大した場合には平均出力線量モニタによって監視可能。
(※) 最終ダイアグラムから原子炉格納容器内の圧力 (気相) と原子炉格納容器下部の水位を計測。
(※) 最終ダイアグラムから原子炉格納容器水位計及び原子炉格納容器出口圧力を計測。
(※) 原子炉格納容器水位計から原子炉格納容器水位計と原子炉格納容器出口圧力を計測。
(※) 原子炉格納容器水位計から原子炉格納容器水位計と原子炉格納容器出口圧力を計測。
(※) 原子炉格納容器水位計から原子炉格納容器水位計と原子炉格納容器出口圧力を計測。
(※) 原子炉格納容器水位計から原子炉格納容器水位計と原子炉格納容器出口圧力を計測。

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

表 58-13-1 重大事故等対応設備により計測する重要監視パラメータ (7/8)

重要監視パラメータ	重要計器 (計測範囲)	検出器の種類	重要計器計器等 (代名) (注)	
			重要計器に故障の疑いがある場合 (注)	重要計器の計測範囲を越えた場合 (注)
最終冷却ポンプの運転監視	炉出口温度 (0~300℃)	熱電対	→炉出口温度異常検出 (0~300℃) (注)	→炉出口温度異常検出 (0~300℃) (注)
炉内温度監視	炉内温度 (0~300℃)	熱電対	→炉内温度異常検出 (0~300℃) (注)	→炉内温度異常検出 (0~300℃) (注)
炉内圧力監視	炉内圧力 (0~1.30MPa)	圧力検出器	→炉内圧力異常検出 (0~1.30MPa) (注)	→炉内圧力異常検出 (0~1.30MPa) (注)
炉内水位監視	炉内水位 (0~1.30m)	水位検出器	→炉内水位異常検出 (0~1.30m) (注)	→炉内水位異常検出 (0~1.30m) (注)
炉内流量監視	炉内流量 (0~1.30m³/s)	流量検出器	→炉内流量異常検出 (0~1.30m³/s) (注)	→炉内流量異常検出 (0~1.30m³/s) (注)
炉内温度監視	炉内温度 (0~300℃)	熱電対	→炉内温度異常検出 (0~300℃) (注)	→炉内温度異常検出 (0~300℃) (注)
炉内圧力監視	炉内圧力 (0~1.30MPa)	圧力検出器	→炉内圧力異常検出 (0~1.30MPa) (注)	→炉内圧力異常検出 (0~1.30MPa) (注)
炉内水位監視	炉内水位 (0~1.30m)	水位検出器	→炉内水位異常検出 (0~1.30m) (注)	→炉内水位異常検出 (0~1.30m) (注)
炉内流量監視	炉内流量 (0~1.30m³/s)	流量検出器	→炉内流量異常検出 (0~1.30m³/s) (注)	→炉内流量異常検出 (0~1.30m³/s) (注)

(注) 炉内圧力異常検出と炉内温度異常検出の両方とも監視する。 (注) 炉内温度異常検出と炉内圧力異常検出の両方とも監視する。 (注) 炉内圧力異常検出と炉内温度異常検出の両方とも監視する。 (注) 炉内温度異常検出と炉内圧力異常検出の両方とも監視する。

表 58-13-1 重大事故等対応設備により計測する重要監視パラメータ (8/8)

重要監視パラメータ	重要計器 (計測範囲)	検出器の種類	重要計器計器等 (代名) (注)	
			重要計器に故障の疑いがある場合 (注)	重要計器の計測範囲を越えた場合 (注)
炉内温度監視	炉内温度 (0~3.20MPa)	熱電対	→炉内温度異常検出 (0~3.20MPa) (注)	→炉内温度異常検出 (0~3.20MPa) (注)
炉内圧力監視	炉内圧力 (0~1.30MPa)	圧力検出器	→炉内圧力異常検出 (0~1.30MPa) (注)	→炉内圧力異常検出 (0~1.30MPa) (注)
炉内水位監視	炉内水位 (0~1.30m)	水位検出器	→炉内水位異常検出 (0~1.30m) (注)	→炉内水位異常検出 (0~1.30m) (注)
炉内流量監視	炉内流量 (0~1.30m³/s)	流量検出器	→炉内流量異常検出 (0~1.30m³/s) (注)	→炉内流量異常検出 (0~1.30m³/s) (注)
炉内温度監視	炉内温度 (0~300℃)	熱電対	→炉内温度異常検出 (0~300℃) (注)	→炉内温度異常検出 (0~300℃) (注)
炉内圧力監視	炉内圧力 (0~1.30MPa)	圧力検出器	→炉内圧力異常検出 (0~1.30MPa) (注)	→炉内圧力異常検出 (0~1.30MPa) (注)
炉内水位監視	炉内水位 (0~1.30m)	水位検出器	→炉内水位異常検出 (0~1.30m) (注)	→炉内水位異常検出 (0~1.30m) (注)
炉内流量監視	炉内流量 (0~1.30m³/s)	流量検出器	→炉内流量異常検出 (0~1.30m³/s) (注)	→炉内流量異常検出 (0~1.30m³/s) (注)

(注) 炉内圧力異常検出と炉内温度異常検出の両方とも監視する。 (注) 炉内温度異常検出と炉内圧力異常検出の両方とも監視する。 (注) 炉内圧力異常検出と炉内温度異常検出の両方とも監視する。 (注) 炉内温度異常検出と炉内圧力異常検出の両方とも監視する。

第1表 重大事故等対応設備により計測する重要監視パラメータ (6/7)

重要監視パラメータ	重要計器 (計測範囲)	検出器の種類	重要計器計器等 (代名) (注)	
			重要計器に故障の疑いがある場合 (注)	重要計器の計測範囲を越えた場合 (注)
炉内温度監視	炉内温度 (0~300℃)	熱電対	→炉内温度異常検出 (0~300℃) (注)	→炉内温度異常検出 (0~300℃) (注)
炉内圧力監視	炉内圧力 (0~1.30MPa)	圧力検出器	→炉内圧力異常検出 (0~1.30MPa) (注)	→炉内圧力異常検出 (0~1.30MPa) (注)
炉内水位監視	炉内水位 (0~1.30m)	水位検出器	→炉内水位異常検出 (0~1.30m) (注)	→炉内水位異常検出 (0~1.30m) (注)
炉内流量監視	炉内流量 (0~1.30m³/s)	流量検出器	→炉内流量異常検出 (0~1.30m³/s) (注)	→炉内流量異常検出 (0~1.30m³/s) (注)
炉内温度監視	炉内温度 (0~300℃)	熱電対	→炉内温度異常検出 (0~300℃) (注)	→炉内温度異常検出 (0~300℃) (注)
炉内圧力監視	炉内圧力 (0~1.30MPa)	圧力検出器	→炉内圧力異常検出 (0~1.30MPa) (注)	→炉内圧力異常検出 (0~1.30MPa) (注)
炉内水位監視	炉内水位 (0~1.30m)	水位検出器	→炉内水位異常検出 (0~1.30m) (注)	→炉内水位異常検出 (0~1.30m) (注)
炉内流量監視	炉内流量 (0~1.30m³/s)	流量検出器	→炉内流量異常検出 (0~1.30m³/s) (注)	→炉内流量異常検出 (0~1.30m³/s) (注)

(注) 炉内圧力異常検出と炉内温度異常検出の両方とも監視する。 (注) 炉内温度異常検出と炉内圧力異常検出の両方とも監視する。 (注) 炉内圧力異常検出と炉内温度異常検出の両方とも監視する。 (注) 炉内温度異常検出と炉内圧力異常検出の両方とも監視する。

第1表 重大事故等対応設備により計測する重要監視パラメータ (7/7)

重要監視パラメータ	重要計器 (計測範囲)	検出器の種類	重要計器計器等 (代名) (注)	
			重要計器に故障の疑いがある場合 (注)	重要計器の計測範囲を越えた場合 (注)
炉内温度監視	炉内温度 (0~300℃)	熱電対	→炉内温度異常検出 (0~300℃) (注)	→炉内温度異常検出 (0~300℃) (注)
炉内圧力監視	炉内圧力 (0~1.30MPa)	圧力検出器	→炉内圧力異常検出 (0~1.30MPa) (注)	→炉内圧力異常検出 (0~1.30MPa) (注)
炉内水位監視	炉内水位 (0~1.30m)	水位検出器	→炉内水位異常検出 (0~1.30m) (注)	→炉内水位異常検出 (0~1.30m) (注)
炉内流量監視	炉内流量 (0~1.30m³/s)	流量検出器	→炉内流量異常検出 (0~1.30m³/s) (注)	→炉内流量異常検出 (0~1.30m³/s) (注)
炉内温度監視	炉内温度 (0~300℃)	熱電対	→炉内温度異常検出 (0~300℃) (注)	→炉内温度異常検出 (0~300℃) (注)
炉内圧力監視	炉内圧力 (0~1.30MPa)	圧力検出器	→炉内圧力異常検出 (0~1.30MPa) (注)	→炉内圧力異常検出 (0~1.30MPa) (注)
炉内水位監視	炉内水位 (0~1.30m)	水位検出器	→炉内水位異常検出 (0~1.30m) (注)	→炉内水位異常検出 (0~1.30m) (注)
炉内流量監視	炉内流量 (0~1.30m³/s)	流量検出器	→炉内流量異常検出 (0~1.30m³/s) (注)	→炉内流量異常検出 (0~1.30m³/s) (注)

(注) 炉内圧力異常検出と炉内温度異常検出の両方とも監視する。 (注) 炉内温度異常検出と炉内圧力異常検出の両方とも監視する。 (注) 炉内圧力異常検出と炉内温度異常検出の両方とも監視する。 (注) 炉内温度異常検出と炉内圧力異常検出の両方とも監視する。

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)

