

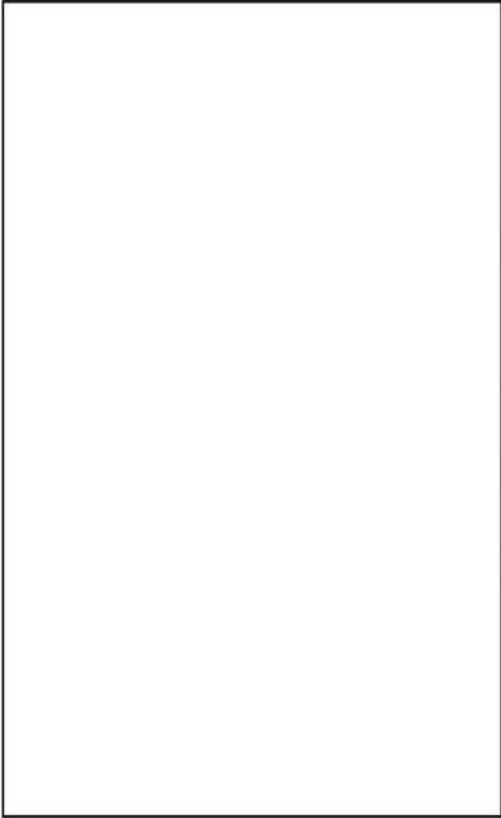
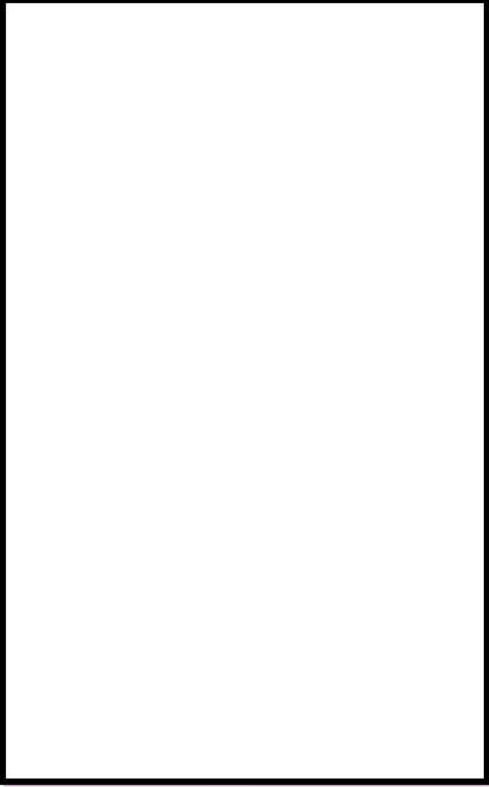
灰色：女川 2 号炉の記載のうち、BWR 固有の設備や対応手段であり、泊 3 号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 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="669 156 1173 986" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1173 159 1227 507" style="border: 1px solid black; padding: 2px;">                     特開名の内容は印刷上の都合から公開できません。                 </div>	<div data-bbox="1256 148 1738 946" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1738 239 1769 906" style="border: 1px solid black; padding: 2px;">                     第 33 図 可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口風速/出口風速) 稼働場所へのアクセスルート                 </div> <div data-bbox="1456 954 1809 973" style="border: 1px solid black; padding: 2px;">                     特開名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="text-align: center;">図 38-7-4 可燃型計測器接続場所へのアクセスルート (副建屋地上 3 階)  <small>枠囲みの内容は防壁上の観点から公開できません。</small></p>	 <p style="text-align: center;">図 38-7-4 可燃型計測器接続場所へのアクセスルート (副建屋地上 3 階)  <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。</small></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="672 156 1173 976" style="border: 1px solid black; height: 514px; width: 224px;"></div> <div data-bbox="1173 327 1196 810" style="font-size: small; text-align: center;">                     図 58-7-5 可搬型計測器接続場所へのアクセスルート (測研建屋地上 2 階)                 </div> <div data-bbox="1196 159 1218 497" style="font-size: x-small; 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。                 </div>	<div data-bbox="1258 156 1738 938" style="border: 1px solid black; height: 490px; width: 214px;"></div> <div data-bbox="1738 319 1760 829" style="font-size: small; text-align: center;">                     第 5 図 原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型) 接続場所へのアクセスルート                 </div> <div data-bbox="1451 949 1805 965" style="font-size: x-small; 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。                 </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="674 153 1173 978" style="border: 1px solid black; height: 500px;"></div> <div data-bbox="1173 153 1227 978" style="border: 1px solid black; padding: 2px;">                     図 58-7-6 可搬型計測器接続箇所へのアクセスルート (制御室階上 1 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。                 </div>	<div data-bbox="1261 153 1738 922" style="border: 1px solid black; height: 450px;"></div> <div data-bbox="1738 153 1792 922" style="border: 1px solid black; padding: 2px;">                     第 6 図 原子炉補給冷却水サーージタンク圧力 (可搬型) 接続箇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。                 </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 156 1736 933" style="border: 2px solid black; height: 487px; width: 214px;"></div> <div data-bbox="1736 316 1758 833" style="writing-mode: vertical-rl; font-size: small;">第 7 図 原子炉捕集器海水サージタンク圧力 (可搬置) 接続管路へのエアセスルート</div> <div data-bbox="1451 949 1803 965" 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)

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 153 1733 935" style="border: 2px solid black; height: 490px; width: 213px;"></div> <div data-bbox="1733 352 1756 788" style="writing-mode: vertical-rl; font-size: small;">第88回 使用済燃料ピット水位(可搬型) 接続場所へのアクセスルート</div> <div data-bbox="1451 946 1800 962" 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)

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="1258 140 1733 919" style="border: 2px solid black; height: 488px; width: 212px;"></div> <div data-bbox="1733 341 1756 772" style="writing-mode: vertical-rl; position: absolute; right: 0; top: 214px;">                     第9図 使用済燃料ピット本位 (可搬型) 核燃料場所へのアクセスルート                 </div> <div data-bbox="1451 927 1800 943" style="margin-top: 10px;"> <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 15px; height: 10px; vertical-align: middle;"></span> 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 style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%; display: flex; align-items: center; justify-content: center;"> <div style="writing-mode: vertical-rl; font-size: small; margin: 0 auto;">第10回 使用済燃料セクトリウム型リアモニア化装置へのプリアクセスルート</div> </div> <div style="margin-top: 10px; text-align: center;"> <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 15px; height: 10px;"></span> 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 140 1727 919" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1727 323 1756 791" 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="1451 932 1800 948" style="font-size: x-small; margin-top: 10px;"> <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 1em; height: 1em; vertical-align: middle;"></span> 特開みの内容は検索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 142 1731 919" style="border: 2px solid black; height: 487px; width: 212px;"></div> <div data-bbox="1731 328 1753 791" style="writing-mode: vertical-rl; font-size: small;">第 13 図 使用済燃料ピット可搬型モニタリアリアモニタリング場所へのアクセスルート</div> <div data-bbox="1451 927 1800 948" 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)

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="1254 143 1729 917" style="border: 2px solid black; height: 485px; width: 212px;"></div> <div data-bbox="1729 327 1751 790" style="writing-mode: vertical-rl; font-size: small;">                     第15図 使用済燃料ピット監視カメラ室の監視カメラ設置場所へのアクセスルート                 </div> <div data-bbox="1451 928 1798 944" 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>	

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

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 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="1254 143 1729 917" style="border: 2px solid black; height: 485px; width: 212px;"></div> <div data-bbox="1724 319 1758 790" style="writing-mode: vertical-rl; position: absolute; right: 5px; top: 200px;">                     第 1 回図 使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置取組機場所へのアクセスルート                 </div> <div data-bbox="1451 925 1803 949" style="text-align: center; margin-top: 10px;"> <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 15px; height: 10px; vertical-align: middle;"></span> 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 data-bbox="1249 151 1729 933" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1729 331 1751 810" style="writing-mode: vertical-rl; font-size: small;">                     第 15 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="1451 946 1798 962" style="font-size: x-small;"> <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 1em; height: 1em; vertical-align: middle;"></span> 特別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 151 1738 938" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1738 331 1765 817" style="writing-mode: vertical-rl; position: absolute; right: 0; top: 50%; transform: translateY(-50%);">                     第 116 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="1451 949 1809 970" style="margin-top: 10px;"> <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 15px; height: 10px;"></span> 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 145 1742 938" style="border: 2px solid black; height: 497px; width: 217px;"></div> <div data-bbox="1742 331 1765 815" style="writing-mode: vertical-rl; 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場所へのアクセスルート</div> <div data-bbox="1458 951 1816 967" 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)

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 151 1738 938" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1738 331 1765 817" style="writing-mode: vertical-rl; position: absolute; right: 0; top: 50%; transform: translateY(-50%); font-size: small;">                     第18図 可搬型アニュウラスホ素濃度計測ユニット接続箇所へのアクセスルート                 </div> <div data-bbox="1451 949 1809 965" 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="1249 146 1738 941" style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="1451 954 1809 973" style="font-size: small;"> <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 1em; height: 1em; vertical-align: middle;"></span> 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 19 図 可搬型アニュウクス水蒸気発生炉ユニット接続場所へのアークセスルード

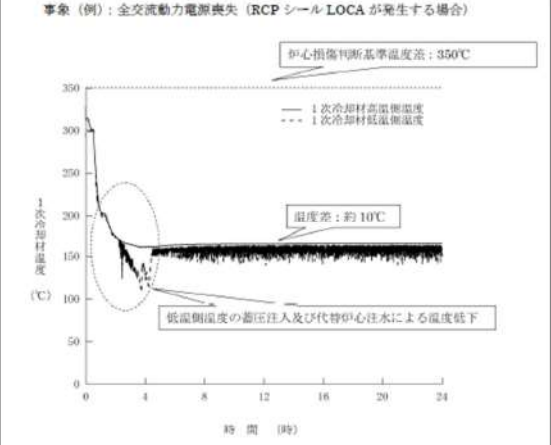
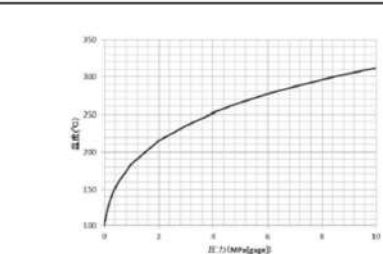
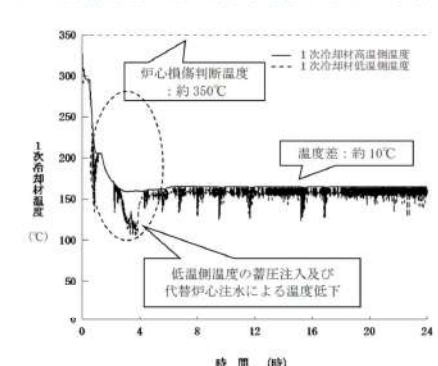
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 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>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>(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> <table border="1" data-bbox="73 331 645 1114"> <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次冷却材高温側温度 (広域) の代替) 1次冷却材高温側温度 (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、冷却処置が遅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を設置しており、1次冷却材の風速計により、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はなく、炉心損傷<sup>※</sup>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制御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 (RCSシールドOCAが発生する場合) 事象において、1次冷却材高温側温度 (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次冷却材高温側温度 (広域) の代替) 1次冷却材高温側温度 (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、冷却処置が遅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を設置しており、1次冷却材の風速計により、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はなく、炉心損傷 <sup>※</sup> 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制御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 (RCSシールドOCAが発生する場合) 事象において、1次冷却材高温側温度 (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。			<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>(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> <table border="1" data-bbox="656 331 1227 1114"> <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 [gauge]</td> <td>最大値：約8.11MPa [gauge]</td> </tr> <tr> <td>①原子炉圧力 (SA)</td> <td>0~11MPa [gauge]</td> <td>最大値：約8.11MPa [gauge]</td> </tr> <tr> <td>①原子炉水位 (広帯域)</td> <td>-3.800mm~1.500mm<sup>※</sup></td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7.892mm~1.470mm) <sup>※</sup></td> </tr> <tr> <td>①原子炉水位 (燃料域)</td> <td>-3.800mm~1.300mm<sup>※</sup></td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3.792mm~0.400mm) <sup>※</sup></td> </tr> <tr> <td>①原子炉水位 (SA広帯域)</td> <td>-3.800mm~1.500mm<sup>※</sup></td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7.892mm~1.470mm) <sup>※</sup></td> </tr> <tr> <td>①原子炉水位 (SA燃料域)</td> <td>-3.800mm~1.300mm<sup>※</sup></td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3.792mm~0.400mm) <sup>※</sup></td> </tr> <tr> <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：180℃</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、冷却処置が遅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 (TDF) 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。 残留熱除去系 (原子炉停止冷却セード) 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 (TDF) 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 [gauge]	最大値：約8.11MPa [gauge]	①原子炉圧力 (SA)	0~11MPa [gauge]	最大値：約8.11MPa [gauge]	①原子炉水位 (広帯域)	-3.800mm~1.500mm <sup>※</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7.892mm~1.470mm) <sup>※</sup>	①原子炉水位 (燃料域)	-3.800mm~1.300mm <sup>※</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3.792mm~0.400mm) <sup>※</sup>	①原子炉水位 (SA広帯域)	-3.800mm~1.500mm <sup>※</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7.892mm~1.470mm) <sup>※</sup>	①原子炉水位 (SA燃料域)	-3.800mm~1.300mm <sup>※</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3.792mm~0.400mm) <sup>※</sup>	②残留熱除去系熱交換器入口温度	0~300℃	最大値：180℃	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、冷却処置が遅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 (TDF) 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。 残留熱除去系 (原子炉停止冷却セード) 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 (TDF) 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℃			<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>(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> <table border="1" data-bbox="1238 331 1814 1177"> <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="2">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) 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 rowspan="2">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></td> <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、冷却処置が遅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) 及び (炉心出口温度) の代替	0~400℃	最大値：約339℃	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、冷却処置が遅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>【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>【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。          「(k) アンユラス内の水素濃度」、          「(n) 未臨界の維持又は監視」、          「(o) 最終ヒートシンクの確保」、          「(p) 格納容器バイパスの監視」、          「(q) 水源の確保」、          「(r) 使用済燃料ピットの監視」、          「(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次冷却材高温側温度 (広域) の代替) 1次冷却材高温側温度 (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、冷却処置が遅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を設置しており、1次冷却材の風速計により、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はなく、炉心損傷 <sup>※</sup> 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制御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 (RCSシールドOCAが発生する場合) 事象において、1次冷却材高温側温度 (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 [gauge]	最大値：約8.11MPa [gauge]																																																																																																									
	①原子炉圧力 (SA)	0~11MPa [gauge]	最大値：約8.11MPa [gauge]																																																																																																									
	①原子炉水位 (広帯域)	-3.800mm~1.500mm <sup>※</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7.892mm~1.470mm) <sup>※</sup>																																																																																																									
	①原子炉水位 (燃料域)	-3.800mm~1.300mm <sup>※</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3.792mm~0.400mm) <sup>※</sup>																																																																																																									
	①原子炉水位 (SA広帯域)	-3.800mm~1.500mm <sup>※</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7.892mm~1.470mm) <sup>※</sup>																																																																																																									
	①原子炉水位 (SA燃料域)	-3.800mm~1.300mm <sup>※</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3.792mm~0.400mm) <sup>※</sup>																																																																																																									
②残留熱除去系熱交換器入口温度	0~300℃	最大値：180℃																																																																																																										
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、冷却処置が遅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 (TDF) 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。 残留熱除去系 (原子炉停止冷却セード) 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 (TDF) 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) 及び (炉心出口温度) の代替	0~400℃	最大値：約339℃																																																																																																									
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、冷却処置が遅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>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熱伝導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          &lt;推定方法&gt;          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、輻射伝熱及び燃料棒鉛直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-低温度側) , 1次冷却材温度 (広域-高温度側)          高温度と低温度側の2種類の温度計は各ループに同じ仕様のもをを設置しており、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-高温度側) と1次冷却材温度 (広域-低温度側) 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>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)                  原子炉圧力による推定手順は、原子炉水位が有効燃料棒頂部 (AP) 以上の場合には、原子炉圧力容器内が飽和状態と想定し、原子炉圧力容器内の温度は飽和温度 / 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。                  原子炉水位が有効燃料棒頂部 (AP) 以下の場合には、輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導率を考慮していないため、定量的な評価は困難だが、原子炉圧力容器内温度推定シートは、原子炉圧力容器内の状態を把握する上で有効である。</p> <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>〔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)) による推定では、圧力を温度に換算して原子炉圧力容器内の温度の傾向を把握でき、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。 (原子炉圧力容器の定格圧力: 約7MPa [gage] (飽和温度: 約286℃) に対して、原子炉圧力の誤差: 約±0.07MPa [gage]から温度に換算した場合に286±1℃程度。原子炉圧力容器内温度推定シートは、輻射伝熱及び燃料棒鉛直方向の熱伝導率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ことを考慮して対応することで、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 (残留熱除去系熱交換器入口温度) 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>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>	

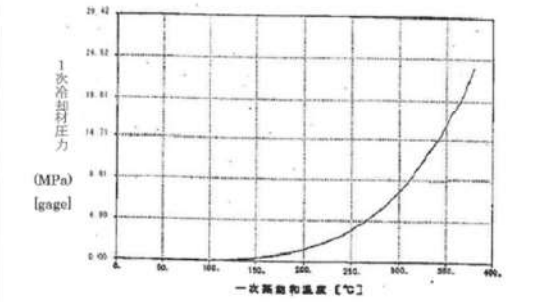
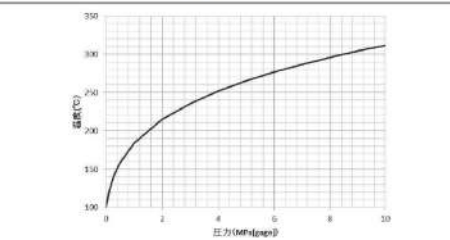
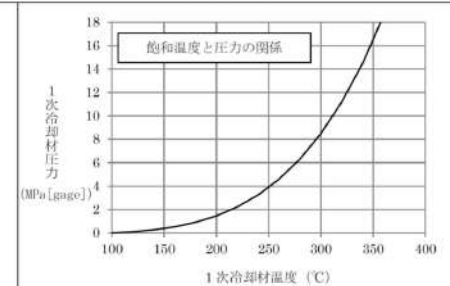
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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" data-bbox="73 231 656 997"> <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17.8MPa</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td>① 1次冷却材高温側温度 (広域) ① 1次冷却材低温側温度 (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・減温し、蓄圧タンク及び代替炉心注水により冷却材を補給する操作を行うが、蓄圧タンクからの空蒸流入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次冷却材高温側温度 (広域) 又は1次冷却材低温側温度 (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" data-bbox="224 861 492 957"> <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17.8MPa	代替パラメータ	① 1次冷却材高温側温度 (広域) ① 1次冷却材低温側温度 (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・減温し、蓄圧タンク及び代替炉心注水により冷却材を補給する操作を行うが、蓄圧タンクからの空蒸流入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次冷却材高温側温度 (広域) 又は1次冷却材低温側温度 (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" data-bbox="224 861 492 957"> <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" data-bbox="667 231 1238 997"> <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>0~10MPa [gage] 0~11MPa [gage]</td> <td>最大値：約8.11MPa [gage] 最大値：約8.11MPa [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) ③原子炉圧力容器温度</td> <td>0~11MPa [gage] 0~10MPa [gage] -3,800mm~1,500mm<sup>①</sup> -3,800mm~1,300mm<sup>②</sup> -3,800mm~1,500mm<sup>③</sup> -3,800mm~1,300mm<sup>④</sup> 0~600℃</td> <td>最大値：約8.11MPa [gage] 最大値：約8.11MPa [gage] 有効燃料棒底部程度~レベル8 [-7,832mm~1,470mm]<sup>①</sup> 有効燃料棒底部程度~レベル8 [-3,702mm~5,600mm]<sup>②</sup> 有効燃料棒底部程度~レベル8 [-7,832mm~1,470mm]<sup>③</sup> 有効燃料棒底部程度~レベル8 [-3,702mm~5,600mm]<sup>④</sup> 最大値：約297℃</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、圧注水選択のための原子炉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) を推定する場合は原子炉圧力にて推定) 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。                      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底部 (D) 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> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">                     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。                      ②1次冷却材温度 (広域-高温側)、③1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	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	0~10MPa [gage] 0~11MPa [gage]	最大値：約8.11MPa [gage] 最大値：約8.11MPa [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) ③原子炉圧力容器温度	0~11MPa [gage] 0~10MPa [gage] -3,800mm~1,500mm <sup>①</sup> -3,800mm~1,300mm <sup>②</sup> -3,800mm~1,500mm <sup>③</sup> -3,800mm~1,300mm <sup>④</sup> 0~600℃	最大値：約8.11MPa [gage] 最大値：約8.11MPa [gage] 有効燃料棒底部程度~レベル8 [-7,832mm~1,470mm] <sup>①</sup> 有効燃料棒底部程度~レベル8 [-3,702mm~5,600mm] <sup>②</sup> 有効燃料棒底部程度~レベル8 [-7,832mm~1,470mm] <sup>③</sup> 有効燃料棒底部程度~レベル8 [-3,702mm~5,600mm] <sup>④</sup> 最大値：約297℃	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、圧注水選択のための原子炉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) を推定する場合は原子炉圧力にて推定) 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。 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底部 (D) 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			推定方法	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。 ②1次冷却材温度 (広域-高温側)、③1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]			<table border="1" data-bbox="1249 231 1821 997"> <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] 11.0~17.5MPa [gage]</td> <td>最大値： 約17.8MPa [gage] 最大値： 約17.5MPa [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) ① 1次冷却材圧力 (広域) ([加圧器圧力] の代替)</td> <td>11.0~17.5MPa [gage] 0~400℃ 0~400℃ 0~21.0MPa [gage]</td> <td>最大値： 約17.5MPa [gage] 最大値：約340℃ 最大値：約339℃ 最大値： 約17.8MPa [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] 11.0~17.5MPa [gage]	最大値： 約17.8MPa [gage] 最大値： 約17.5MPa [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) ① 1次冷却材圧力 (広域) ([加圧器圧力] の代替)	11.0~17.5MPa [gage] 0~400℃ 0~400℃ 0~21.0MPa [gage]	最大値： 約17.5MPa [gage] 最大値：約340℃ 最大値：約339℃ 最大値： 約17.8MPa [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17.8MPa																																																																													
代替パラメータ	① 1次冷却材高温側温度 (広域) ① 1次冷却材低温側温度 (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・減温し、蓄圧タンク及び代替炉心注水により冷却材を補給する操作を行うが、蓄圧タンクからの空蒸流入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次冷却材高温側温度 (広域) 又は1次冷却材低温側温度 (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" data-bbox="224 861 492 957"> <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)	0~10MPa [gage] 0~11MPa [gage]	最大値：約8.11MPa [gage] 最大値：約8.11MPa [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) ③原子炉圧力容器温度	0~11MPa [gage] 0~10MPa [gage] -3,800mm~1,500mm <sup>①</sup> -3,800mm~1,300mm <sup>②</sup> -3,800mm~1,500mm <sup>③</sup> -3,800mm~1,300mm <sup>④</sup> 0~600℃	最大値：約8.11MPa [gage] 最大値：約8.11MPa [gage] 有効燃料棒底部程度~レベル8 [-7,832mm~1,470mm] <sup>①</sup> 有効燃料棒底部程度~レベル8 [-3,702mm~5,600mm] <sup>②</sup> 有効燃料棒底部程度~レベル8 [-7,832mm~1,470mm] <sup>③</sup> 有効燃料棒底部程度~レベル8 [-3,702mm~5,600mm] <sup>④</sup> 最大値：約297℃																																																																													
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、圧注水選択のための原子炉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) を推定する場合は原子炉圧力にて推定) 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。 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底部 (D) 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																																																																															
推定方法	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。 ②1次冷却材温度 (広域-高温側)、③1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 (広域) [加圧器圧力]	0~21.0MPa [gage] 11.0~17.5MPa [gage]	最大値： 約17.8MPa [gage] 最大値： 約17.5MPa [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) ① 1次冷却材圧力 (広域) ([加圧器圧力] の代替)	11.0~17.5MPa [gage] 0~400℃ 0~400℃ 0~21.0MPa [gage]	最大値： 約17.5MPa [gage] 最大値：約340℃ 最大値：約339℃ 最大値： 約17.8MPa [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]																																																																															

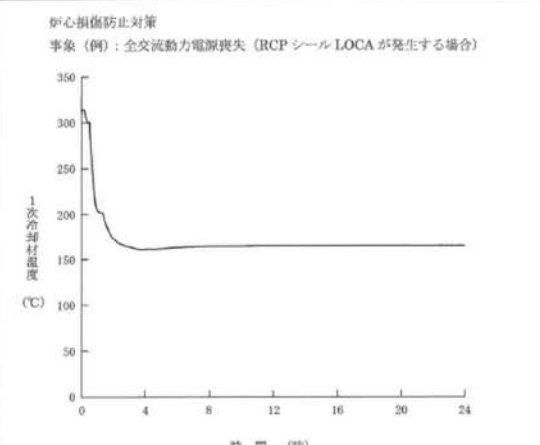
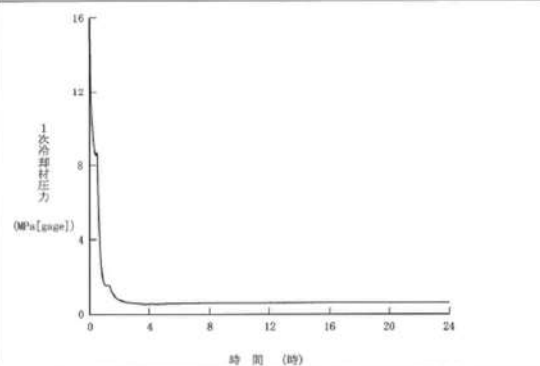
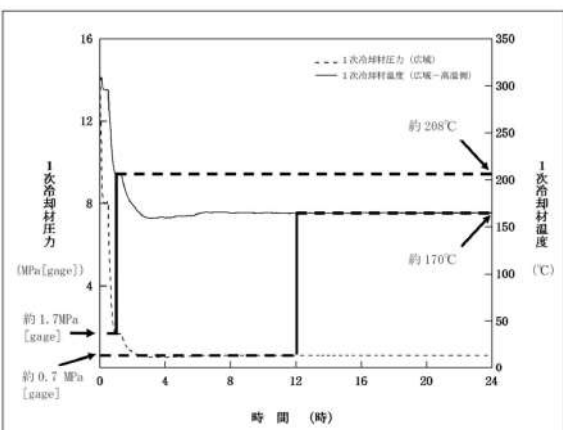
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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>原子が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、耐震優先性がないパラメータ</p> <p>原子が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、原子が圧力容器内が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、全交直流動力電源喪失時にRCPS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が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>推定方法</p>  <table border="1" data-bbox="739 391 1220 558"> <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> <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が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 (広域域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (SA 広域域)、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、原子が圧力容器内が飽和状態にあることに限定されるものの、原子が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>【誤差による影響について】                  原子が圧力容器内の圧力を監視する目的は、低圧注水選択のための原子炉減圧確認及び原子が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±0.00MPa) 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が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。(低圧注水選択の判断圧力: 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、原子が圧力容器温度の誤差: 約 ±5.3°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 ± 0.03MPa [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>	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="1332 454 1780 702"> <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> <p>①1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>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>②1次冷却材温度 (広域-高温側)、③1次冷却材温度 (広域-低温側)                  原子が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、原子が圧力容器内が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>	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	
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																																																																								

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

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 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>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>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断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。</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。(第3図参照)</p> <p>1次冷却材温度による推定手順は、原子炉圧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】                      原子炉圧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。</p> <p>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圧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°C) に対して、1次冷却材温度の誤差: 約 ±4.4°C 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圧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>	

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

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 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																																																																																																																																																										
(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>項目</th> <th colspan="3">原子炉圧力容器内の水位</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>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次冷却材高側側温度 (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次冷却材高側側温度 (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次冷却材高側側温度 (広域) 監視パラメータである1次冷却材圧力と1次冷却材高側側温度 (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次冷却材高側側温度 (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次冷却材高側側温度 (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次冷却材高側側温度 (広域) 監視パラメータである1次冷却材圧力と1次冷却材高側側温度 (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>項目</th> <th colspan="3">原子炉圧力容器内の水位</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 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<sup>①</sup></td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) <sup>②</sup></td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (燃料域)</td> <td>-3,800mm~1,300mm<sup>③</sup></td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) <sup>④</sup></td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA広帯域)</td> <td>-3,800mm~1,500mm<sup>⑤</sup></td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) <sup>⑥</sup></td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA燃料域)</td> <td>-3,800mm~1,300mm<sup>⑦</sup></td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) <sup>⑧</sup></td> </tr> <tr> <td rowspan="13">代替パラメータ</td> <td>①原子炉水位 (SA広帯域) ①原子炉水位 (広帯域) の代替</td> <td>-3,800mm~1,500mm<sup>①</sup></td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) <sup>②</sup></td> </tr> <tr> <td>①原子炉水位 (SA燃料域) ①原子炉水位 (燃料域) の代替</td> <td>-3,800mm~1,300mm<sup>③</sup></td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) <sup>④</sup></td> </tr> <tr> <td>①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (SA広帯域) の代替</td> <td>-3,800mm~1,500mm<sup>⑤</sup></td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) <sup>⑥</sup></td> </tr> <tr> <td>①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (SA燃料域) の代替</td> <td>-3,800mm~1,300mm<sup>⑦</sup></td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) <sup>⑧</sup></td> </tr> <tr> <td>②高圧代替注水系統ポンプ出口流量</td> <td>0~120m<sup>3</sup>/h</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>③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)</td> <td>0~230m<sup>3</sup>/h</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>④残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系統前容器冷却ライン洗浄流量)</td> <td>0~230m<sup>3</sup>/h</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>⑤高圧駆動低圧注水系統ポンプ出口流量</td> <td>0~180m<sup>3</sup>/h</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>⑥代替前部冷却ポンプ出口流量</td> <td>0~200m<sup>3</sup>/h</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>⑦原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量</td> <td>0~130m<sup>3</sup>/h</td> <td>0~90 kg<sup>3</sup>/h (高圧側) 0~310m<sup>3</sup>/h (低圧側) 0~1,050m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td>⑧高圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>0~1,500m<sup>3</sup>/h</td> <td>0~1,120m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td>⑨残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>0~1,500m<sup>3</sup>/h</td> <td>0~1,050m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td>⑩炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>0~1,500m<sup>3</sup>/h</td> <td>0~1,050m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td>⑪原子炉圧力</td> <td>0~10MPa [gage]</td> <td>最大値:約8.11MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td>⑫原子炉圧力 (SA)</td> <td>0~11MPa [gage]</td> <td>最大値:約8.11MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td>⑬圧力制御室圧力</td> <td>0~1MPa [abs]</td> <td>210kPa [gage] 以下</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">* 1: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器等レベルより1,313cm上のところとする (ドライヤスカート底部付近)。 * 2: 計測範囲の帯は、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)。 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圧水流量 (高圧代替注水系統ポンプ出口流量、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系統前容器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 <sup>①</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) <sup>②</sup>	原子炉水位 (燃料域)	-3,800mm~1,300mm <sup>③</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) <sup>④</sup>	原子炉水位 (SA広帯域)	-3,800mm~1,500mm <sup>⑤</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) <sup>⑥</sup>	原子炉水位 (SA燃料域)	-3,800mm~1,300mm <sup>⑦</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) <sup>⑧</sup>	代替パラメータ	①原子炉水位 (SA広帯域) ①原子炉水位 (広帯域) の代替	-3,800mm~1,500mm <sup>①</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) <sup>②</sup>	①原子炉水位 (SA燃料域) ①原子炉水位 (燃料域) の代替	-3,800mm~1,300mm <sup>③</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) <sup>④</sup>	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (SA広帯域) の代替	-3,800mm~1,500mm <sup>⑤</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) <sup>⑥</sup>	①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (SA燃料域) の代替	-3,800mm~1,300mm <sup>⑦</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) <sup>⑧</sup>	②高圧代替注水系統ポンプ出口流量	0~120m <sup>3</sup> /h	-	③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)	0~230m <sup>3</sup> /h	-	④残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系統前容器冷却ライン洗浄流量)	0~230m <sup>3</sup> /h	-	⑤高圧駆動低圧注水系統ポンプ出口流量	0~180m <sup>3</sup> /h	-	⑥代替前部冷却ポンプ出口流量	0~200m <sup>3</sup> /h	-	⑦原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	0~130m <sup>3</sup> /h	0~90 kg <sup>3</sup> /h (高圧側) 0~310m <sup>3</sup> /h (低圧側) 0~1,050m <sup>3</sup> /h	⑧高圧炉心スプレイスポンプ出口流量	0~1,500m <sup>3</sup> /h	0~1,120m <sup>3</sup> /h	⑨残留熱除去系ポンプ出口流量	0~1,500m <sup>3</sup> /h	0~1,050m <sup>3</sup> /h	⑩炉心スプレイスポンプ出口流量	0~1,500m <sup>3</sup> /h	0~1,050m <sup>3</sup> /h	⑪原子炉圧力	0~10MPa [gage]	最大値:約8.11MPa [gage]	⑫原子炉圧力 (SA)	0~11MPa [gage]	最大値:約8.11MPa [gage]	⑬圧力制御室圧力	0~1MPa [abs]	210kPa [gage] 以下	計測目的	* 1: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器等レベルより1,313cm上のところとする (ドライヤスカート底部付近)。 * 2: 計測範囲の帯は、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)。 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圧水流量 (高圧代替注水系統ポンプ出口流量、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系統前容器冷却ライン洗浄流量			<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th colspan="3">原子炉圧力容器内の水位</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 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 [サブクール液] (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-高側側) (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-低側側) (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 [サブクール液] (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-高側側) (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-低側側) (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次冷却材高側側温度 (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次冷却材高側側温度 (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次冷却材高側側温度 (広域) 監視パラメータである1次冷却材圧力と1次冷却材高側側温度 (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 <sup>①</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) <sup>②</sup>																																																																																																																																																										
	原子炉水位 (燃料域)	-3,800mm~1,300mm <sup>③</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) <sup>④</sup>																																																																																																																																																										
	原子炉水位 (SA広帯域)	-3,800mm~1,500mm <sup>⑤</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) <sup>⑥</sup>																																																																																																																																																										
	原子炉水位 (SA燃料域)	-3,800mm~1,300mm <sup>⑦</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) <sup>⑧</sup>																																																																																																																																																										
代替パラメータ	①原子炉水位 (SA広帯域) ①原子炉水位 (広帯域) の代替	-3,800mm~1,500mm <sup>①</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) <sup>②</sup>																																																																																																																																																										
	①原子炉水位 (SA燃料域) ①原子炉水位 (燃料域) の代替	-3,800mm~1,300mm <sup>③</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) <sup>④</sup>																																																																																																																																																										
	①原子炉水位 (広帯域) ①原子炉水位 (SA広帯域) の代替	-3,800mm~1,500mm <sup>⑤</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) <sup>⑥</sup>																																																																																																																																																										
	①原子炉水位 (燃料域) ①原子炉水位 (SA燃料域) の代替	-3,800mm~1,300mm <sup>⑦</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) <sup>⑧</sup>																																																																																																																																																										
	②高圧代替注水系統ポンプ出口流量	0~120m <sup>3</sup> /h	-																																																																																																																																																										
	③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)	0~230m <sup>3</sup> /h	-																																																																																																																																																										
	④残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系統前容器冷却ライン洗浄流量)	0~230m <sup>3</sup> /h	-																																																																																																																																																										
	⑤高圧駆動低圧注水系統ポンプ出口流量	0~180m <sup>3</sup> /h	-																																																																																																																																																										
	⑥代替前部冷却ポンプ出口流量	0~200m <sup>3</sup> /h	-																																																																																																																																																										
	⑦原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	0~130m <sup>3</sup> /h	0~90 kg <sup>3</sup> /h (高圧側) 0~310m <sup>3</sup> /h (低圧側) 0~1,050m <sup>3</sup> /h																																																																																																																																																										
	⑧高圧炉心スプレイスポンプ出口流量	0~1,500m <sup>3</sup> /h	0~1,120m <sup>3</sup> /h																																																																																																																																																										
	⑨残留熱除去系ポンプ出口流量	0~1,500m <sup>3</sup> /h	0~1,050m <sup>3</sup> /h																																																																																																																																																										
	⑩炉心スプレイスポンプ出口流量	0~1,500m <sup>3</sup> /h	0~1,050m <sup>3</sup> /h																																																																																																																																																										
⑪原子炉圧力	0~10MPa [gage]	最大値:約8.11MPa [gage]																																																																																																																																																											
⑫原子炉圧力 (SA)	0~11MPa [gage]	最大値:約8.11MPa [gage]																																																																																																																																																											
⑬圧力制御室圧力	0~1MPa [abs]	210kPa [gage] 以下																																																																																																																																																											
計測目的	* 1: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器等レベルより1,313cm上のところとする (ドライヤスカート底部付近)。 * 2: 計測範囲の帯は、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)。 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圧水流量 (高圧代替注水系統ポンプ出口流量、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系統前容器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 [サブクール液] (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-高側側) (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-低側側) (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)、②サブクール度 (自主対策設備)、1 次冷却材圧力 (広域)、炉心出口温度 (自主対策設備)、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) により原子炉圧力容器内がサブクール状態又は過熱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 次冷却系統ループ水位 (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>②〔サブクール度〕、1 次冷却材圧力 (広域)、〔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)                  サブクール度 (自主対策設備)、1 次冷却材圧力 (広域)、炉心出口温度 (自主対策設備)、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) により、原子炉圧力容器内がサブクール状態又は過熱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="206 172 631 338"> <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 (<math>T_{sat}</math>)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">1次冷却材高濃度温度 (広域)</td> <td rowspan="2">冷却材・蒸気の温度監視 (T)</td> <td>飽和温度と蒸気温度から得られる過熱度 (<math>\Delta T_{sat}</math> (8.1))</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="206 386 631 657">                     (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： <math>T \leq T_{sat}</math> (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： <math>T &gt; T_{sat}</math>                      (温度Tが過熱状態を指示、<math>\Delta T_{sat} = 小</math>)                      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： <math>T &gt;&gt; T_{sat}</math>                      (温度Tが飽和温度 <math>T_{sat}</math> を大きく上回っている状態、<math>\Delta T_{sat} = 大</math>)                      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次冷却材高濃度温度 (広域)	冷却材・蒸気の温度監視 (T)	飽和温度と蒸気温度から得られる過熱度 ( $\Delta T_{sat}$ (8.1))	<p data-bbox="757 153 1191 242">                     量)、減圧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、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量、換熱器熱除去系ポンプ出口流量、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露頭 (EFT) 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) と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を推定する。                      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) 同仕様のものにより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換熱器熱除去に必要な水量の差を算出し、算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<sup>3</sup>/min]                      = 原子炉圧力容器注水流量と換熱器熱除去に必要な水量の差 [m<sup>3</sup>/min] / ⑧ [min]                      原子炉圧力容器への換算 [m]                 </p> <p data-bbox="689 529 743 545">推定方法</p>  <p data-bbox="810 743 1137 759">図 58-8-4 原子炉停止後の時間と換熱器熱除去に必要な注水流量の関係</p> <p data-bbox="757 775 1191 865">                     ③原子炉圧力、原子炉圧力 (SA)、圧力抑制室圧力                      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管高さまで上昇し、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) と圧力抑制室圧力の差圧が0.6MPa[gage]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="846 951 1182 967">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" data-bbox="1361 194 1787 456"> <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 (<math>T_{sat}</math>)</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 (<math>T_{sat} - T</math>)</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1361 472 1787 695">                     (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： <math>T \leq T_{sat}</math> (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： <math>T &gt; T_{sat}</math> (温度Tが過熱状態を指示、<math>\Delta T_{sat} = 小</math>)                      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： <math>T &gt;&gt; T_{sat}</math>                      (温度Tが飽和温度 <math>T_{sat}</math> を大きく上回っている状態、<math>\Delta T_{sat} = 大</math>)                      水位：第4、5図の状態 (3) に相当                 </p> <p data-bbox="1451 737 1697 753">原子炉圧力容器内水位の推移の推定</p> <p data-bbox="1384 775 1765 896">                     【炉心上端以上の場合】                      ・炉心の冠水状態の確認が可能                      【炉心下端以下 (炉心露出状態) の場合】                      ・水位の上昇傾向： <math>\Delta T_{sat}</math> が大きい状態から小さい状態へ移行                      ・水位の低下傾向： <math>\Delta T_{sat}</math> 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次冷却材高濃度温度 (広域)	冷却材・蒸気の温度監視 (T)	飽和温度と蒸気温度から得られる過熱度 ( $\Delta T_{sat}$ (8.1))																										
		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;">原子炉压力容器内水位の推移の推定</p> <p>【炉心上端以上の場合】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心の冠水状態の確認が可能。</li> </ul> <p>【炉心上端以下 (炉心露出状態) の場合】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水位の上昇傾向: <math>\Delta T_{sat}</math> が大きい状態から小さい状態へ移行</li> <li>水位の低下傾向: <math>\Delta T_{sat}</math> が小さい状態から大きい状態へ移行</li> </ul> <p style="text-align: center;">図1 飽和蒸気-圧力曲線を基にした水位の推定</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。</p> <p>② 原子炉压力容器への注水流量</p> <p>原子炉压力容器への注水流量による推定方法は、直前まで判明していた原子炉水位に変換率を考慮し、原子炉压力容器への注水流量と熱換算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、原子炉压力容器への注水流量は、注水設備を運転する際に原子炉压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に原子炉压力容器の満水換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ェ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压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>【顕露による影響について】</p> <p>原子炉压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、計測誤差 (原子炉水位 (広帯域) の誤差: <math>\pm 46\text{mm}</math>、原子炉水位 (燃料域) の誤差: <math>\pm 44\text{mm}</math>、原子炉水位 (SA 広帯域) の誤差: <math>\pm 45\text{mm}</math>、原子炉水位 (SA 燃料域) の誤差: <math>\pm 43\text{mm}</math>) 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 (原子炉压力容器への注水流量) による推定は、腐蝕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、計測誤差 (高圧代替注水ポンプ出口流量の誤差: <math>\pm 1.9\text{m}^3/\text{h}</math>、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: <math>\pm 3.6\text{m}^3/\text{h}</math>、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: <math>\pm 3.6\text{m}^3/\text{h}</math>、減圧駆動低圧注水ポンプ出口流量の誤差: <math>\pm 1.6\text{m}^3/\text{h}</math>、代替循環冷却ポンプ出口流量の誤差: <math>\pm 3.3\text{m}^3/\text{h}</math>、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の誤差: <math>\pm 2.4\text{m}^3/\text{h}</math>、高圧炉心スプレイレインポンプ出口流量の誤差: <math>\pm 2.4\text{m}^3/\text{h}</math>、残留熱除去系ポンプ出口流量の誤差: <math>\pm 2.4\text{m}^3/\text{h}</math>、低圧炉心スプレイレインポンプ出口流量の誤差: <math>\pm 2.4\text{m}^3/\text{h}</math>) 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: <math>\pm 0.07\text{MPa [gauge]}</math>、原子炉圧力 (SA) の誤差 <math>\pm 0.09\text{MPa}</math>、圧力抑制室圧力の誤差: <math>\pm 0.006\text{MPa [gauge]}</math> から、原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧誤差: <math>\approx 0.1\text{MPa [gauge]}</math> 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压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が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-圧力曲線を基にした水位の推定</p> <p>推定方法</p> <p style="text-align: center;">第5図 原子炉压力容器内の水位と水位変化の概念図</p> <p>(注1) 過熱度: <math>\Delta T_{sat} = T - T_{sat}</math>      (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"> <li>温度安定 : 炉心上端以上の水位である (状態 (1))</li> <li>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))</li> </ul>	<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>(注1) 過熱度 : <math>\Delta T_{sat} = T - T_{sat}</math>                  (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圧力容器内の水位の推定は、原子炉圧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圧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次冷却材高沸点温度 (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、原子炉圧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>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次冷却系統ループ水位 (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、原子炉圧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次冷却系統ループ水位 (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、原子炉圧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。                  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圧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>② [サブクール度]、1次冷却材圧力 (広域)、[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)、サブクール度 (自主対策設備)、1次冷却材圧力 (広域)、炉心出口温度 (自主対策設備)、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) 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、原子炉圧力容器内がサブクール状態又は過熱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確認することにより、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。</p> <p>＊ 原子炉圧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、原子炉圧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>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℃) を包括する 1 次冷却材温度 (0 ~ 100℃) 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 次冷却材圧力を包括する圧力 (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 (サブクール度 (自主対策設備)、1 次冷却材圧力 (広域)、炉心出口温度 (自主対策設備)、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)) 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過熱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>	

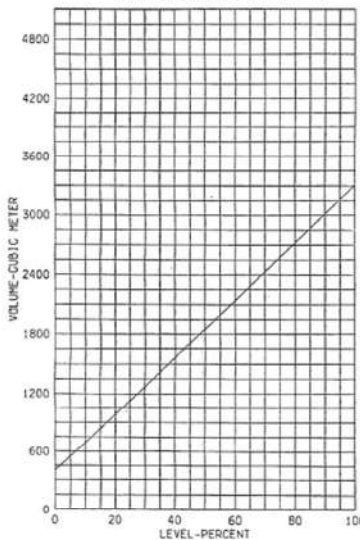


灰色: 女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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 (原子炉圧力容器への注水量)	(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 (原子炉圧力容器への注水量)																																																																																																																																																				
<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="4">原子炉圧力容器への注水量</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>0~400m<sup>3</sup>/h</td> <td>320m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td>余熱除去流量</td> <td>0~1,300m<sup>3</sup>/h</td> <td>1,250m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td>低圧代替低圧注水積算流量</td> <td>0~160m<sup>3</sup>/h (0~10,000 m<sup>3</sup>)</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>①燃料取替用水ビット水位 ②加圧器水位</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">代替パラメータ</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できることが重要となる。</td> </tr> <tr> <td>計画目的</td> <td colspan="3">原子炉圧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圧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又は、②加圧器水位の水位変化により、原子炉圧力容器への注水量を推定することができる。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圧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燃料取替用水ビット水位である。</td> </tr> <tr> <td>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圧力容器への注水量を算出し、復水貯蔵タンクから原子炉圧力容器以外への注水量を減算すること</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉圧力容器への注水量				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 <sup>3</sup> /h	320m <sup>3</sup> /h	余熱除去流量	0~1,300m <sup>3</sup> /h	1,250m <sup>3</sup> /h	低圧代替低圧注水積算流量	0~160m <sup>3</sup> /h (0~10,000 m <sup>3</sup> )	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。	①燃料取替用水ビット水位 ②加圧器水位			代替パラメータ	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できることが重要となる。			計画目的	原子炉圧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圧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又は、②加圧器水位の水位変化により、原子炉圧力容器への注水量を推定することができる。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圧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燃料取替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圧力容器への注水量を算出し、復水貯蔵タンクから原子炉圧力容器以外への注水量を減算すること			<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="4">原子炉圧力容器への注水量</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>0~120m<sup>3</sup>/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レイン洗浄流量)</td> <td>0~220m<sup>3</sup>/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>0~220m<sup>3</sup>/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>直流補助低圧注水系ポンプ出口流量</td> <td>0~100m<sup>3</sup>/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却ポンプ出口流量</td> <td>0~200m<sup>3</sup>/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>0~150m<sup>3</sup>/h</td> <td>0~90.9m<sup>3</sup>/h (高圧側) 0~318m<sup>3</sup>/h (低圧側) 0~1,050m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイレインポンプ出口流量</td> <td>0~1,500m<sup>3</sup>/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>0~1,500m<sup>3</sup>/h</td> <td>0~1,190m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td>低圧炉心スプレイレインポンプ出口流量</td> <td>0~1,500m<sup>3</sup>/h</td> <td>0~1,050m<sup>3</sup>/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)、直流補助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レインポンプ出口流量の代替)</td> <td>0~3,200m<sup>3</sup></td> <td>0~3,173m<sup>3</sup></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レインポンプ出口流量の代替)</td> <td>0~5m (0. P. -2000mm~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<sup>2</sup></td> <td>有効燃料棒底面程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) <sup>*)</sup></td> </tr> <tr> <td>②原子炉水位 (燃料域)</td> <td>-3,800mm~1,300mm<sup>2</sup></td> <td>レベル8 (-3,702mm~5,600mm) <sup>*)</sup></td> </tr> <tr> <td>②原子炉水位 (SA広帯域)</td> <td>-3,800mm~1,500mm<sup>2</sup></td> <td>有効燃料棒底面程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) <sup>*)</sup></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">計画目的</td> <td colspan="3">①原子炉水位 (SA燃料域) 有効燃料棒底面程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) <sup>*)</sup></td> </tr> <tr> <td colspan="3">* 1: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器管レベルより1,113cm上のところとする (ドライヤスカート箇所付帯)。 * 2: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器管レベルより900cm上のところとする (有効燃料棒箇所付帯)。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">重大事故等時に、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。 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先の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。 推定方法は、以下のとおりである。 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圧力容器への注水量を算出し、復水貯蔵タンクから原子炉圧力容器以外への注水量を減算すること</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉圧力容器への注水量				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 <sup>3</sup> /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)	0~220m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h	—	直流補助低圧注水系ポンプ出口流量	0~100m <sup>3</sup> /h	—	代替循環冷却ポンプ出口流量	0~200m <sup>3</sup> /h	—	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	0~150m <sup>3</sup> /h	0~90.9m <sup>3</sup> /h (高圧側) 0~318m <sup>3</sup> /h (低圧側) 0~1,050m <sup>3</sup> /h	高圧炉心スプレイレインポンプ出口流量	0~1,500m <sup>3</sup> /h	—	残留熱除去系ポンプ出口流量	0~1,500m <sup>3</sup> /h	0~1,190m <sup>3</sup> /h	低圧炉心スプレイレインポンプ出口流量	0~1,500m <sup>3</sup> /h	0~1,050m <sup>3</sup> /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)、直流補助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レインポンプ出口流量の代替)	0~3,200m <sup>3</sup>	0~3,173m <sup>3</sup>	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レインポンプ出口流量の代替)	0~5m (0. P. -2000mm~1100mm)	0. 05m (0. P. -3850mm)	②原子炉水位 (広帯域)	-3,800mm~1,500mm <sup>2</sup>	有効燃料棒底面程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) <sup>*)</sup>	②原子炉水位 (燃料域)	-3,800mm~1,300mm <sup>2</sup>	レベル8 (-3,702mm~5,600mm) <sup>*)</sup>	②原子炉水位 (SA広帯域)	-3,800mm~1,500mm <sup>2</sup>	有効燃料棒底面程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) <sup>*)</sup>	計画目的	①原子炉水位 (SA燃料域) 有効燃料棒底面程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) <sup>*)</sup>			* 1: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器管レベルより1,113cm上のところとする (ドライヤスカート箇所付帯)。 * 2: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器管レベルより900cm上のところとする (有効燃料棒箇所付帯)。			推定方法	重大事故等時に、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。 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先の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。 推定方法は、以下のとおりである。 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圧力容器への注水量を算出し、復水貯蔵タンクから原子炉圧力容器以外への注水量を減算すること			<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="4">原子炉圧力容器への注水量</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>0~350m<sup>3</sup>/h</td> <td>280m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td>低圧注入流量</td> <td>0~1,100m<sup>3</sup>/h</td> <td>1,090m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td>B一格納容器スプレイレイン冷却器出口積算流量 (AM用)</td> <td>0~1,300m<sup>3</sup>/h (0~10,000m<sup>3</sup>)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>[B一格納容器スプレイレイン流量]</td> <td>0~1,300m<sup>3</sup>/h</td> <td>□<sup>*)</sup>/h/台</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレイレインポンプ出口積算流量</td> <td>0~200m<sup>3</sup>/h (0~10,000m<sup>3</sup>)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>[充てん流量]</td> <td>0~70m<sup>3</sup>/h</td> <td>56.8m<sup>3</sup>/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>0~250m<sup>3</sup>/h (0~999, 999m<sup>3</sup>)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">代替パラメータ</td> <td>①燃料取替用水ビット水位 (高圧注入流量、低圧注入流量、B一格納容器スプレイレイン冷却器出口積算流量 (AM用)、[B一格納容器スプレイレイン流量]、代替格納容器スプレイレイン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レイン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>0~1,100m<sup>3</sup>/h</td> <td>1,090m<sup>3</sup>/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レイン冷却器出口積算流量 (AM用)、[B一格納容器スプレイレイン流量]、代替格納容器スプレイレイン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 colspan="3">□<sup>*)</sup> 枠内の内容は機密情報に属しますので公開できません。</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉圧力容器への注水量				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 <sup>3</sup> /h	280m <sup>3</sup> /h	低圧注入流量	0~1,100m <sup>3</sup> /h	1,090m <sup>3</sup> /h	B一格納容器スプレイレイン冷却器出口積算流量 (AM用)	0~1,300m <sup>3</sup> /h (0~10,000m <sup>3</sup> )	—	[B一格納容器スプレイレイン流量]	0~1,300m <sup>3</sup> /h	□ <sup>*)</sup> /h/台	代替格納容器スプレイレインポンプ出口積算流量	0~200m <sup>3</sup> /h (0~10,000m <sup>3</sup> )	—	[充てん流量]	0~70m <sup>3</sup> /h	56.8m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h (0~999, 999m <sup>3</sup> )	—	代替パラメータ	①燃料取替用水ビット水位 (高圧注入流量、低圧注入流量、B一格納容器スプレイレイン冷却器出口積算流量 (AM用)、[B一格納容器スプレイレイン流量]、代替格納容器スプレイレイン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レイン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 <sup>3</sup> /h	1,090m <sup>3</sup> /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レイン冷却器出口積算流量 (AM用)、[B一格納容器スプレイレイン流量]、代替格納容器スプレイレイン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	□ <sup>*)</sup> 枠内の内容は機密情報に属しますので公開できません。		
原子炉圧力容器への注水量																																																																																																																																																						
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 <sup>3</sup> /h	320m <sup>3</sup> /h																																																																																																																																																			
	余熱除去流量	0~1,300m <sup>3</sup> /h	1,250m <sup>3</sup> /h																																																																																																																																																			
	低圧代替低圧注水積算流量	0~160m <sup>3</sup> /h (0~10,000 m <sup>3</sup> )	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。																																																																																																																																																			
	①燃料取替用水ビット水位 ②加圧器水位																																																																																																																																																					
代替パラメータ	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できることが重要となる。																																																																																																																																																					
	計画目的	原子炉圧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圧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又は、②加圧器水位の水位変化により、原子炉圧力容器への注水量を推定することができる。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圧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燃料取替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圧力容器への注水量を算出し、復水貯蔵タンクから原子炉圧力容器以外への注水量を減算すること																																																																																																																																																					
原子炉圧力容器への注水量																																																																																																																																																						
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 <sup>3</sup> /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)	0~220m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h	—																																																																																																																																																			
	直流補助低圧注水系ポンプ出口流量	0~100m <sup>3</sup> /h	—																																																																																																																																																			
	代替循環冷却ポンプ出口流量	0~200m <sup>3</sup> /h	—																																																																																																																																																			
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	0~150m <sup>3</sup> /h	0~90.9m <sup>3</sup> /h (高圧側) 0~318m <sup>3</sup> /h (低圧側) 0~1,050m <sup>3</sup> /h																																																																																																																																																			
	高圧炉心スプレイレインポンプ出口流量	0~1,500m <sup>3</sup> /h	—																																																																																																																																																			
	残留熱除去系ポンプ出口流量	0~1,500m <sup>3</sup> /h	0~1,190m <sup>3</sup> /h																																																																																																																																																			
	低圧炉心スプレイレインポンプ出口流量	0~1,500m <sup>3</sup> /h	0~1,050m <sup>3</sup> /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)、直流補助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レインポンプ出口流量の代替)	0~3,200m <sup>3</sup>	0~3,173m <sup>3</sup>																																																																																																																																																		
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レインポンプ出口流量の代替)		0~5m (0. P. -2000mm~1100mm)	0. 05m (0. P. -3850mm)																																																																																																																																																			
②原子炉水位 (広帯域)		-3,800mm~1,500mm <sup>2</sup>	有効燃料棒底面程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) <sup>*)</sup>																																																																																																																																																			
②原子炉水位 (燃料域)		-3,800mm~1,300mm <sup>2</sup>	レベル8 (-3,702mm~5,600mm) <sup>*)</sup>																																																																																																																																																			
②原子炉水位 (SA広帯域)		-3,800mm~1,500mm <sup>2</sup>	有効燃料棒底面程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) <sup>*)</sup>																																																																																																																																																			
計画目的	①原子炉水位 (SA燃料域) 有効燃料棒底面程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) <sup>*)</sup>																																																																																																																																																					
	* 1: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器管レベルより1,113cm上のところとする (ドライヤスカート箇所付帯)。 * 2: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器管レベルより900cm上のところとする (有効燃料棒箇所付帯)。																																																																																																																																																					
推定方法	重大事故等時に、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。 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先の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。 推定方法は、以下のとおりである。 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圧力容器への注水量を算出し、復水貯蔵タンクから原子炉圧力容器以外への注水量を減算すること																																																																																																																																																					
原子炉圧力容器への注水量																																																																																																																																																						
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 <sup>3</sup> /h	280m <sup>3</sup> /h																																																																																																																																																			
	低圧注入流量	0~1,100m <sup>3</sup> /h	1,090m <sup>3</sup> /h																																																																																																																																																			
	B一格納容器スプレイレイン冷却器出口積算流量 (AM用)	0~1,300m <sup>3</sup> /h (0~10,000m <sup>3</sup> )	—																																																																																																																																																			
	[B一格納容器スプレイレイン流量]	0~1,300m <sup>3</sup> /h	□ <sup>*)</sup> /h/台																																																																																																																																																			
	代替格納容器スプレイレインポンプ出口積算流量	0~200m <sup>3</sup> /h (0~10,000m <sup>3</sup> )	—																																																																																																																																																			
	[充てん流量]	0~70m <sup>3</sup> /h	56.8m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h (0~999, 999m <sup>3</sup> )	—																																																																																																																																																			
	代替パラメータ	①燃料取替用水ビット水位 (高圧注入流量、低圧注入流量、B一格納容器スプレイレイン冷却器出口積算流量 (AM用)、[B一格納容器スプレイレイン流量]、代替格納容器スプレイレイン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レイン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 <sup>3</sup> /h	1,090m <sup>3</sup> /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レイン冷却器出口積算流量 (AM用)、[B一格納容器スプレイレイン流量]、代替格納容器スプレイレイン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																																																																																																																																																			
□ <sup>*)</sup> 枠内の内容は機密情報に属しますので公開できません。																																																																																																																																																						

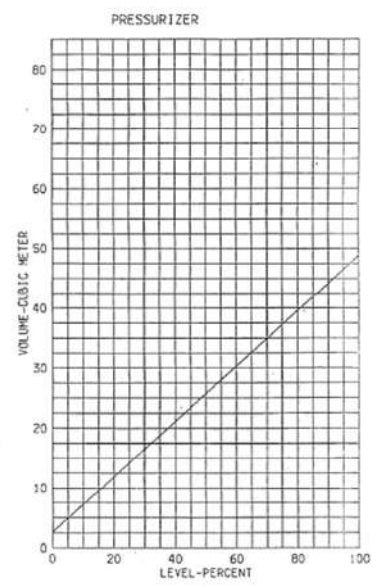
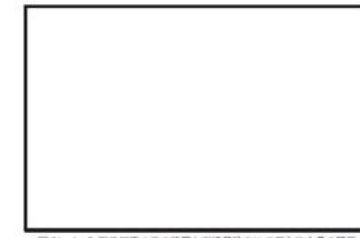
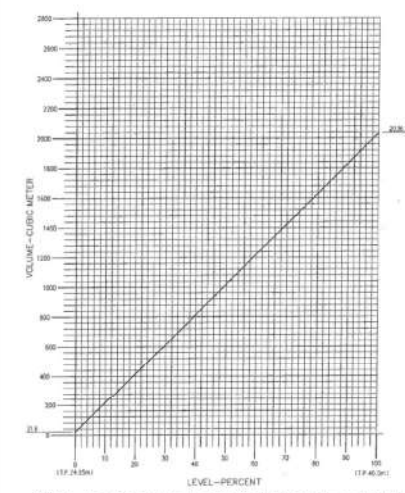
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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												
<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> 	<p>で原子炉压力容器内への注水量を推定する。夜水貯蔵タンクに放水や雨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。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>①圧力抑制室水位 サブプレッションチェンバ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、原子炉压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 (広領域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (SA広領域)、原子炉水位 (SA燃料域) 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、最終熱除去に必要な注水量を求め、体積変化量に計算して原子炉压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>原子炉压力容器への注水量[m<sup>3</sup>/h] = (原子炉压力容器内の冷却材の体積変化量[m<sup>3</sup>] + 注水時間[h]) × 最終熱除去に必要な原子炉压力容器への注水流量[m<sup>3</sup>/h]</p>  <p>図58-8-6 原子炉水位と原子炉压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 151 1545 311">                     ③原子炉容器水位 (高压注入流量、低压注入流量、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 151 1680 311">0 ~ 100%</td> <td data-bbox="1680 151 1814 311">                     最大値：100%                      最小値：0%                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1254 311 1545 470">                     代替                      パラメータ                      ④格納容器再循環サンプ水位 (広域) (高压注入流量、低压注入流量、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 311 1680 470">0 ~ 100%</td> <td data-bbox="1680 311 1814 470">100%</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1254 470 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 470 1680 526">0 ~ 21.0MPa [gage]</td> <td data-bbox="1680 470 1814 526">                     最大値：                      約 17.8MPa [gage]                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1254 526 1545 582">                     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 526 1680 582">0 ~ 400°C</td> <td data-bbox="1680 526 1814 582">                     最大値：約 339°C                 </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。</p> <p>推定方法 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不可能となった場合、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。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1次冷却材圧力 (広域) 及び1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) の計測が不可能となった場合、低压注入流量を監視することで原子炉压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 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、原子炉压力容器への注水量を推定する。 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、低压注入流量、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%	代替 パラメータ ④格納容器再循環サンプ水位 (広域) (高压注入流量、低压注入流量、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 [gage]	最大値： 約 17.8MPa [gage]	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 ~ 400°C	最大値：約 339°C	
③原子炉容器水位 (高压注入流量、低压注入流量、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%													
代替 パラメータ ④格納容器再循環サンプ水位 (広域) (高压注入流量、低压注入流量、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 [gage]	最大値： 約 17.8MPa [gage]													
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 ~ 400°C	最大値：約 339°C													