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>(大飯該当資料なし)</p>	<p>58-14</p> <p>「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」の第58条に基づく主要な重大事故等対処設備一覧表</p> <p>(第58条) 計装設備 (1/11)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>機能を喪失を想定する主要な設計基準事故等対処設備等*1、*2</th> <th>機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)</th> <th>主要設備の計画が困難となった場合の重要代替監視パラメータ</th> <th>常設可搬型</th> </tr> </thead> <tbody> <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> <td>原子炉圧力容器温度</td> <td>主要パラメータの他 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 残留熱除去系熱交換器入口温度</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>(原子炉圧力)</td> <td>原子炉圧力</td> <td>主要パラメータの他 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉圧力容器温度</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉圧力</td> <td>原子炉圧力 (SA)</td> <td>主要パラメータの他 原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉圧力容器温度</td> <td>常設</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故等対処設備がないため「-」とする。 *2: () 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。 *3: 常用計器としての計装設備。個数と設置場所を添付資料1に示す。</p>	機能	機能を喪失を想定する主要な設計基準事故等対処設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計画が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度**	原子炉圧力容器温度	主要パラメータの他 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 残留熱除去系熱交換器入口温度	常設	原子炉圧力容器内の圧力	(原子炉圧力)	原子炉圧力	主要パラメータの他 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉圧力容器温度	常設		原子炉圧力	原子炉圧力 (SA)	主要パラメータの他 原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉圧力容器温度	常設	<p>58-14</p> <p>「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」の第58条に基づく主要な重大事故等対処設備一覧表</p> <p>(第58条) 計装設備 (1/10)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>機能を喪失を想定する主要な設計基準事故等対処設備等*1、*2</th> <th>機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)</th> <th>主要設備の計画が困難となった場合の重要代替監視パラメータ</th> <th>常設可搬型</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>(1次冷却材温度 (広域-高温側)) (1次冷却材温度 (広域-低温側))</td> <td>1次冷却材温度 (広域-高温側) 1次冷却材温度 (広域-低温側)</td> <td>主要パラメータの他 1次冷却材温度 (広域-低温側)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>(1次冷却材圧力 (広域))</td> <td>1次冷却材圧力 (広域)</td> <td>主要パラメータの他 1次冷却材温度 (広域-高温側) 1次冷却材温度 (広域-低温側)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>加圧器水位**</td> <td>加圧器水位</td> <td>主要パラメータの他 1次冷却材圧力 (広域) 1次冷却材温度 (広域-高温側) 1次冷却材温度 (広域-低温側)</td> <td>常設</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故等対処設備がないため「-」とする。 *2: () 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。 *3: 常用計器としての計装設備。個数と設置場所を添付資料1に示す。</p>	機能	機能を喪失を想定する主要な設計基準事故等対処設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計画が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型	原子炉圧力容器内の温度	(1次冷却材温度 (広域-高温側)) (1次冷却材温度 (広域-低温側))	1次冷却材温度 (広域-高温側) 1次冷却材温度 (広域-低温側)	主要パラメータの他 1次冷却材温度 (広域-低温側)	常設	原子炉圧力容器内の圧力	(1次冷却材圧力 (広域))	1次冷却材圧力 (広域)	主要パラメータの他 1次冷却材温度 (広域-高温側) 1次冷却材温度 (広域-低温側)	常設	原子炉圧力容器内の水位	加圧器水位**	加圧器水位	主要パラメータの他 1次冷却材圧力 (広域) 1次冷却材温度 (広域-高温側) 1次冷却材温度 (広域-低温側)	常設	<p>【女川】炉型の相違</p> <p>・PWR と BWR で想定される重大事故等及び対処するための監視パラメータが異なるため、比較対象外としている。以降、同表において同じ。</p>
	機能	機能を喪失を想定する主要な設計基準事故等対処設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計画が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型																																						
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度**	原子炉圧力容器温度	主要パラメータの他 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 残留熱除去系熱交換器入口温度	常設																																							
原子炉圧力容器内の圧力	(原子炉圧力)	原子炉圧力	主要パラメータの他 原子炉圧力 (SA) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉圧力容器温度	常設																																							
	原子炉圧力	原子炉圧力 (SA)	主要パラメータの他 原子炉圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉圧力容器温度	常設																																							
機能	機能を喪失を想定する主要な設計基準事故等対処設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計画が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型																																							
原子炉圧力容器内の温度	(1次冷却材温度 (広域-高温側)) (1次冷却材温度 (広域-低温側))	1次冷却材温度 (広域-高温側) 1次冷却材温度 (広域-低温側)	主要パラメータの他 1次冷却材温度 (広域-低温側)	常設																																							
原子炉圧力容器内の圧力	(1次冷却材圧力 (広域))	1次冷却材圧力 (広域)	主要パラメータの他 1次冷却材温度 (広域-高温側) 1次冷却材温度 (広域-低温側)	常設																																							
原子炉圧力容器内の水位	加圧器水位**	加圧器水位	主要パラメータの他 1次冷却材圧力 (広域) 1次冷却材温度 (広域-高温側) 1次冷却材温度 (広域-低温側)	常設																																							
<p>(第58条) 計装設備 (2/11)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>機能を喪失を想定する主要な設計基準事故等対処設備等*1、*2</th> <th>機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)</th> <th>主要設備の計画が困難となった場合の重要代替監視パラメータ</th> <th>常設可搬型</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>(原子炉水位 (広帯域)) (原子炉水位 (燃料域))</td> <td>原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)</td> <td>主要パラメータの他 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 高圧代替注水系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系特納容器内却フィン洗浄流量) 高圧駆動系注水系ポンプ出口流量 代替循環冷却ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 圧力制御室圧力</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)</td> <td>原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)</td> <td>高圧代替注水系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系特納容器内却フィン洗浄流量) 高圧駆動系注水系ポンプ出口流量 代替循環冷却ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 圧力制御室圧力</td> <td>常設</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故等対処設備がないため「-」とする。 *2: () 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。</p>	機能	機能を喪失を想定する主要な設計基準事故等対処設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計画が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型	原子炉圧力容器内の水位	(原子炉水位 (広帯域)) (原子炉水位 (燃料域))	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	主要パラメータの他 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 高圧代替注水系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系特納容器内却フィン洗浄流量) 高圧駆動系注水系ポンプ出口流量 代替循環冷却ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 圧力制御室圧力	常設		原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)	高圧代替注水系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系特納容器内却フィン洗浄流量) 高圧駆動系注水系ポンプ出口流量 代替循環冷却ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 圧力制御室圧力	常設																												
機能	機能を喪失を想定する主要な設計基準事故等対処設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計画が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型																																							
原子炉圧力容器内の水位	(原子炉水位 (広帯域)) (原子炉水位 (燃料域))	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	主要パラメータの他 原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 高圧代替注水系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系特納容器内却フィン洗浄流量) 高圧駆動系注水系ポンプ出口流量 代替循環冷却ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 圧力制御室圧力	常設																																							
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (SA 広帯域) 原子炉水位 (SA 燃料域)	高圧代替注水系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系特納容器内却フィン洗浄流量) 高圧駆動系注水系ポンプ出口流量 代替循環冷却ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 圧力制御室圧力	常設																																							

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58条) 計装設備(3/11)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等^{*1, **}</th> <th>機能を代替する主要な重大事故対処設備 (既設+新設)</th> <th>主要設備の計装が困難となった場合の重要代替監視パラメータ</th> <th>常設可観型</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">原子炉圧力容器への注水量</td> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>常設</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備がないため「-」とする。 **2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。</p>		機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, **}	機能を代替する主要な重大事故対処設備 (既設+新設)	主要設備の計装が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可観型	原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	常設	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	常設	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	常設	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	常設	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	常設	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	常設	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	常設	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	常設	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	常設	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	常設	<p>(第58条) 計装設備(2/10)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等^{*1, **}</th> <th>機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)</th> <th>主要設備の計装が困難となった場合の重要代替監視パラメータ</th> <th>常設可観型</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">原子炉圧力容器への注水量</td> <td>(高圧注入流量)</td> <td>高圧注入流量</td> <td>燃料取替用水ビット水位 加圧器水位 原子炉容器水位 格納容器再循環サンプ水位 (圧域)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(低圧注入流量)</td> <td>低圧注入流量</td> <td>燃料取替用水ビット水位 加圧器水位 原子炉容器水位 格納容器再循環サンプ水位 (圧域)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>-</td> <td>日一格納容器スプレイスポンプ出口積算流量 (AM用)</td> <td>燃料取替用水ビット水位 加圧器水位 原子炉容器水位 格納容器再循環サンプ水位 (圧域)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>-</td> <td>-</td> <td>代替格納容器スプレイスポンプ出口積算流量</td> <td>燃料取替用水ビット水位 補助給水ビット水位 原子炉容器水位 格納容器再循環サンプ水位 (圧域)</td> <td>常設</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備がないため「-」とする。 **2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。</p>		機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, **}	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計装が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可観型	原子炉圧力容器への注水量	(高圧注入流量)	高圧注入流量	燃料取替用水ビット水位 加圧器水位 原子炉容器水位 格納容器再循環サンプ水位 (圧域)	常設	(低圧注入流量)	低圧注入流量	燃料取替用水ビット水位 加圧器水位 原子炉容器水位 格納容器再循環サンプ水位 (圧域)	常設	-	日一格納容器スプレイスポンプ出口積算流量 (AM用)	燃料取替用水ビット水位 加圧器水位 原子炉容器水位 格納容器再循環サンプ水位 (圧域)	常設	-	-	代替格納容器スプレイスポンプ出口積算流量	燃料取替用水ビット水位 補助給水ビット水位 原子炉容器水位 格納容器再循環サンプ水位 (圧域)	常設												
機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, **}	機能を代替する主要な重大事故対処設備 (既設+新設)	主要設備の計装が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可観型																																																																																
原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	常設																																																																																
	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	常設																																																																																
	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	常設																																																																																
	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	常設																																																																																
	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	常設																																																																																
	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	常設																																																																																
	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	常設																																																																																
	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	常設																																																																																
	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	常設																																																																																
	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	常設																																																																																
機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, **}	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計装が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可観型																																																																																
原子炉圧力容器への注水量	(高圧注入流量)	高圧注入流量	燃料取替用水ビット水位 加圧器水位 原子炉容器水位 格納容器再循環サンプ水位 (圧域)	常設																																																																																
	(低圧注入流量)	低圧注入流量	燃料取替用水ビット水位 加圧器水位 原子炉容器水位 格納容器再循環サンプ水位 (圧域)	常設																																																																																
	-	日一格納容器スプレイスポンプ出口積算流量 (AM用)	燃料取替用水ビット水位 加圧器水位 原子炉容器水位 格納容器再循環サンプ水位 (圧域)	常設																																																																																
-	-	代替格納容器スプレイスポンプ出口積算流量	燃料取替用水ビット水位 補助給水ビット水位 原子炉容器水位 格納容器再循環サンプ水位 (圧域)	常設																																																																																
<p>(第58条) 計装設備(4/11)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等^{*1, **}</th> <th>機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)</th> <th>主要設備の計装が困難となった場合の重要代替監視パラメータ</th> <th>常設可観型</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">原子炉格納容器内の注水量</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器内の温度</td> <td>ドライウェル温度^{**}</td> <td>ドライウェル温度</td> <td>主要パラメータの他検出器 ドライウェル圧力 圧力制御室圧力</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(圧力制御室内空気循環) (サブプレッションプール水温度)</td> <td>(圧力制御室内空気循環) (サブプレッションプール水温度)</td> <td>主要パラメータの他検出器 ドライウェル圧力 圧力制御室圧力</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器内の圧力</td> <td>ドライウェル圧力^{**}</td> <td>ドライウェル圧力</td> <td>圧力制御室圧力 ドライウェル圧力</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>圧力制御室圧力^{**}</td> <td>圧力制御室圧力</td> <td>圧力制御室圧力 ドライウェル圧力</td> <td>常設</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備がないため「-」とする。 **2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。 **3：常用計器としての計装設備。個数と設置場所を添付資料1に示す。</p>		機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, **}	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計装が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可観型	原子炉格納容器内の注水量	残留熱除去系ポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量	常設	残留熱除去系ポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量	常設	残留熱除去系ポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量	常設	残留熱除去系ポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量	常設	残留熱除去系ポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量	常設	原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度 ^{**}	ドライウェル温度	主要パラメータの他検出器 ドライウェル圧力 圧力制御室圧力	常設	(圧力制御室内空気循環) (サブプレッションプール水温度)	(圧力制御室内空気循環) (サブプレッションプール水温度)	主要パラメータの他検出器 ドライウェル圧力 圧力制御室圧力	常設	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 ^{**}	ドライウェル圧力	圧力制御室圧力 ドライウェル圧力	常設	圧力制御室圧力 ^{**}	圧力制御室圧力	圧力制御室圧力 ドライウェル圧力	常設	<p>(第58条) 計装設備(3/10)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等^{*1, **}</th> <th>機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)</th> <th>主要設備の計装が困難となった場合の重要代替監視パラメータ</th> <th>常設可観型</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">原子炉格納容器への注水量</td> <td>-</td> <td>日一格納容器スプレイスポンプ出口積算流量 (AM用)</td> <td>燃料取替用水ビット水位 格納容器再循環サンプ水位 (圧域)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>-</td> <td>代替格納容器スプレイスポンプ出口積算流量</td> <td>燃料取替用水ビット水位 補助給水ビット水位 格納容器再循環サンプ水位 (圧域)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(高圧注入流量)</td> <td>高圧注入流量</td> <td>燃料取替用水ビット水位 格納容器再循環サンプ水位 (圧域)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(低圧注入流量)</td> <td>低圧注入流量</td> <td>燃料取替用水ビット水位 格納容器再循環サンプ水位 (圧域)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の温度</td> <td>(格納容器内温度)</td> <td>格納容器内温度</td> <td>主要パラメータの他チャンネル 原子炉格納容器圧力 格納容器圧力 (AM用)</td> <td>常設</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^{**}</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>主要パラメータの他チャンネル 格納容器圧力 (AM用) 格納容器内温度</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>-</td> <td>-</td> <td>格納容器圧力 (AM用)</td> <td>原子炉格納容器圧力 格納容器内温度</td> <td>常設</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備がないため「-」とする。 **2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。 **3：常用計器としての計装設備。個数と設置場所を添付資料1に示す。</p>		機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, **}	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計装が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可観型	原子炉格納容器への注水量	-	日一格納容器スプレイスポンプ出口積算流量 (AM用)	燃料取替用水ビット水位 格納容器再循環サンプ水位 (圧域)	常設	-	代替格納容器スプレイスポンプ出口積算流量	燃料取替用水ビット水位 補助給水ビット水位 格納容器再循環サンプ水位 (圧域)	常設	(高圧注入流量)	高圧注入流量	燃料取替用水ビット水位 格納容器再循環サンプ水位 (圧域)	常設	(低圧注入流量)	低圧注入流量	燃料取替用水ビット水位 格納容器再循環サンプ水位 (圧域)	常設	原子炉格納容器内の温度	(格納容器内温度)	格納容器内温度	主要パラメータの他チャンネル 原子炉格納容器圧力 格納容器圧力 (AM用)	常設	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器圧力 ^{**}	原子炉格納容器圧力	主要パラメータの他チャンネル 格納容器圧力 (AM用) 格納容器内温度	常設	-	-	格納容器圧力 (AM用)	原子炉格納容器圧力 格納容器内温度	常設
機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, **}	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計装が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可観型																																																																																
原子炉格納容器内の注水量	残留熱除去系ポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量	常設																																																																																
	残留熱除去系ポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量	常設																																																																																
	残留熱除去系ポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量	常設																																																																																
	残留熱除去系ポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量	常設																																																																																
	残留熱除去系ポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量	常設																																																																																
原子炉格納容器内の温度	ドライウェル温度 ^{**}	ドライウェル温度	主要パラメータの他検出器 ドライウェル圧力 圧力制御室圧力	常設																																																																																
	(圧力制御室内空気循環) (サブプレッションプール水温度)	(圧力制御室内空気循環) (サブプレッションプール水温度)	主要パラメータの他検出器 ドライウェル圧力 圧力制御室圧力	常設																																																																																
原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 ^{**}	ドライウェル圧力	圧力制御室圧力 ドライウェル圧力	常設																																																																																
	圧力制御室圧力 ^{**}	圧力制御室圧力	圧力制御室圧力 ドライウェル圧力	常設																																																																																
機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 ^{*1, **}	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計装が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可観型																																																																																
原子炉格納容器への注水量	-	日一格納容器スプレイスポンプ出口積算流量 (AM用)	燃料取替用水ビット水位 格納容器再循環サンプ水位 (圧域)	常設																																																																																
	-	代替格納容器スプレイスポンプ出口積算流量	燃料取替用水ビット水位 補助給水ビット水位 格納容器再循環サンプ水位 (圧域)	常設																																																																																
	(高圧注入流量)	高圧注入流量	燃料取替用水ビット水位 格納容器再循環サンプ水位 (圧域)	常設																																																																																
	(低圧注入流量)	低圧注入流量	燃料取替用水ビット水位 格納容器再循環サンプ水位 (圧域)	常設																																																																																
原子炉格納容器内の温度	(格納容器内温度)	格納容器内温度	主要パラメータの他チャンネル 原子炉格納容器圧力 格納容器圧力 (AM用)	常設																																																																																
原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器圧力 ^{**}	原子炉格納容器圧力	主要パラメータの他チャンネル 格納容器圧力 (AM用) 格納容器内温度	常設																																																																																
-	-	格納容器圧力 (AM用)	原子炉格納容器圧力 格納容器内温度	常設																																																																																