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

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 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積熱除去に必要な注水量の関係</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流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>③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、積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、積熱除去に必要な注水量を算出し炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p> <p>【断塞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 (復水貯蔵タンク水位、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 (復水貯蔵タンク水位の誤差: ±21μ, 圧力抑制室水位の誤差: ±0.03m (圧力抑制室内の水位に換算した場合の誤差は約±33μ)) 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: ±45mm、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) 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>枠組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>定時の水位から第7図を用いて、補助給水ビ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>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ビット、補助給水ビット水位を優先して使用し推定するが、燃料取替用水ビット及び補助給水ビ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。原子炉冷却材喪失が発生した場合において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 燃料取替用水ビット水位と燃料取替用水ビット水の体積の関係</p>	



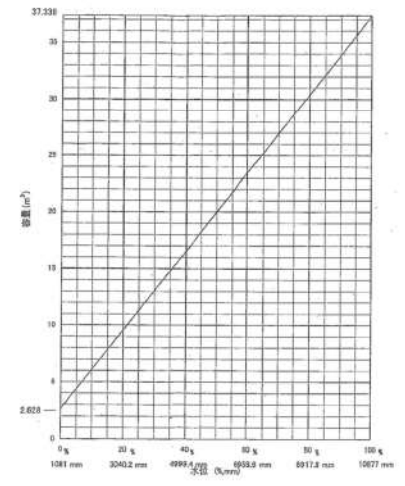
灰色：女川 2 号炉の記載のうち、BWR 固有の設備や対応手段であり、泊 3 号炉と比較対象とならない記載内容

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>推定の詳細</p> <p>①燃料取替用水ピット水位                      燃料取替用水ピット水位による推定方法は、燃料取替用水ピットを水源として使用し、かつ、燃料取替用水ピットを水源とし原子炉圧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て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圧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 補助給水ピット水位と補助給水ピ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                      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、原子炉压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压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压力容器に蓄水した冷却材の体積を求め、原子炉压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>原子炉压力容器への注水量[m<sup>3</sup>/h] = (原子炉压力容器内の冷却材体積[m<sup>3</sup>] ÷ 注水時間(h)) + 崩壊熱除去に必要な原子炉压力容器への注水量[m<sup>3</sup>/h]</p> <div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%; margin: 10px 0;"></div> <p>第 9 図 原子炉容器水位と原子炉压力容器内の冷却材の体積の関係</p> <div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%; margin: 10px 0;"></div> <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> <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格納容器再循環サンプ水位 (広域)</p> <p>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>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)</p> <p>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。</p> <p>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><b>推定方法</b></p> <p>①1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用消火水補算流量 (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><b>推定の評価</b></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と考えられ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>推定の評価</p> <p>③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。                      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、低置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水は破断口から漏えいするため、原子炉圧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 (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、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圧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行う場合に適用できる。</p> <p>①1 次冷却材温度 (広域-低置側)                      1 次冷却材温度 (広域-低置側) による推定方法は、蓄圧タンクからの注水が行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、原子炉圧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圧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>〔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 (燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位) による推定は、水源の水位変化量から、注水設備により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 (燃料取替用水ピット水位の誤差: ±1.0%, 補助給水ピット水位の誤差: ±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、注水設備により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: <span style="border: 1px solid black; padding: 0 5px;"> </span> 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: ±8.9m<sup>3</sup>/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 style="border: 1px solid yellow; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p><span style="border: 1px solid black; padding: 0 5px;"> </span> 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>	

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

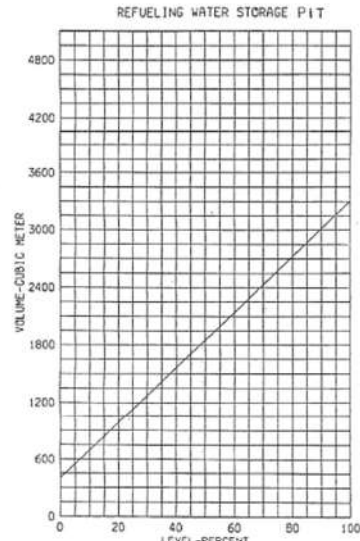

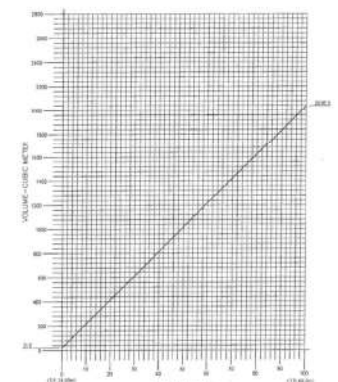
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

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 rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉格納容器への注水量</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>格納容器スプレイ積算流量</td> <td>0~1,700m<sup>3</sup>/h (0~10,000m<sup>3</sup>)</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>0~400m<sup>3</sup>/h</td> <td>320m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td>余熱除去流量</td> <td>0~1,300m<sup>3</sup>/h</td> <td>1,250m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td>低圧代替低圧注水積算流量</td> <td>0~160m<sup>3</sup>/h (0~10,000m<sup>3</sup>)</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 colspan="3">①燃料取扱用水ピット水位</td> </tr> <tr> <td colspan="3">②復水ピット水位</td> </tr> <tr> <td colspan="3">③格納容器再循環サンプ水位 (広域)</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">推定方法 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、低圧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燃料取扱用水ピット水位、②復水ピット水位又は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燃料取扱用水ピット水位である。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉格納容器への注水量			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 <sup>3</sup> /h (0~10,000m <sup>3</sup> )	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 <sup>3</sup> /h	320m <sup>3</sup> /h	余熱除去流量	0~1,300m <sup>3</sup> /h	1,250m <sup>3</sup> /h	低圧代替低圧注水積算流量	0~160m <sup>3</sup> /h (0~10,000m <sup>3</sup> )	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燃料取扱用水ピット水位			②復水ピット水位			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。			推定方法 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、低圧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燃料取扱用水ピット水位、②復水ピット水位又は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燃料取扱用水ピット水位である。			<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉格納容器への注水量</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="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>0~220m<sup>3</sup>/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>0~220m<sup>3</sup>/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器代替スプレイ流量</td> <td>0~100m<sup>3</sup>/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却ポンプ出口流量</td> <td>0~200m<sup>3</sup>/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部注水流量</td> <td>0~110m<sup>3</sup>/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>0~3,200m<sup>3</sup></td> <td>0~3,170m<sup>3</sup></td> </tr> <tr> <td>①原子炉格納容器下部水位 (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>0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.9m (0.P.-2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①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>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)、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>②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="4">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>330kPa[gage]以下</td> </tr> <tr> <td>②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>③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> </tbody> </table>	項目	原子炉格納容器への注水量			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 <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h	—	原子炉格納容器代替スプレイ流量	0~100m <sup>3</sup> /h	—	代替循環冷却ポンプ出口流量	0~200m <sup>3</sup> /h	—	原子炉格納容器下部注水流量	0~110m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup>	0~3,170m <sup>3</sup>	①原子炉格納容器下部水位 (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)	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.9m (0.P.-2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)	—	①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)	—	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)、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)	—	②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]	330kPa[gage]以下	②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	③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 rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉格納容器への注水量</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="6">主要パラメータ</td> <td>B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)</td> <td>0~1,300m<sup>3</sup>/h (0~10,000m<sup>3</sup>)</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>0~200m<sup>3</sup>/h (0~10,000m<sup>3</sup>)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>高圧注入流量</td> <td>0~350m<sup>3</sup>/h</td> <td>280m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td>低圧注入流量</td> <td>0~1,100m<sup>3</sup>/h</td> <td>1,090m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td>[充てん流量]</td> <td>0~70m<sup>3</sup>/h</td> <td>56.8m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td>[格納容器スプレイ流量]</td> <td>0~1,300m<sup>3</sup>/台</td> <td>□/h/台</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">代替パラメータ</td> <td>[AM用消火水積算流量]</td> <td>0~250m<sup>3</sup>/h (0~999,999m<sup>3</sup>)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①燃料取扱用水ピット水位 (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、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-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>0~1,300m<sup>3</sup>/h (0~10,000m<sup>3</sup>)</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>0~1,300m<sup>3</sup>/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-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補助給水ピット水位 (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>	項目	原子炉格納容器への注水量			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)	0~1,300m <sup>3</sup> /h (0~10,000m <sup>3</sup> )	—	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	0~200m <sup>3</sup> /h (0~10,000m <sup>3</sup> )	—	高圧注入流量	0~350m <sup>3</sup> /h	280m <sup>3</sup> /h	低圧注入流量	0~1,100m <sup>3</sup> /h	1,090m <sup>3</sup> /h	[充てん流量]	0~70m <sup>3</sup> /h	56.8m <sup>3</sup> /h	[格納容器スプレイ流量]	0~1,300m <sup>3</sup> /台	□/h/台	代替パラメータ	[AM用消火水積算流量]	0~250m <sup>3</sup> /h (0~999,999m <sup>3</sup> )	—	①燃料取扱用水ピット水位 (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、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-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 <sup>3</sup> /h (0~10,000m <sup>3</sup> )	—	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 <sup>3</sup> /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-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補助給水ピット水位 (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>相違理由</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>
項目		原子炉格納容器への注水量																																																																																																																																										
	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 <sup>3</sup> /h (0~10,000m <sup>3</sup> )	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 <sup>3</sup> /h	320m <sup>3</sup> /h																																																																																																																																									
	余熱除去流量	0~1,300m <sup>3</sup> /h	1,250m <sup>3</sup> /h																																																																																																																																									
	低圧代替低圧注水積算流量	0~160m <sup>3</sup> /h (0~10,000m <sup>3</sup> )	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燃料取扱用水ピット水位																																																																																																																																											
	②復水ピット水位																																																																																																																																											
	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。																																																																																																																																											
	推定方法 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、低圧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燃料取扱用水ピット水位、②復水ピット水位又は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燃料取扱用水ピット水位である。																																																																																																																																											
項目	原子炉格納容器への注水量																																																																																																																																											
	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 <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h	—																																																																																																																																									
	原子炉格納容器代替スプレイ流量	0~100m <sup>3</sup> /h	—																																																																																																																																									
	代替循環冷却ポンプ出口流量	0~200m <sup>3</sup> /h	—																																																																																																																																									
	原子炉格納容器下部注水流量	0~110m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup>	0~3,170m <sup>3</sup>																																																																																																																																									
	①原子炉格納容器下部水位 (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)	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.9m (0.P.-2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)	—																																																																																																																																									
	①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)	—																																																																																																																																									
	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)、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)	—																																																																																																																																									
	②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]	330kPa[gage]以下																																																																																																																																									
	②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																																																																																																																																									
	③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																																																																																																																																									
項目	原子炉格納容器への注水量																																																																																																																																											
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																																																									
主要パラメータ	B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)	0~1,300m <sup>3</sup> /h (0~10,000m <sup>3</sup> )	—																																																																																																																																									
	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	0~200m <sup>3</sup> /h (0~10,000m <sup>3</sup> )	—																																																																																																																																									
	高圧注入流量	0~350m <sup>3</sup> /h	280m <sup>3</sup> /h																																																																																																																																									
	低圧注入流量	0~1,100m <sup>3</sup> /h	1,090m <sup>3</sup> /h																																																																																																																																									
	[充てん流量]	0~70m <sup>3</sup> /h	56.8m <sup>3</sup> /h																																																																																																																																									
	[格納容器スプレイ流量]	0~1,300m <sup>3</sup> /台	□/h/台																																																																																																																																									
代替パラメータ	[AM用消火水積算流量]	0~250m <sup>3</sup> /h (0~999,999m <sup>3</sup> )	—																																																																																																																																									
	①燃料取扱用水ピット水位 (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、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-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 <sup>3</sup> /h (0~10,000m <sup>3</sup> )	—																																																																																																																																									
	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 <sup>3</sup> /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-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補助給水ピット水位 (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%																																																																																																																																									



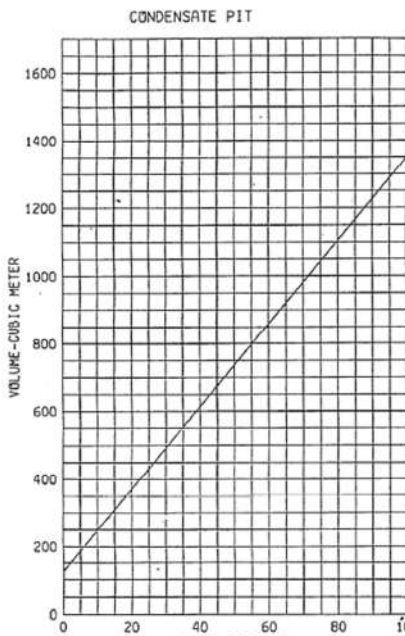
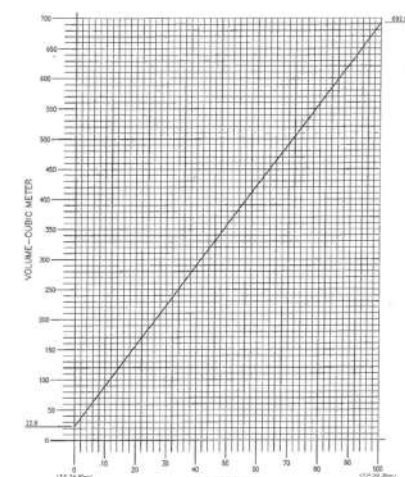
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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燃料取扱用水ピット水位                      燃料取扱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 287"> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td>①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ン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系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>②圧力制御室圧力 (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ン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系系格納容器冷却ライン洗浄流量) の代替)</td> <td>0~1MPa[abs]</td> <td>210Pa[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、圧力制御室圧力                      原子伊格納容器代替スプレイン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、若しくは代替復水冷却系による原子伊格納容器への注水時にはスプレイン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制御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ン機能又は代替復水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	①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ン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系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	②圧力制御室圧力 (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ン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系系格納容器冷却ライン洗浄流量) の代替)	0~1MPa[abs]	210Pa[gage] 以下	<table border="1" data-bbox="1254 207 1814 255"> <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>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①燃料取扱用水ピット水位及び補助給水ピット水位                      ・燃料取扱用水ピット水位                      第 12 図を用いて、燃料取扱用水ピット水位から注水量を算出する。燃料取扱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。</p> <p>推定可能範囲：各注水流量の計測範囲</p>  <p>第 12 図 燃料取扱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	①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ン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系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	②圧力制御室圧力 (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ン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系系格納容器冷却ライン洗浄流量) の代替)	0~1MPa[abs]	210Pa[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>枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p>															

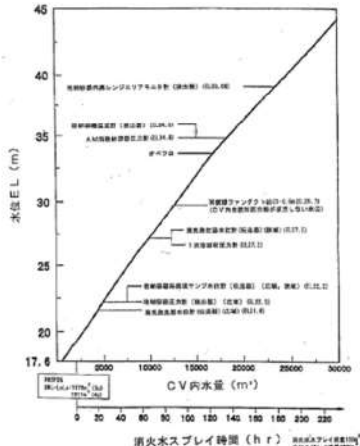
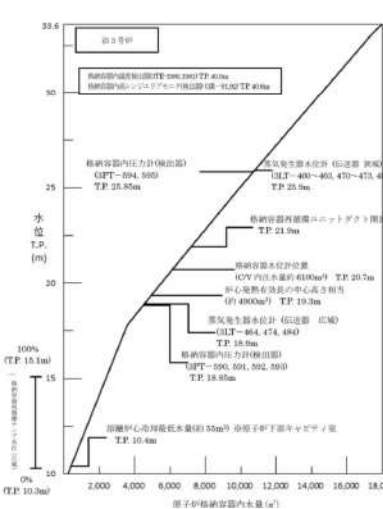
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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復水ピット水位</p> <p>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</p> <p>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>①②原子伊格納容器下部水位、ドライウェル水位</p> <p>原子伊格納容器下部へ注水した場合は、計測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芯心の冷却であり、原子伊格納容器下部水位及びドライウェル水位より、初期水張り時及び原子伊格納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。</p> <p>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ェ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>②③ドライウェル温度、ドライウェル圧力、圧力抑制室圧力</p> <p>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]</p> <p>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：±21a)</p> <p>代替パラメータ(原子伊格納容器下部水位、ドライウェル水位)による推定では、注水先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、ドライウェル水位の誤差：±1~±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。</p> <p>代替パラメータ(ドライウェル温度、ドライウェル圧力、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(ドライウェル温度の誤差：±2.7℃、ドライウェル圧力の誤差の誤差：±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>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</p> <p>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。</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-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)</p> <p>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]</p> <p>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>	

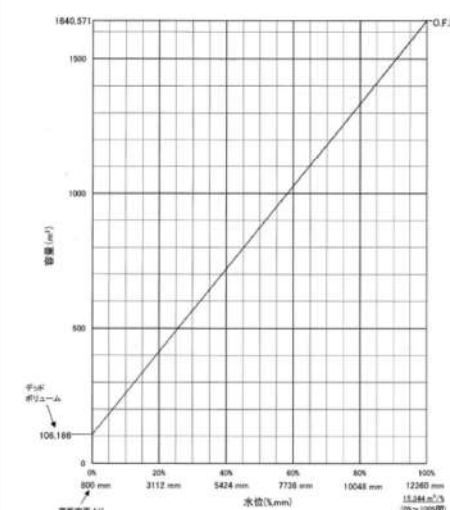
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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)

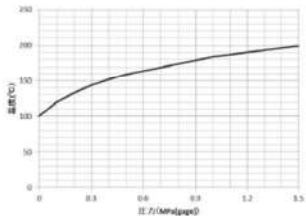
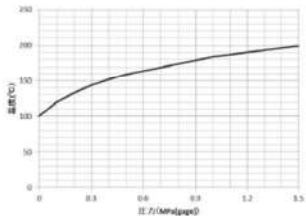
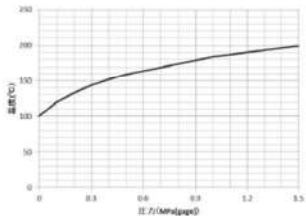
大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>推定の評価</p> <p>①燃料取扱用水ピット水位                  燃料取扱用水ピット水位による推定方法は、燃料取扱用水ピットを水源として使用し、かつ、燃料取扱用水ピットを水源とし原子炉格納容器以外へ注水するポンプが作動していない、又はその注水量が把握できる場合に適用できる。                  本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、これはプラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できるものである。</p> <p>②復水ピット水位                  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>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>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"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul> <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] 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) 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、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 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] 原子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>	

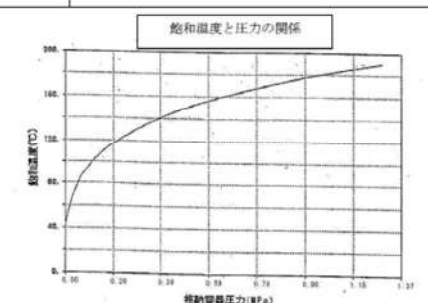
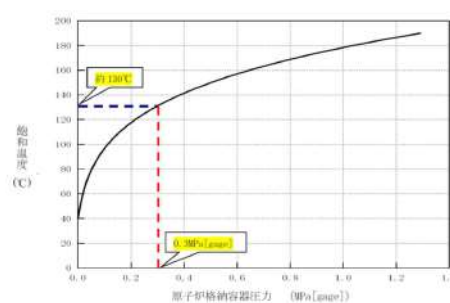
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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)

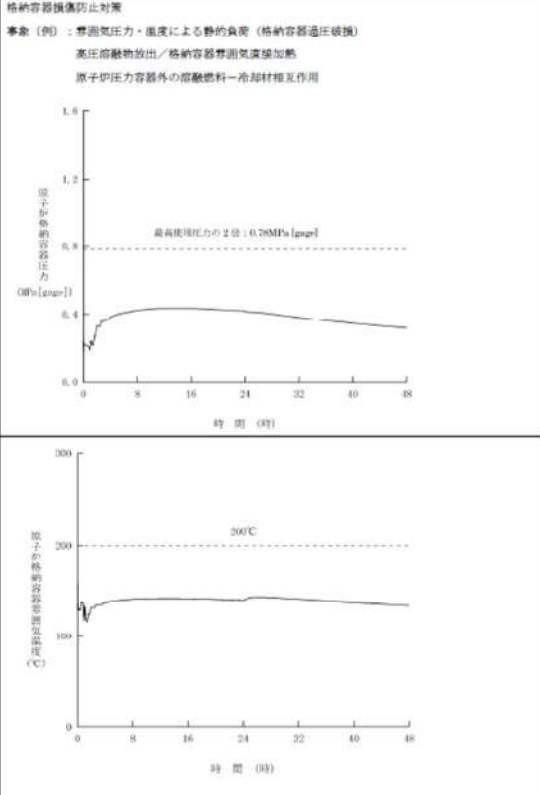
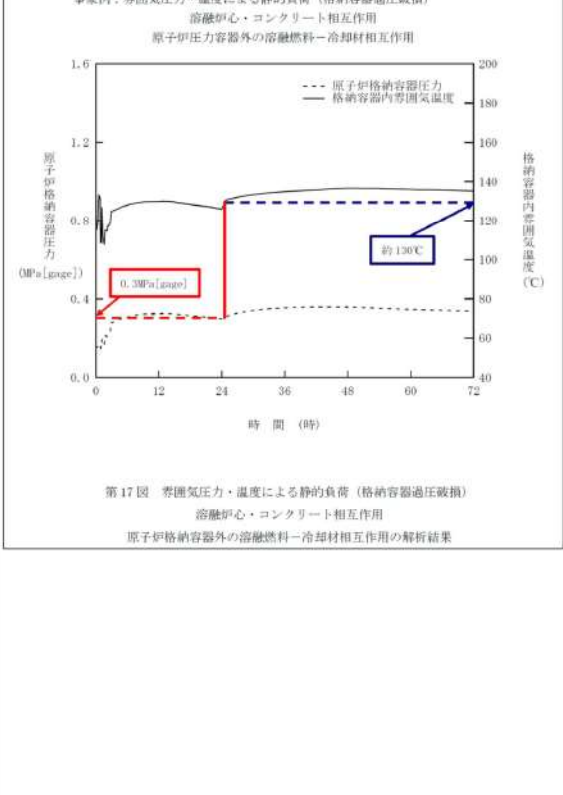
大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																							
<p>(f) 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について</p> <table border="1" data-bbox="91 240 631 331"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉格納容器内の温度</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <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貯蔵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、線と措置が取られない場合には、原子炉格納容器内の温度が標値に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。                      線と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、格納容器圧力より標値の温度を推定する。                      ・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で推移していると判断されること。                 </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貯蔵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、線と措置が取られない場合には、原子炉格納容器内の温度が標値に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。 線と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、格納容器圧力より標値の温度を推定する。 ・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で推移していると判断されること。			<p>(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)</p> <table border="1" data-bbox="667 240 1234 331"> <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>140℃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="4">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>②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)</td> <td>0~1MPa[abs]</td> <td>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温度を監視する目的は、原子炉格納容器内の過温破損防止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で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> <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ネ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。</p> </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℃	140℃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	②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	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過温破損防止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で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> <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ネ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。</p>			<p>(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)</p> <table border="1" data-bbox="1256 240 1823 331"> <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 ②格納容器圧力 (AM用)</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。                      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で推移していると判断されること。                      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-1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                      推定可能範囲：100℃~180℃                 </td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">                     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-1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                      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 ②格納容器圧力 (AM用)			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。 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で推移していると判断されること。 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-1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 推定可能範囲：100℃~180℃			推定方法	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-1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 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貯蔵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、線と措置が取られない場合には、原子炉格納容器内の温度が標値に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。 線と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、格納容器圧力より標値の温度を推定する。 ・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で推移していると判断されること。																																																																																									
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℃	140℃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																																																																																							
	②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																																																																																							
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過温破損防止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で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> <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ネ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。</p>																																																																																									
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 ②格納容器圧力 (AM用)																																																																																									
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。 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で推移していると判断されること。 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-1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 推定可能範囲：100℃~180℃																																																																																									
推定方法	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-1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 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>注流量パラメータ ①格納容器スプレイ積算流量                  ②高圧注流量                  ③余熱除去流量                  ④低圧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、蒸気圧力・濃度による静的負荷 (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>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温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ドライウェル圧力による推定方法と同様。</p> <p>①ドライウェル圧力                  ドライウェ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 (蒸気圧力・濃度による静的負荷 (格納容器過圧・過熱破損)) において、原子炉格納容器内は積和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熱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熱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ドライウェル圧力と同様。</p> <p>なお、原子炉格納容器内は蒸気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熱破損防止を把握することであり、代替パラメータ (ドライウェ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、ドライウェル圧力: 約0.427MPa[gage] (飽和温度: 約154℃) に対して、ドライウェル圧力の誤差: ±0.000MPa[gage] から温度に換算した場合は154±1℃程度。)                  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: ±1.1℃、サブプレッションプール水温度の誤差: ±1.2℃) 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>推定の評価</p> <p>①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、蒸気圧力・濃度による静的負荷 (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>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蒸気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熱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> 	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容  
 赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 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>格納容器過圧防止対策</p> <p>事象 (例) : 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)                  高压溶融物放出 / 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 (格納容器過圧破損)                  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 (格納容器過圧破損)                  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>	



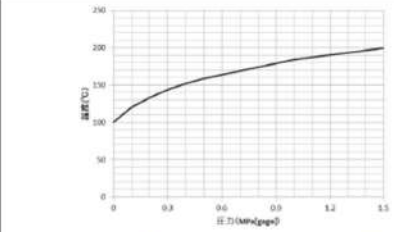
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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)

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>(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</p>	<p>(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)</p>	<p>(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)</p>																																																																									
<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: 5%;">項目</th> <th style="width: 35%;">監視パラメータ</th> <th style="width: 35%;">計測範囲</th> <th style="width: 25%;">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 (0~1.5MPa)</td> <td>最大値: 約300kPa (最大値: 約300kPa)</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 (狭域)) ----- 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溶融炉心の融解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移していること。</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 (0~1.5MPa)	最大値: 約300kPa (最大値: 約300kPa)	代替パラメータ	①AM用格納容器圧力 (①格納容器圧力 (狭域)) ----- 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溶融炉心の融解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移していること。			<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常用計器</th> </tr> <tr> <th style="width: 5%;">項目</th> <th style="width: 35%;">監視パラメータ</th> <th style="width: 35%;">計測範囲</th> <th style="width: 25%;">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℃ 0~300℃ 0~600kPa[abs] 0~600kPa[abs]</td> <td>210kPa[gage] 以下 330kPa[gage] 以下 140℃以下 97℃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セルはベント管内の水位に応じた水頭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 58-8-10 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常用計器				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℃ 0~300℃ 0~600kPa[abs] 0~600kPa[abs]	210kPa[gage] 以下 330kPa[gage] 以下 140℃以下 97℃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セルはベント管内の水位に応じた水頭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 58-8-10 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: 5%;">項目</th> <th style="width: 35%;">監視パラメータ</th> <th style="width: 35%;">計測範囲</th> <th style="width: 25%;">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) の計測が不可能となった場合、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。 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) の計測が不可能となった場合、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。 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 (0~1.5MPa)	最大値: 約300kPa (最大値: 約300kPa)																																																																								
代替パラメータ	①AM用格納容器圧力 (①格納容器圧力 (狭域)) ----- 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溶融炉心の融解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移していること。																																																																										
* : 重要監視パラメータの常用計器																																																																											
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℃ 0~300℃ 0~600kPa[abs] 0~600kPa[abs]	210kPa[gage] 以下 330kPa[gage] 以下 140℃以下 97℃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セルはベント管内の水位に応じた水頭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 58-8-10 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) の計測が不可能となった場合、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。 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)

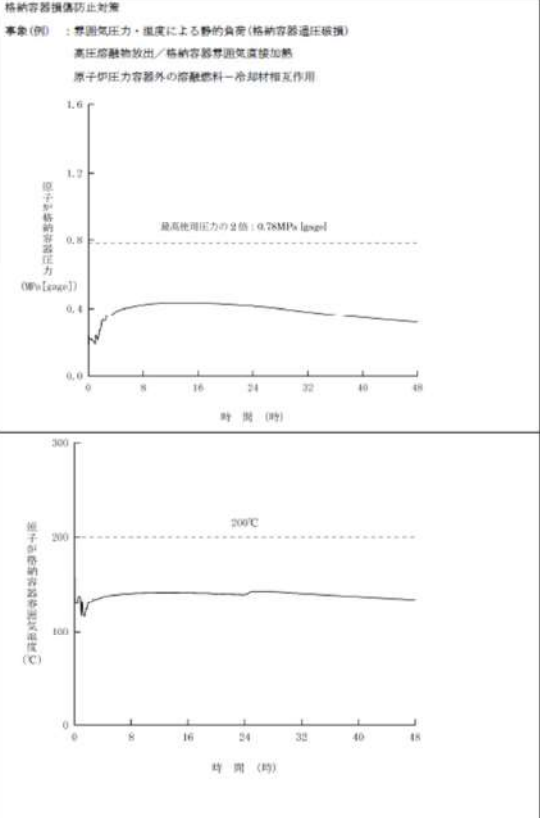
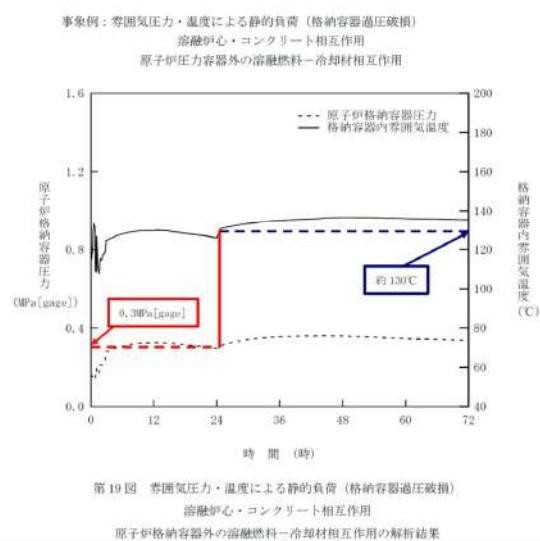
大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>原子炉格納容器内の飽和状態判断は、下記のパラメータの傾向を総合的に判断して推定する。</p> <p>圧力パラメータ ①格納容器圧力 (広域)                  ②AM用格納容器圧力</p> <p>温度パラメータ ①格納容器内温度</p> <p>注入量パラメータ ①格納容器スプレイ積算流量                  ②高圧注入流量                  ③余熱除去流量                  ④復元代替低圧注水積算流量</p> <p>①AM用格納容器圧力 (①格納容器圧力 (広域))</p> <p>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)</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、曹温気圧力・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> <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、ドライウエルスプレイ時は、圧力抑制室圧力&lt;ドライウエル圧力の関係になるため、真空破損装置により差圧 6.9kPa 以内で推移する。(代替循環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&lt;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あがるため、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 (水面からクワンカマ下端までの高さ) 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 3.5m 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 (真空破損装置下層-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 (曹温気圧力・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、真空破損装置、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"> <li>これまでに損傷の中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。</li> <li>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。</li> </ul> <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-1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：0～1.0MPa [gauge]</p> <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="91 161 636 580" data-label="Figure"> </div>	<div data-bbox="674 145 1218 416" data-label="Text"> <p>推定の評価</p> <p>代替パラメータ (ドライウェル温度、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、ドライウェル圧力: 約0.427MPa[gage] (飽和温度: 約154°C) に対してドライウェル温度の誤差: 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、窒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ない。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="1258 145 1814 815" 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、零調整圧力・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窒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ない。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="1258 842 1807 1235" data-label="Figure"> </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>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 (格納容器過圧破損)                  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>原子炉格納容器圧力 (MPa [gauge])</p> <p>時間 (時)</p> <p>最高使用圧力の2倍: 0.78MPa [gauge]</p> <p>原子炉格納容器内雰囲気温度 (°C)</p> <p>時間 (時)</p> <p>200°C</p>		<p>事象例：雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)                  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>原子炉格納容器圧力 (MPa [gauge])</p> <p>時間 (時)</p> <p>0.3MPa [gauge]</p> <p>約130°C</p> <p>格納容器内雰囲気温度 (°C)</p> <p>時間 (時)</p> <p>第19図 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)                  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>	

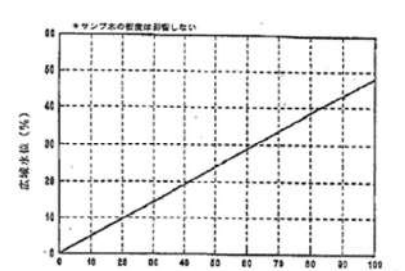
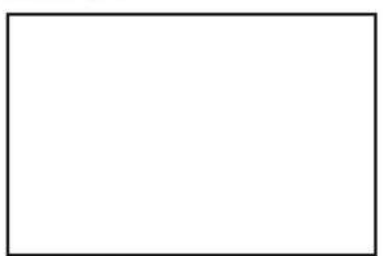
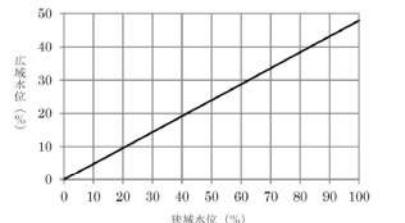
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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)

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%;">項目</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)				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%;">項目</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>圧力抑制室水位</td> <td>0~5a (0.P. -3900mm~1100mm)</td> <td>0.05a (0.P. -3850mm)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部水位</td> <td>0.5a, 1.0a, 1.5a, 2.0a, 2.5a, 2.8a (0.P. -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 200mm)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル水位</td> <td>0.02a, 0.25a, 0.34a (0.P. 1170mm, 1380mm, 1490mm)</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 (圧力抑制室水位の代替)</td> <td>0~120m<sup>3</sup>/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①残置熱除去系洗浄ライン流量 (残置熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量) (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代替)</td> <td>0~220m<sup>3</sup>/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①残置熱除去系洗浄ライン流量 (残置熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量) (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代替)</td> <td>0~220m<sup>3</sup>/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①高圧代替注水ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)</td> <td>0~100m<sup>3</sup>/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①原子炉降熱時冷却ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)</td> <td>0~150m<sup>3</sup>/h</td> <td>0~90.8m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td>①溶融炉心スプレイポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)</td> <td>0~1,500m<sup>3</sup>/h</td> <td>(高圧側) 0~218m<sup>3</sup>/h (低圧側) 0~1,650m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td>①原子炉格納容器代替スプレイ流量 (圧力抑制室水位の代替)</td> <td>0~100m<sup>3</sup>/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①原子炉格納容器下部注水流量 (圧力抑制室水位の代替)</td> <td>0~110m<sup>3</sup>/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>0~100m<sup>3</sup>/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>0~200m<sup>3</sup>/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抑制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 (圧力容器ベグスター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				項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	圧力抑制室水位	0~5a (0.P. -3900mm~1100mm)	0.05a (0.P. -3850mm)	原子炉格納容器下部水位	0.5a, 1.0a, 1.5a, 2.0a, 2.5a, 2.8a (0.P. -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 200mm)	—	ドライウェル水位	0.02a, 0.25a, 0.34a (0.P. 1170mm, 1380mm, 1490mm)	—	代替パラメータ	①高圧代替注水ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0~120m <sup>3</sup> /h	—	①残置熱除去系洗浄ライン流量 (残置熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量) (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代替)	0~220m <sup>3</sup> /h	—	①残置熱除去系洗浄ライン流量 (残置熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量) (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代替)	0~220m <sup>3</sup> /h	—	①高圧代替注水ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0~100m <sup>3</sup> /h	—	①原子炉降熱時冷却ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0~150m <sup>3</sup> /h	0~90.8m <sup>3</sup> /h	①溶融炉心スプレイポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0~1,500m <sup>3</sup> /h	(高圧側) 0~218m <sup>3</sup> /h (低圧側) 0~1,650m <sup>3</sup> /h	①原子炉格納容器代替スプレイ流量 (圧力抑制室水位の代替)	0~100m <sup>3</sup> /h	—	①原子炉格納容器下部注水流量 (圧力抑制室水位の代替)	0~110m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /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抑制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 (圧力容器ベグスター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%;">項目</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="8">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>0~1,300m<sup>3</sup>/h (0~10,000m<sup>3</sup>)</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>0~200m<sup>3</sup>/h (0~10,000m<sup>3</sup>)</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)				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 <sup>3</sup> /h (0~10,000m <sup>3</sup> )	—	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 <sup>3</sup> /h (0~10,000m <sup>3</sup> )	—	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)																																																																																																																												
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																																																																																																																												
項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																																									
主要パラメータ	圧力抑制室水位	0~5a (0.P. -3900mm~1100mm)	0.05a (0.P. -3850mm)																																																																																																																									
	原子炉格納容器下部水位	0.5a, 1.0a, 1.5a, 2.0a, 2.5a, 2.8a (0.P. -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 200mm)	—																																																																																																																									
	ドライウェル水位	0.02a, 0.25a, 0.34a (0.P. 1170mm, 1380mm, 1490mm)	—																																																																																																																									
代替パラメータ	①高圧代替注水ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0~120m <sup>3</sup> /h	—																																																																																																																									
	①残置熱除去系洗浄ライン流量 (残置熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量) (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代替)	0~220m <sup>3</sup> /h	—																																																																																																																									
	①残置熱除去系洗浄ライン流量 (残置熱除去系 B 系格納容器冷却ライン洗浄流量) (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代替)	0~220m <sup>3</sup> /h	—																																																																																																																									
	①高圧代替注水ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0~100m <sup>3</sup> /h	—																																																																																																																									
	①原子炉降熱時冷却ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0~150m <sup>3</sup> /h	0~90.8m <sup>3</sup> /h																																																																																																																									
	①溶融炉心スプレイポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0~1,500m <sup>3</sup> /h	(高圧側) 0~218m <sup>3</sup> /h (低圧側) 0~1,650m <sup>3</sup> /h																																																																																																																									
	①原子炉格納容器代替スプレイ流量 (圧力抑制室水位の代替)	0~100m <sup>3</sup> /h	—																																																																																																																									
	①原子炉格納容器下部注水流量 (圧力抑制室水位の代替)	0~110m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /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抑制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 (圧力容器ベグスター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)																																																																																																																											
	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 <sup>3</sup> /h (0~10,000m <sup>3</sup> )	—																																																																																																																									
	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 <sup>3</sup> /h (0~10,000m <sup>3</sup> )	—																																																																																																																									
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

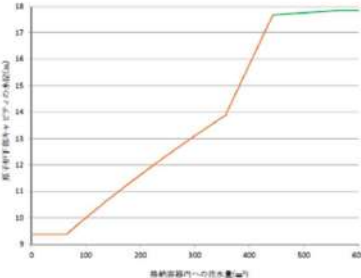
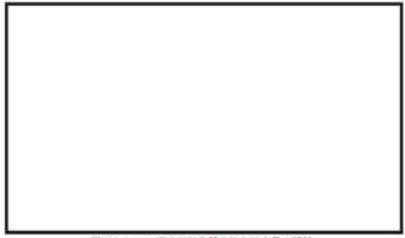
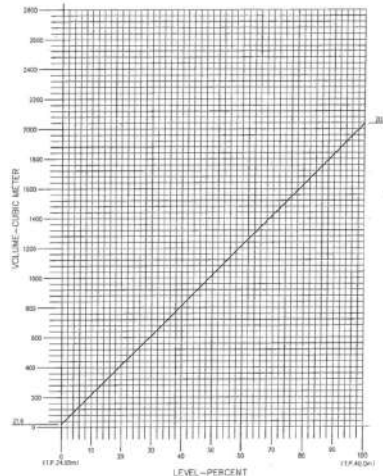
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

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 (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>CV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外部水漏れによる注水流量 (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、高圧炉心スプレイスポンプ出口流量、原子炉格納容器代替スプレイス流量、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を用いて直前まで表明していた圧力抑制室水位に相当するプール水体積に外部水漏れを用いた注水量 (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B系格納容器冷却ライン洗浄流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)、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、高圧炉心スプレイスポンプ出口流量、原子炉格納容器代替スプレイス流量、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ス流量、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、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ス流量、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扱用水ピット水位、補助給水ピット水位、B系格納容器スプレイス冷却器出口積算流量 (AM用) 及び代替格納容器スプレイス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ス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>相違理由</p>

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

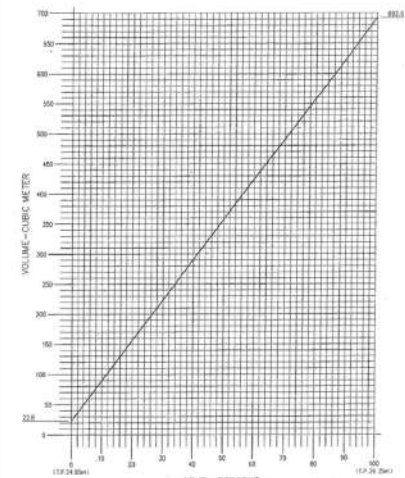
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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原子炉下部キャピタリ水位                      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制御室水位を推定する。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、原子炉格納容器への注水状況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。</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)、復水貯蔵タンク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、高圧中心スプレイレイン系ポンプ出口流量、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>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レイン流量、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、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>③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水源への使用量が把握できる場合に適用できる。                      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ブ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、圧力制御室水位の計測目的であるサブ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2m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問題ない。</p> <p>[異常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、サブ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制御室水位の確認及び崩壊炉心・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への注水量を把握することであり、代替パラメータ (外部水源による注水流量) 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水位の傾向が把握</p> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px; display: inline-block;">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燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位、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出口積算流量                      ・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>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) と針測範囲が重複している範囲内において同等の針測が可能であり、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) と比して針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溜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>図で、計器誤差 (高圧代替注水ポンプ出口流量の誤差: <math>\pm 1.9\text{m}^3/\text{h}</math>、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: <math>\pm 3.6\text{m}^3/\text{h}</math>、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: <math>\pm 3.6\text{m}^3/\text{h}</math>、直流駆動低圧注水ポンプ出口流量の誤差: <math>\pm 1.6\text{m}^3/\text{h}</math>、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の誤差: <math>\pm 2.4\text{m}^3/\text{h}</math>、高圧炉心スプレイレインポンプ出口流量の誤差: <math>\pm 2.4\text{m}^3/\text{h}</math>、原子炉格納容器代替スプレイレイン流量の誤差: <math>\pm 1.6\text{m}^3/\text{h}</math>、原子炉格納容器下部注水流量の誤差: <math>\pm 1.8\text{m}^3/\text{h}</math>) 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。                      (サプレッションチェンジャー底部から3.5m (通常水位) において、外部水溜りによる注水流量の誤差から、1時間運転時の圧力制御室水位に換算した場合の誤差は約<math>\pm 0.04\text{m}</math>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: <math>\pm 3.6\text{m}^3/\text{h}</math>、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: <math>\pm 3.6\text{m}^3/\text{h}</math>、原子炉格納容器下部注水流量の誤差: <math>\pm 1.8\text{m}^3/\text{h}</math>、原子炉格納容器代替スプレイレイン流量の誤差: <math>\pm 1.6\text{m}^3/\text{h}</math>、代替循環冷却ポンプ出口流量の誤差: <math>\pm 3.2\text{m}^3/\text{h}</math>) 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<math>1.6\text{m}^3/\text{h}</math>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<math>6.7\text{cm}</math>であり、有効性評価における<math>88\text{m}^3/\text{h}</math>、1時間で水溜りを想定すると誤差: 約<math>\pm 0.07\text{m}</math>、また、ドライウェル水位に換算した場合の誤差は約<math>0.4\text{cm}</math>であり、有効性評価における<math>88\text{m}^3/\text{h}</math>、0.9時間で水溜りを想定すると誤差: 約<math>\pm 0.00\text{m}</math>)                      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: <math>\pm 21\text{m}^3</math>)                      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>・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>	



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

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 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;">推定方法</p> <p style="text-align: center;">第 23 図 原子炉格納容器の水位と水量の相関図</p>	<p style="text-align: center;">相違理由</p>
		<p>推定の評価</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)              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> <p>・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 (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/+60mm、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: ±11.3m<sup>3</sup>/h、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の誤差: ±1.7m<sup>3</sup>/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>	

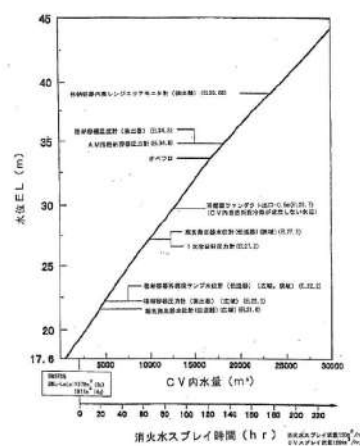
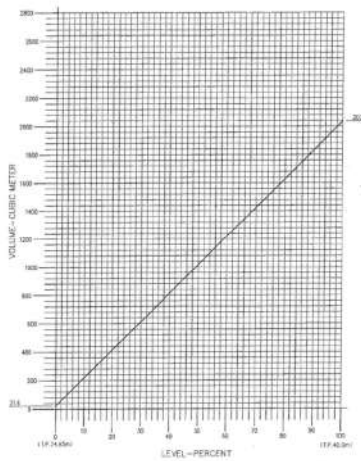
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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>(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="85 240 640 874"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉格納容器内の水位 (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>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高圧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消火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>	項目	原子炉格納容器内の水位 (2)			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高圧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消火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="1258 240 1814 1050"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉格納容器内の水位 (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>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>0~1,300m<sup>3</sup>/h (0~10,000m<sup>3</sup>)</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>0~200m<sup>3</sup>/h (0~10,000m<sup>3</sup>)</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 (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) 又は注水源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>	項目	原子炉格納容器内の水位 (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 <sup>3</sup> /h (0~10,000m <sup>3</sup> )	—		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 <sup>3</sup> /h (0~10,000m <sup>3</sup> )	—	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。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) 又は注水源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			
項目		原子炉格納容器内の水位 (2)																																																												
	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高圧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消火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。																																																													
項目	原子炉格納容器内の水位 (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 <sup>3</sup> /h (0~10,000m <sup>3</sup> )	—																																																											
	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 <sup>3</sup> /h (0~10,000m <sup>3</sup> )	—																																																											
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。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) 又は注水源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、計器位置の関係</p>  <p>② 恒設代替貯圧注水積算流量                      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>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>推定の詳細</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>・ 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                  流量積算量を基に、原子格納容器内への注水量と原子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 26 図 原子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の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: ±11.2m<sup>3</sup>/h、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の誤差: ±1.7m<sup>3</sup>/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																																																																											
(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	(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)	(j) 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素濃度)																																																																												
<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="4">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>可搬型格納容器 水素ガス濃度</td> <td>0~20vol%</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">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="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、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燃焼し燃焼した場合には、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="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	計測範囲	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燃焼し燃焼した場合には、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) 格納容器内水素濃度 (S/C) 格納容器内雰囲気水素濃度</td> <td>0~100vol% 0~100vol% 0~100vol%</td> <td>0~1.9vol% 0~1.0vol% 0~1.9vol%</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/C) の代替) ②格納容器内水素濃度 (S/C) (格納容器内雰囲気水素濃度の代替) ③格納容器内水素濃度 (D/W) (格納容器内雰囲気水素濃度の代替)</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。 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/C) 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/C) により推定する。</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/C) 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/C) により推定する。</td> </tr> <tr> <td>推定の評価</td> <td colspan="3">①格納容器内水素濃度 (D/W)、格納容器内水素濃度 (S/C) 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/C) 又は格納容器内雰囲気水素濃度) による推定は、原則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、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。  [鋼蓋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/C)、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が把握でき、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/C) 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) 格納容器内水素濃度 (S/C) 格納容器内雰囲気水素濃度	0~100vol% 0~100vol% 0~100vol%	0~1.9vol% 0~1.0vol% 0~1.9vol%	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/C) の代替) ②格納容器内水素濃度 (S/C) (格納容器内雰囲気水素濃度の代替) ③格納容器内水素濃度 (D/W) (格納容器内雰囲気水素濃度の代替)			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。 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/C) 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/C) により推定する。			推定方法	推定方法は、以下のとおりである。 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/C) 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/C) により推定する。			推定の評価	①格納容器内水素濃度 (D/W)、格納容器内水素濃度 (S/C) 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/C) 又は格納容器内雰囲気水素濃度) による推定は、原則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、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。  [鋼蓋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/C)、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が把握でき、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/C) 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="4">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 ②格納容器水素イグナイタ温度 ③格納容器水素イグナイタ温度 ④ [ガス分析計による水素濃度]</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となった場合、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 ②格納容器水素イグナイタ温度 ③格納容器水素イグナイタ温度 ④ [ガス分析計による水素濃度]			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となった場合、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	計測範囲	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燃焼し燃焼した場合には、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) 格納容器内水素濃度 (S/C) 格納容器内雰囲気水素濃度	0~100vol% 0~100vol% 0~100vol%	0~1.9vol% 0~1.0vol% 0~1.9vol%																																																																											
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/C) の代替) ②格納容器内水素濃度 (S/C) (格納容器内雰囲気水素濃度の代替) ③格納容器内水素濃度 (D/W) (格納容器内雰囲気水素濃度の代替)																																																																													
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。 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/C) 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/C) により推定する。																																																																													
推定方法	推定方法は、以下のとおりである。 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/C) 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/C) により推定する。																																																																													
推定の評価	①格納容器内水素濃度 (D/W)、格納容器内水素濃度 (S/C) 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/C) 又は格納容器内雰囲気水素濃度) による推定は、原則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、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。  [鋼蓋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/C)、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が把握でき、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/C) 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 ②格納容器水素イグナイタ温度 ③格納容器水素イグナイタ温度 ④ [ガス分析計による水素濃度]																																																																													
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となった場合、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。																																																																													
<table border="1"> <tbody> <tr> <td>推定の評価</td> <td>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を推定できる。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。</td> </tr> </tbody> </table>	推定の評価	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を推定できる。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。																																																																												
推定の評価	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を推定できる。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。																																																																													



灰色：女川 2 号炉の記載のうち、BWR 固有の設備や対応手段であり、泊 3 号炉と比較対象とならない記載内容  
 赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 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タは水素濃度を 8 vol% (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タ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タ温度) 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: ±12.3℃、格納容器水素イグナイタ温度の誤差: ±12.3℃) 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 (アンユラス部の水素濃度)</p> <table border="1" data-bbox="1256 233 1812 421"> <thead> <tr> <th colspan="4">アンユラス部の水素濃度</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 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部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                      アンユラス部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。                      アンユラス部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部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部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]                      アンユラス部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、アンユラス部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>	アンユラス部の水素濃度				項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	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%	—	
アンユラス部の水素濃度																									
項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																						
主要パラメータ	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)

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																																																																									
(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>10<sup>2</sup>~10<sup>4</sup> μSv/h</td> <td>10<sup>2</sup>μSv/h 以下 炉心損傷判断の値は 10<sup>2</sup>μSv/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、格納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 <sup>2</sup> ~10 <sup>4</sup> μSv/h	10 <sup>2</sup> μSv/h 以下 炉心損傷判断の値は 10 <sup>2</sup> μSv/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、格納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">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 (A/C)</td> <td>10<sup>2</sup>Sv/h~10<sup>5</sup>Sv/h</td> <td>10<sup>5</sup>Sv/h未満</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td>① [エア放射線モニタ]</td> <td>10<sup>2</sup>Sv/h~10<sup>5</sup>Sv/h</td> <td>10<sup>5</sup>Sv/h未満</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">① [エア放射線モニタ] 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、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 (A/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 [エア放射線モニタ] 原子炉格納容器内の線量が上昇した場合には、エ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、その算分より原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 燃料破砕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線源として、配管近傍は放射線量率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、線源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線源とする。 ・原子炉格納容器内希ガスは原子炉格納容器空間容積の等価体積半球内に希ガスが充満するとして評価する。 図 38-8-13 及び図 38-8-14 は、エ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 38-8-15 に示す。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">  <p>図 38-8-13 エア放射線モニタ (A/C) の位置と放射線量率計測点</p> </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	格納容器内空気放射線モニタ (A/C)	10 <sup>2</sup> Sv/h~10 <sup>5</sup> Sv/h	10 <sup>5</sup> Sv/h未満	代替パラメータ	① [エア放射線モニタ]	10 <sup>2</sup> Sv/h~10 <sup>5</sup> Sv/h	10 <sup>5</sup> Sv/h未満	計測目的	① [エア放射線モニタ] 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、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 (A/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 [エア放射線モニタ] 原子炉格納容器内の線量が上昇した場合には、エ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、その算分より原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 燃料破砕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線源として、配管近傍は放射線量率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、線源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線源とする。 ・原子炉格納容器内希ガスは原子炉格納容器空間容積の等価体積半球内に希ガスが充満するとして評価する。 図 38-8-13 及び図 38-8-14 は、エ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 38-8-15 に示す。			推定方法	 <p>図 38-8-13 エア放射線モニタ (A/C) の位置と放射線量率計測点</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>10<sup>2</sup>~10<sup>4</sup>μSv/h</td> <td>10<sup>2</sup>μSv/h 以下 炉心損傷判断の値は 10<sup>2</sup>μSv/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)</td> <td>10<sup>2</sup>~10<sup>4</sup>μSv/h</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td></td> <td>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>低レンジ: 8.7×10<sup>-3</sup>~1.0×10<sup>-6</sup>Sv/h 高レンジ: 1.0×10<sup>2</sup>~1.0×10<sup>6</sup>Sv/h</td> <td>同上</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 (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">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率 (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 <sup>2</sup> ~10 <sup>4</sup> μSv/h	10 <sup>2</sup> μSv/h 以下 炉心損傷判断の値は 10 <sup>2</sup> μSv/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)	10 <sup>2</sup> ~10 <sup>4</sup> μSv/h	同上		② [モニタリングポスト及びモニタリングステーション]	低レンジ: 8.7×10 <sup>-3</sup> ~1.0×10 <sup>-6</sup> Sv/h 高レンジ: 1.0×10 <sup>2</sup> ~1.0×10 <sup>6</sup> Sv/h	同上	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 (1) を監視する目的は、炉心損傷の判断である。			推定方法	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率 (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 <sup>2</sup> ~10 <sup>4</sup> μSv/h	10 <sup>2</sup> μSv/h 以下 炉心損傷判断の値は 10 <sup>2</sup> μSv/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、格納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	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 (A/C)	10 <sup>2</sup> Sv/h~10 <sup>5</sup> Sv/h	10 <sup>5</sup> Sv/h未満																																																																									
代替パラメータ	① [エア放射線モニタ]	10 <sup>2</sup> Sv/h~10 <sup>5</sup> Sv/h	10 <sup>5</sup> Sv/h未満																																																																									
計測目的	① [エア放射線モニタ] 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、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 (A/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 [エア放射線モニタ] 原子炉格納容器内の線量が上昇した場合には、エ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、その算分より原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 燃料破砕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線源として、配管近傍は放射線量率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、線源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線源とする。 ・原子炉格納容器内希ガスは原子炉格納容器空間容積の等価体積半球内に希ガスが充満するとして評価する。 図 38-8-13 及び図 38-8-14 は、エ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 38-8-15 に示す。																																																																											
推定方法	 <p>図 38-8-13 エア放射線モニタ (A/C) の位置と放射線量率計測点</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 <sup>2</sup> ~10 <sup>4</sup> μSv/h	10 <sup>2</sup> μSv/h 以下 炉心損傷判断の値は 10 <sup>2</sup> μSv/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)	10 <sup>2</sup> ~10 <sup>4</sup> μSv/h	同上																																																																									
	② [モニタリングポスト及びモニタリングステーション]	低レンジ: 8.7×10 <sup>-3</sup> ~1.0×10 <sup>-6</sup> Sv/h 高レンジ: 1.0×10 <sup>2</sup> ~1.0×10 <sup>6</sup> Sv/h	同上																																																																									
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 (1) を監視する目的は、炉心損傷の判断である。																																																																											
推定方法	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率 (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="280 199 548 454" style="text-align: center;"> </div> <div data-bbox="107 534 638 901"> <p><b>推定の評価</b></p> <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 <math>10^3 \mu\text{Sv/h}</math> は格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ) の上限 <math>10^2 \mu\text{Sv/h}</math> 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 <math>10^3 \mu\text{Sv/h}</math> 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>	<div data-bbox="683 167 1198 391" style="text-align: center;"> <p>図 58-8-14 エリア放射線モニタ cL 23 の位置と放射線量率評価値</p> </div> <div data-bbox="683 422 1198 662" style="text-align: center;"> <p>図 58-8-15 原子炉格納容器内 (D) の放射線量率推定値</p> </div> <div data-bbox="683 710 1198 758"> <p><b>推定の評価</b></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="1388 199 1724 470" style="text-align: center;"> </div> <div data-bbox="1265 526 1803 981"> <p><b>推定方法</b></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 <math>10^3 \mu\text{Sv/h}</math> は格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ) の上限 <math>10^2 \mu\text{Sv/h}</math> 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 <math>10^3 \mu\text{Sv/h}</math> 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><b>推定の評価</b></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: <math>4.7 \times 10^{-1} \sim 1.8 \times 10^1 \mu\text{Sv/h}</math>) 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>	<p>相違理由</p> <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</p>

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

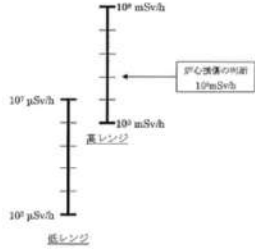
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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）