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58条) 計装設備 (5/11)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)</th> <th>機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)</th> <th>主要設備の計画が困難となった場合の重要代替監視パラメータ</th> <th>常設/可搬型</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">原子炉格納容器内の水位</td> <td>圧力調整室水位*<!--1</td--> <td>圧力調整室水位</td> <td> 主要パラメータの他チャンネル 動圧調整室排水ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量) 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) 直流駆動低圧水系ポンプ出口 流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口 流量 高圧中心スプレイ系ポンプ出口 流量 原子炉格納容器代替スプレイ流 量 原子炉格納容器下部注水流量 戻水貯蔵タンク水位 </td> <td>常設</td> </td></tr> <tr> <td>—</td> <td>原子炉格納容器下部水 位</td> <td> 主要パラメータの他チャンネル 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量) 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) 原子炉格納容器代替スプレイ流 量 代替保排冷却ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 戻水貯蔵タンク水位 </td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>ドライケル水位</td> <td> 主要パラメータの他チャンネル 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量) 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) 原子炉格納容器代替スプレイ流 量 代替保排冷却ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 戻水貯蔵タンク水位 </td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">原子炉格納容器内の水素濃度</td> <td>格納容器内雰囲気水素濃度</td> <td>格納容器内水素濃度 (D/M)</td> <td>主要パラメータの他チャンネル 格納容器内雰囲気気水素濃度</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>格納容器内雰囲気気水素濃度</td> <td>格納容器内水素濃度 (S/C)</td> <td>主要パラメータの他チャンネル 格納容器内雰囲気気水素濃度</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>格納容器内雰囲気気水素濃度</td> <td>格納容器内雰囲気気水素濃度</td> <td>主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度 (D/M) 格納容器内水素濃度 (S/C)</td> <td>常設</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対応設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対応設備等がないため「—」とする。 *2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。 *3：常用計器としての計装設備。個数と設置場所を添付資料1に示す。</p>	機能	機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)	機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)	主要設備の計画が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設/可搬型	原子炉格納容器内の水位	圧力調整室水位* 1</td <td>圧力調整室水位</td> <td> 主要パラメータの他チャンネル 動圧調整室排水ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量) 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) 直流駆動低圧水系ポンプ出口 流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口 流量 高圧中心スプレイ系ポンプ出口 流量 原子炉格納容器代替スプレイ流 量 原子炉格納容器下部注水流量 戻水貯蔵タンク水位 </td> <td>常設</td>	圧力調整室水位	主要パラメータの他チャンネル 動圧調整室排水ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量) 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) 直流駆動低圧水系ポンプ出口 流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口 流量 高圧中心スプレイ系ポンプ出口 流量 原子炉格納容器代替スプレイ流 量 原子炉格納容器下部注水流量 戻水貯蔵タンク水位	常設	—	原子炉格納容器下部水 位	主要パラメータの他チャンネル 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量) 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) 原子炉格納容器代替スプレイ流 量 代替保排冷却ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 戻水貯蔵タンク水位	常設	—	ドライケル水位	主要パラメータの他チャンネル 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量) 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) 原子炉格納容器代替スプレイ流 量 代替保排冷却ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 戻水貯蔵タンク水位	常設	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度	格納容器内水素濃度 (D/M)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内雰囲気気水素濃度	常設	格納容器内雰囲気気水素濃度	格納容器内水素濃度 (S/C)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内雰囲気気水素濃度	常設	格納容器内雰囲気気水素濃度	格納容器内雰囲気気水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度 (D/M) 格納容器内水素濃度 (S/C)	常設	<p>(第58条) 計装設備 (4/10)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>機能を喪失を想定する主要な設計基準事故対応設備等*<!--1、*2</th--> <th>機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)</th> <th>主要設備の計画が困難となった場合の重要代替監視パラメータ</th> <th>常設/可搬型</th> </th></tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">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))</td> <td>格納容器再循環サンプ水位 (広域)</td> <td> 主要パラメータの他チャンネル 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 原子炉下部キャビティ水位 格納容器水位 燃料取替用水ビット水位 補助給水ビット水位 B—格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量 (M用) 代替格納容器スプレイポンプ 出口積算流量 </td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(格納容器再循環サンプ水位 (狭域))</td> <td>格納容器再循環サンプ水位 (狭域)</td> <td>格納容器再循環サンプ水位 (広域)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>原子炉下部キャビティ水位</td> <td> 格納容器再循環サンプ水位 (広域) 燃料取替用水ビット水位 補助給水ビット水位 B—格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量 (M用) 代替格納容器スプレイポンプ 出口積算流量 </td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の水素濃度</td> <td>—</td> <td>格納容器水位</td> <td> 燃料取替用水ビット水位 補助給水ビット水位 B—格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量 (M用) 代替格納容器スプレイポンプ 出口積算流量 </td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の水素濃度</td> <td>—</td> <td>可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット</td> <td> 主要パラメータの予備 原子炉格納容器内水素処理装置流量 格納容器水素イグナイタ温度 </td> <td>可搬型</td> </tr> <tr> <td>アニュラス内の水素濃度</td> <td>—</td> <td>可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット</td> <td>主要パラメータの予備</td> <td>可搬型</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対応設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対応設備等がないため「—」とする。 *2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。</p>	機能	機能を喪失を想定する主要な設計基準事故対応設備等* 1、*2</th <th>機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)</th> <th>主要設備の計画が困難となった場合の重要代替監視パラメータ</th> <th>常設/可搬型</th>	機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)	主要設備の計画が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設/可搬型	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))	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 原子炉下部キャビティ水位 格納容器水位 燃料取替用水ビット水位 補助給水ビット水位 B—格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量 (M用) 代替格納容器スプレイポンプ 出口積算流量	常設	(格納容器再循環サンプ水位 (狭域))	格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	常設	—	原子炉下部キャビティ水位	格納容器再循環サンプ水位 (広域) 燃料取替用水ビット水位 補助給水ビット水位 B—格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量 (M用) 代替格納容器スプレイポンプ 出口積算流量	常設	原子炉格納容器内の水素濃度	—	格納容器水位	燃料取替用水ビット水位 補助給水ビット水位 B—格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量 (M用) 代替格納容器スプレイポンプ 出口積算流量	常設	原子炉格納容器内の水素濃度	—	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット	主要パラメータの予備 原子炉格納容器内水素処理装置流量 格納容器水素イグナイタ温度	可搬型	アニュラス内の水素濃度	—	可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット	主要パラメータの予備	可搬型	
機能	機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)	機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)	主要設備の計画が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設/可搬型																																																															
原子炉格納容器内の水位	圧力調整室水位* 1</td <td>圧力調整室水位</td> <td> 主要パラメータの他チャンネル 動圧調整室排水ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量) 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) 直流駆動低圧水系ポンプ出口 流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口 流量 高圧中心スプレイ系ポンプ出口 流量 原子炉格納容器代替スプレイ流 量 原子炉格納容器下部注水流量 戻水貯蔵タンク水位 </td> <td>常設</td>	圧力調整室水位	主要パラメータの他チャンネル 動圧調整室排水ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量) 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) 直流駆動低圧水系ポンプ出口 流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口 流量 高圧中心スプレイ系ポンプ出口 流量 原子炉格納容器代替スプレイ流 量 原子炉格納容器下部注水流量 戻水貯蔵タンク水位	常設																																																															
	—	原子炉格納容器下部水 位	主要パラメータの他チャンネル 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量) 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) 原子炉格納容器代替スプレイ流 量 代替保排冷却ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 戻水貯蔵タンク水位	常設																																																															
	—	ドライケル水位	主要パラメータの他チャンネル 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量) 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) 原子炉格納容器代替スプレイ流 量 代替保排冷却ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 戻水貯蔵タンク水位	常設																																																															
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度	格納容器内水素濃度 (D/M)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内雰囲気気水素濃度	常設																																																															
	格納容器内雰囲気気水素濃度	格納容器内水素濃度 (S/C)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内雰囲気気水素濃度	常設																																																															
	格納容器内雰囲気気水素濃度	格納容器内雰囲気気水素濃度	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内水素濃度 (D/M) 格納容器内水素濃度 (S/C)	常設																																																															
機能	機能を喪失を想定する主要な設計基準事故対応設備等* 1、*2</th <th>機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)</th> <th>主要設備の計画が困難となった場合の重要代替監視パラメータ</th> <th>常設/可搬型</th>	機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)	主要設備の計画が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設/可搬型																																																															
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))	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 原子炉下部キャビティ水位 格納容器水位 燃料取替用水ビット水位 補助給水ビット水位 B—格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量 (M用) 代替格納容器スプレイポンプ 出口積算流量	常設																																																															
	(格納容器再循環サンプ水位 (狭域))	格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	常設																																																															
	—	原子炉下部キャビティ水位	格納容器再循環サンプ水位 (広域) 燃料取替用水ビット水位 補助給水ビット水位 B—格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量 (M用) 代替格納容器スプレイポンプ 出口積算流量	常設																																																															
原子炉格納容器内の水素濃度	—	格納容器水位	燃料取替用水ビット水位 補助給水ビット水位 B—格納容器スプレイ冷却器 出口積算流量 (M用) 代替格納容器スプレイポンプ 出口積算流量	常設																																																															
原子炉格納容器内の水素濃度	—	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット	主要パラメータの予備 原子炉格納容器内水素処理装置流量 格納容器水素イグナイタ温度	可搬型																																																															
アニュラス内の水素濃度	—	可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット	主要パラメータの予備	可搬型																																																															

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58条) 計装設備 (6/11)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>機能喪失を想定する主要な設計基準事故対応設備等*1、*2</th> <th>機能を代替する主要な重大事故対応設備 (既設+新設)</th> <th>主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ</th> <th>常設可観型</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>(格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)) 格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C) (格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)) 格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)</td> <td>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)</td> <td>主要パラメータの他チャンネル</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>本廠系の維持又は監視</td> <td>(起動領域モニタ) 平均出力領域モニタ (早期出力領域モニタ) 起動領域モニタ</td> <td>起動領域モニタ 平均出力領域モニタ 早期出力領域モニタ 起動領域モニタ</td> <td>主要パラメータの他チャンネル</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">最終ヒートシンクの確保 (代替循環冷却系)</td> <td>—</td> <td>サブプレッションプール水流量 残留熱除去系熱交換器入口温度</td> <td>主要パラメータの他チャンネル 圧力制御室空気温度 サブプレッションプール水流量</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>代替循環冷却ポンプ出口流量</td> <td>圧力制御室水位 原子炉水位 (広管域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広管域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉圧力容器温度 原子炉格納容器下部水位 ドライウェル水位 ドライウェル圧力 圧力制御室圧力</td> <td>常設</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対応設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対応設備等がないため「—」とする。 *2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。</p>	機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対応設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故対応設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可観型	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)) 格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C) (格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)) 格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)	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)	主要パラメータの他チャンネル	常設	本廠系の維持又は監視	(起動領域モニタ) 平均出力領域モニタ (早期出力領域モニタ) 起動領域モニタ	起動領域モニタ 平均出力領域モニタ 早期出力領域モニタ 起動領域モニタ	主要パラメータの他チャンネル	常設	最終ヒートシンクの確保 (代替循環冷却系)	—	サブプレッションプール水流量 残留熱除去系熱交換器入口温度	主要パラメータの他チャンネル 圧力制御室空気温度 サブプレッションプール水流量	常設	—	代替循環冷却ポンプ出口流量	圧力制御室水位 原子炉水位 (広管域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広管域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉圧力容器温度 原子炉格納容器下部水位 ドライウェル水位 ドライウェル圧力 圧力制御室圧力	常設	<p>(第58条) 計装設備 (7/11)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>機能喪失を想定する主要な設計基準事故対応設備等*1、*2</th> <th>機能を代替する主要な重大事故対応設備 (既設+新設)</th> <th>主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ</th> <th>常設可観型</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">最終ヒートシンクの確保 (格納容器圧力高がし装置)</td> <td>残留熱除去系熱交換器入口温度</td> <td>フィルタ装置入口圧力 (広管域)</td> <td>主要パラメータの他チャンネル</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系熱交換器出口温度</td> <td>フィルタ装置出口圧力 (広管域)</td> <td>ドライウェル圧力 圧力制御室圧力</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>フィルタ装置水流量</td> <td>主要パラメータの他チャンネル</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置出口水素濃度</td> <td>格納容器内水素濃度 (0/N) 格納容器内水素濃度 (S/C)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">最終ヒートシンクの確保 (耐圧強化バント系)</td> <td>残留熱除去系熱交換器入口温度</td> <td>耐圧強化バント系放射線モニタ</td> <td>主要パラメータの他チャンネル</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系熱交換器出口流量</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)</td> <td>(残留熱除去系熱交換器入口温度)</td> <td>残留熱除去系熱交換器入口温度</td> <td>原子炉圧力容器温度 サブプレッションプール水流量</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(残留熱除去系熱交換器出口温度)</td> <td>残留熱除去系熱交換器出口温度</td> <td>残留熱除去系熱交換器入口温度 原子炉格納冷却水系統流量 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>(残留熱除去系ポンプ出口流量)</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>圧力制御室水位 残留熱除去系ポンプ出口圧力</td> <td>常設</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対応設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対応設備等がないため「—」とする。 *2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。</p>	機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対応設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故対応設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可観型	最終ヒートシンクの確保 (格納容器圧力高がし装置)	残留熱除去系熱交換器入口温度	フィルタ装置入口圧力 (広管域)	主要パラメータの他チャンネル	常設	残留熱除去系熱交換器出口温度	フィルタ装置出口圧力 (広管域)	ドライウェル圧力 圧力制御室圧力	常設	残留熱除去系ポンプ出口流量	フィルタ装置水流量	主要パラメータの他チャンネル	常設	—	フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置出口水素濃度	格納容器内水素濃度 (0/N) 格納容器内水素濃度 (S/C)	常設	最終ヒートシンクの確保 (耐圧強化バント系)	残留熱除去系熱交換器入口温度	耐圧強化バント系放射線モニタ	主要パラメータの他チャンネル	常設	残留熱除去系熱交換器出口流量	—	—	—	最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)	(残留熱除去系熱交換器入口温度)	残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉圧力容器温度 サブプレッションプール水流量	常設	(残留熱除去系熱交換器出口温度)	残留熱除去系熱交換器出口温度	残留熱除去系熱交換器入口温度 原子炉格納冷却水系統流量 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	常設	—	(残留熱除去系ポンプ出口流量)	残留熱除去系ポンプ出口流量	圧力制御室水位 残留熱除去系ポンプ出口圧力	常設	<p>(第58条) 計装設備 (5/10)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>機能喪失を想定する主要な設計基準事故対応設備等*1、*2</th> <th>機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)</th> <th>主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ</th> <th>常設可観型</th> </tr> </thead> <tbody> <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)) (格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ))</td> <td>格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)</td> <td>主要パラメータの他チャンネル 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">本廠系の維持又は監視</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>主要パラメータの他チャンネル 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(出力領域中性子束)</td> <td>出力領域中性子束</td> <td>主要パラメータの他チャンネル 中間領域中性子束 1次冷却材温度 (広域-高温側) 1次冷却材温度 (広域-低温側) ほうげんタンク水位</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">最終ヒートシンクの確保</td> <td>(中間領域中性子束)</td> <td>中間領域中性子束</td> <td>主要パラメータの他チャンネル 出力領域中性子束 中性子源領域中性子束 ほうげんタンク水位</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(中性子源領域中性子束)</td> <td>中性子源領域中性子束</td> <td>主要パラメータの他チャンネル 中間領域中性子束 ほうげんタンク水位</td> <td>常設</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対応設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対応設備等がないため「—」とする。 *2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。</p>	機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対応設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可観型	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)) (格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ))	格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	常設	本廠系の維持又は監視	—	—	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	常設	(出力領域中性子束)	出力領域中性子束	主要パラメータの他チャンネル 中間領域中性子束 1次冷却材温度 (広域-高温側) 1次冷却材温度 (広域-低温側) ほうげんタンク水位	常設	最終ヒートシンクの確保	(中間領域中性子束)	中間領域中性子束	主要パラメータの他チャンネル 出力領域中性子束 中性子源領域中性子束 ほうげんタンク水位	常設	(中性子源領域中性子束)	中性子源領域中性子束	主要パラメータの他チャンネル 中間領域中性子束 ほうげんタンク水位	常設	
機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対応設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故対応設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可観型																																																																																																
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)) 格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C) (格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)) 格納容器雰囲気放射線モニタ(S/C)	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)	主要パラメータの他チャンネル	常設																																																																																																
本廠系の維持又は監視	(起動領域モニタ) 平均出力領域モニタ (早期出力領域モニタ) 起動領域モニタ	起動領域モニタ 平均出力領域モニタ 早期出力領域モニタ 起動領域モニタ	主要パラメータの他チャンネル	常設																																																																																																
最終ヒートシンクの確保 (代替循環冷却系)	—	サブプレッションプール水流量 残留熱除去系熱交換器入口温度	主要パラメータの他チャンネル 圧力制御室空気温度 サブプレッションプール水流量	常設																																																																																																
	—	代替循環冷却ポンプ出口流量	圧力制御室水位 原子炉水位 (広管域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広管域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉圧力容器温度 原子炉格納容器下部水位 ドライウェル水位 ドライウェル圧力 圧力制御室圧力	常設																																																																																																
機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対応設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故対応設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可観型																																																																																																
最終ヒートシンクの確保 (格納容器圧力高がし装置)	残留熱除去系熱交換器入口温度	フィルタ装置入口圧力 (広管域)	主要パラメータの他チャンネル	常設																																																																																																
	残留熱除去系熱交換器出口温度	フィルタ装置出口圧力 (広管域)	ドライウェル圧力 圧力制御室圧力	常設																																																																																																
	残留熱除去系ポンプ出口流量	フィルタ装置水流量	主要パラメータの他チャンネル	常設																																																																																																
	—	フィルタ装置出口放射線モニタ フィルタ装置出口水素濃度	格納容器内水素濃度 (0/N) 格納容器内水素濃度 (S/C)	常設																																																																																																
最終ヒートシンクの確保 (耐圧強化バント系)	残留熱除去系熱交換器入口温度	耐圧強化バント系放射線モニタ	主要パラメータの他チャンネル	常設																																																																																																
	残留熱除去系熱交換器出口流量	—	—	—																																																																																																
最終ヒートシンクの確保 (残留熱除去系)	(残留熱除去系熱交換器入口温度)	残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉圧力容器温度 サブプレッションプール水流量	常設																																																																																																
	(残留熱除去系熱交換器出口温度)	残留熱除去系熱交換器出口温度	残留熱除去系熱交換器入口温度 原子炉格納冷却水系統流量 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	常設																																																																																																
—	(残留熱除去系ポンプ出口流量)	残留熱除去系ポンプ出口流量	圧力制御室水位 残留熱除去系ポンプ出口圧力	常設																																																																																																
機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対応設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可観型																																																																																																
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)) (格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ))	格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	常設																																																																																																
本廠系の維持又は監視	—	—	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	常設																																																																																																
	(出力領域中性子束)	出力領域中性子束	主要パラメータの他チャンネル 中間領域中性子束 1次冷却材温度 (広域-高温側) 1次冷却材温度 (広域-低温側) ほうげんタンク水位	常設																																																																																																
最終ヒートシンクの確保	(中間領域中性子束)	中間領域中性子束	主要パラメータの他チャンネル 出力領域中性子束 中性子源領域中性子束 ほうげんタンク水位	常設																																																																																																
	(中性子源領域中性子束)	中性子源領域中性子束	主要パラメータの他チャンネル 中間領域中性子束 ほうげんタンク水位	常設																																																																																																
		<p>(第58条) 計装設備 (6/10)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>機能喪失を想定する主要な設計基準事故対応設備等*1、*2</th> <th>機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)</th> <th>主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ</th> <th>常設可観型</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">最終ヒートシンクの確保</td> <td>(原子炉格納容器圧力)</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>主要パラメータの他チャンネル 格納容器圧力 (AM用) 格納容器内温度</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(原子炉補機冷却水サージタンク水位)</td> <td>原子炉補機冷却水サージタンク水位</td> <td>主要パラメータの他チャンネル 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>—</td> <td>可観型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)</td> <td>主要パラメータの予備 格納容器内温度 原子炉格納容器圧力</td> <td>可観型</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">最終ヒートシンクの確保</td> <td>主蒸気ライン圧力*3</td> <td>主蒸気ライン圧力</td> <td>主要パラメータの他チャンネル 又は他ループ 1次冷却材温度 (広域-低温側) 1次冷却材温度 (広域-高温側)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器水位 (狭域)*3</td> <td>蒸気発生器水位 (狭域)</td> <td>主要パラメータの他チャンネル 蒸気発生器水位 (広域) 1次冷却材温度 (広域-低温側) 1次冷却材温度 (広域-高温側)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>(蒸気発生器水位 (広域))</td> <td>蒸気発生器水位 (広域)</td> <td>蒸気発生器水位 (狭域) 1次冷却材温度 (広域-低温側) 1次冷却材温度 (広域-高温側)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>(補助給水流量)</td> <td>補助給水流量</td> <td>補助給水ピット水位 蒸気発生器水位 (広域) 蒸気発生器水位 (狭域)</td> <td>常設</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対応設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対応設備等がないため「—」とする。 *2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。 *3：常用計器としての計装設備。個数と設置場所を添付資料1に示す。</p>	機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対応設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可観型	最終ヒートシンクの確保	(原子炉格納容器圧力)	原子炉格納容器圧力	主要パラメータの他チャンネル 格納容器圧力 (AM用) 格納容器内温度	常設	(原子炉補機冷却水サージタンク水位)	原子炉補機冷却水サージタンク水位	主要パラメータの他チャンネル 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	常設	—	—	可観型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)	主要パラメータの予備 格納容器内温度 原子炉格納容器圧力	可観型	最終ヒートシンクの確保	主蒸気ライン圧力*3	主蒸気ライン圧力	主要パラメータの他チャンネル 又は他ループ 1次冷却材温度 (広域-低温側) 1次冷却材温度 (広域-高温側)	常設	蒸気発生器水位 (狭域)*3	蒸気発生器水位 (狭域)	主要パラメータの他チャンネル 蒸気発生器水位 (広域) 1次冷却材温度 (広域-低温側) 1次冷却材温度 (広域-高温側)	常設	—	(蒸気発生器水位 (広域))	蒸気発生器水位 (広域)	蒸気発生器水位 (狭域) 1次冷却材温度 (広域-低温側) 1次冷却材温度 (広域-高温側)	常設	—	(補助給水流量)	補助給水流量	補助給水ピット水位 蒸気発生器水位 (広域) 蒸気発生器水位 (狭域)	常設																																																												
機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対応設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可観型																																																																																																
最終ヒートシンクの確保	(原子炉格納容器圧力)	原子炉格納容器圧力	主要パラメータの他チャンネル 格納容器圧力 (AM用) 格納容器内温度	常設																																																																																																
	(原子炉補機冷却水サージタンク水位)	原子炉補機冷却水サージタンク水位	主要パラメータの他チャンネル 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	常設																																																																																																
—	—	可観型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)	主要パラメータの予備 格納容器内温度 原子炉格納容器圧力	可観型																																																																																																
最終ヒートシンクの確保	主蒸気ライン圧力*3	主蒸気ライン圧力	主要パラメータの他チャンネル 又は他ループ 1次冷却材温度 (広域-低温側) 1次冷却材温度 (広域-高温側)	常設																																																																																																
	蒸気発生器水位 (狭域)*3	蒸気発生器水位 (狭域)	主要パラメータの他チャンネル 蒸気発生器水位 (広域) 1次冷却材温度 (広域-低温側) 1次冷却材温度 (広域-高温側)	常設																																																																																																
—	(蒸気発生器水位 (広域))	蒸気発生器水位 (広域)	蒸気発生器水位 (狭域) 1次冷却材温度 (広域-低温側) 1次冷却材温度 (広域-高温側)	常設																																																																																																
—	(補助給水流量)	補助給水流量	補助給水ピット水位 蒸気発生器水位 (広域) 蒸気発生器水位 (狭域)	常設																																																																																																