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>(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="67 207 654 750"> <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 エアモニタ (低レンジ)</td> <td><math>10^2 \sim 10^7</math> <math>\mu\text{Sv/h}</math></td> <td><math>10^0 \text{mSv/h}</math> 以下 炉心損傷判断の値は <math>10^0 \text{mSv/h}</math> 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、格納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。</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 エアモニタ (低レンジ)	$10^2 \sim 10^7$ $\mu\text{Sv/h}$	$10^0 \text{mSv/h}$ 以下 炉心損傷判断の値は $10^0 \text{mSv/h}$ 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アモニタ (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、格納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。			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>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="1240 207 1827 989"> <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モニタ (低レンジ)</td> <td><math>10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}</math></td> <td><math>10^0 \text{mSv/h}</math> 以下 炉心損傷判断の値は <math>10^0 \text{mSv/h}</math> 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><math>10 \sim 10^2 \text{cpm}</math></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><math>10 \sim 10^3 \text{cpm}</math></td> <td>バックグラウンドレベルを超える</td> </tr> <tr> <td>[エアロックエアモニタ]</td> <td><math>1 \sim 10^3 \mu\text{Sv/h}</math></td> <td><math>10^0 \text{mSv/h}</math> 以下 炉心損傷判断の値は <math>10^0 \text{mSv/h}</math> 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モニタ]</td> <td><math>1 \sim 10^3 \mu\text{Sv/h}</math></td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>①格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ) (格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ) の代替)</td> <td><math>10^2 \sim 10^8 \text{mSv/h}</math></td> <td><math>10^0 \text{mSv/h}</math> 以下 炉心損傷判断の値は <math>10^0 \text{mSv/h}</math> 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 [エアロックエアモニタ] (格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ) の代替)</td> <td><math>1 \sim 10^3 \mu\text{Sv/h}</math></td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>③ [炉内核計装区域エアモニタ] (格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ) の代替)</td> <td><math>1 \sim 10^3 \mu\text{Sv/h}</math></td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td></td> <td>④格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ) ( [格納容器じんあいモニタ]、[格納容器ガスモニタ]、[エアロックエアモニタ] 及び [炉内核計装区域エアモニタ] の代替)</td> <td><math>10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}</math></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モニタ (低レンジ)	$10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$	$10^0 \text{mSv/h}$ 以下 炉心損傷判断の値は $10^0 \text{mSv/h}$ 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。	[格納容器じんあいモニタ]	$10 \sim 10^2 \text{cpm}$	バックグラウンドレベルを超える	[格納容器ガスモニタ]	$10 \sim 10^3 \text{cpm}$	バックグラウンドレベルを超える	[エアロックエアモニタ]	$1 \sim 10^3 \mu\text{Sv/h}$	$10^0 \text{mSv/h}$ 以下 炉心損傷判断の値は $10^0 \text{mSv/h}$ 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	[炉内核計装区域エアモニタ]	$1 \sim 10^3 \mu\text{Sv/h}$	同上	①格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ) (格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ) の代替)	$10^2 \sim 10^8 \text{mSv/h}$	$10^0 \text{mSv/h}$ 以下 炉心損傷判断の値は $10^0 \text{mSv/h}$ 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。	② [エアロックエアモニタ] (格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ) の代替)	$1 \sim 10^3 \mu\text{Sv/h}$	同上	③ [炉内核計装区域エアモニタ] (格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ) の代替)	$1 \sim 10^3 \mu\text{Sv/h}$	同上		④格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ) ( [格納容器じんあいモニタ]、[格納容器ガスモニタ]、[エアロックエアモニタ] 及び [炉内核計装区域エアモニタ] 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 エアモニタ (低レンジ)	$10^2 \sim 10^7$ $\mu\text{Sv/h}$	$10^0 \text{mSv/h}$ 以下 炉心損傷判断の値は $10^0 \text{mSv/h}$ 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アモニタ (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、格納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。																																																														
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モニタ (低レンジ)	$10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$	$10^0 \text{mSv/h}$ 以下 炉心損傷判断の値は $10^0 \text{mSv/h}$ 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。																																																												
	[格納容器じんあいモニタ]	$10 \sim 10^2 \text{cpm}$	バックグラウンドレベルを超える																																																												
	[格納容器ガスモニタ]	$10 \sim 10^3 \text{cpm}$	バックグラウンドレベルを超える																																																												
	[エアロックエアモニタ]	$1 \sim 10^3 \mu\text{Sv/h}$	$10^0 \text{mSv/h}$ 以下 炉心損傷判断の値は $10^0 \text{mSv/h}$ 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	[炉内核計装区域エアモニタ]	$1 \sim 10^3 \mu\text{Sv/h}$	同上																																																												
	①格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ) (格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ) の代替)	$10^2 \sim 10^8 \text{mSv/h}$	$10^0 \text{mSv/h}$ 以下 炉心損傷判断の値は $10^0 \text{mSv/h}$ 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。																																																												
	② [エアロックエアモニタ] (格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ) の代替)	$1 \sim 10^3 \mu\text{Sv/h}$	同上																																																												
	③ [炉内核計装区域エアモニタ] (格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ) の代替)	$1 \sim 10^3 \mu\text{Sv/h}$	同上																																																												
	④格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ) ( [格納容器じんあいモニタ]、[格納容器ガスモニタ]、[エアロックエアモニタ] 及び [炉内核計装区域エアモニタ] 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="91 161 633 518">  </div> <div data-bbox="91 518 633 863"> <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 <math>10^2 \text{mSv/h}</math> 未満に指針値がある場合は、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 1809 320"> <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。</p> <p>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、処置が遅れると炉心損傷に至る。</p> <p>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 1809 783"> <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"> <li>①格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）</li> <li>② [エアロックエリアモニタ]</li> <li>③ [炉内核計装区域エリアモニタ]</li> <li>④格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）</li> </ul> <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）の計測が不可能となった場合、代替パラメータの格納容器内高レンジエリアモニタ（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となった場合、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>推定可能範囲：              格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) : <math>10^1 \sim 10^4</math> mSv/h              格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) : <math>10^1 \sim 10^2</math> μSv/h              [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] : <math>1 \sim 10^2</math> μSv/h</p> <p>推定の評価</p> <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。              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 <math>10^1</math> 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) の計測範囲のうち、炉心損傷の判断の値となる <math>10^1</math> 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 (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 (自主対策設備)、炉内核計装区域エリアモニタ (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> <p>アモニタ (高レンジ) の誤差: <math>4.7 \times 10^2 \sim 1.8 \times 10^4</math> mSv/h、格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) の誤差: <math>4.7 \times 10^1 \sim 1.8 \times 10^2</math> 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>	

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

赤字: 設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字: 記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 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 1029"> <caption>*有効監視パラメータ</caption> <thead> <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>計測範囲 中性子源領域 <math>10^3 \text{ cps} \sim 10^4 \text{ cps}</math> <math>(1 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}) \sim (1 \times 10^4 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math> 中間領域 0~40%, 又は 0~125% <math>(1 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}) \sim (2 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></td> <td>定格出力の約8倍</td> </tr> <tr> <td>平均出力領域モニタ</td> <td>0~125% <math>(1.2 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}) \sim (2.5 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></td> <td>定格出力の約6倍</td> </tr> <tr> <td></td> <td>[制御棒位置指示系]*</td> <td>全挿入~全引抜</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">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% <math>(1.2 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}) \sim (2.5 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></td> <td>定格出力の約8倍</td> </tr> <tr> <td>② [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]                      全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、原子炉が低圧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全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>	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	計測範囲 中性子源領域 $10^3 \text{ cps} \sim 10^4 \text{ cps}$ $(1 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}) \sim (1 \times 10^4 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$ 中間領域 0~40%, 又は 0~125% $(1 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}) \sim (2 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の約8倍	平均出力領域モニタ	0~125% $(1.2 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}) \sim (2.5 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の約6倍		[制御棒位置指示系]*	全挿入~全引抜	—	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% $(1.2 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}) \sim (2.5 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の約8倍	② [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] 全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、原子炉が低圧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全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>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="4">主要パラメータ</td> <td>出力領域中性子束</td> <td>0~120% <math>(3.3 \times 10^6 \sim 1.2 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></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><math>10^{11} \sim 5 \times 10^{10} \text{ A}</math> <math>(1.3 \times 10^2 \sim 6.6 \times 10^0 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></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><math>1 \sim 10^3 \text{ cps}</math> <math>(10^1 \sim 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></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>-0.5~5.0DFM -0.5~5.0DFM</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% <math>(3.3 \times 10^6 \sim 1.2 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></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><math>10^{11} \sim 5 \times 10^{10} \text{ A}</math> <math>(1.3 \times 10^2 \sim 6.6 \times 10^0 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></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><math>1 \sim 10^3 \text{ cps}</math> <math>(10^1 \sim 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math></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 (広域一高温側) (出力領域中性子束の代替)</td> <td>0~400°C</td> <td>最大値: 約340°C</td> </tr> <tr> <td>②1次冷却材温度 (広域一低温側) (出力領域中性子束の代替)</td> <td>0~400°C</td> <td>最大値: 約339°C</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></td> <td>② [中性子源領域起動率] ([中間領域起動率]の代替)</td> <td>-0.5~5.0DFM</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td></td> <td>② [中間領域起動率] ([中性子源領域起動率]の代替)</td> <td>-0.5~5.0DFM</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	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	出力領域中性子束	0~120% $(3.3 \times 10^6 \sim 1.2 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)	中間領域中性子束	$10^{11} \sim 5 \times 10^{10} \text{ A}$ $(1.3 \times 10^2 \sim 6.6 \times 10^0 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	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	$1 \sim 10^3 \text{ cps}$ $(10^1 \sim 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	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]	-0.5~5.0DFM -0.5~5.0DFM	—	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% $(3.3 \times 10^6 \sim 1.2 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)	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)	$10^{11} \sim 5 \times 10^{10} \text{ A}$ $(1.3 \times 10^2 \sim 6.6 \times 10^0 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	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)	$1 \sim 10^3 \text{ cps}$ $(10^1 \sim 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	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 (広域一高温側) (出力領域中性子束の代替)	0~400°C	最大値: 約340°C	②1次冷却材温度 (広域一低温側) (出力領域中性子束の代替)	0~400°C	最大値: 約339°C	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)	-0.5~5.0DFM	—		② [中間領域起動率] ([中性子源領域起動率]の代替)	-0.5~5.0DFM	—	
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	計測範囲 中性子源領域 $10^3 \text{ cps} \sim 10^4 \text{ cps}$ $(1 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}) \sim (1 \times 10^4 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$ 中間領域 0~40%, 又は 0~125% $(1 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}) \sim (2 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の約8倍																																																																														
	平均出力領域モニタ	0~125% $(1.2 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}) \sim (2.5 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の約6倍																																																																														
	[制御棒位置指示系]*	全挿入~全引抜	—																																																																														
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% $(1.2 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}) \sim (2.5 \times 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	定格出力の約8倍																																																																														
	② [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] 全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、原子炉が低圧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全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。																																																																																
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	出力領域中性子束	0~120% $(3.3 \times 10^6 \sim 1.2 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)																																																																														
	中間領域中性子束	$10^{11} \sim 5 \times 10^{10} \text{ A}$ $(1.3 \times 10^2 \sim 6.6 \times 10^0 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	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	$1 \sim 10^3 \text{ cps}$ $(10^1 \sim 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	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]	-0.5~5.0DFM -0.5~5.0DFM	—																																																																														
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% $(3.3 \times 10^6 \sim 1.2 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)																																																																														
	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)	$10^{11} \sim 5 \times 10^{10} \text{ A}$ $(1.3 \times 10^2 \sim 6.6 \times 10^0 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	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)	$1 \sim 10^3 \text{ cps}$ $(10^1 \sim 10^3 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	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 (広域一高温側) (出力領域中性子束の代替)	0~400°C	最大値: 約340°C																																																																														
	②1次冷却材温度 (広域一低温側) (出力領域中性子束の代替)	0~400°C	最大値: 約339°C																																																																														
	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)	-0.5~5.0DFM	—																																																																														
	② [中間領域起動率] ([中性子源領域起動率]の代替)	-0.5~5.0DFM	—																																																																														



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

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 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、計測誤差 (起動領域モニタの誤差：中性子源領域±0.14 デカード (7.25×10<sup>-3</sup>~1.38×10<sup>0</sup>cps)、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 (制御棒位置指示系) 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="1254 159 1339 255">計測目的</td> <td data-bbox="1339 159 1818 255"> <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="1254 255 1339 1018">推定方法</td> <td data-bbox="1339 255 1818 1018"> <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>② 1 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>② 1 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>② 1 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は、測定範囲下限より低い範囲であると推定する。</p> <p>③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 161 1339 376">推定方法</td> <td data-bbox="1339 161 1814 376">                     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により推定する。                      ②中間領域中性子束、③ [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 376 1339 1018">推定の評価</td> <td data-bbox="1339 376 1814 1018">                     (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。                      ② 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により推定する。 ②中間領域中性子束、③ [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。 ② 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により推定する。 ②中間領域中性子束、③ [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。 ② 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>[過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、計器過差 (出力領域中性子束の過差: ±1.0%、中間領域中性子束の過差: <math>5.4 \times 10^{-12} \sim 1.9 \times 10^{-9}</math>、中性子源領域中</p>	
		<p>性子束の過差: <math>6.6 \times 10^{-1} \sim 1.6 \times 10^6</math> 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、計器過差 (1 次冷却材温度 (広域-高温側) の過差: ±4.4℃、1 次冷却材温度 (広域-低温側) の過差: ±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、計器過差 (ほう酸タンク水位の過差: ±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="672 223 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 colspan="3" style="text-align:center">代替蒸発冷却系</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションプール水温度</td> <td>0~260℃</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：186℃</td> </tr> <tr> <td>代替蒸発冷却ポンプ出口流量</td> <td>0~280m<sup>3</sup>/h</td> <td>—</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>フィルタ装置水位 (広帯域)</td> <td>0~3, 650mm</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置入口圧力 (広帯域)</td> <td>-0.1MPa~-10%[gauge]</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口圧力 (広帯域)</td> <td>-0.1MPa~-10%[gauge]</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置水温度</td> <td>0~260℃</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口放射線モニタ</td> <td>10<sup>-6</sup>sv/h~10<sup>-7</sup>sv/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口水濃度</td> <td>0~30vol%</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td></td> <td>0~100vol%</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td colspan="3" style="text-align:center">酸性強化ベント系</td> </tr> <tr> <td>酸性強化ベント系放射線モニタ</td> <td>10<sup>-6</sup>sv/h~10<sup>-7</sup>sv/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td colspan="3" style="text-align:center">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：186℃</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：186℃</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>0~1, 500m<sup>3</sup>/h</td> <td>0~1, 120m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td colspan="3" style="text-align:center">代替蒸発冷却系</td> </tr> <tr> <td>①主圧力制御室内空気温度 (サブプレッションプール水温度の代替)</td> <td>0~360℃</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>0~260℃</td> <td>97℃以下</td> </tr> <tr> <td>③主圧力制御室水位 (代替蒸発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 (0, P, -3900mm~1100mm)</td> <td>0, 05m (0, P, -3450mm)</td> </tr> <tr> <td>④原子炉水位 (広帯域) (代替蒸発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>-3, 800mm~-1, 500mm<sup>①)</sup></td> <td>有燃料棒底部程度~レベル8 (-7, 832mm~-1, 470mm) <sup>②)</sup></td> </tr> <tr> <td>⑤原子炉水位 (燃料域) (代替蒸発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>-3, 800mm~-1, 300mm<sup>③)</sup></td> <td>有燃料棒底部程度~レベル8 (-3, 792mm~-5, 400mm) <sup>④)</sup></td> </tr> <tr> <td>⑥原子炉水位 (SA広帯域) (代替蒸発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>-3, 800mm~-1, 500mm<sup>⑤)</sup></td> <td>有燃料棒底部程度~レベル8 (-7, 832mm~-1, 470mm) <sup>⑥)</sup></td> </tr> <tr> <td>⑦原子炉水位 (SA燃料域) (代替蒸発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>-3, 800mm~-1, 300mm<sup>⑦)</sup></td> <td>有燃料棒底部程度~レベル8 (-3, 792mm~-5, 400mm) <sup>⑧)</sup></td> </tr> <tr> <td>⑧原子炉格納容器下部水位 (代替蒸発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, 9m (0, P, -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>⑨ドライウェル水位 (代替蒸発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, 53m (0, P, 1170mm, 1380mm, 1450mm)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>⑩ドライウェル温度 (代替蒸発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>0~360℃</td> <td>146℃以下</td> </tr> <tr> <td>⑪ドライウェル圧力 (代替蒸発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>330kPa[gauge] 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	代替蒸発冷却系			サブプレッションプール水温度	0~260℃	97℃以下	残留熱除去系熱交換器入口温度	0~300℃	最大値：186℃	代替蒸発冷却ポンプ出口流量	0~280m <sup>3</sup> /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, 650mm	—	フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	-0.1MPa~-10%[gauge]	—	フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	-0.1MPa~-10%[gauge]	—	フィルタ装置水温度	0~260℃	—	フィルタ装置出口放射線モニタ	10 <sup>-6</sup> sv/h~10 <sup>-7</sup> sv/h	—	フィルタ装置出口水濃度	0~30vol%	—		0~100vol%	—	酸性強化ベント系			酸性強化ベント系放射線モニタ	10 <sup>-6</sup> sv/h~10 <sup>-7</sup> 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：186℃	残留熱除去系熱交換器出口温度	0~300℃	最大値：186℃	残留熱除去系ポンプ出口流量	0~1, 500m <sup>3</sup> /h	0~1, 120m <sup>3</sup> /h	代替蒸発冷却系			①主圧力制御室内空気温度 (サブプレッションプール水温度の代替)	0~360℃	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)	0~260℃	97℃以下	③主圧力制御室水位 (代替蒸発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 (0, P, -3900mm~1100mm)	0, 05m (0, P, -3450mm)	④原子炉水位 (広帯域) (代替蒸発冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)	-3, 800mm~-1, 500mm <sup>①)</sup>	有燃料棒底部程度~レベル8 (-7, 832mm~-1, 470mm) <sup>②)</sup>	⑤原子炉水位 (燃料域) (代替蒸発冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)	-3, 800mm~-1, 300mm <sup>③)</sup>	有燃料棒底部程度~レベル8 (-3, 792mm~-5, 400mm) <sup>④)</sup>	⑥原子炉水位 (SA広帯域) (代替蒸発冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)	-3, 800mm~-1, 500mm <sup>⑤)</sup>	有燃料棒底部程度~レベル8 (-7, 832mm~-1, 470mm) <sup>⑥)</sup>	⑦原子炉水位 (SA燃料域) (代替蒸発冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)	-3, 800mm~-1, 300mm <sup>⑦)</sup>	有燃料棒底部程度~レベル8 (-3, 792mm~-5, 400mm) <sup>⑧)</sup>	⑧原子炉格納容器下部水位 (代替蒸発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, 9m (0, P, -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)	—	⑨ドライウェル水位 (代替蒸発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, 53m (0, P, 1170mm, 1380mm, 1450mm)	—	⑩ドライウェル温度 (代替蒸発冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)	0~360℃	146℃以下	⑪ドライウェル圧力 (代替蒸発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]	330kPa[gauge] 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 223 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 colspan="3" style="text-align:center">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[gauge]</td> <td>最大値： 約0, 241MPa[gauge]</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[gauge]</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>[C, D-格納容器再蒸発ユニット補機冷却水流量]</td> <td>0~120m<sup>3</sup>/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>格納容器再蒸発ユニット入口温度/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="3" style="text-align:center">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[gauge]</td> <td>最大値： 約7, 8MPa[gauge]</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>0~130m<sup>3</sup>/h</td> <td>50m<sup>3</sup>/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 colspan="3" style="text-align:center">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[gauge]</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	格納容器内自然対流冷却系			原子炉格納容器圧力	0~0, 35MPa[gauge]	最大値： 約0, 241MPa[gauge]	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[gauge]	—	[C, D-格納容器再蒸発ユニット補機冷却水流量]	0~120m <sup>3</sup> /h	—	格納容器再蒸発ユニット入口温度/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[gauge]	最大値： 約7, 8MPa[gauge]	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 <sup>3</sup> /h	50m <sup>3</sup> /h	[主蒸気流量]	0~2, 000t/h	最大値：約4, 836t/h	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[gauge]	—	
項目	最終ヒートシンクの確保																																																																																																																																																								
	監視パラメータ	設計基準																																																																																																																																																							
代替蒸発冷却系																																																																																																																																																									
サブプレッションプール水温度	0~260℃	97℃以下																																																																																																																																																							
残留熱除去系熱交換器入口温度	0~300℃	最大値：186℃																																																																																																																																																							
代替蒸発冷却ポンプ出口流量	0~280m <sup>3</sup> /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, 650mm	—																																																																																																																																																							
フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	-0.1MPa~-10%[gauge]	—																																																																																																																																																							
フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	-0.1MPa~-10%[gauge]	—																																																																																																																																																							
フィルタ装置水温度	0~260℃	—																																																																																																																																																							
フィルタ装置出口放射線モニタ	10 <sup>-6</sup> sv/h~10 <sup>-7</sup> sv/h	—																																																																																																																																																							
フィルタ装置出口水濃度	0~30vol%	—																																																																																																																																																							
	0~100vol%	—																																																																																																																																																							
酸性強化ベント系																																																																																																																																																									
酸性強化ベント系放射線モニタ	10 <sup>-6</sup> sv/h~10 <sup>-7</sup> 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：186℃																																																																																																																																																							
残留熱除去系熱交換器出口温度	0~300℃	最大値：186℃																																																																																																																																																							
残留熱除去系ポンプ出口流量	0~1, 500m <sup>3</sup> /h	0~1, 120m <sup>3</sup> /h																																																																																																																																																							
代替蒸発冷却系																																																																																																																																																									
①主圧力制御室内空気温度 (サブプレッションプール水温度の代替)	0~360℃	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)	0~260℃	97℃以下																																																																																																																																																							
③主圧力制御室水位 (代替蒸発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 (0, P, -3900mm~1100mm)	0, 05m (0, P, -3450mm)																																																																																																																																																							
④原子炉水位 (広帯域) (代替蒸発冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)	-3, 800mm~-1, 500mm <sup>①)</sup>	有燃料棒底部程度~レベル8 (-7, 832mm~-1, 470mm) <sup>②)</sup>																																																																																																																																																							
⑤原子炉水位 (燃料域) (代替蒸発冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)	-3, 800mm~-1, 300mm <sup>③)</sup>	有燃料棒底部程度~レベル8 (-3, 792mm~-5, 400mm) <sup>④)</sup>																																																																																																																																																							
⑥原子炉水位 (SA広帯域) (代替蒸発冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)	-3, 800mm~-1, 500mm <sup>⑤)</sup>	有燃料棒底部程度~レベル8 (-7, 832mm~-1, 470mm) <sup>⑥)</sup>																																																																																																																																																							
⑦原子炉水位 (SA燃料域) (代替蒸発冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)	-3, 800mm~-1, 300mm <sup>⑦)</sup>	有燃料棒底部程度~レベル8 (-3, 792mm~-5, 400mm) <sup>⑧)</sup>																																																																																																																																																							
⑧原子炉格納容器下部水位 (代替蒸発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, 9m (0, P, -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)	—																																																																																																																																																							
⑨ドライウェル水位 (代替蒸発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, 53m (0, P, 1170mm, 1380mm, 1450mm)	—																																																																																																																																																							
⑩ドライウェル温度 (代替蒸発冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)	0~360℃	146℃以下																																																																																																																																																							
⑪ドライウェル圧力 (代替蒸発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]	330kPa[gauge] 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																																																																																																																																																							
格納容器内自然対流冷却系																																																																																																																																																									
原子炉格納容器圧力	0~0, 35MPa[gauge]	最大値： 約0, 241MPa[gauge]																																																																																																																																																							
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[gauge]	—																																																																																																																																																							
[C, D-格納容器再蒸発ユニット補機冷却水流量]	0~120m <sup>3</sup> /h	—																																																																																																																																																							
格納容器再蒸発ユニット入口温度/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[gauge]	最大値： 約7, 8MPa[gauge]																																																																																																																																																							
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 <sup>3</sup> /h	50m <sup>3</sup> /h																																																																																																																																																							
[主蒸気流量]	0~2, 000t/h	最大値：約4, 836t/h																																																																																																																																																							
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[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																																																																											
	<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>0~100%vol</td> <td>0~1.9%vol</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>0~100%vol</td> <td>0~1.9%vol</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>0~5m (0.P.-3900mm~1100mm)</td> <td>0.05m (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>0~4,000m<sup>3</sup>/h</td> <td>0~2,800m<sup>3</sup>/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>0~1,500m<sup>3</sup>/h</td> <td>0~950m<sup>3</sup>/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：3.73MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td colspan="3">                     * 1: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器等レベルより 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、原子炉圧力容器等レベルより 900cm 上のところとする (有燃燃料棒底部付近)。                 </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。                      (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、水銀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)	0~100%vol	0~1.9%vol	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)	0~100%vol	0~1.9%vol	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)	0~5m (0.P.-3900mm~1100mm)	0.05m (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)	0~4,000m <sup>3</sup> /h	0~2,800m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h	0~950m <sup>3</sup> /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：3.73MPa[gage]	* 1: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器等レベルより 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、原子炉圧力容器等レベルより 900cm 上のところとする (有燃燃料棒底部付近)。			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。 (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、水銀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></td> <td>① 1 次冷却材温度 (広域一低温側) (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					① 1 次冷却材温度 (広域一低温側) (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)	0~100%vol	0~1.9%vol																																																																												
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)	0~100%vol	0~1.9%vol																																																																												
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)	0~5m (0.P.-3900mm~1100mm)	0.05m (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)	0~4,000m <sup>3</sup> /h	0~2,800m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h	0~950m <sup>3</sup> /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：3.73MPa[gage]																																																																												
* 1: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器等レベルより 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、原子炉圧力容器等レベルより 900cm 上のところとする (有燃燃料棒底部付近)。																																																																														
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。 (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、水銀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																																																																														
	① 1 次冷却材温度 (広域一低温側) (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、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、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)                      原子炉格納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、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、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/N)、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/N)、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>	<p>②1次冷却材温度 (広域-高温側)                      (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340℃</p> <p>①蒸気発生器水位 (広域)                      (蒸気発生器水位 (狭域)、補助給水流速及び主蒸気流量) の代替)                      0~100%                      最大値: 100%以上                      最小値: 0%以下</p> <p>①蒸気発生器水位 (狭域)                      (蒸気発生器水位 (広域)、補助給水流速及び主蒸気流量) の代替)                      0~100%                      最大値: 100%以上                      最小値: 0%以下</p> <p>①補助給水ヒット水位 (補助給水流速の代替)                      0~100%                      100%</p> <p>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]</p> <p>②補助給水流速 (主蒸気流量) の代替)                      0~130m<sup>3</sup>/h                      50m<sup>3</sup>/h</p> <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より監視が可能である。</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>	