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																																																																
(第58条) 計装設備 (8/11)		(第58条) 計装設備 (7/10)																																																																	
<table border="1"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>機能喪失を想定する主要な設計基準事故対応設備等*1、*2</th> <th>機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)</th> <th>主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ</th> <th>常設可搬型</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">格納容器パイプの監視 (原子炉圧力容器内の状態)</td> <td>(原子炉水位 (広帯域)) (原子炉水位 (燃料域))</td> <td>原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)</td> <td>主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)</td> <td>原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)</td> <td>原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">格納容器パイプの監視 (原子炉圧力容器内の状態)</td> <td>(原子炉圧力)</td> <td>原子炉圧力</td> <td>主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (広帯域) 原子炉圧力 (燃料域) 原子炉圧力 (SA燃料域) 原子炉圧力容器温度</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>原子炉圧力 (SA)</td> <td>主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉圧力 (広帯域) 原子炉圧力 (燃料域) 原子炉圧力 (SA燃料域) 原子炉圧力容器温度</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">格納容器パイプの監視 (原子炉格納容器内の状態)</td> <td>ドライウェル温度*3</td> <td>ドライウェル温度</td> <td>主要パラメータの他機器 ドライウェル圧力</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル圧力*3</td> <td>ドライウェル圧力</td> <td>圧力抑制電圧力 ドライウェル温度</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">格納容器パイプの監視 (原子炉格納容器内の状態)</td> <td>(高圧炉心スプレィポンプ出口圧力) (残留熱除去系ポンプ出口圧力)</td> <td>高圧炉心スプレィポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(低圧炉心スプレィポンプ出口圧力)</td> <td>低圧炉心スプレィポンプ出口圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(低圧炉心スプレィポンプ出口圧力)</td> <td>低圧炉心スプレィポンプ出口圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)</td> <td>常設</td> </tr> </tbody> </table>	機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対応設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型	格納容器パイプの監視 (原子炉圧力容器内の状態)	(原子炉水位 (広帯域)) (原子炉水位 (燃料域))	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	常設	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	常設	格納容器パイプの監視 (原子炉圧力容器内の状態)	(原子炉圧力)	原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (広帯域) 原子炉圧力 (燃料域) 原子炉圧力 (SA燃料域) 原子炉圧力容器温度	常設	原子炉圧力	原子炉圧力 (SA)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉圧力 (広帯域) 原子炉圧力 (燃料域) 原子炉圧力 (SA燃料域) 原子炉圧力容器温度	常設	格納容器パイプの監視 (原子炉格納容器内の状態)	ドライウェル温度*3	ドライウェル温度	主要パラメータの他機器 ドライウェル圧力	常設	ドライウェル圧力*3	ドライウェル圧力	圧力抑制電圧力 ドライウェル温度	常設	格納容器パイプの監視 (原子炉格納容器内の状態)	(高圧炉心スプレィポンプ出口圧力) (残留熱除去系ポンプ出口圧力)	高圧炉心スプレィポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	常設	(低圧炉心スプレィポンプ出口圧力)	低圧炉心スプレィポンプ出口圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	常設	(低圧炉心スプレィポンプ出口圧力)	低圧炉心スプレィポンプ出口圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	常設	<p>注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対応設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対応設備がないため「-」とする。 *2: () 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通原因による機能喪失を想定していない。 *3: 常用計器としての計装設備。個数と設置場所を添付資料1に示す。</p>	<table border="1"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>機能喪失を想定する主要な設計基準事故対応設備等*1、*2</th> <th>機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)</th> <th>主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ</th> <th>常設可搬型</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">格納容器パイプの監視</td> <td>(蒸気発生器水位 (狭域))</td> <td>蒸気発生器水位 (狭域)</td> <td>主要パラメータの他チャンネル 蒸気発生器水位 (広域) 主蒸気ライン圧力 補助給水流量</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>主蒸気ライン圧力*3</td> <td>主蒸気ライン圧力</td> <td>主要パラメータの他チャンネル 蒸気発生器水位 (広域) 補助給水流量</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">格納容器パイプの監視</td> <td>(1次冷却材圧力 (広域))</td> <td>1次冷却材圧力 (広域)</td> <td>主要パラメータの他チャンネル 蒸気発生器水位 (狭域) 主蒸気ライン圧力 格納容器再循環ポンプ水位 (広域) 1次冷却材温度 (広域-高温側) 1次冷却材温度 (広域-低温側)</td> <td>常設</td> </tr> </tbody> </table>	機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対応設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型	格納容器パイプの監視	(蒸気発生器水位 (狭域))	蒸気発生器水位 (狭域)	主要パラメータの他チャンネル 蒸気発生器水位 (広域) 主蒸気ライン圧力 補助給水流量	常設	主蒸気ライン圧力*3	主蒸気ライン圧力	主要パラメータの他チャンネル 蒸気発生器水位 (広域) 補助給水流量	常設	格納容器パイプの監視	(1次冷却材圧力 (広域))	1次冷却材圧力 (広域)	主要パラメータの他チャンネル 蒸気発生器水位 (狭域) 主蒸気ライン圧力 格納容器再循環ポンプ水位 (広域) 1次冷却材温度 (広域-高温側) 1次冷却材温度 (広域-低温側)	常設	<p>注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対応設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対応設備がないため「-」とする。 *2: () 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通原因による機能喪失を想定していない。 *3: 常用計器としての計装設備。個数と設置場所を添付資料1に示す。</p>
機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対応設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型																																																															
格納容器パイプの監視 (原子炉圧力容器内の状態)	(原子炉水位 (広帯域)) (原子炉水位 (燃料域))	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	常設																																																															
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	常設																																																															
格納容器パイプの監視 (原子炉圧力容器内の状態)	(原子炉圧力)	原子炉圧力	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (広帯域) 原子炉圧力 (燃料域) 原子炉圧力 (SA燃料域) 原子炉圧力容器温度	常設																																																															
	原子炉圧力	原子炉圧力 (SA)	主要パラメータの他チャンネル 原子炉圧力 原子炉圧力 (広帯域) 原子炉圧力 (燃料域) 原子炉圧力 (SA燃料域) 原子炉圧力容器温度	常設																																																															
格納容器パイプの監視 (原子炉格納容器内の状態)	ドライウェル温度*3	ドライウェル温度	主要パラメータの他機器 ドライウェル圧力	常設																																																															
	ドライウェル圧力*3	ドライウェル圧力	圧力抑制電圧力 ドライウェル温度	常設																																																															
格納容器パイプの監視 (原子炉格納容器内の状態)	(高圧炉心スプレィポンプ出口圧力) (残留熱除去系ポンプ出口圧力)	高圧炉心スプレィポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	常設																																																															
	(低圧炉心スプレィポンプ出口圧力)	低圧炉心スプレィポンプ出口圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	常設																																																															
	(低圧炉心スプレィポンプ出口圧力)	低圧炉心スプレィポンプ出口圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	常設																																																															
機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対応設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型																																																															
格納容器パイプの監視	(蒸気発生器水位 (狭域))	蒸気発生器水位 (狭域)	主要パラメータの他チャンネル 蒸気発生器水位 (広域) 主蒸気ライン圧力 補助給水流量	常設																																																															
	主蒸気ライン圧力*3	主蒸気ライン圧力	主要パラメータの他チャンネル 蒸気発生器水位 (広域) 補助給水流量	常設																																																															
格納容器パイプの監視	(1次冷却材圧力 (広域))	1次冷却材圧力 (広域)	主要パラメータの他チャンネル 蒸気発生器水位 (狭域) 主蒸気ライン圧力 格納容器再循環ポンプ水位 (広域) 1次冷却材温度 (広域-高温側) 1次冷却材温度 (広域-低温側)	常設																																																															
	(第58条) 計装設備 (6/11)		(第58条) 計装設備 (8/10)																																																																
<table border="1"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>機能喪失を想定する主要な設計基準事故対応設備等*1、*2</th> <th>機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)</th> <th>主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ</th> <th>常設可搬型</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">水源の確保</td> <td>圧力抑制装置水位</td> <td>復水貯蔵タンク水位</td> <td>高圧代替注水系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 残留熱除去系ヘッドスプレィライン洗浄流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 残留熱除去系3系格納容器冷却ライン洗浄流量 高圧駆動低圧注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 高圧駆動低圧注水系ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 高圧炉心スプレィ系ポンプ出口圧力 復水移送ポンプ出口圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA燃料域)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>圧力抑制装置水位*2</td> <td>圧力抑制装置水位</td> <td>主要パラメータの他チャンネル 代替高圧冷却ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量 代替高圧冷却ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレィ系ポンプ出口圧力</td> <td>常設</td> </tr> </tbody> </table>	機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対応設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型	水源の確保	圧力抑制装置水位	復水貯蔵タンク水位	高圧代替注水系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 残留熱除去系ヘッドスプレィライン洗浄流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 残留熱除去系3系格納容器冷却ライン洗浄流量 高圧駆動低圧注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 高圧駆動低圧注水系ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 高圧炉心スプレィ系ポンプ出口圧力 復水移送ポンプ出口圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA燃料域)	常設	圧力抑制装置水位*2	圧力抑制装置水位	主要パラメータの他チャンネル 代替高圧冷却ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量 代替高圧冷却ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレィ系ポンプ出口圧力	常設	<p>注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対応設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対応設備がないため「-」とする。 *2: () 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通原因による機能喪失を想定していない。 *3: 常用計器としての計装設備。個数と設置場所を添付資料1に示す。</p>	<table border="1"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>機能喪失を想定する主要な設計基準事故対応設備等*1、*2</th> <th>機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)</th> <th>主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ</th> <th>常設可搬型</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">水源の確保</td> <td>(燃料取替用水ピット水位)</td> <td>燃料取替用水ピット水位</td> <td>主要パラメータの他チャンネル 格納容器再循環ポンプ水位 (広域) 日一格納容器スプレィ冷却器出口積算流量(W期) 高圧注入流量 低圧注入流量 代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(補助給水ピット水位)</td> <td>補助給水ピット水位</td> <td>主要パラメータの他チャンネル 補助給水流量 代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(ほう酸タンク水位)</td> <td>ほう酸タンク水位</td> <td>主要パラメータの他チャンネル 出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子線領域中性子束</td> <td>常設</td> </tr> </tbody> </table>	機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対応設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型	水源の確保	(燃料取替用水ピット水位)	燃料取替用水ピット水位	主要パラメータの他チャンネル 格納容器再循環ポンプ水位 (広域) 日一格納容器スプレィ冷却器出口積算流量(W期) 高圧注入流量 低圧注入流量 代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量	常設	(補助給水ピット水位)	補助給水ピット水位	主要パラメータの他チャンネル 補助給水流量 代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量	常設	(ほう酸タンク水位)	ほう酸タンク水位	主要パラメータの他チャンネル 出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子線領域中性子束	常設	<p>注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対応設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対応設備がないため「-」とする。 *2: () 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通原因による機能喪失を想定していない。</p>																																
機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対応設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型																																																															
水源の確保	圧力抑制装置水位	復水貯蔵タンク水位	高圧代替注水系ポンプ出口流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 残留熱除去系ヘッドスプレィライン洗浄流量 残留熱除去系洗浄ライン流量 残留熱除去系3系格納容器冷却ライン洗浄流量 高圧駆動低圧注水系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 高圧駆動低圧注水系ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 高圧炉心スプレィ系ポンプ出口圧力 復水移送ポンプ出口圧力 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA燃料域)	常設																																																															
	圧力抑制装置水位*2	圧力抑制装置水位	主要パラメータの他チャンネル 代替高圧冷却ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量 代替高圧冷却ポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレィ系ポンプ出口圧力	常設																																																															
機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対応設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)	主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型																																																															
水源の確保	(燃料取替用水ピット水位)	燃料取替用水ピット水位	主要パラメータの他チャンネル 格納容器再循環ポンプ水位 (広域) 日一格納容器スプレィ冷却器出口積算流量(W期) 高圧注入流量 低圧注入流量 代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量	常設																																																															
	(補助給水ピット水位)	補助給水ピット水位	主要パラメータの他チャンネル 補助給水流量 代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量	常設																																																															
	(ほう酸タンク水位)	ほう酸タンク水位	主要パラメータの他チャンネル 出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子線領域中性子束	常設																																																															