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

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 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                  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：±0.1℃)</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 (原子炉压力容器への注水)                  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、原子炉压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：±0.03m)</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、最終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：±4mm、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;">特記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"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul> <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 ~ 1.0MPa [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、可搬型温度計設置 (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注水状況を把握することにより、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 (広域域)                      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施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 (広域域)                      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施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 (B)①、格納容器内水素濃度 (S)①                      格納容器内水素濃度 (B)①、格納容器内水素濃度 (S)①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 (B)①の誤差：±2.0vol%、格納容器内水素濃度 (S)①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：±66m<sup>3</sup>/h、残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量の誤差：±242/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すまで (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</p> <p>①圧力制御室水位                  圧力制御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。(圧力制御室水位の誤差：±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、サブプレッションプー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1,100m<sup>3</sup>/hに対して、残留熱除去系ポンプ出口圧力の誤差：±0.03MPaから流量に換算した場合は1,100±30m<sup>3</sup>/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>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補助給水ビット水位                  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には、水源である補助給水ビ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、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、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                      ① 1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次冷却系が沸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 (広域)                      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 (広域) 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補助給水ビット水位                  補助給水ビ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。(補助給水ビット水位の誤差 : ±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層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又は主蒸気速がし弁/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 : ±0.085MPa)</p>	<p>相違理由</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 : ±2.6m<sup>3</sup>/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>	<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>(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="667 236 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常用料器</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<sup>①</sup></td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm)<sup>②</sup></td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (燃料域)</td> <td>-3,800mm~1,300mm<sup>③</sup></td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm)<sup>④</sup></td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA広帯域)</td> <td>-3,800mm~1,500mm<sup>⑤</sup></td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm)<sup>⑥</sup></td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA燃料域)</td> <td>-3,800mm~1,300mm<sup>⑦</sup></td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm)<sup>⑧</sup></td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>0~10MPa [gage]</td> <td>最大値：約8.1MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力 (SA)</td> <td>0~11MPa [gage]</td> <td>最大値：約8.1MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td colspan="3">原子炉格納容器内の状態</td> </tr> <tr> <td>ドライウエル温度</td> <td>0~300℃</td> <td>146℃以下</td> </tr> <tr> <td>ドライウエル圧力</td> <td>0~1MPa [abs]</td> <td>330kPa [gage] 以下</td> </tr> <tr> <td colspan="3">原子炉建屋内の状態</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器ブロアポンプ出口圧力</td> <td>0~12MPa [gage]</td> <td>最大値：10.0MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td>残熱除去ポンプ出口圧力</td> <td>0~8MPa [gage]</td> <td>最大値：3.7MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td>低圧炉心スプレーポンプ出口圧力</td> <td>0~2MPa [gage]</td> <td>最大値：4.4MPa [gage]</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<sup>①</sup></td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm)<sup>②</sup></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<sup>③</sup></td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm)<sup>④</sup></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<sup>⑤</sup></td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm)<sup>⑥</sup></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<sup>⑦</sup></td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm)<sup>⑧</sup></td> </tr> <tr> <td>①原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力 (SA) の代替)</td> <td>0~11MPa [gage]</td> <td>最大値：約8.1MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td>①原子炉圧力 (原子炉圧力 (SA) の代替)</td> <td>0~10MPa [gage]</td> <td>最大値：約8.1MPa [gage]</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>0~500℃</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圧力抑制装置圧力 (ドライウエル圧力の代替)</td> <td>0~1MPa [abs]</td> <td>210kPa [gage] 以下</td> </tr> <tr> <td>②ドライウエル温度 (ドライウエル圧力の代替)</td> <td>0~300℃</td> <td>146℃以下</td> </tr> <tr> <td>③ [ドライウエル圧力] (ドライウエル圧力の代替)</td> <td>0~600kPa [gage]</td> <td>330kPa [gage] 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常用料器			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 <sup>①</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) <sup>②</sup>	原子炉水位 (燃料域)	-3,800mm~1,300mm <sup>③</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) <sup>④</sup>	原子炉水位 (SA広帯域)	-3,800mm~1,500mm <sup>⑤</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) <sup>⑥</sup>	原子炉水位 (SA燃料域)	-3,800mm~1,300mm <sup>⑦</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) <sup>⑧</sup>	原子炉圧力	0~10MPa [gage]	最大値：約8.1MPa [gage]	原子炉圧力 (SA)	0~11MPa [gage]	最大値：約8.1MPa [gage]	原子炉格納容器内の状態			ドライウエル温度	0~300℃	146℃以下	ドライウエル圧力	0~1MPa [abs]	330kPa [gage] 以下	原子炉建屋内の状態			蒸気発生器ブロアポンプ出口圧力	0~12MPa [gage]	最大値：10.0MPa [gage]	残熱除去ポンプ出口圧力	0~8MPa [gage]	最大値：3.7MPa [gage]	低圧炉心スプレーポンプ出口圧力	0~2MPa [gage]	最大値：4.4MPa [gage]	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 <sup>①</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) <sup>②</sup>	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 <sup>③</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) <sup>④</sup>	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 <sup>⑤</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) <sup>⑥</sup>	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 <sup>⑦</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) <sup>⑧</sup>	①原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力 (SA) の代替)	0~11MPa [gage]	最大値：約8.1MPa [gage]	①原子炉圧力 (原子炉圧力 (SA) の代替)	0~10MPa [gage]	最大値：約8.1MPa [gage]	②原子炉圧力容器温度 (原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の代替)	0~500℃	最大値：297℃	原子炉格納容器内の状態			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圧力抑制装置圧力 (ドライウエル圧力の代替)	0~1MPa [abs]	210kPa [gage] 以下	②ドライウエル温度 (ドライウエル圧力の代替)	0~300℃	146℃以下	③ [ドライウエル圧力] (ドライウエル圧力の代替)	0~600kPa [gage]	330kPa [gage] 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="1252 236 1818 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>監視パラメータ</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3">監視パラメータ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>監視パラメータ</td> <td>計測範囲</td> </tr> <tr> <td></td> <td>監視パラメータ</td> <td>設計基準</td> </tr> <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>0~8.0MPa [gage]</td> <td>最大値： 約7.8MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力 (広域)</td> <td>0~21.0MPa [gage]</td> <td>最大値： 約17.8MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td>[復水器排気ガスモニタ]</td> <td>10~10<sup>5</sup>cpm</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>10~10<sup>5</sup>cpm</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>1~10<sup>6</sup>cpm</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>10~10<sup>5</sup>cpm</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>10~10<sup>5</sup>cpm</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>10~10<sup>5</sup>cpm</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 [gage]</td> <td>0.89~4.2MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td>[加圧器速がシタンク圧力]</td> <td>0~1.0MPa [gage]</td> <td>0.021MPa [gage]</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	監視パラメータ	設計基準	監視パラメータ				監視パラメータ	計測範囲		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	0~8.0MPa [gage]	最大値： 約7.8MPa [gage]	1次冷却材圧力 (広域)	0~21.0MPa [gage]	最大値： 約17.8MPa [gage]	[復水器排気ガスモニタ]	10~10 <sup>5</sup> 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 <sup>5</sup> 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 <sup>6</sup> 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 <sup>5</sup> 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 <sup>5</sup> 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 <sup>5</sup> 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 [gage]	0.89~4.2MPa [gage]	[加圧器速がシタンク圧力]	0~1.0MPa [gage]	0.021MPa [gage]	[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常用料器																																																																																																																																																												
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 <sup>①</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) <sup>②</sup>																																																																																																																																																										
原子炉水位 (燃料域)	-3,800mm~1,300mm <sup>③</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) <sup>④</sup>																																																																																																																																																										
原子炉水位 (SA広帯域)	-3,800mm~1,500mm <sup>⑤</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) <sup>⑥</sup>																																																																																																																																																										
原子炉水位 (SA燃料域)	-3,800mm~1,300mm <sup>⑦</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) <sup>⑧</sup>																																																																																																																																																										
原子炉圧力	0~10MPa [gage]	最大値：約8.1MPa [gage]																																																																																																																																																										
原子炉圧力 (SA)	0~11MPa [gage]	最大値：約8.1MPa [gage]																																																																																																																																																										
原子炉格納容器内の状態																																																																																																																																																												
ドライウエル温度	0~300℃	146℃以下																																																																																																																																																										
ドライウエル圧力	0~1MPa [abs]	330kPa [gage] 以下																																																																																																																																																										
原子炉建屋内の状態																																																																																																																																																												
蒸気発生器ブロアポンプ出口圧力	0~12MPa [gage]	最大値：10.0MPa [gage]																																																																																																																																																										
残熱除去ポンプ出口圧力	0~8MPa [gage]	最大値：3.7MPa [gage]																																																																																																																																																										
低圧炉心スプレーポンプ出口圧力	0~2MPa [gage]	最大値：4.4MPa [gage]																																																																																																																																																										
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 <sup>①</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) <sup>②</sup>																																																																																																																																																										
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 <sup>③</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) <sup>④</sup>																																																																																																																																																										
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 <sup>⑤</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) <sup>⑥</sup>																																																																																																																																																										
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 <sup>⑦</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) <sup>⑧</sup>																																																																																																																																																										
①原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力 (SA) の代替)	0~11MPa [gage]	最大値：約8.1MPa [gage]																																																																																																																																																										
①原子炉圧力 (原子炉圧力 (SA) の代替)	0~10MPa [gage]	最大値：約8.1MPa [gage]																																																																																																																																																										
②原子炉圧力容器温度 (原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の代替)	0~500℃	最大値：297℃																																																																																																																																																										
原子炉格納容器内の状態																																																																																																																																																												
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圧力抑制装置圧力 (ドライウエル圧力の代替)	0~1MPa [abs]	210kPa [gage] 以下																																																																																																																																																										
②ドライウエル温度 (ドライウエル圧力の代替)	0~300℃	146℃以下																																																																																																																																																										
③ [ドライウエル圧力] (ドライウエル圧力の代替)	0~600kPa [gage]	330kPa [gage] 以下																																																																																																																																																										
格納容器バイパスの監視																																																																																																																																																												
項目	監視パラメータ	設計基準																																																																																																																																																										
	監視パラメータ																																																																																																																																																											
	監視パラメータ	計測範囲																																																																																																																																																										
	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	0~8.0MPa [gage]	最大値： 約7.8MPa [gage]																																																																																																																																																									
	1次冷却材圧力 (広域)	0~21.0MPa [gage]	最大値： 約17.8MPa [gage]																																																																																																																																																									
	[復水器排気ガスモニタ]	10~10 <sup>5</sup> 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 <sup>5</sup> 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 <sup>6</sup> 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 <sup>5</sup> 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 <sup>5</sup> 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 <sup>5</sup> 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 [gage]	0.89~4.2MPa [gage]																																																																																																																																																									
	[加圧器速がシタンク圧力]	0~1.0MPa [gage]	0.021MPa [gage]																																																																																																																																																									
	[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;"> <tr> <td colspan="4" style="text-align:center;">原子炉建屋内の状態</td> </tr> <tr> <td style="width:10%;">①原子炉圧力</td> <td style="width:30%;">0~10MPa[gauge]</td> <td style="width:10%;">最大値：約8.11MPa[gauge]</td> <td style="width:50%;"></td> </tr> <tr> <td>①原子炉圧力 (SA)</td> <td>0~11MPa[gauge]</td> <td>最大値：約8.11MPa[gauge]</td> <td></td> </tr> <tr> <td>② [エア放熱線モニタ] *</td> <td>10 %Sv/h~16Sv/h</td> <td>—</td> <td></td> </tr> </table> <p>* 1：計装範囲の事は、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近)。          * 2：計装範囲の事は、原子炉圧力容器管レベルより900cm上のところとする (有効燃料棒燃焼付近)。</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る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。          ②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。          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)          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、不確か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>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、隔離弁の漏洩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裂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。          ② [エア放熱線モニタ]          エリア放熱線モニタ (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8.11MPa[gauge]		①原子炉圧力 (SA)	0~11MPa[gauge]	最大値：約8.11MPa[gauge]		② [エア放熱線モニタ] *	10 %Sv/h~16Sv/h	—		<table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td rowspan="4" style="width:10%;">代替 パラメータ</td> <td style="width:30%;">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:10%;">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)、 [復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)]、 [補助建屋サンパタンク水位] 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)、 [復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)]、 [補助建屋サンパタンク水位] 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>0~130m<sup>3</sup>/h</td> <td>50m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td></td> <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> </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)、 [復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)]、 [補助建屋サンパタンク水位] 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)、 [復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)]、 [補助建屋サンパタンク水位] 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 <sup>3</sup> /h	50m <sup>3</sup> /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8.11MPa[gauge]																																		
①原子炉圧力 (SA)	0~11MPa[gauge]	最大値：約8.11MPa[gauge]																																		
② [エア放熱線モニタ] *	10 %Sv/h~16Sv/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)、 [復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)]、 [補助建屋サンパタンク水位] 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)、 [復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)]、 [補助建屋サンパタンク水位] 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 <sup>3</sup> /h	50m <sup>3</sup> /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)                  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)                  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)                  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: ±0.5℃) 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                  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・過温破損) 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                  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                  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・過温破損) 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±0.046MPa[gage]程度)。</p> <p>④ [ドライウエル圧力]                  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)                  格納容器バイパスが発生した場合 (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、破断検知を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]                  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、格納容器バイパス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>①加圧器水位                  ([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)]、[補助建屋サンブタンク水位]、[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>①格納容器再循環サンブタンク水位 (広域)                  ([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)]、[補助建屋サンブタンク水位]及び[余熱除去ポンプ出口圧力]の代替)</p> <p>③1次冷却材温度 (広域-高温側)                  ([1次冷却材圧力 (広域) の代替)</p> <p>④1次冷却材温度 (広域-低温側)                  ([1次冷却材圧力 (広域) の代替)</p> <p>①1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)]、[補助建屋サンブタンク水位]、[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%                  最大値: 約 99%                  最小値: 0%以下</p> <p>0 ~ 100%                  100%</p> <p>0 ~ 400℃                  最大値: 約 340℃</p> <p>0 ~ 400℃                  最大値: 約 339℃</p> <p>0 ~ 21.0MPa[gage]                  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 148 1339 360">                     代替 パラメータ                 </td> <td data-bbox="1339 148 1518 360">                     ② [格納容器サブ水位]                      ([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)                 </td> <td data-bbox="1518 148 1648 360">                     0 ~ 100%                 </td> <td data-bbox="1648 148 1809 360">                     —                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1256 360 1339 520"></td> <td data-bbox="1339 360 1518 520">                     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)                 </td> <td data-bbox="1518 360 1648 520">                     0 ~ 5.0MPa [gauge]                 </td> <td data-bbox="1648 360 1809 520">                     0.89 ~ 4.2MPa [gauge]                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1256 520 1339 970">                     計測目的                 </td> <td colspan="3" data-bbox="1339 520 1809 970">                     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ることでより監視が可能である。                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1256 970 1339 1473">                     推定方法                 </td> <td colspan="3" data-bbox="1339 970 1809 1473">                     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。                      推定方法は、以下のとおりである。                      (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。                      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。                      (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。                 </td> </tr> </table>	代替 パラメータ	② [格納容器サブ水位] ([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	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ることでより監視が可能である。			推定方法	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。 推定方法は、以下のとおりである。 (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。 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。 (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。			
代替 パラメータ	② [格納容器サブ水位] ([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	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ることでより監視が可能である。																		
推定方法	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。 推定方法は、以下のとおりである。 (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。 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。 (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。																		

灰色：女川 2 号炉の記載のうち、BWR 固有の設備や対応手段であり、泊 3 号炉と比較対象とならない記載内容  
 赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 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) 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)]                  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)]                  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]                  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                  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]                  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                  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]                  加圧器逃がしタンク圧力 (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、[格納容器サンブ水位]                  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。                  格納容器サンブ水位 (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ブ水位 (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、[格納容器サンブ水位]                  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。                  格納容器サンブ水位 (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ブ水位 (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>(1) 蒸気発生器水位 (狭域)</p> <p>① 蒸気発生器水位 (広域)</p> <p>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: <math>\pm 1.25\%</math>)</p> <p>② 主蒸気ライン圧力、補助給水流量</p> <p>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: <math>\pm 0.08\text{MPa}</math>、補助給水流量の誤差: <math>\pm 2.6\text{m}^3/\text{h}</math>) 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>(2) 主蒸気ライン圧力</p> <p>① 蒸気発生器水位 (広域)、補助給水流量</p> <p>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: <math>\pm 1.25\%</math>、補助給水流量の誤差: <math>\pm 2.6\text{m}^3/\text{h}</math>) 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>(3) 1 次冷却材圧力 (広域)</p> <p>① [加圧器圧力]</p> <p>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)</p> <p>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: <math>\pm 1.0\%</math>、主蒸気ライン圧力の誤差: <math>\pm 0.08\text{MPa}</math>) 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>インターフェイシステム 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、原子炉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炉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: <math>\pm 2.0\%</math>) 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 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時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: ±0.085MPa) 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>(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: ±0.085MPa) 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>(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: ±0.085MPa) 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>(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>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)]                  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)]                  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]                  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>(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時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時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時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時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時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、[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>(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="672 236 1220 997"> <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="2">主要パラメータ</td> <td>① 濃水貯蔵タンク水位</td> <td>0~3,200m<sup>3</sup></td> <td>0~3,173m<sup>3</sup></td> </tr> <tr> <td>② 圧力抑制室水位</td> <td>0~5m (0. P. -2900mm~1100mm)</td> <td>0.05m (0. P. -2850mm)</td> </tr> <tr> <td rowspan="28">代替パラメータ</td> <td>① 高圧代替注水ポンプ出口流量 (濃水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~120m<sup>3</sup>/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イレイン洗浄流量) (濃水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~220m<sup>3</sup>/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>① 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系系格納容器冷却ライン洗浄流量) (濃水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~220m<sup>3</sup>/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>① 濃水貯蔵タンク水位の代替</td> <td>0~100m<sup>3</sup>/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>① 濃水貯蔵タンク水位の代替</td> <td>0~100m<sup>3</sup>/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>① 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 (濃水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~150m<sup>3</sup>/h</td> <td>0~90. 8m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td>① 高圧伊心スプレイレインポンプ出口流量 (濃水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~1,500m<sup>3</sup>/h</td> <td>(高圧側) 0~218m<sup>3</sup>/h (低圧側) 0~1,050m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td>① 原子炉格納容器下部注水流量 (濃水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~110m<sup>3</sup>/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>0~200m<sup>3</sup>/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>0~1,500m<sup>3</sup>/h</td> <td>0~1,136m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td>① 低圧伊心スプレイレインポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)</td> <td>0~1,500m<sup>3</sup>/h</td> <td>0~1,050m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td>② 高圧代替注水ポンプ出口圧力 (濃水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~19MPa [gage]</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>② 濃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 (濃水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~13MPa [gage]</td> <td>最大値：11. 98MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td>② 高圧伊心スプレイレインポンプ出口圧力 (濃水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~12MPa [gage]</td> <td>最大値：10. 98MPa [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 低圧伊心スプレイレインポンプ出口圧力 (圧力抑制室水位の代替)</td> <td>0~6MPa [gage]</td> <td>最大値：4. 41MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td>② 濃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) (濃水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>-3, 800mm~1, 500mm<sup>2</sup></td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル9 (-7, 832mm~1, 470mm) <sup>2</sup></td> </tr> <tr> <td>③ 原子炉水位 (燃料域) (濃水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>-3, 800mm~1, 300mm<sup>2</sup></td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3, 702mm~5, 600mm) <sup>2</sup></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	① 濃水貯蔵タンク水位	0~3,200m <sup>3</sup>	0~3,173m <sup>3</sup>	② 圧力抑制室水位	0~5m (0. P. -2900mm~1100mm)	0.05m (0. P. -2850mm)	代替パラメータ	① 高圧代替注水ポンプ出口流量 (濃水貯蔵タンク水位の代替)	0~120m <sup>3</sup> /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イレイン洗浄流量) (濃水貯蔵タンク水位の代替)	0~220m <sup>3</sup> /h	—	① 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系系格納容器冷却ライン洗浄流量) (濃水貯蔵タンク水位の代替)	0~220m <sup>3</sup> /h	—	① 濃水貯蔵タンク水位の代替	0~100m <sup>3</sup> /h	—	① 濃水貯蔵タンク水位の代替	0~100m <sup>3</sup> /h	—	① 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 (濃水貯蔵タンク水位の代替)	0~150m <sup>3</sup> /h	0~90. 8m <sup>3</sup> /h	① 高圧伊心スプレイレインポンプ出口流量 (濃水貯蔵タンク水位の代替)	0~1,500m <sup>3</sup> /h	(高圧側) 0~218m <sup>3</sup> /h (低圧側) 0~1,050m <sup>3</sup> /h	① 原子炉格納容器下部注水流量 (濃水貯蔵タンク水位の代替)	0~110m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h	0~1,136m <sup>3</sup> /h	① 低圧伊心スプレイレインポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0~1,500m <sup>3</sup> /h	0~1,050m <sup>3</sup> /h	② 高圧代替注水ポンプ出口圧力 (濃水貯蔵タンク水位の代替)	0~19MPa [gage]	—	② 濃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 (濃水貯蔵タンク水位の代替)	0~13MPa [gage]	最大値：11. 98MPa [gage]	② 高圧伊心スプレイレインポンプ出口圧力 (濃水貯蔵タンク水位の代替)	0~12MPa [gage]	最大値：10. 98MPa [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 低圧伊心スプレイレインポンプ出口圧力 (圧力抑制室水位の代替)	0~6MPa [gage]	最大値：4. 41MPa [gage]	② 濃水貯蔵タンク水位の代替	0~1. 5MPa [gage]	—	③ 原子炉水位 (広帯域) (濃水貯蔵タンク水位の代替)	-3, 800mm~1, 500mm <sup>2</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル9 (-7, 832mm~1, 470mm) <sup>2</sup>	③ 原子炉水位 (燃料域) (濃水貯蔵タンク水位の代替)	-3, 800mm~1, 300mm <sup>2</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3, 702mm~5, 600mm) <sup>2</sup>	<p>(q) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネル及び他グループを除く) による推定方法について (水源の確保)</p> <table border="1" data-bbox="1254 236 1803 1037"> <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="12">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>② B-格納容器スプレイレイン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, 300m<sup>3</sup>/h (0~10, 000m<sup>3</sup>)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>② [格納容器スプレイレイン流量] (燃料取替用水ビット水位の代替)</td> <td>0~1, 300m<sup>3</sup>/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>0~350m<sup>3</sup>/h</td> <td>280m<sup>3</sup>/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, 100m<sup>3</sup>/h</td> <td>1, 090m<sup>3</sup>/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>0~70m<sup>3</sup>/h</td> <td>56. 8m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td>② 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及び補助給水ビット水位の代替)</td> <td>0~200m<sup>3</sup>/h (0~10, 000m<sup>3</sup>)</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>0~130m<sup>3</sup>/h</td> <td>50m<sup>3</sup>/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>0~35m<sup>3</sup>/h</td> <td>13. 6m<sup>3</sup>/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. 3×10<sup>6</sup>~1. 2×10<sup>10</sup>cm<sup>-2</sup>・s<sup>-1</sup>)</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<sup>-11</sup>~5×10<sup>-9</sup>A (1. 3×10<sup>7</sup>~6. 6×10<sup>10</sup>cm<sup>-2</sup>・s<sup>-1</sup>)</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%	② B-格納容器スプレイレイン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 <sup>3</sup> /h (0~10, 000m <sup>3</sup> )	—	② [格納容器スプレイレイン流量] (燃料取替用水ビット水位の代替)	0~1, 300m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h	280m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h	1, 090m <sup>3</sup> /h	② [充てん流量] (燃料取替用水ビット水位の代替)	0~70m <sup>3</sup> /h	56. 8m <sup>3</sup> /h	② 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及び補助給水ビット水位の代替)	0~200m <sup>3</sup> /h (0~10, 000m <sup>3</sup> )	—	① 補助給水流量 (補助給水ビット水位の代替)	0~130m <sup>3</sup> /h	50m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h	13. 6m <sup>3</sup> /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 <sup>6</sup> ~1. 2×10 <sup>10</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	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 <sup>-11</sup> ~5×10 <sup>-9</sup> A (1. 3×10 <sup>7</sup> ~6. 6×10 <sup>10</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	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	① 濃水貯蔵タンク水位	0~3,200m <sup>3</sup>	0~3,173m <sup>3</sup>																																																																																																																																	
	② 圧力抑制室水位	0~5m (0. P. -2900mm~1100mm)	0.05m (0. P. -2850mm)																																																																																																																																	
代替パラメータ	① 高圧代替注水ポンプ出口流量 (濃水貯蔵タンク水位の代替)	0~120m <sup>3</sup> /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イレイン洗浄流量) (濃水貯蔵タンク水位の代替)	0~220m <sup>3</sup> /h	—																																																																																																																																	
	① 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系系格納容器冷却ライン洗浄流量) (濃水貯蔵タンク水位の代替)	0~220m <sup>3</sup> /h	—																																																																																																																																	
	① 濃水貯蔵タンク水位の代替	0~100m <sup>3</sup> /h	—																																																																																																																																	
	① 濃水貯蔵タンク水位の代替	0~100m <sup>3</sup> /h	—																																																																																																																																	
	① 原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 (濃水貯蔵タンク水位の代替)	0~150m <sup>3</sup> /h	0~90. 8m <sup>3</sup> /h																																																																																																																																	
	① 高圧伊心スプレイレインポンプ出口流量 (濃水貯蔵タンク水位の代替)	0~1,500m <sup>3</sup> /h	(高圧側) 0~218m <sup>3</sup> /h (低圧側) 0~1,050m <sup>3</sup> /h																																																																																																																																	
	① 原子炉格納容器下部注水流量 (濃水貯蔵タンク水位の代替)	0~110m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h	0~1,136m <sup>3</sup> /h																																																																																																																																	
	① 低圧伊心スプレイレインポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0~1,500m <sup>3</sup> /h	0~1,050m <sup>3</sup> /h																																																																																																																																	
	② 高圧代替注水ポンプ出口圧力 (濃水貯蔵タンク水位の代替)	0~19MPa [gage]	—																																																																																																																																	
	② 濃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 (濃水貯蔵タンク水位の代替)	0~13MPa [gage]	最大値：11. 98MPa [gage]																																																																																																																																	
	② 高圧伊心スプレイレインポンプ出口圧力 (濃水貯蔵タンク水位の代替)	0~12MPa [gage]	最大値：10. 98MPa [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 低圧伊心スプレイレインポンプ出口圧力 (圧力抑制室水位の代替)	0~6MPa [gage]	最大値：4. 41MPa [gage]																																																																																																																																	
	② 濃水貯蔵タンク水位の代替	0~1. 5MPa [gage]	—																																																																																																																																	
	③ 原子炉水位 (広帯域) (濃水貯蔵タンク水位の代替)	-3, 800mm~1, 500mm <sup>2</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル9 (-7, 832mm~1, 470mm) <sup>2</sup>																																																																																																																																	
	③ 原子炉水位 (燃料域) (濃水貯蔵タンク水位の代替)	-3, 800mm~1, 300mm <sup>2</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3, 702mm~5, 600mm) <sup>2</sup>																																																																																																																																	
	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%																																																																																																																																
		② B-格納容器スプレイレイン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 <sup>3</sup> /h (0~10, 000m <sup>3</sup> )	—																																																																																																																																
② [格納容器スプレイレイン流量] (燃料取替用水ビット水位の代替)		0~1, 300m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h	280m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h	1, 090m <sup>3</sup> /h																																																																																																																																	
② [充てん流量] (燃料取替用水ビット水位の代替)		0~70m <sup>3</sup> /h	56. 8m <sup>3</sup> /h																																																																																																																																	
② 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及び補助給水ビット水位の代替)		0~200m <sup>3</sup> /h (0~10, 000m <sup>3</sup> )	—																																																																																																																																	
① 補助給水流量 (補助給水ビット水位の代替)		0~130m <sup>3</sup> /h	50m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h	13. 6m <sup>3</sup> /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 <sup>6</sup> ~1. 2×10 <sup>10</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	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 <sup>-11</sup> ~5×10 <sup>-9</sup> A (1. 3×10 <sup>7</sup> ~6. 6×10 <sup>10</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	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）

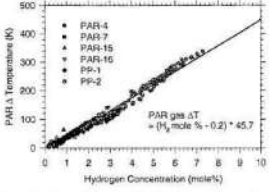
大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																		
	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="672 151 761 247">代替パラメータ</td> <td data-bbox="761 151 952 247">                     ①原子炉水位 (SA広帯域) (復水貯蔵タンク水位の代替)  <math>-3,800\text{mm} \sim 1,500\text{mm}^{\text{B}}</math> </td> <td data-bbox="952 151 1220 247">                     有効燃料棒底部程度～レベル6  <math>(-7,832\text{mm} \sim 1,470\text{mm})^{\text{B}}</math>                      有効燃料棒底部程度～レベル5  <math>(-3,702\text{mm} \sim 5,600\text{mm})^{\text{B}}</math> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="672 247 761 343">計測目的</td> <td colspan="2" data-bbox="761 247 1220 343">                     *1：計測範囲の帯は、原子炉圧力容器管レベルより1,313cm上のところとする（ドライヤスカート底部付近）。                      *2：計測範囲の帯は、原子炉圧力容器管レベルより900cm上のところとする（有効燃料棒底部付近）。                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="672 343 761 869">推定方法</td> <td colspan="2" data-bbox="761 343 1220 869">                     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：0～3,200t/h                      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イ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イ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。                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="672 869 761 1460">推定の詳細</td> <td colspan="2" data-bbox="761 869 1220 1460">                     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イ系ポンプ運転時における水源である圧力抑制帯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> </table>	代替パラメータ	①原子炉水位 (SA広帯域) (復水貯蔵タンク水位の代替) $-3,800\text{mm} \sim 1,500\text{mm}^{\text{B}}$	有効燃料棒底部程度～レベル6 $(-7,832\text{mm} \sim 1,470\text{mm})^{\text{B}}$ 有効燃料棒底部程度～レベル5 $(-3,702\text{mm} \sim 5,600\text{mm})^{\text{B}}$	計測目的	*1：計測範囲の帯は、原子炉圧力容器管レベルより1,313cm上のところとする（ドライヤスカート底部付近）。 *2：計測範囲の帯は、原子炉圧力容器管レベルより900cm上のところとする（有効燃料棒底部付近）。		推定方法	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：0～3,200t/h 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イ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イ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。		推定の詳細	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イ系ポンプ運転時における水源である圧力抑制帯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		<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1254 151 1332 215">代替パラメータ</td> <td data-bbox="1332 151 1534 215">                     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 151 1814 215"> <math>1 \sim 10^6 \text{cps}</math>  <math>(10^4 \sim 10^8 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})</math>                      最大値：                      定格出力の約194倍                      (別群機飛び出し)                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1254 215 1332 997">推定方法</td> <td colspan="2" data-bbox="1332 215 1814 997">                     ①格納容器再循環サンプ水位 (広域)                      注入先である格納容器再循環サンプ水位 (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)、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イポンプ出口積算流量から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イ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イ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)	$1 \sim 10^6 \text{cps}$ $(10^4 \sim 10^8 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$ 最大値： 定格出力の約194倍 (別群機飛び出し)	推定方法	①格納容器再循環サンプ水位 (広域) 注入先である格納容器再循環サンプ水位 (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)、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イポンプ出口積算流量から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イ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イ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	①原子炉水位 (SA広帯域) (復水貯蔵タンク水位の代替) $-3,800\text{mm} \sim 1,500\text{mm}^{\text{B}}$	有効燃料棒底部程度～レベル6 $(-7,832\text{mm} \sim 1,470\text{mm})^{\text{B}}$ 有効燃料棒底部程度～レベル5 $(-3,702\text{mm} \sim 5,600\text{mm})^{\text{B}}$																			
計測目的	*1：計測範囲の帯は、原子炉圧力容器管レベルより1,313cm上のところとする（ドライヤスカート底部付近）。 *2：計測範囲の帯は、原子炉圧力容器管レベルより900cm上のところとする（有効燃料棒底部付近）。																				
推定方法	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：0～3,200t/h 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イ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イ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。																				
推定の詳細	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イ系ポンプ運転時における水源である圧力抑制帯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																				
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)	$1 \sim 10^6 \text{cps}$ $(10^4 \sim 10^8 \text{cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$ 最大値： 定格出力の約194倍 (別群機飛び出し)																			
推定方法	①格納容器再循環サンプ水位 (広域) 注入先である格納容器再循環サンプ水位 (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)、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イポンプ出口積算流量から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イ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イ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>圧力制御室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ャ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ャンバのブ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ャンバのブ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>[調査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ャ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。(高圧代替注水系ポンプ出口流量の誤差: ±1.9m<sup>3</sup>/h、残留熱除去系高圧ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量) の誤差: ±3.6m<sup>3</sup>/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: ±3.6m<sup>3</sup>/h、直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量の誤差: ±1.6m<sup>3</sup>/h、代替循環冷却ポンプ出口流量の誤差: ±3.3m<sup>3</sup>/h、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の誤差: ±2.4m<sup>3</sup>/h、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の誤差: ±3.6m<sup>3</sup>/h、残留熱除去系ポンプ出口流量の誤差: ±2.6m<sup>3</sup>/h、低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の誤差: ±2.4m<sup>3</sup>/h、原子炉格納容器下部注水流量の誤差: ±1.8m<sup>3</sup>/h、高圧代替注水系ポンプ出口圧力の誤差: ±0.1MPa、直流駆動低圧注水系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: ±0.02MPa、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: ±0.08MPa、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ビ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ビ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、燃料取替用水ビット以外からの注水がないことを前提とする。</p> <p>②燃料取替用水ビ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ビ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ビ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、燃料取替用水ビット以外からの注水がないことを前提とする。</p> <p>①補助給水ビ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ビ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ビ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、補助給水ビ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、ほう酸タンク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>[調査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-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) の誤差: ±11.3m<sup>3</sup>/h、高圧注入流量の誤差: ±2.7m<sup>3</sup>/h、低圧注入流量の誤差: ±8.9m<sup>3</sup>/h、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の誤差: ±1.7m<sup>3</sup>/h、補助給水流量の誤差: ±2.6m<sup>3</sup>/h)                      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を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<sup>-10</sup>~1.9×10<sup>-9</sup>、中性子源領域中性子束の誤差: 6.6×10<sup>-10</sup>~1.6×10<sup>-9</sup>cps)</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>	

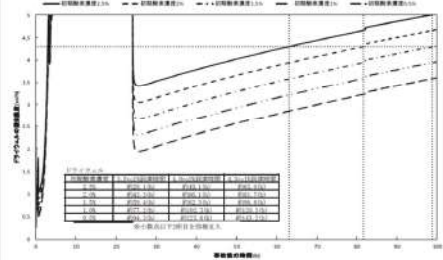
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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>(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 (原子炉建屋内の水素濃度)</p> <table border="1" data-bbox="667 231 1229 327"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th colspan="2">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> </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> </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> </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検定である。</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>推定の評価                      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負荷を軽減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±5.0℃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	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													
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℃													

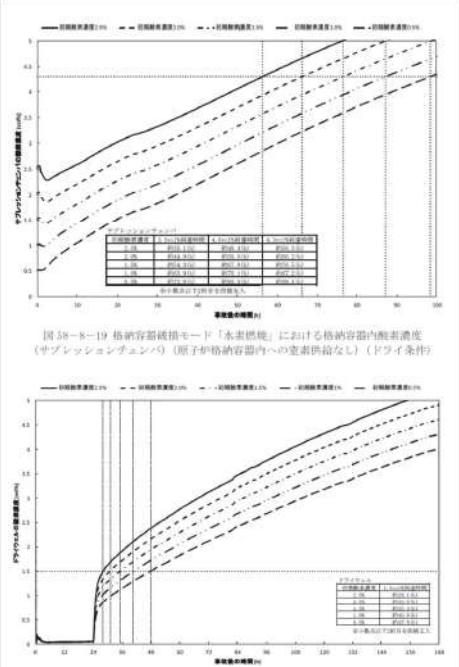
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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>(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 1223 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>格納容器内空気酸素濃度</td> <td>0~30vol%</td> <td>約4.3vol%</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">代替パラメータ</td> <td>①格納容器内空気放射線モニタ(D/R)</td> <td>10<sup>-5</sup>Sv/h~10<sup>5</sup>Sv/h</td> <td>10<sup>5</sup>Sv/h未達</td> </tr> <tr> <td>②格納容器内空気放射線モニタ(S/C)</td> <td>10<sup>-5</sup>Sv/h~10<sup>5</sup>Sv/h</td> <td>10<sup>5</sup>Sv/h未達</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">計測目的</td> <td>①ドライウェル圧力</td> <td>0~1MPa(abs)</td> <td>330kPa(gage)以下</td> </tr> <tr> <td>②圧力制御室圧力</td> <td>0~1MPa(abs)</td> <td>210kPa(gage)以下</td> </tr> </tbody> </table> <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低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気酸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空気放射線モニタ(D/R)及び格納容器内空気放射線モニタ(S/C)にて中心損傷を判断した後、評価結果(解析結果)により格納容器内空気酸素濃度を推定する。</p> <p>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。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①格納容器内空気放射線モニタ(D/R)、格納容器内空気放射線モニタ(S/C) 格納容器内空気酸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空気放射線モニタ(D/R)及び格納容器内空気放射線モニタ(S/C)にて中心損傷を判断した後、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な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5vol%</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流入なし) (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	格納容器内空気酸素濃度	0~30vol%	約4.3vol%	代替パラメータ	①格納容器内空気放射線モニタ(D/R)	10 <sup>-5</sup> Sv/h~10 <sup>5</sup> Sv/h	10 <sup>5</sup> Sv/h未達	②格納容器内空気放射線モニタ(S/C)	10 <sup>-5</sup> Sv/h~10 <sup>5</sup> Sv/h	10 <sup>5</sup> Sv/h未達	計測目的	①ドライウェル圧力	0~1MPa(abs)	330kPa(gage)以下	②圧力制御室圧力	0~1MPa(abs)	210kPa(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	格納容器内空気酸素濃度	0~30vol%	約4.3vol%																									
代替パラメータ	①格納容器内空気放射線モニタ(D/R)	10 <sup>-5</sup> Sv/h~10 <sup>5</sup> Sv/h	10 <sup>5</sup> Sv/h未達																									
	②格納容器内空気放射線モニタ(S/C)	10 <sup>-5</sup> Sv/h~10 <sup>5</sup> Sv/h	10 <sup>5</sup> Sv/h未達																									
計測目的	①ドライウェル圧力	0~1MPa(abs)	330kPa(gage)以下																									
	②圧力制御室圧力	0~1MPa(abs)	210kPa(gage)以下																									

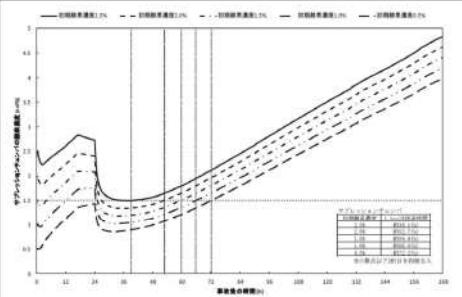
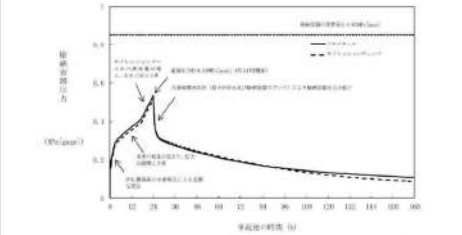
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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="696 549 741 564">標定方法</p>  <p data-bbox="801 488 1196 517">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窒素供給なし) (ドライ条件)</p> <p data-bbox="801 842 1196 871">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酸素濃度 (ドライフェーズ) (原子炉格納容器内への窒素供給なし) (ウェット条件)</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 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蒸気濃度 (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) (ウェット条件)</p> <p>①ドライウェル圧力、圧力抑圧室圧力          原子炉格納容器内の蒸気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。          ドライウェル圧力又は圧力抑圧室圧力により、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、ドライウェル圧力又は圧力抑圧室圧力が 13.7kPa [gauge] 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>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 data-bbox="676 159 1223 550" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>①格納容器内蒸気放射線モニタ(D/Q)、格納容器内蒸気放射線モニタ(S/C)                      炉心損傷発現後の初期燃焼濃度と保守的な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燃焼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、圧力抑制室圧力                      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、炉心損傷発現後の初期燃焼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                      【酸素による影響について】                      原子炉格納容器内の燃焼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(D/Q)、格納容器内蒸気放射線モニタ(S/C)、ドライウェル圧力、圧力抑制室圧力）による原子炉格納容器内の燃焼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(D/Q)の誤差：±0.29デカード(B.2×10<sup>-5</sup>Sv/h～1.9×10<sup>-5</sup>Sv/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(B.2×10<sup>-5</sup>Sv/h～1.9×10<sup>-5</sup>Sv/h)、ドライウェル圧力の誤差：±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>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>(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="672 236 1227 1045"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">使用済燃料プールの監視</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>使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)</td> <td>0~7.010mm<sup>g</sup> 0~150°C</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~7.300mm<sup>g</sup> 0~120°C</td> <td>0.P.32895mm 最大値: 65°C</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>10<sup>4</sup>nSv/h~10<sup>6</sup>nSv/h 10<sup>4</sup>nSv/h~10<sup>6</sup>nSv/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 rowspan="10">代替パラメータ</td> <td>①使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) ②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~7.300mm<sup>g</sup> 0~120°C</td> <td>0.P.32895mm 最大値: 65°C</td> </tr> <tr> <td>①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) ②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>0~7.010mm<sup>g</sup> 0~150°C</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) ②使用済燃料プール監視カメラの代替)</td> <td>10<sup>4</sup>nSv/h~10<sup>6</sup>nSv/h 10<sup>4</sup>nSv/h~10<sup>6</sup>nSv/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <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) の代替)</td> <td>10<sup>4</sup>nSv/h~10<sup>6</sup>nSv/h 10<sup>4</sup>nSv/h~10<sup>6</sup>nSv/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>②使用済燃料プール監視カメラ ③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 colspan="3">*1: 計測範囲の聖は、使用済燃料貯蔵ラック上層 (0.P.23920mm) のところとする。</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="3">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 (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">使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (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)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、使用済燃料プール監視カメラにより推定する。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	使用済燃料プールの監視			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 <sup>g</sup> 0~150°C	—	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	-4.300mm~7.300mm <sup>g</sup> 0~120°C	0.P.32895mm 最大値: 65°C	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 <sup>4</sup> nSv/h~10 <sup>6</sup> nSv/h 10 <sup>4</sup> nSv/h~10 <sup>6</sup> nSv/h	—	使用済燃料プール監視カメラ	—	—	代替パラメータ	①使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) ②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 <sup>g</sup> 0~120°C	0.P.32895mm 最大値: 65°C	①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) ②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 <sup>g</sup> 0~150°C	—	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) ②使用済燃料プール監視カメラの代替)	10 <sup>4</sup> nSv/h~10 <sup>6</sup> nSv/h 10 <sup>4</sup> nSv/h~10 <sup>6</sup> nSv/h	—	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) の代替)	10 <sup>4</sup> nSv/h~10 <sup>6</sup> nSv/h 10 <sup>4</sup> nSv/h~10 <sup>6</sup> nSv/h	—	②使用済燃料プール監視カメラ ③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)	—	—	*1: 計測範囲の聖は、使用済燃料貯蔵ラック上層 (0.P.23920mm) のところとする。			計測目的	重大事故等において、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 (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。			使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (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)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、使用済燃料プール監視カメラにより推定する。			<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グループを除く) 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="1254 228 1809 1021"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">使用済燃料ピットの監視</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="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 rowspan="4">—</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> </tr> <tr> <td>使用済燃料ピット温度 (AM用)</td> <td>0~100°C</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料ピット可搬型エアモニタ</td> <td>10mSv/h~ 1,000mSv/h</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料ピット監視カメラ</td> <td></td> <td rowspan="6">T.P.32.66m</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> </tr> <tr> <td>〔使用済燃料ピット温度〕</td> <td>0~100°C</td> </tr> <tr> <td>〔使用済燃料ピットエアモニタ〕</td> <td>1~10<sup>4</sup>µSv/h</td> </tr> <tr> <td>〔携帯型水温計〕</td> <td>-40~510°C</td> </tr> <tr> <td>〔携帯型水位計〕</td> <td>T.P.29.29~ T.P.33.10m</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〔携帯型水位・水温計〕の代替)</td> <td>T.P.21.30~ T.P.32.76m</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>〔携帯型水位・水温計〕</td> <td>T.P.29.29~ T.P.33.10m</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	項目	使用済燃料ピットの監視			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°C	使用済燃料ピット可搬型エアモニタ	10mSv/h~ 1,000mSv/h	使用済燃料ピット監視カメラ		T.P.32.66m	〔使用済燃料ピット水位〕	T.P.32.26~ T.P.32.76m	〔使用済燃料ピット温度〕	0~100°C	〔使用済燃料ピットエアモニタ〕	1~10 <sup>4</sup> µSv/h	〔携帯型水温計〕	-40~510°C	〔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〔携帯型水位・水温計〕の代替)	T.P.21.30~ T.P.32.76m	—	〔携帯型水位・水温計〕	T.P.29.29~ T.P.33.10m	—	
項目	使用済燃料プールの監視																																																																																												
	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 <sup>g</sup> 0~150°C	—																																																																																										
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	-4.300mm~7.300mm <sup>g</sup> 0~120°C	0.P.32895mm 最大値: 65°C																																																																																										
	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 <sup>4</sup> nSv/h~10 <sup>6</sup> nSv/h 10 <sup>4</sup> nSv/h~10 <sup>6</sup> nSv/h	—																																																																																										
	使用済燃料プール監視カメラ	—	—																																																																																										
代替パラメータ	①使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) ②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 <sup>g</sup> 0~120°C	0.P.32895mm 最大値: 65°C																																																																																										
	①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) ②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 <sup>g</sup> 0~150°C	—																																																																																										
	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) ②使用済燃料プール監視カメラの代替)	10 <sup>4</sup> nSv/h~10 <sup>6</sup> nSv/h 10 <sup>4</sup> nSv/h~10 <sup>6</sup> nSv/h	—																																																																																										
	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) の代替)	10 <sup>4</sup> nSv/h~10 <sup>6</sup> nSv/h 10 <sup>4</sup> nSv/h~10 <sup>6</sup> nSv/h	—																																																																																										
	②使用済燃料プール監視カメラ ③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)	—	—																																																																																										
	*1: 計測範囲の聖は、使用済燃料貯蔵ラック上層 (0.P.23920mm) のところとする。																																																																																												
	計測目的	重大事故等において、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 (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。																																																																																											
		使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (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)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、使用済燃料プール監視カメラにより推定する。																																																																																											
項目	使用済燃料ピットの監視																																																																																												
	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°C																																																																																											
	使用済燃料ピット可搬型エアモニタ	10mSv/h~ 1,000mSv/h																																																																																											
	使用済燃料ピット監視カメラ		T.P.32.66m																																																																																										
	〔使用済燃料ピット水位〕	T.P.32.26~ T.P.32.76m																																																																																											
	〔使用済燃料ピット温度〕	0~100°C																																																																																											
	〔使用済燃料ピットエアモニタ〕	1~10 <sup>4</sup> µSv/h																																																																																											
	〔携帯型水温計〕	-40~510°C																																																																																											
	〔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〔携帯型水位・水温計〕の代替)	T.P.21.30~ T.P.32.76m	—																																																																																										
	〔携帯型水位・水温計〕	T.P.29.29~ T.P.33.10m	—																																																																																										

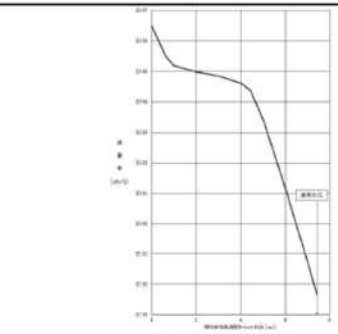

灰色：女川 2 号炉の記載のうち、BWR 固有の設備や対応手段であり、泊 3 号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 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 より必要な水遮蔽が確保されていることを推定する。                  推定可能範囲：5.4×10<sup>-5</sup>mSv/h～10<sup>-4</sup>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>	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1256 148 1339 995">代替パラメータ</th> <th data-bbox="1532 148 1547 995"></th> <th data-bbox="1547 148 1655 995"></th> <th data-bbox="1655 148 1809 995"></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1256 148 1339 373">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 [携帯型水位・水温計] の代替)</td> <td data-bbox="1532 148 1547 373"></td> <td data-bbox="1547 148 1655 373">T.P.25.24～ T.P.32.76m</td> <td data-bbox="1655 148 1809 373">—</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1256 373 1339 464">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)</td> <td data-bbox="1532 373 1547 464"></td> <td data-bbox="1547 373 1655 464">T.P.32.26～ T.P.32.76m</td> <td data-bbox="1655 373 1809 464">—</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1256 464 1339 592">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)</td> <td data-bbox="1532 464 1547 592"></td> <td data-bbox="1547 464 1655 592">0～100℃</td> <td data-bbox="1655 464 1809 592">—</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1256 592 1339 667">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)</td> <td data-bbox="1532 592 1547 667"></td> <td data-bbox="1547 592 1655 667">0～100℃</td> <td data-bbox="1655 592 1809 667">—</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1256 667 1339 842">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 [使用済燃料ピットエリアモニタ] の代替)</td> <td data-bbox="1532 667 1547 842"></td> <td data-bbox="1547 667 1655 842">16mSv/h～ 1,000mSv/h</td> <td data-bbox="1655 667 1809 842">—</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1256 842 1339 995">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)</td> <td data-bbox="1532 842 1547 995"></td> <td data-bbox="1547 842 1655 995">1～10<sup>4</sup>µSv/h</td> <td data-bbox="1655 842 1809 995">—</td> </tr> </tbody> </table>	代替パラメータ				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 [携帯型水位・水温計] の代替)		T.P.25.24～ T.P.32.76m	—	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)		T.P.32.26～ T.P.32.76m	—	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)		0～100℃	—	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)		0～100℃	—	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 [使用済燃料ピットエリアモニタ] の代替)		16mSv/h～ 1,000mSv/h	—	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)		1～10 <sup>4</sup> µSv/h	—	
代替パラメータ																															
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 [携帯型水位・水温計] の代替)		T.P.25.24～ T.P.32.76m	—																												
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)		T.P.32.26～ T.P.32.76m	—																												
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)		0～100℃	—																												
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)		0～100℃	—																												
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 [使用済燃料ピットエリアモニタ] の代替)		16mSv/h～ 1,000mSv/h	—																												
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)		1～10 <sup>4</sup> µSv/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>推定方法</p>  <p>図 58-8-23 水位と放射線量率の関係</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 (ガイドバルブ式)                  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 (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>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る。</p> <p>推定方法</p> <p>使用済燃料ピット監視の主要パラメータである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及び使用済燃料ピット監視カメラについて、下記のとおり推定する。</p> <p>使用済燃料ピット水位 (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ピット水位 (可搬型) により使用済燃料ピットの水位を推定する。また、使用済燃料ピット可搬型エリ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>使用済燃料ピット水位 (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ピット水位 (AM用) により使用済燃料ピットの冷却状況を推定する。また、使用済燃料ピット可搬型エリ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>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>使用済燃料ピット可搬型エリ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>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</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>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>〔誤差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、計器誤差（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（<math>15.2\mu\text{Sv/h} \sim 1.9 \times 10^4 \mu\text{Sv/h}</math>）、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（<math>15.2 \times 10^{-4} \mu\text{Sv/h} \sim 1.9 \times 10^4 \mu\text{Sv/h}</math>））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。</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> <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。</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水遮蔽厚と放射線量率の相関図</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) 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                      使用済燃料ピット可搬型エリ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                      使用済燃料ピット可搬型エリ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>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容  
 赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 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>③ 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>③ 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>[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~1.5×10<sup>6</sup>nSv/h) 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>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>	





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

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
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 58-8-1 計装設備の計器誤差について (2/3)	(参考) 第1表 計装設備の計器誤差について (2/2)																																																																																																																																																																																																																																																																			
	<table border="1"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>検出器の種類</th> <th>計測範囲</th> <th>単位</th> <th>取付箇所</th> <th>誤差*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>起動相関モニタ</td> <td>積分型電流計</td> <td>中性子密度範囲 0%~10% (1.5×10<sup>14</sup>ne/cm<sup>2</sup>~ 1.5×10<sup>15</sup>ne/cm<sup>2</sup>) 中間領域 0~10%又は0~120% (1×10<sup>14</sup>ne/cm<sup>2</sup>~ 1.5×10<sup>15</sup>ne/cm<sup>2</sup>) 0~100%</td> <td>μA</td> <td>原子炉格納容器内</td> <td>中性子密度域 ±0.14%ネード (1.5×10<sup>14</sup>ne/cm<sup>2</sup>~ 1.5×10<sup>15</sup>ne/cm<sup>2</sup>) 中間領域 ±1.0% (積分値) ±1.4% (積分値×0.5)</td> </tr> <tr> <td>予取圧力監視モニタ</td> <td>積分型電流計</td> <td>0~10% (1.1×10<sup>16</sup>ne/cm<sup>2</sup>~ 1.1×10<sup>17</sup>ne/cm<sup>2</sup>)</td> <td>μA</td> <td>原子炉格納容器内</td> <td>±0.3%</td> </tr> <tr> <td>ブイロ多量吸入 (流量検)</td> <td>差圧式水位検出器</td> <td>0~3.40mm</td> <td>mm</td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±0.6mm</td> </tr> <tr> <td>ブイロ多量吸入 (圧力) 監視</td> <td>静圧圧力検出器</td> <td>0~100% (1.0MPa)</td> <td>%</td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±0.400%</td> </tr> <tr> <td>ブイロ多量吸入 (圧力) 監視</td> <td>静圧圧力検出器</td> <td>0~100% (1.0MPa)</td> <td>%</td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±0.400%</td> </tr> <tr> <td>ブイロ多量吸入</td> <td>熱電対</td> <td>0~300℃</td> <td>℃</td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±0.3℃</td> </tr> <tr> <td>ブイロ多量吸入 (放射線モニタ)</td> <td>電離計</td> <td>10<sup>14</sup>ne/cm<sup>2</sup>~10<sup>15</sup>ne/cm<sup>2</sup></td> <td>ne/cm<sup>2</sup></td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±0.30%ネード (1.5×10<sup>14</sup>ne/cm<sup>2</sup>~ 1.5×10<sup>15</sup>ne/cm<sup>2</sup>)</td> </tr> <tr> <td>ブイロ多量吸入日本産濃度</td> <td>熱伝導式水素濃度計</td> <td>0~20vol%</td> <td>%</td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±0.4vol%</td> </tr> <tr> <td>燃料循環ポンプ流量監視モニタ</td> <td>電離計</td> <td>10<sup>14</sup>ne/cm<sup>2</sup>~10<sup>15</sup>ne/cm<sup>2</sup></td> <td>ne/cm<sup>2</sup></td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±0.30%ネード (1.5×10<sup>14</sup>ne/cm<sup>2</sup>~ 1.5×10<sup>15</sup>ne/cm<sup>2</sup>)</td> </tr> <tr> <td>燃料循環ポンプ流量監視モニタ</td> <td>電離計</td> <td>0~200℃</td> <td>℃</td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±0.3℃</td> </tr> <tr> <td>燃料循環ポンプ流量監視モニタ</td> <td>熱電対</td> <td>0~200℃</td> <td>℃</td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±0.3℃</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器水素濃度監視</td> <td>差圧式水位検出器</td> <td>0~4.000%h</td> <td>%</td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±0.05%</td> </tr> <tr> <td>西宮格納容器水素濃度監視</td> <td>差圧式水位検出器</td> <td>0~1.000%h</td> <td>%</td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±0.05%</td> </tr> <tr> <td>海水格納容器水位</td> <td>差圧式水位検出器</td> <td>0~3.200m<sup>2</sup></td> <td>m<sup>2</sup></td> <td>海水格納容器 (原子炉格納容器)</td> <td>±0.02m<sup>2</sup></td> </tr> <tr> <td>高圧冷却水ポンプ出口流量</td> <td>静圧圧力検出器</td> <td>0~100% (1.0MPa)</td> <td>%</td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±0.10%</td> </tr> <tr> <td>高圧冷却水ポンプ出口流量</td> <td>静圧圧力検出器</td> <td>0~200% (2.0MPa)</td> <td>%</td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±0.100%</td> </tr> <tr> <td>低圧冷却水ポンプ出口流量</td> <td>静圧圧力検出器</td> <td>0~400% (4.0MPa)</td> <td>%</td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±0.100%</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器冷却ポンプ出口流量</td> <td>静圧圧力検出器</td> <td>0~100% (1.0MPa)</td> <td>%</td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±0.10%</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器冷却ポンプ出口流量</td> <td>静圧圧力検出器</td> <td>0~100% (1.0MPa)</td> <td>%</td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±0.100%</td> </tr> <tr> <td>低圧冷却水ポンプ出口流量</td> <td>静圧圧力検出器</td> <td>0~100% (1.0MPa)</td> <td>%</td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±0.100%</td> </tr> <tr> <td>低圧冷却水ポンプ出口流量</td> <td>静圧圧力検出器</td> <td>0~1.000% (1.0MPa)</td> <td>%</td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±0.100%</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内水素濃度</td> <td>熱伝導式水素濃度計</td> <td>0~20vol%</td> <td>%</td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±0.4vol%</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内水素濃度</td> <td>熱電対</td> <td>0~600℃</td> <td>℃</td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±0.3℃</td> </tr> <tr> <td>格納容器内水素濃度</td> <td>熱伝導式水素濃度計</td> <td>0~20vol%</td> <td>%</td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±0.4vol%</td> </tr> <tr> <td>格納容器内水素濃度</td> <td>熱電対</td> <td>0~7,000m<sup>2</sup> (0.1~1.0%h)</td> <td>m<sup>2</sup></td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>格納容器内水素濃度</td> <td>熱電対</td> <td>0~7,000m<sup>2</sup> (0.1~1.0%h)</td> <td>m<sup>2</sup></td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±1.3%</td> </tr> <tr> <td>格納容器内水素濃度</td> <td>熱電対</td> <td>0~100%</td> <td>%</td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±0.4%</td> </tr> </tbody> </table>	名称	検出器の種類	計測範囲	単位	取付箇所	誤差*	起動相関モニタ	積分型電流計	中性子密度範囲 0%~10% (1.5×10 <sup>14</sup> ne/cm <sup>2</sup> ~ 1.5×10 <sup>15</sup> ne/cm <sup>2</sup> ) 中間領域 0~10%又は0~120% (1×10 <sup>14</sup> ne/cm <sup>2</sup> ~ 1.5×10 <sup>15</sup> ne/cm <sup>2</sup> ) 0~100%	μA	原子炉格納容器内	中性子密度域 ±0.14%ネード (1.5×10 <sup>14</sup> ne/cm <sup>2</sup> ~ 1.5×10 <sup>15</sup> ne/cm <sup>2</sup> ) 中間領域 ±1.0% (積分値) ±1.4% (積分値×0.5)	予取圧力監視モニタ	積分型電流計	0~10% (1.1×10 <sup>16</sup> ne/cm <sup>2</sup> ~ 1.1×10 <sup>17</sup> ne/cm <sup>2</sup> )	μA	原子炉格納容器内	±0.3%	ブイロ多量吸入 (流量検)	差圧式水位検出器	0~3.40mm	mm	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.6mm	ブイロ多量吸入 (圧力) 監視	静圧圧力検出器	0~100% (1.0MPa)	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.400%	ブイロ多量吸入 (圧力) 監視	静圧圧力検出器	0~100% (1.0MPa)	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.400%	ブイロ多量吸入	熱電対	0~300℃	℃	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.3℃	ブイロ多量吸入 (放射線モニタ)	電離計	10 <sup>14</sup> ne/cm <sup>2</sup> ~10 <sup>15</sup> ne/cm <sup>2</sup>	ne/cm <sup>2</sup>	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.30%ネード (1.5×10 <sup>14</sup> ne/cm <sup>2</sup> ~ 1.5×10 <sup>15</sup> ne/cm <sup>2</sup> )	ブイロ多量吸入日本産濃度	熱伝導式水素濃度計	0~20vol%	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.4vol%	燃料循環ポンプ流量監視モニタ	電離計	10 <sup>14</sup> ne/cm <sup>2</sup> ~10 <sup>15</sup> ne/cm <sup>2</sup>	ne/cm <sup>2</sup>	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.30%ネード (1.5×10 <sup>14</sup> ne/cm <sup>2</sup> ~ 1.5×10 <sup>15</sup> ne/cm <sup>2</sup> )	燃料循環ポンプ流量監視モニタ	電離計	0~200℃	℃	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.3℃	燃料循環ポンプ流量監視モニタ	熱電対	0~200℃	℃	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.3℃	原子炉格納容器水素濃度監視	差圧式水位検出器	0~4.000%h	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.05%	西宮格納容器水素濃度監視	差圧式水位検出器	0~1.000%h	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.05%	海水格納容器水位	差圧式水位検出器	0~3.200m <sup>2</sup>	m <sup>2</sup>	海水格納容器 (原子炉格納容器)	±0.02m <sup>2</sup>	高圧冷却水ポンプ出口流量	静圧圧力検出器	0~100% (1.0MPa)	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.10%	高圧冷却水ポンプ出口流量	静圧圧力検出器	0~200% (2.0MPa)	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.100%	低圧冷却水ポンプ出口流量	静圧圧力検出器	0~400% (4.0MPa)	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.100%	原子炉格納容器冷却ポンプ出口流量	静圧圧力検出器	0~100% (1.0MPa)	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.10%	原子炉格納容器冷却ポンプ出口流量	静圧圧力検出器	0~100% (1.0MPa)	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.100%	低圧冷却水ポンプ出口流量	静圧圧力検出器	0~100% (1.0MPa)	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.100%	低圧冷却水ポンプ出口流量	静圧圧力検出器	0~1.000% (1.0MPa)	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.100%	原子炉格納容器内水素濃度	熱伝導式水素濃度計	0~20vol%	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.4vol%	原子炉格納容器内水素濃度	熱電対	0~600℃	℃	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.3℃	格納容器内水素濃度	熱伝導式水素濃度計	0~20vol%	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.4vol%	格納容器内水素濃度	熱電対	0~7,000m <sup>2</sup> (0.1~1.0%h)	m <sup>2</sup>	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	—	格納容器内水素濃度	熱電対	0~7,000m <sup>2</sup> (0.1~1.0%h)	m <sup>2</sup>	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±1.3%	格納容器内水素濃度	熱電対	0~100%	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.4%	<table border="1"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>検出器の種類</th> <th>計測範囲</th> <th>単位</th> <th>取付箇所</th> <th>誤差*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器水素濃度監視</td> <td>差圧式水位検出器</td> <td>0~100%</td> <td>%</td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±0.10%</td> </tr> <tr> <td>燃料冷却水ポンプ出口流量</td> <td>差圧式水位検出器</td> <td>0~100%</td> <td>%</td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±0.10%</td> </tr> <tr> <td>高圧冷却水ポンプ出口流量</td> <td>差圧式水位検出器</td> <td>0~100%</td> <td>%</td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±0.10%</td> </tr> <tr> <td>低圧冷却水ポンプ出口流量</td> <td>差圧式水位検出器</td> <td>0~100%</td> <td>%</td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±0.10%</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器冷却ポンプ出口流量</td> <td>差圧式水位検出器</td> <td>0~100%</td> <td>%</td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±0.10%</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器冷却ポンプ出口流量</td> <td>差圧式水位検出器</td> <td>0~100%</td> <td>%</td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±0.10%</td> </tr> <tr> <td>低圧冷却水ポンプ出口流量</td> <td>差圧式水位検出器</td> <td>0~100%</td> <td>%</td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±0.10%</td> </tr> <tr> <td>低圧冷却水ポンプ出口流量</td> <td>差圧式水位検出器</td> <td>0~100%</td> <td>%</td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±0.10%</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内水素濃度</td> <td>熱伝導式水素濃度計</td> <td>0~20vol%</td> <td>%</td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±0.4vol%</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内水素濃度</td> <td>熱電対</td> <td>0~600℃</td> <td>℃</td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±0.3℃</td> </tr> <tr> <td>格納容器内水素濃度</td> <td>熱伝導式水素濃度計</td> <td>0~20vol%</td> <td>%</td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±0.4vol%</td> </tr> <tr> <td>格納容器内水素濃度</td> <td>熱電対</td> <td>0~7,000m<sup>2</sup> (0.1~1.0%h)</td> <td>m<sup>2</sup></td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>格納容器内水素濃度</td> <td>熱電対</td> <td>0~7,000m<sup>2</sup> (0.1~1.0%h)</td> <td>m<sup>2</sup></td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±1.3%</td> </tr> <tr> <td>格納容器内水素濃度</td> <td>熱電対</td> <td>0~100%</td> <td>%</td> <td>原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)</td> <td>±0.4%</td> </tr> </tbody> </table>	名称	検出器の種類	計測範囲	単位	取付箇所	誤差*	原子炉格納容器水素濃度監視	差圧式水位検出器	0~100%	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.10%	燃料冷却水ポンプ出口流量	差圧式水位検出器	0~100%	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.10%	高圧冷却水ポンプ出口流量	差圧式水位検出器	0~100%	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.10%	低圧冷却水ポンプ出口流量	差圧式水位検出器	0~100%	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.10%	原子炉格納容器冷却ポンプ出口流量	差圧式水位検出器	0~100%	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.10%	原子炉格納容器冷却ポンプ出口流量	差圧式水位検出器	0~100%	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.10%	低圧冷却水ポンプ出口流量	差圧式水位検出器	0~100%	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.10%	低圧冷却水ポンプ出口流量	差圧式水位検出器	0~100%	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.10%	原子炉格納容器内水素濃度	熱伝導式水素濃度計	0~20vol%	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.4vol%	原子炉格納容器内水素濃度	熱電対	0~600℃	℃	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.3℃	格納容器内水素濃度	熱伝導式水素濃度計	0~20vol%	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.4vol%	格納容器内水素濃度	熱電対	0~7,000m <sup>2</sup> (0.1~1.0%h)	m <sup>2</sup>	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	—	格納容器内水素濃度	熱電対	0~7,000m <sup>2</sup> (0.1~1.0%h)	m <sup>2</sup>	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±1.3%	格納容器内水素濃度	熱電対	0~100%	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.4%	
名称	検出器の種類	計測範囲	単位	取付箇所	誤差*																																																																																																																																																																																																																																																																
起動相関モニタ	積分型電流計	中性子密度範囲 0%~10% (1.5×10 <sup>14</sup> ne/cm <sup>2</sup> ~ 1.5×10 <sup>15</sup> ne/cm <sup>2</sup> ) 中間領域 0~10%又は0~120% (1×10 <sup>14</sup> ne/cm <sup>2</sup> ~ 1.5×10 <sup>15</sup> ne/cm <sup>2</sup> ) 0~100%	μA	原子炉格納容器内	中性子密度域 ±0.14%ネード (1.5×10 <sup>14</sup> ne/cm <sup>2</sup> ~ 1.5×10 <sup>15</sup> ne/cm <sup>2</sup> ) 中間領域 ±1.0% (積分値) ±1.4% (積分値×0.5)																																																																																																																																																																																																																																																																
予取圧力監視モニタ	積分型電流計	0~10% (1.1×10 <sup>16</sup> ne/cm <sup>2</sup> ~ 1.1×10 <sup>17</sup> ne/cm <sup>2</sup> )	μA	原子炉格納容器内	±0.3%																																																																																																																																																																																																																																																																
ブイロ多量吸入 (流量検)	差圧式水位検出器	0~3.40mm	mm	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.6mm																																																																																																																																																																																																																																																																
ブイロ多量吸入 (圧力) 監視	静圧圧力検出器	0~100% (1.0MPa)	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.400%																																																																																																																																																																																																																																																																
ブイロ多量吸入 (圧力) 監視	静圧圧力検出器	0~100% (1.0MPa)	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.400%																																																																																																																																																																																																																																																																
ブイロ多量吸入	熱電対	0~300℃	℃	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.3℃																																																																																																																																																																																																																																																																
ブイロ多量吸入 (放射線モニタ)	電離計	10 <sup>14</sup> ne/cm <sup>2</sup> ~10 <sup>15</sup> ne/cm <sup>2</sup>	ne/cm <sup>2</sup>	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.30%ネード (1.5×10 <sup>14</sup> ne/cm <sup>2</sup> ~ 1.5×10 <sup>15</sup> ne/cm <sup>2</sup> )																																																																																																																																																																																																																																																																
ブイロ多量吸入日本産濃度	熱伝導式水素濃度計	0~20vol%	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.4vol%																																																																																																																																																																																																																																																																
燃料循環ポンプ流量監視モニタ	電離計	10 <sup>14</sup> ne/cm <sup>2</sup> ~10 <sup>15</sup> ne/cm <sup>2</sup>	ne/cm <sup>2</sup>	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.30%ネード (1.5×10 <sup>14</sup> ne/cm <sup>2</sup> ~ 1.5×10 <sup>15</sup> ne/cm <sup>2</sup> )																																																																																																																																																																																																																																																																
燃料循環ポンプ流量監視モニタ	電離計	0~200℃	℃	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.3℃																																																																																																																																																																																																																																																																
燃料循環ポンプ流量監視モニタ	熱電対	0~200℃	℃	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.3℃																																																																																																																																																																																																																																																																
原子炉格納容器水素濃度監視	差圧式水位検出器	0~4.000%h	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.05%																																																																																																																																																																																																																																																																
西宮格納容器水素濃度監視	差圧式水位検出器	0~1.000%h	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.05%																																																																																																																																																																																																																																																																
海水格納容器水位	差圧式水位検出器	0~3.200m <sup>2</sup>	m <sup>2</sup>	海水格納容器 (原子炉格納容器)	±0.02m <sup>2</sup>																																																																																																																																																																																																																																																																
高圧冷却水ポンプ出口流量	静圧圧力検出器	0~100% (1.0MPa)	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.10%																																																																																																																																																																																																																																																																
高圧冷却水ポンプ出口流量	静圧圧力検出器	0~200% (2.0MPa)	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.100%																																																																																																																																																																																																																																																																
低圧冷却水ポンプ出口流量	静圧圧力検出器	0~400% (4.0MPa)	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.100%																																																																																																																																																																																																																																																																
原子炉格納容器冷却ポンプ出口流量	静圧圧力検出器	0~100% (1.0MPa)	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.10%																																																																																																																																																																																																																																																																
原子炉格納容器冷却ポンプ出口流量	静圧圧力検出器	0~100% (1.0MPa)	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.100%																																																																																																																																																																																																																																																																
低圧冷却水ポンプ出口流量	静圧圧力検出器	0~100% (1.0MPa)	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.100%																																																																																																																																																																																																																																																																
低圧冷却水ポンプ出口流量	静圧圧力検出器	0~1.000% (1.0MPa)	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.100%																																																																																																																																																																																																																																																																
原子炉格納容器内水素濃度	熱伝導式水素濃度計	0~20vol%	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.4vol%																																																																																																																																																																																																																																																																
原子炉格納容器内水素濃度	熱電対	0~600℃	℃	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.3℃																																																																																																																																																																																																																																																																
格納容器内水素濃度	熱伝導式水素濃度計	0~20vol%	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.4vol%																																																																																																																																																																																																																																																																
格納容器内水素濃度	熱電対	0~7,000m <sup>2</sup> (0.1~1.0%h)	m <sup>2</sup>	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	—																																																																																																																																																																																																																																																																
格納容器内水素濃度	熱電対	0~7,000m <sup>2</sup> (0.1~1.0%h)	m <sup>2</sup>	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±1.3%																																																																																																																																																																																																																																																																
格納容器内水素濃度	熱電対	0~100%	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.4%																																																																																																																																																																																																																																																																
名称	検出器の種類	計測範囲	単位	取付箇所	誤差*																																																																																																																																																																																																																																																																
原子炉格納容器水素濃度監視	差圧式水位検出器	0~100%	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.10%																																																																																																																																																																																																																																																																
燃料冷却水ポンプ出口流量	差圧式水位検出器	0~100%	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.10%																																																																																																																																																																																																																																																																
高圧冷却水ポンプ出口流量	差圧式水位検出器	0~100%	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.10%																																																																																																																																																																																																																																																																
低圧冷却水ポンプ出口流量	差圧式水位検出器	0~100%	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.10%																																																																																																																																																																																																																																																																
原子炉格納容器冷却ポンプ出口流量	差圧式水位検出器	0~100%	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.10%																																																																																																																																																																																																																																																																
原子炉格納容器冷却ポンプ出口流量	差圧式水位検出器	0~100%	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.10%																																																																																																																																																																																																																																																																
低圧冷却水ポンプ出口流量	差圧式水位検出器	0~100%	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.10%																																																																																																																																																																																																																																																																
低圧冷却水ポンプ出口流量	差圧式水位検出器	0~100%	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.10%																																																																																																																																																																																																																																																																
原子炉格納容器内水素濃度	熱伝導式水素濃度計	0~20vol%	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.4vol%																																																																																																																																																																																																																																																																
原子炉格納容器内水素濃度	熱電対	0~600℃	℃	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.3℃																																																																																																																																																																																																																																																																
格納容器内水素濃度	熱伝導式水素濃度計	0~20vol%	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.4vol%																																																																																																																																																																																																																																																																
格納容器内水素濃度	熱電対	0~7,000m <sup>2</sup> (0.1~1.0%h)	m <sup>2</sup>	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	—																																																																																																																																																																																																																																																																
格納容器内水素濃度	熱電対	0~7,000m <sup>2</sup> (0.1~1.0%h)	m <sup>2</sup>	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±1.3%																																																																																																																																																																																																																																																																
格納容器内水素濃度	熱電対	0~100%	%	原子炉格納容器下1層 (原子炉格納容器下部側内)	±0.4%																																																																																																																																																																																																																																																																