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50条) 計装設備 (10/11)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1、*2</th> <th>機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)</th> <th>主要設備の計画が困難となった場合の重要代替監視パラメータ</th> <th>常設可観型</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉建屋内の水素濃度</td> <td>—</td> <td>原子炉建屋内水素濃度</td> <td>主要パラメータの低酸素レベル監視装置</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の酸素濃度</td> <td>(格納容器内雰囲気酸素濃度)</td> <td>格納容器内雰囲気酸素濃度</td> <td>主要パラメータの低酸素レベル監視装置 格納容器内雰囲気放射線モニタ (R/F) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) ドライケル圧力 圧力抑制圧力</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">使用済燃料プールの監視</td> <td>使用済燃料プール水位 / 温度 (ガイドバルブ式) 燃料貯蔵プール水位 燃料貯蔵プール冷却系ポンプ入口流量 燃料貯蔵プール水温度</td> <td>使用済燃料プール水位 / 温度 (ヒートサーモ式)</td> <td>使用済燃料プール水位 / 温度 (ヒートサーモ式) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) 使用済燃料プール監視カメラ</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール水位 / 温度 (ガイドバルブ式) 燃料貯蔵プール水位 燃料貯蔵プール冷却系ポンプ入口流量 燃料貯蔵プール水温度 燃料貯蔵プール放射線モニタ 原子炉建屋原子炉排気放射線モニタ (高線量、低線量) 燃料貯蔵プール放射線モニタ</td> <td>使用済燃料プール水位 / 温度 (ガイドバルブ式)</td> <td>使用済燃料プール水位 / 温度 (ヒートサーモ式) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) 使用済燃料プール監視カメラ</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール水位 / 温度 (ガイドバルブ式) 燃料貯蔵プール水位 燃料貯蔵プール冷却系ポンプ入口流量 燃料貯蔵プール水温度</td> <td>使用済燃料プール監視カメラ</td> <td>使用済燃料プール水位 / 温度 (ヒートサーモ式) 使用済燃料プール水位 / 温度 (ガイドバルブ式) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール水位 / 温度 (ガイドバルブ式) 燃料貯蔵プール水位 燃料貯蔵プール冷却系ポンプ入口流量 燃料貯蔵プール水温度</td> <td>—</td> <td>使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プール水位 / 温度 (ヒートサーモ式) 使用済燃料プール水位 / 温度 (ガイドバルブ式) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)</td> <td>常設 (可観型)</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備がないため「—」とする。 *2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。</p>	機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計画が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可観型	原子炉建屋内の水素濃度	—	原子炉建屋内水素濃度	主要パラメータの低酸素レベル監視装置	常設	原子炉格納容器内の酸素濃度	(格納容器内雰囲気酸素濃度)	格納容器内雰囲気酸素濃度	主要パラメータの低酸素レベル監視装置 格納容器内雰囲気放射線モニタ (R/F) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) ドライケル圧力 圧力抑制圧力	常設	使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位 / 温度 (ガイドバルブ式) 燃料貯蔵プール水位 燃料貯蔵プール冷却系ポンプ入口流量 燃料貯蔵プール水温度	使用済燃料プール水位 / 温度 (ヒートサーモ式)	使用済燃料プール水位 / 温度 (ヒートサーモ式) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) 使用済燃料プール監視カメラ	常設	使用済燃料プール水位 / 温度 (ガイドバルブ式) 燃料貯蔵プール水位 燃料貯蔵プール冷却系ポンプ入口流量 燃料貯蔵プール水温度 燃料貯蔵プール放射線モニタ 原子炉建屋原子炉排気放射線モニタ (高線量、低線量) 燃料貯蔵プール放射線モニタ	使用済燃料プール水位 / 温度 (ガイドバルブ式)	使用済燃料プール水位 / 温度 (ヒートサーモ式) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) 使用済燃料プール監視カメラ	常設	使用済燃料プール水位 / 温度 (ガイドバルブ式) 燃料貯蔵プール水位 燃料貯蔵プール冷却系ポンプ入口流量 燃料貯蔵プール水温度	使用済燃料プール監視カメラ	使用済燃料プール水位 / 温度 (ヒートサーモ式) 使用済燃料プール水位 / 温度 (ガイドバルブ式) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)	常設	使用済燃料プール水位 / 温度 (ガイドバルブ式) 燃料貯蔵プール水位 燃料貯蔵プール冷却系ポンプ入口流量 燃料貯蔵プール水温度	—	使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プール水位 / 温度 (ヒートサーモ式) 使用済燃料プール水位 / 温度 (ガイドバルブ式) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)	常設 (可観型)	<p>(第56条) 計装設備 (11/11)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1、*2</th> <th>機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)</th> <th>主要設備の計画が困難となった場合の重要代替監視パラメータ</th> <th>常設可観型</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>発電所内の通信連絡</td> <td>(安全パラメータ表示システム (S P D S))</td> <td>安全パラメータ表示システム (S P D S)</td> <td>—</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>温度、圧力、水位、注水量の計測・監視</td> <td>各計器</td> <td>可搬型計測器</td> <td>—</td> <td>可観型</td> </tr> <tr> <td rowspan="13">その他*3</td> <td>(6-2C 母線電圧)</td> <td>6-2C 母線電圧</td> <td>—</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(6-2D 母線電圧)</td> <td>6-2D 母線電圧</td> <td>—</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(6-2B 母線電圧)</td> <td>6-2B 母線電圧</td> <td>—</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(4-2C 母線電圧)</td> <td>4-2C 母線電圧</td> <td>—</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(4-2D 母線電圧)</td> <td>4-2D 母線電圧</td> <td>—</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>6-2E 母線電圧</td> <td>6-2E-1 母線電圧</td> <td>—</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>6-2F 母線電圧</td> <td>6-2F-2 母線電圧</td> <td>—</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(125V 高圧主母線 2A 電圧)</td> <td>125V 高圧主母線 2A 電圧</td> <td>—</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(125V 高圧主母線 2B 電圧)</td> <td>125V 高圧主母線 2B 電圧</td> <td>—</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(HPCS125V 高圧主母線電圧)</td> <td>HPCS125V 高圧主母線電圧</td> <td>—</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>125V 高圧主母線 2A 電圧</td> <td>125V 高圧主母線 2A-1 電圧</td> <td>—</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>125V 高圧主母線 2B 電圧</td> <td>125V 高圧主母線 2B-1 電圧</td> <td>—</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(250V 高圧主母線電圧)</td> <td>250V 高圧主母線電圧</td> <td>—</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(高圧空室ガス供給系 ADS 入口圧力)</td> <td>高圧空室ガス供給系 ADS 入口圧力</td> <td>—</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(高圧空室ガス供給系 ADS 入口圧力)</td> <td>代替高圧空室ガス供給系空室ガス供給止め弁入口圧力</td> <td>—</td> <td>常設</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備がないため「—」とする。 *2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。 *3：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ。</p>	機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計画が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可観型	発電所内の通信連絡	(安全パラメータ表示システム (S P D S))	安全パラメータ表示システム (S P D S)	—	常設	温度、圧力、水位、注水量の計測・監視	各計器	可搬型計測器	—	可観型	その他*3	(6-2C 母線電圧)	6-2C 母線電圧	—	常設	(6-2D 母線電圧)	6-2D 母線電圧	—	常設	(6-2B 母線電圧)	6-2B 母線電圧	—	常設	(4-2C 母線電圧)	4-2C 母線電圧	—	常設	(4-2D 母線電圧)	4-2D 母線電圧	—	常設	6-2E 母線電圧	6-2E-1 母線電圧	—	常設	6-2F 母線電圧	6-2F-2 母線電圧	—	常設	(125V 高圧主母線 2A 電圧)	125V 高圧主母線 2A 電圧	—	常設	(125V 高圧主母線 2B 電圧)	125V 高圧主母線 2B 電圧	—	常設	(HPCS125V 高圧主母線電圧)	HPCS125V 高圧主母線電圧	—	常設	125V 高圧主母線 2A 電圧	125V 高圧主母線 2A-1 電圧	—	常設	125V 高圧主母線 2B 電圧	125V 高圧主母線 2B-1 電圧	—	常設	(250V 高圧主母線電圧)	250V 高圧主母線電圧	—	常設	(高圧空室ガス供給系 ADS 入口圧力)	高圧空室ガス供給系 ADS 入口圧力	—	常設	(高圧空室ガス供給系 ADS 入口圧力)	代替高圧空室ガス供給系空室ガス供給止め弁入口圧力	—	常設	<p>(第58条) 計装設備 (9/10)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1、*2</th> <th>機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)</th> <th>主要設備の計画が困難となった場合の重要代替監視パラメータ</th> <th>常設可観型</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="5">使用済燃料ピットの監視</td> <td>使用済燃料ピット水位</td> <td>使用済燃料ピット水位 (可観型)</td> <td>使用済燃料ピット水位 (可観型) 使用済燃料ピット可搬型エアリアモニタ 使用済燃料ピット監視カメラ</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料ピット温度</td> <td>使用済燃料ピット温度 (可観型)</td> <td>使用済燃料ピット温度 (AM用) 使用済燃料ピット監視カメラ</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料ピットエアリアモニタ</td> <td>使用済燃料ピット可搬型エアリアモニタ</td> <td>主要パラメータの予備 使用済燃料ピット水位 (AM用) 使用済燃料ピット監視カメラ</td> <td>可観型</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>使用済燃料ピット監視カメラ (使用済燃料ピット監視カメラの冷却装置*3を含む。)</td> <td>使用済燃料ピット水位 (AM用) 使用済燃料ピット温度 (AM用) 使用済燃料ピット可搬型エアリアモニタ</td> <td>常設 (可観型)</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備がないため「—」とする。 *2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。 *3：使用済燃料ピット監視カメラ冷却装置は可搬型重大事故等対処設備。</p>	機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計画が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可観型	使用済燃料ピットの監視	使用済燃料ピット水位	使用済燃料ピット水位 (可観型)	使用済燃料ピット水位 (可観型) 使用済燃料ピット可搬型エアリアモニタ 使用済燃料ピット監視カメラ	常設	使用済燃料ピット温度	使用済燃料ピット温度 (可観型)	使用済燃料ピット温度 (AM用) 使用済燃料ピット監視カメラ	常設	使用済燃料ピットエアリアモニタ	使用済燃料ピット可搬型エアリアモニタ	主要パラメータの予備 使用済燃料ピット水位 (AM用) 使用済燃料ピット監視カメラ	可観型	—	使用済燃料ピット監視カメラ (使用済燃料ピット監視カメラの冷却装置*3を含む。)	使用済燃料ピット水位 (AM用) 使用済燃料ピット温度 (AM用) 使用済燃料ピット可搬型エアリアモニタ	常設 (可観型)	—	—	—	—	<p>(第58条) 計装設備 (10/10)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1、*2</th> <th>機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)</th> <th>主要設備の計画が困難となった場合の重要代替監視パラメータ</th> <th>常設可観型</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>発電所内の通信連絡</td> <td>—</td> <td>データ伝送設備 (発電所内)</td> <td>—</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>温度、圧力、水位、注水量の計測・監視</td> <td>原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用) 各計器</td> <td>原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可観型) 可搬型計測器</td> <td>—</td> <td>可観型</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">その他*3</td> <td>(6-A, B 母線電圧)</td> <td>6-A, B 母線電圧</td> <td>—</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(A, B-1 直流コントロールセンター母線電圧)</td> <td>A, B-1 直流コントロールセンター母線電圧</td> <td>—</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>A-1 高圧注入ポンプ及び油冷補機冷却海水流量</td> <td>A-1 高圧注入ポンプ及び油冷補機冷却海水流量 (AM用)</td> <td>—</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>A-1 高圧注入ポンプ電動機冷却海水流量</td> <td>A-1 高圧注入ポンプ電動機冷却海水流量 (AM用)</td> <td>—</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量</td> <td>原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量 (AM用)</td> <td>—</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水供給母管流量</td> <td>原子炉補機冷却水供給母管流量 (AM用)</td> <td>—</td> <td>常設</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備がないため「—」とする。 *2：() 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。 *3：重大事故等対処設備を活用する手順等の着手の判断基準として用いる補助パラメータ。</p>	機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計画が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可観型	発電所内の通信連絡	—	データ伝送設備 (発電所内)	—	常設	温度、圧力、水位、注水量の計測・監視	原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用) 各計器	原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可観型) 可搬型計測器	—	可観型	その他*3	(6-A, B 母線電圧)	6-A, B 母線電圧	—	常設	(A, B-1 直流コントロールセンター母線電圧)	A, B-1 直流コントロールセンター母線電圧	—	常設	A-1 高圧注入ポンプ及び油冷補機冷却海水流量	A-1 高圧注入ポンプ及び油冷補機冷却海水流量 (AM用)	—	常設	A-1 高圧注入ポンプ電動機冷却海水流量	A-1 高圧注入ポンプ電動機冷却海水流量 (AM用)	—	常設	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)	—	常設	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)	—	常設
機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計画が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可観型																																																																																																																																																																													
原子炉建屋内の水素濃度	—	原子炉建屋内水素濃度	主要パラメータの低酸素レベル監視装置	常設																																																																																																																																																																													
原子炉格納容器内の酸素濃度	(格納容器内雰囲気酸素濃度)	格納容器内雰囲気酸素濃度	主要パラメータの低酸素レベル監視装置 格納容器内雰囲気放射線モニタ (R/F) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) ドライケル圧力 圧力抑制圧力	常設																																																																																																																																																																													
使用済燃料プールの監視	使用済燃料プール水位 / 温度 (ガイドバルブ式) 燃料貯蔵プール水位 燃料貯蔵プール冷却系ポンプ入口流量 燃料貯蔵プール水温度	使用済燃料プール水位 / 温度 (ヒートサーモ式)	使用済燃料プール水位 / 温度 (ヒートサーモ式) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) 使用済燃料プール監視カメラ	常設																																																																																																																																																																													
	使用済燃料プール水位 / 温度 (ガイドバルブ式) 燃料貯蔵プール水位 燃料貯蔵プール冷却系ポンプ入口流量 燃料貯蔵プール水温度 燃料貯蔵プール放射線モニタ 原子炉建屋原子炉排気放射線モニタ (高線量、低線量) 燃料貯蔵プール放射線モニタ	使用済燃料プール水位 / 温度 (ガイドバルブ式)	使用済燃料プール水位 / 温度 (ヒートサーモ式) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) 使用済燃料プール監視カメラ	常設																																																																																																																																																																													
	使用済燃料プール水位 / 温度 (ガイドバルブ式) 燃料貯蔵プール水位 燃料貯蔵プール冷却系ポンプ入口流量 燃料貯蔵プール水温度	使用済燃料プール監視カメラ	使用済燃料プール水位 / 温度 (ヒートサーモ式) 使用済燃料プール水位 / 温度 (ガイドバルブ式) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)	常設																																																																																																																																																																													
	使用済燃料プール水位 / 温度 (ガイドバルブ式) 燃料貯蔵プール水位 燃料貯蔵プール冷却系ポンプ入口流量 燃料貯蔵プール水温度	—	使用済燃料プール監視カメラ 使用済燃料プール水位 / 温度 (ヒートサーモ式) 使用済燃料プール水位 / 温度 (ガイドバルブ式) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)	常設 (可観型)																																																																																																																																																																													
機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計画が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可観型																																																																																																																																																																													
発電所内の通信連絡	(安全パラメータ表示システム (S P D S))	安全パラメータ表示システム (S P D S)	—	常設																																																																																																																																																																													
温度、圧力、水位、注水量の計測・監視	各計器	可搬型計測器	—	可観型																																																																																																																																																																													
その他*3	(6-2C 母線電圧)	6-2C 母線電圧	—	常設																																																																																																																																																																													
	(6-2D 母線電圧)	6-2D 母線電圧	—	常設																																																																																																																																																																													
	(6-2B 母線電圧)	6-2B 母線電圧	—	常設																																																																																																																																																																													
	(4-2C 母線電圧)	4-2C 母線電圧	—	常設																																																																																																																																																																													
	(4-2D 母線電圧)	4-2D 母線電圧	—	常設																																																																																																																																																																													
	6-2E 母線電圧	6-2E-1 母線電圧	—	常設																																																																																																																																																																													
	6-2F 母線電圧	6-2F-2 母線電圧	—	常設																																																																																																																																																																													
	(125V 高圧主母線 2A 電圧)	125V 高圧主母線 2A 電圧	—	常設																																																																																																																																																																													
	(125V 高圧主母線 2B 電圧)	125V 高圧主母線 2B 電圧	—	常設																																																																																																																																																																													
	(HPCS125V 高圧主母線電圧)	HPCS125V 高圧主母線電圧	—	常設																																																																																																																																																																													
	125V 高圧主母線 2A 電圧	125V 高圧主母線 2A-1 電圧	—	常設																																																																																																																																																																													
	125V 高圧主母線 2B 電圧	125V 高圧主母線 2B-1 電圧	—	常設																																																																																																																																																																													
	(250V 高圧主母線電圧)	250V 高圧主母線電圧	—	常設																																																																																																																																																																													
(高圧空室ガス供給系 ADS 入口圧力)	高圧空室ガス供給系 ADS 入口圧力	—	常設																																																																																																																																																																														
(高圧空室ガス供給系 ADS 入口圧力)	代替高圧空室ガス供給系空室ガス供給止め弁入口圧力	—	常設																																																																																																																																																																														
機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計画が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可観型																																																																																																																																																																													
使用済燃料ピットの監視	使用済燃料ピット水位	使用済燃料ピット水位 (可観型)	使用済燃料ピット水位 (可観型) 使用済燃料ピット可搬型エアリアモニタ 使用済燃料ピット監視カメラ	常設																																																																																																																																																																													
	使用済燃料ピット温度	使用済燃料ピット温度 (可観型)	使用済燃料ピット温度 (AM用) 使用済燃料ピット監視カメラ	常設																																																																																																																																																																													
	使用済燃料ピットエアリアモニタ	使用済燃料ピット可搬型エアリアモニタ	主要パラメータの予備 使用済燃料ピット水位 (AM用) 使用済燃料ピット監視カメラ	可観型																																																																																																																																																																													
	—	使用済燃料ピット監視カメラ (使用済燃料ピット監視カメラの冷却装置*3を含む。)	使用済燃料ピット水位 (AM用) 使用済燃料ピット温度 (AM用) 使用済燃料ピット可搬型エアリアモニタ	常設 (可観型)																																																																																																																																																																													
	—	—	—	—																																																																																																																																																																													
機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等*1、*2	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計画が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可観型																																																																																																																																																																													
発電所内の通信連絡	—	データ伝送設備 (発電所内)	—	常設																																																																																																																																																																													
温度、圧力、水位、注水量の計測・監視	原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用) 各計器	原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可観型) 可搬型計測器	—	可観型																																																																																																																																																																													
その他*3	(6-A, B 母線電圧)	6-A, B 母線電圧	—	常設																																																																																																																																																																													
	(A, B-1 直流コントロールセンター母線電圧)	A, B-1 直流コントロールセンター母線電圧	—	常設																																																																																																																																																																													
	A-1 高圧注入ポンプ及び油冷補機冷却海水流量	A-1 高圧注入ポンプ及び油冷補機冷却海水流量 (AM用)	—	常設																																																																																																																																																																													
	A-1 高圧注入ポンプ電動機冷却海水流量	A-1 高圧注入ポンプ電動機冷却海水流量 (AM用)	—	常設																																																																																																																																																																													
	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)	—	常設																																																																																																																																																																													
	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)	—	常設																																																																																																																																																																													

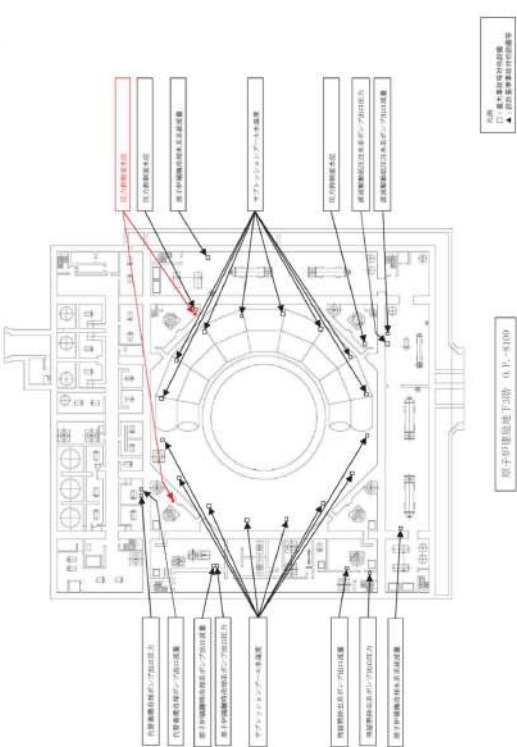
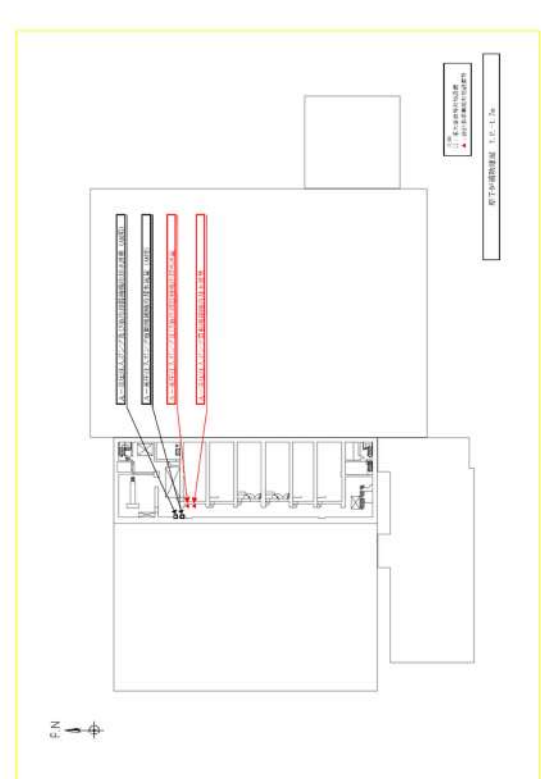
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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;">添付資料1</p> <p>設計基準対象施設及び常用計器としての計装設備の個数と設置場所について</p> <p>設計基準対象施設及び常用計器としての計装設備の個数と設置場所を表1及び図1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表1 設計基準対象施設及び常用計器としての計装設備の個数と設置場所</p> <table border="1" data-bbox="672 414 1220 861"> <thead> <tr> <th>計装設備</th> <th>個数</th> <th>設置場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力容器温度*</td> <td>14</td> <td>原子炉格納容器内 【図1(3/7)、(4/7)、(5/7)】</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル温度</td> <td>40</td> <td>原子炉格納容器内 【図1(2/7)、(3/7)、(4/7)、(5/7)】</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル圧力</td> <td>2</td> <td>原子炉建屋地上2階 【図1(5/7)】</td> </tr> <tr> <td>圧力抑制室圧力</td> <td>2</td> <td>原子炉建屋地下1階 【図1(3/7)】</td> </tr> <tr> <td>圧力抑制室水位</td> <td>2</td> <td>原子炉建屋地下3階 【図1(1/7)】</td> </tr> <tr> <td>燃料貯蔵プール水位</td> <td>1</td> <td>原子炉建屋地上3階 【図1(6/7)】</td> </tr> <tr> <td>燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度</td> <td>1</td> <td>原子炉建屋地上1階 【図1(4/7)】</td> </tr> <tr> <td>燃料貯蔵プール水温度</td> <td>1</td> <td>原子炉建屋地上3階 【図1(5/7)】</td> </tr> <tr> <td>燃料交換フロア放射線モニタ</td> <td>1</td> <td>原子炉建屋地上3階 【図1(6/7)】</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋原子炉排気放射線モニタ</td> <td>4</td> <td>原子炉建屋地上3階 【図1(5/7)】</td> </tr> <tr> <td>燃料取扱エリア放射線モニタ</td> <td>4</td> <td>原子炉建屋地上3階 【図1(5/7)】</td> </tr> </tbody> </table> <p>*：一部の計装設備は異なる高さ方向に複数の検出器を設置</p>	計装設備	個数	設置場所	原子炉圧力容器温度*	14	原子炉格納容器内 【図1(3/7)、(4/7)、(5/7)】	ドライウェル温度	40	原子炉格納容器内 【図1(2/7)、(3/7)、(4/7)、(5/7)】	ドライウェル圧力	2	原子炉建屋地上2階 【図1(5/7)】	圧力抑制室圧力	2	原子炉建屋地下1階 【図1(3/7)】	圧力抑制室水位	2	原子炉建屋地下3階 【図1(1/7)】	燃料貯蔵プール水位	1	原子炉建屋地上3階 【図1(6/7)】	燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度	1	原子炉建屋地上1階 【図1(4/7)】	燃料貯蔵プール水温度	1	原子炉建屋地上3階 【図1(5/7)】	燃料交換フロア放射線モニタ	1	原子炉建屋地上3階 【図1(6/7)】	原子炉建屋原子炉排気放射線モニタ	4	原子炉建屋地上3階 【図1(5/7)】	燃料取扱エリア放射線モニタ	4	原子炉建屋地上3階 【図1(5/7)】	<p style="text-align: center;">添付資料1</p> <p>設計基準対象施設及び常用計器としての計装設備の個数と設置場所について</p> <p>設計基準対象施設及び常用計器としての計装設備の個数と設置場所を第1表及び第1図に示す。</p> <p style="text-align: center;">第1表 設計基準対象施設及び常用計器としての計装設備の個数と設置場所</p> <table border="1" data-bbox="1254 399 1814 941"> <thead> <tr> <th>計装設備</th> <th>個数</th> <th>設置場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>A-高圧注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量</td> <td>1</td> <td>原子炉補助建屋 T.P.1.2m 【第1図(1/9)】</td> </tr> <tr> <td>A-高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量</td> <td>1</td> <td>原子炉補助建屋 T.P.1.2m 【第1図(1/9)】</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水冷却器補機冷却水流量</td> <td>4</td> <td>周辺補機棟 T.P.2.3m 【第1図(2/9)】</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水供給母管流量</td> <td>2</td> <td>周辺補機棟 T.P.2.3m 【第1図(2/9)】</td> </tr> <tr> <td>加圧器水位</td> <td>2</td> <td>原子炉格納容器内 【第1図(5/9)】</td> </tr> <tr> <td>主蒸気ライン圧力</td> <td>6</td> <td>周辺補機棟 T.P.33.1m 【第1図(7/9)】</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>2</td> <td>周辺補機棟 T.P.17.3m 【第1図(5/9)】</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器水位(狭域)</td> <td>6</td> <td>原子炉格納容器内 【第1図(6/9)】</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)</td> <td>1</td> <td>周辺補機棟 T.P.43.6m 【第1図(9/9)】</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料ピット水位</td> <td>2</td> <td>燃料取扱棟 【第1図(7/9)】</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料ピット温度</td> <td>2</td> <td>燃料取扱棟 【第1図(7/9)】</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料ピットエアモニタ</td> <td>1</td> <td>燃料取扱棟 【第1図(7/9)】</td> </tr> </tbody> </table>	計装設備	個数	設置場所	A-高圧注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量	1	原子炉補助建屋 T.P.1.2m 【第1図(1/9)】	A-高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量	1	原子炉補助建屋 T.P.1.2m 【第1図(1/9)】	原子炉補機冷却水冷却器補機冷却水流量	4	周辺補機棟 T.P.2.3m 【第1図(2/9)】	原子炉補機冷却水供給母管流量	2	周辺補機棟 T.P.2.3m 【第1図(2/9)】	加圧器水位	2	原子炉格納容器内 【第1図(5/9)】	主蒸気ライン圧力	6	周辺補機棟 T.P.33.1m 【第1図(7/9)】	原子炉格納容器圧力	2	周辺補機棟 T.P.17.3m 【第1図(5/9)】	蒸気発生器水位(狭域)	6	原子炉格納容器内 【第1図(6/9)】	原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)	1	周辺補機棟 T.P.43.6m 【第1図(9/9)】	使用済燃料ピット水位	2	燃料取扱棟 【第1図(7/9)】	使用済燃料ピット温度	2	燃料取扱棟 【第1図(7/9)】	使用済燃料ピットエアモニタ	1	燃料取扱棟 【第1図(7/9)】	<p>【女川】記載表現の相違</p> <p>【女川】炉型の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWRとBWRで想定される重大事故等及び対処するための監視パラメータが異なるため、比較対象外としている。
計装設備	個数	設置場所																																																																												
原子炉圧力容器温度*	14	原子炉格納容器内 【図1(3/7)、(4/7)、(5/7)】																																																																												
ドライウェル温度	40	原子炉格納容器内 【図1(2/7)、(3/7)、(4/7)、(5/7)】																																																																												
ドライウェル圧力	2	原子炉建屋地上2階 【図1(5/7)】																																																																												
圧力抑制室圧力	2	原子炉建屋地下1階 【図1(3/7)】																																																																												
圧力抑制室水位	2	原子炉建屋地下3階 【図1(1/7)】																																																																												
燃料貯蔵プール水位	1	原子炉建屋地上3階 【図1(6/7)】																																																																												
燃料プール冷却浄化系ポンプ入口温度	1	原子炉建屋地上1階 【図1(4/7)】																																																																												
燃料貯蔵プール水温度	1	原子炉建屋地上3階 【図1(5/7)】																																																																												
燃料交換フロア放射線モニタ	1	原子炉建屋地上3階 【図1(6/7)】																																																																												
原子炉建屋原子炉排気放射線モニタ	4	原子炉建屋地上3階 【図1(5/7)】																																																																												
燃料取扱エリア放射線モニタ	4	原子炉建屋地上3階 【図1(5/7)】																																																																												
計装設備	個数	設置場所																																																																												
A-高圧注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量	1	原子炉補助建屋 T.P.1.2m 【第1図(1/9)】																																																																												
A-高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量	1	原子炉補助建屋 T.P.1.2m 【第1図(1/9)】																																																																												
原子炉補機冷却水冷却器補機冷却水流量	4	周辺補機棟 T.P.2.3m 【第1図(2/9)】																																																																												
原子炉補機冷却水供給母管流量	2	周辺補機棟 T.P.2.3m 【第1図(2/9)】																																																																												
加圧器水位	2	原子炉格納容器内 【第1図(5/9)】																																																																												
主蒸気ライン圧力	6	周辺補機棟 T.P.33.1m 【第1図(7/9)】																																																																												
原子炉格納容器圧力	2	周辺補機棟 T.P.17.3m 【第1図(5/9)】																																																																												
蒸気発生器水位(狭域)	6	原子炉格納容器内 【第1図(6/9)】																																																																												
原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)	1	周辺補機棟 T.P.43.6m 【第1図(9/9)】																																																																												
使用済燃料ピット水位	2	燃料取扱棟 【第1図(7/9)】																																																																												
使用済燃料ピット温度	2	燃料取扱棟 【第1図(7/9)】																																																																												
使用済燃料ピットエアモニタ	1	燃料取扱棟 【第1図(7/9)】																																																																												

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>図1 配置図 (1/7)</p>	 <p>第1図 配置図 (1/9)</p>	<p>【女川】炉型の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWRとBWRで想定される重大事故等及び対処するための監視パラメータが異なるため、比較対象外としている。以降、同図において同じ

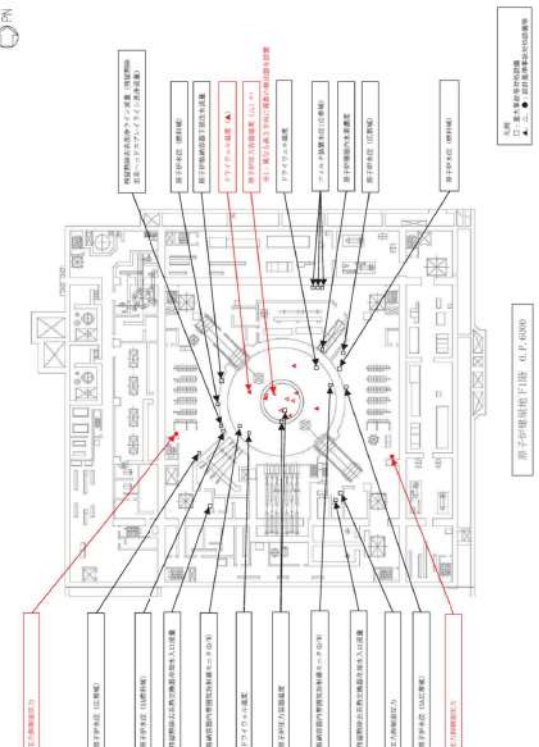
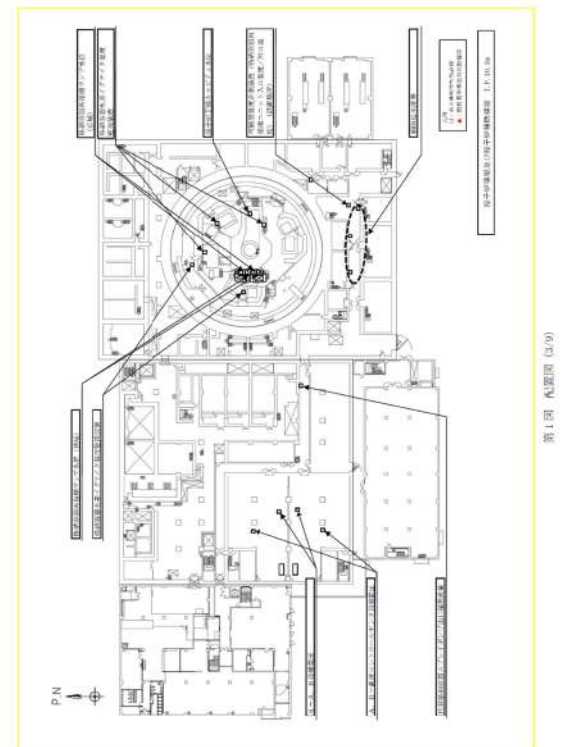
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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 配置図(位7)</p>	<p>第1図 配置図(位9)</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	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 配置図 (3/7)</p>	 <p>第1図 配置図 (5/9)</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>図1 配置図(4/7) 原子炉建屋地上階 0A.P.15000</p> <p>APR A ● 計装室の位置 B ● 計装室の位置 C ● 計装室の位置</p>	<p>第1階 配線図(4/9)</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	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由

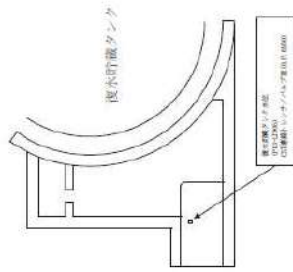
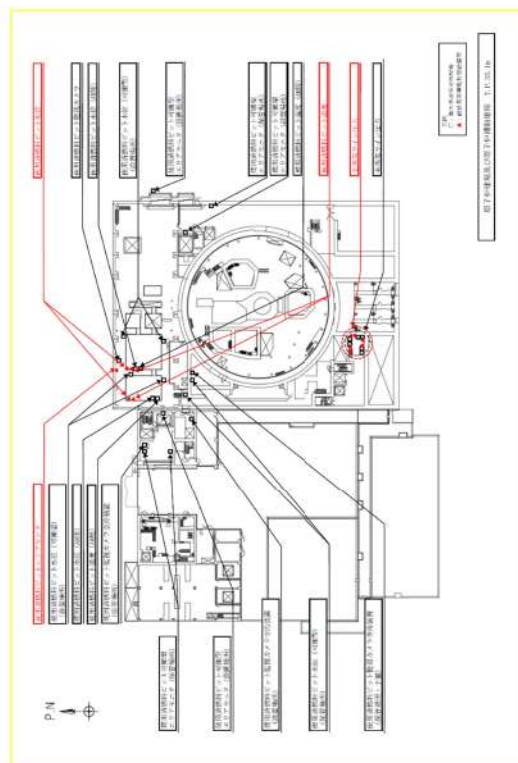
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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)

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>女川原子力発電所2号炉 上部配管図 (6/7)</p>	<p>第1図 配管区 (6/9)</p>	

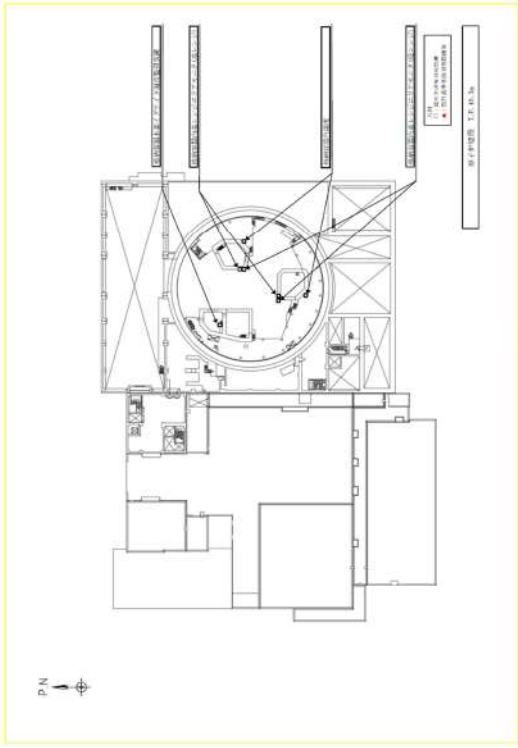
灰色: 女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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>図1 配管図 (7/7)</p>	 <p>第1図 配管図 (7/9)</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	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	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)

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
		