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

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 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>精度</th> <th>実行装置</th> <th>誤差*</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">使用済燃料プール温度監視装置 （高線量、低線量）</td> <td rowspan="2">電導計</td> <td>10<sup>5</sup>Ω/cm<sup>2</sup>～10<sup>6</sup>Ω/cm<sup>2</sup></td> <td>1</td> <td>原子炉電導計1300 （原子炉建屋原子炉棟内）</td> <td>±0.20%以下 （±0.20%以下）</td> </tr> <tr> <td>10<sup>5</sup>Ω/cm<sup>2</sup>～10<sup>6</sup>Ω/cm<sup>2</sup></td> <td>1</td> <td>原子炉電導計1300 （原子炉建屋原子炉棟内）</td> <td>±0.20%以下 （±0.20%以下）</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール監視 カメラ</td> <td>可視カメラ</td> <td>—</td> <td>1</td> <td>原子炉電導計1300 （原子炉建屋原子炉棟内）</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 計器範囲の単位は、原子炉出力監視等レベルより1.315倍の値とする（原子炉建屋原子炉棟内）。</p> <p>※2 計器範囲の単位は、原子炉出力監視等レベルより99%の値とする（原子炉建屋原子炉棟内）。</p> <p>※3 計器範囲の単位は、原子炉出力監視等レベルより99%の値とする（原子炉建屋原子炉棟内）。</p> <p>※4 計器範囲の単位は、ドライウェット法による測定値の範囲にそれぞれ設定。</p> <p>※5 原子炉出力監視等レベルより1.315倍の値とする（原子炉建屋原子炉棟内）。</p> <p>※6 検出器の種類は、原子炉出力監視等レベルより1.315倍の値とする（原子炉建屋原子炉棟内）。</p> <p>※7 検出器の種類は、原子炉出力監視等レベルより1.315倍の値とする（原子炉建屋原子炉棟内）。</p> <p>※8 検出器の種類は、原子炉出力監視等レベルより1.315倍の値とする（原子炉建屋原子炉棟内）。</p> <p>※9 検出器の種類は、原子炉出力監視等レベルより1.315倍の値とする（原子炉建屋原子炉棟内）。</p> <p>※10 検出器の種類は、原子炉出力監視等レベルより1.315倍の値とする（原子炉建屋原子炉棟内）。</p>	名称	検出器の種類	計器範囲	精度	実行装置	誤差*	使用済燃料プール温度監視装置 （高線量、低線量）	電導計	10 <sup>5</sup> Ω/cm <sup>2</sup> ～10 <sup>6</sup> Ω/cm <sup>2</sup>	1	原子炉電導計1300 （原子炉建屋原子炉棟内）	±0.20%以下 （±0.20%以下）	10 <sup>5</sup> Ω/cm <sup>2</sup> ～10 <sup>6</sup> Ω/cm <sup>2</sup>	1	原子炉電導計1300 （原子炉建屋原子炉棟内）	±0.20%以下 （±0.20%以下）	使用済燃料プール監視 カメラ	可視カメラ	—	1	原子炉電導計1300 （原子炉建屋原子炉棟内）	—		
名称	検出器の種類	計器範囲	精度	実行装置	誤差*																				
使用済燃料プール温度監視装置 （高線量、低線量）	電導計	10 <sup>5</sup> Ω/cm <sup>2</sup> ～10 <sup>6</sup> Ω/cm <sup>2</sup>	1	原子炉電導計1300 （原子炉建屋原子炉棟内）	±0.20%以下 （±0.20%以下）																				
		10 <sup>5</sup> Ω/cm <sup>2</sup> ～10 <sup>6</sup> Ω/cm <sup>2</sup>	1	原子炉電導計1300 （原子炉建屋原子炉棟内）	±0.20%以下 （±0.20%以下）																				
使用済燃料プール監視 カメラ	可視カメラ	—	1	原子炉電導計1300 （原子炉建屋原子炉棟内）	—																				
	<p style="border: 1px solid black; padding: 5px; 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>																								

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

赤字: 設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字: 記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 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	測定可能範囲	台数	選定	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圧力	1次冷却回路温度 (圧力)	0~400°C	0~500°C	4	A	可搬型検出器	可	1次冷却回路温度	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、低い温度を示す1次冷却回路温度(圧力)を測定する。測定は各4ループの温度を行う。	
	1次冷却回路温度 (圧力)	0~400°C	0~500°C	4	B	可搬型検出器	可	1次冷却回路温度		
原子炉圧力容器内の圧力	1次冷却回路温度 (圧力)	0~20.0MPa	-	2	C,D	可搬型検出器	可	1次冷却回路温度	測定対象計装台数が複数存在するが、代表して1台を測定する。	
	加圧器水位	0~100%	-	2	A,E	可搬型検出器	可	1次冷却回路温度	測定対象計装台数が複数存在するが、代表して1台を測定する。	
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉水位	0~100%	-	1	B	可搬型検出器	可	中央制御室	-	
	原子炉水位	0~100%	-	3	3	-	-	-	-	
原子炉圧力容器内の圧力	高圧注入流量	0~400m³/h	-	2	A,E	可搬型検出器	可	1次冷却回路温度	測定対象計装台数が複数存在するが、代表して1台を測定する。	
	高圧注入流量	0~400m³/h	-	2	C,D	可搬型検出器	可	1次冷却回路温度		
原子炉圧力容器内の圧力	低設代位圧注水流量	0~100m³/h	-	1	B	可搬型検出器	可	中央制御室	-	
	低設代位圧注水流量	0~100m³/h	-	1	B	可搬型検出器	可	中央制御室	-	

□: 温度・水位・流量・圧力計測用  
 □: 監視用

女川原子力発電所2号炉

58-9 可搬型計測器について

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	測定可能範囲	台数	選定	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圧力	1次冷却回路温度 (圧力)	0~400°C	0~500°C	4	A	可搬型検出器	可	1次冷却回路温度	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、低い温度を示す1次冷却回路温度(圧力)を測定する。測定は各4ループの温度を行う。	
	1次冷却回路温度 (圧力)	0~400°C	0~500°C	4	B	可搬型検出器	可	1次冷却回路温度		
原子炉圧力容器内の圧力	1次冷却回路温度 (圧力)	0~20.0MPa	-	2	C,D	可搬型検出器	可	1次冷却回路温度	測定対象計装台数が複数存在するが、代表して1台を測定する。	
	加圧器水位	0~100%	-	2	A,E	可搬型検出器	可	1次冷却回路温度	測定対象計装台数が複数存在するが、代表して1台を測定する。	
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉水位	0~100%	-	1	B	可搬型検出器	可	中央制御室	-	
	原子炉水位	0~100%	-	3	3	-	-	-	-	
原子炉圧力容器内の圧力	高圧注入流量	0~400m³/h	-	2	A,E	可搬型検出器	可	1次冷却回路温度	測定対象計装台数が複数存在するが、代表して1台を測定する。	
	高圧注入流量	0~400m³/h	-	2	C,D	可搬型検出器	可	1次冷却回路温度		
原子炉圧力容器内の圧力	低設代位圧注水流量	0~100m³/h	-	1	B	可搬型検出器	可	中央制御室	-	
	低設代位圧注水流量	0~100m³/h	-	1	B	可搬型検出器	可	中央制御室	-	

泊発電所3号炉

58-9 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) について

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計測数	必要計測数	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圧力	1次冷却回路温度 (圧力-高設代)	0~100°C	0~500°C	3	3	A 計測用電源	可搬型検出器	可	安全計測装置	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次冷却回路温度(圧力)を測定する。測定は各4ループの温度を行う。
	1次冷却回路温度 (圧力-低設代)	0~400°C	0~500°C	3	3	A 計測用電源	可搬型検出器	可	安全計測装置	
原子炉圧力容器内の圧力	1次冷却回路温度 (圧力)	0~21.0MPa	-	2	1	C, D 計測用電源	可搬型検出器	可	安全計測装置	高圧注入流量の測定に代表して1チャンネルのみを測定する。
	加圧器水位	0~100%	-	2	1	A, B 計測用電源	差圧式水位検出器	可	安全計測装置	高圧注入流量の測定に代表して1チャンネルのみを測定する。
原子炉圧力容器内の圧力	高圧注入流量	0~350m³/h	-	2	3	A 計測用電源	差圧式流量検出器	可	安全計測装置	-
	低圧注入流量	0~1.10m³/h	-	2	2	A, B 計測用電源	差圧式流量検出器	可	安全計測装置	-
原子炉圧力容器内の圧力	高圧注入流量	0~1.10m³/h	0~1.10m³/h	1	1	A 計測用電源	差圧式流量検出器	可	常用計測装置	-
	低圧注入流量	0~200m³/h	0~200m³/h	1	1	A 計測用電源	差圧式流量検出器	可	常用計測装置	-

□: 温度・水位・流量・圧力計測用 (可搬型計測器)  
 □: 監視用 (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

【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ループ、泊は3ループ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台数の考え方は同様。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

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(2/5)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能な範囲	個数	選定	電圧	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注水量	格納容器スプレイ積算流量	0~1,700m <sup>3</sup> /h (0~10,000mm)	-	1	1	B	型式式流量検出器	可	中央制御室	-
	積算流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器内の注水量	積算流量	0~220℃	-	2	1	A,B	熱線抵抗体	可	1次系配電盤室	測定対象計器が積算値が存在するが、代表して1台を測定する。
	格納容器圧力(圧差)	-50~450kPa	-	2	1	C,D	弾性圧力検出器	可	1次系配電盤室	測定対象計器が積算値が存在するが、代表して1台を測定する。
原子炉格納容器内の圧力	AM圧力計	0~1.33MPa	-	1	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、水位、流量、圧力計測用  
 ■：温度計測用

表 58-9-1 可搬型計測器の必要台数整理(2/3)

項目	監視パラメータ	計測範囲	測定可能な範囲	個数	選定	電圧	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注水量	格納容器スプレイ積算流量	0~1,700m <sup>3</sup> /h (0~10,000mm)	-	1	1	B	型式式流量検出器	可	中央制御室	-
	積算流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器内の注水量	積算流量	0~220℃	-	2	1	A,B	熱線抵抗体	可	1次系配電盤室	測定対象計器が積算値が存在するが、代表して1台を測定する。
	格納容器圧力(圧差)	-50~450kPa	-	2	1	C,D	弾性圧力検出器	可	1次系配電盤室	測定対象計器が積算値が存在するが、代表して1台を測定する。
原子炉格納容器内の圧力	AM圧力計	0~1.33MPa	-	1	1	B	弾性圧力検出器	可	中央制御室	-
	格納容器圧力(圧差)	-50~450kPa	-	2	1	C,D	弾性圧力検出器	可	1次系配電盤室	測定対象計器が積算値が存在するが、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	測定可能な範囲	個数	選定	電圧	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	格納容器温度	0~220℃	-	2	1	C, D 対共用 電源	熱線抵抗体	可	完全計測室 安全系計測室	履数チェックセルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉格納容器内の圧力	0~1.00MPa	-	2	1	A, 電源	弾性圧力検出器	可	完全計測室	履数チェックセルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。

■：温度、水位、流量、圧力計測用 (可搬型計測器)  
 ■：温度計測用 (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))

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

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 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

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能な範囲	精度	測定	電源	輸出部の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の水位	格納容器再循環サンプ水位 (圧縮)	0~100%	-	2	C, D	C, D	差圧式水位検出器	可	1次系電圧調整室	格納容器再循環サンプ水位 (圧縮) の計測範囲は、格納容器再循環サンプ水位 (圧縮) の計測範囲を包含しているため、格納容器再循環サンプ水位 (圧縮) を兼用して測定する。
	格納容器再循環サンプ水位 (圧縮)	0~100%	-	2	C, D	C, D	差圧式水位検出器	可	1次系電圧調整室	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。
原子炉格納容器内の水位	原子炉下部キャピタリ水位	ON-OFF	-	1	B	B	電極式水位検出器	可	中央制御室	一時的な動作状態の確認のため兼用して使用する。
	原子炉下部キャピタリ水位	ON-OFF	-	1	B	B	電極式水位検出器	可	中央制御室	
原子炉格納容器内の水位	可搬型格納容器水素ガス濃度	0~20%vol	-	1	B	B	熱伝導式	-	-	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器内高レベルジェリアモニタ (低レベル)	10 <sup>-6</sup> ~10 <sup>-7</sup> μSv/h	-	2	C, D	C, D	電離箱	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濃度	格納容器内高レベルジェリアモニタ (低レベル)	10 <sup>-6</sup> ~10 <sup>-7</sup> μSv/h	-	2	C, D	C, D	電離箱	注1	-	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器内高レベルジェリアモニタ (低レベル)	10 <sup>-6</sup> ~10 <sup>-7</sup> μSv/h	-	2	C, D	C, D	電離箱	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  
 □ : 湿度計測用

表 58-9-1 可搬型計測器の必要台数整理 (3/3)

計測項目	計測範囲	必要台数	計測器の種類	計測器の仕様	計測器の台数	計測器の位置	計測器の設置場所	計測器の設置位置	備考
格納容器再循環サンプ水位 (圧縮)	0~100%	2	C, D	差圧式水位検出器	1	1	中央制御室	中央制御室	
格納容器再循環サンプ水位 (圧縮)	0~100%	2	C, D	差圧式水位検出器	1	1	中央制御室	中央制御室	
原子炉下部キャピタリ水位	ON-OFF	1	B	電極式水位検出器	1	1	中央制御室	中央制御室	
原子炉下部キャピタリ水位	ON-OFF	1	B	電極式水位検出器	1	1	中央制御室	中央制御室	
可搬型格納容器水素ガス濃度	0~20%vol	1	B	熱伝導式	1	1	中央制御室	中央制御室	
格納容器内高レベルジェリアモニタ (低レベル)	10 <sup>-6</sup> ~10 <sup>-7</sup> μSv/h	2	C, D	電離箱	1	1	中央制御室	中央制御室	
格納容器内高レベルジェリアモニタ (低レベル)	10 <sup>-6</sup> ~10 <sup>-7</sup> μSv/h	2	C, D	電離箱	1	1	中央制御室	中央制御室	

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

可搬型計測器及び可搬型温度計測装置 (格納容器再循環サンプ水位/入口温度/出口温度) の必要台数整理 (3/5)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能な範囲	精度	必要台数	計測器の種類	計測器の仕様	計測器の位置	計測器の設置場所	計測器の設置位置	備考
原子炉格納容器内の水位	格納容器再循環サンプ水位 (圧縮)	0~100%	-	2	1	C, D	差圧式水位検出器	可	中央制御室	中央制御室	格納容器再循環サンプ水位 (圧縮) の計測範囲は、格納容器再循環サンプ水位 (圧縮) の計測範囲を包含しているため、格納容器再循環サンプ水位 (圧縮) を兼用して測定する。注1として1チャンネルを測定する。
	格納容器再循環サンプ水位 (圧縮)	0~100%	-	2	1	C, D	差圧式水位検出器	可	中央制御室	中央制御室	格納容器再循環サンプ水位 (圧縮) の計測範囲は、格納容器再循環サンプ水位 (圧縮) の計測範囲を包含しているため、格納容器再循環サンプ水位 (圧縮) を兼用して測定する。注1として1チャンネルを測定する。
原子炉格納容器内の水位	原子炉下部キャピタリ水位	ON-OFF	-	1	1	A	電極式水位検出器	可	中央制御室	中央制御室	一時的な動作状態の確認のため兼用して使用する。
	原子炉下部キャピタリ水位	ON-OFF	-	1	1	A	電極式水位検出器	可	中央制御室	中央制御室	
原子炉格納容器内の水位	可搬型格納容器水素ガス濃度	0~20%vol	-	1	(注1)	A	熱伝導式検出器	-	-	-	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器内高レベルジェリアモニタ (低レベル)	10 <sup>-6</sup> ~10 <sup>-7</sup> μSv/h	-	13	1	A	電離箱	可	中央制御室	中央制御室	
原子炉格納容器内の放射線濃度	格納容器内高レベルジェリアモニタ (低レベル)	10 <sup>-6</sup> ~10 <sup>-7</sup> μSv/h	-	5	1	C, D	電離箱	可	中央制御室	中央制御室	
	格納容器内高レベルジェリアモニタ (低レベル)	10 <sup>-6</sup> ~10 <sup>-7</sup> μSv/h	-	2	(注1)	C, D	電離箱	-	-	-	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濃度	格納容器内高レベルジェリアモニタ (低レベル)	10 <sup>-6</sup> ~10 <sup>-7</sup> μSv/h	-	2	(注1)	C, D	電離箱	-	-	-	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器内高レベルジェリアモニタ (低レベル)	10 <sup>-6</sup> ~10 <sup>-7</sup> μSv/h	-	2	(注1)	C, D	電離箱	-	-	-	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)  
 □ : 湿度計測用 (可搬型温度計測装置 (格納容器再循環サンプ水位/入口温度/出口温度))

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

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 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(4/5)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定精度	電圧	電流	出力部の種類	可搬型計測器	測定装置		備考
								計測器	計測器	
発電機の出力値	出力側中性子束 出力側中性子束 出力側中性子束 出力側中性子束	0~120% 出力側中性子束 出力側中性子束 出力側中性子束	4 注1 注2	A,B, C,D	注1	注1	注1	注1	注1	可搬型計測器での計測器使用。
	中間冷却器中性子束 中間冷却器中性子束 中性子束監視 中性子束	0~500% 出力側中性子束 出力側中性子束 出力側中性子束	2 注1 注1 注1	A,B A,B A,B A,B	注1	注1	注1	注1	注1	可搬型計測器での計測器使用。
燃料温度/燃料棒温度	燃料棒温度監視 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視	0~100% 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視	8 4 4 4	C,D A,B, C,D A,B, C,D	注1	注1	注1	注1	注1	可搬型計測器での計測器使用。 可搬型計測器での計測器使用。 可搬型計測器での計測器使用。 可搬型計測器での計測器使用。
	燃料棒温度監視 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視	0~100% 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視	4 4 4 4	A,B, C,D A,B, C,D	注1	注1	注1	注1	注1	可搬型計測器での計測器使用。 可搬型計測器での計測器使用。 可搬型計測器での計測器使用。 可搬型計測器での計測器使用。
	燃料棒温度監視 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視	0~100% 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視	8 4 4 4	C,D A,B, C,D A,B, C,D	注1	注1	注1	注1	注1	可搬型計測器での計測器使用。 可搬型計測器での計測器使用。 可搬型計測器での計測器使用。 可搬型計測器での計測器使用。
	燃料棒温度監視 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視	0~100% 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視	2 1 1 1	C,D C,D C,D C,D	注1	注1	注1	注1	注1	可搬型計測器での計測器使用。 可搬型計測器での計測器使用。 可搬型計測器での計測器使用。 可搬型計測器での計測器使用。
燃料棒温度監視 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視	0~100% 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視	1 1 1 1	C,D C,D C,D C,D	注1	注1	注1	注1	注1	可搬型計測器での計測器使用。 可搬型計測器での計測器使用。 可搬型計測器での計測器使用。 可搬型計測器での計測器使用。	

注1: 温度・水圧・流量・圧力計測用  
 注2: 温度計測用

可搬型計測器及び可搬型温度計測装置 (格納容器内温度/出口温度) の必要台数整理 (4/5)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定精度	電圧	電流	出力部の種類	可搬型計測器	測定装置		備考
								計測器	計測器	
格納容器内温度	格納容器内温度 格納容器内温度	0~120% 格納容器内温度	4 注1 注2	A,B, C,D	注1	注1	注1	注1	注1	可搬型計測器での計測器使用。
	格納容器内温度 格納容器内温度	0~120% 格納容器内温度	2 注1 注1	A,B A,B	注1	注1	注1	注1	注1	可搬型計測器での計測器使用。
燃料棒温度監視	燃料棒温度監視 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視	0~100% 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視	6 3 3 3	C,D A,B, C,D A,B, C,D	注1	注1	注1	注1	注1	可搬型計測器での計測器使用。 可搬型計測器での計測器使用。 可搬型計測器での計測器使用。 可搬型計測器での計測器使用。
	燃料棒温度監視 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視	0~100% 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視	3 3 3 3	A,B, C,D A,B, C,D	注1	注1	注1	注1	注1	可搬型計測器での計測器使用。 可搬型計測器での計測器使用。 可搬型計測器での計測器使用。 可搬型計測器での計測器使用。
	燃料棒温度監視 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視	0~100% 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視	3 3 3 3	A,B, C,D A,B, C,D	注1	注1	注1	注1	注1	可搬型計測器での計測器使用。 可搬型計測器での計測器使用。 可搬型計測器での計測器使用。 可搬型計測器での計測器使用。
	燃料棒温度監視 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視	0~100% 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視 燃料棒温度監視	3 3 3 3	A,B, C,D A,B, C,D	注1	注1	注1	注1	注1	可搬型計測器での計測器使用。 可搬型計測器での計測器使用。 可搬型計測器での計測器使用。 可搬型計測器での計測器使用。

注1: 温度・水圧・流量・圧力計測用 (可搬型計測器)  
 注2: 温度計測用 (可搬型温度計測装置 (格納容器内温度/出口温度))

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

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 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	台数	単位	電球	検出器の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
水質	燃料取替用ホット水位	0~100%	-	2	1	C,D	差圧式水位検出器	可	1次蒸気発電器	測定対象箇所が複数存在するが、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次蒸気発電器	測定対象箇所が複数存在するが、代表して1台を測定する。
	汽水ドット水位	0~100%	-	2	1	C,D	差圧式水位検出器	可	1次蒸気発電器	測定対象箇所が複数存在するが、代表して1台を測定する。
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 (S.A. 内))				-	-	熱電対	-	-	原子炉周辺の構造	-

：温度・水位・流量・圧力計測用  
：温度計測用

配置台数：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4号炉それぞれ40個 (計測時故障を考慮したる割合含む)  
 ; 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55%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、炉外計装装置及び放射線監視装置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基準均値
- (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 (コンデンサポット) 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、嵩めて不確か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	重要停止台数	必要台数	電球	検出器の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
水質の温度	燃料取替用ホット水位	0~100%	-	2	1	A, B 計測用電球	差圧式水位検出器	可	安全系計測装置	格納タンク内に存在するが、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 計測用電球	差圧式水位検出器	可	安全系計測装置	格納タンク内に存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	燃料取水ドット水位	0~100%	-	2	1	A, B 計測用電球	差圧式水位検出器	可	安全系計測装置	格納タンク内に存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	使用済燃料ホット水位 (AMH)	T.P. 25.24 ~32.70m	-	2	1	A 計測用電球	差圧式水位検出器	可	常時計測装置	格納タンク内に存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
使用済燃料ホット水位の電圧	使用済燃料ホット水位 (可搬型)	T.P. 21.30 ~32.70m	-	2	1	A 計測用電球	フロート式水位検出器	可	常時計測装置	格納タンク内に存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	使用済燃料ホット温度 (AMH)	0~100℃	-	2	1	A 計測用電球	熱電対	可	常時計測装置	格納タンク内に存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	使用済燃料ホット温度 (可搬型)	100%以下 1,000kPa以下	-	1	(注1)	A 計測用電球	交換シンチモニタ	可	可搬型計測器での計測時除外	可搬型計測器での計測時除外
使用済燃料ホット温度 (AMH)	0~100%	-	1	(注1)	A 計測用電球	熱電対	可	可搬型計測器での計測時除外	可搬型計測器での計測時除外	可搬型計測器での計測時除外

注1：可搬型計測器 (温度・水位・流量・圧力計測用) の50% (計測時故障を考慮したる割合含む)  
 ; 可搬型温度計測装置 (温度測定用) を各炉、故障時及び55%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)  
：温度計測用 (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))

- (注1)：全交流動力電源喪失時は、炉外計装装置及び放射線監視装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度) により電源供給されるため電源可能である。
- (注2)：上部と下部の中性子基準均値
- (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 (コンデンサポット) 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、嵩めて不確か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>	<div data-bbox="674 188 1167 995" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1167 188 1216 528" style="border: 1px solid black; padding: 2px; font-size: small;">                     図 58-9-1-1 可搬型計測器接続図面へのアクセスポート (制御室奥壁より 3 階)                      枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。                 </div>	<div data-bbox="1258 145 1749 943" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1749 172 1798 692" style="border: 1px solid black; padding: 2px; font-size: small;">                     図 1 図 可搬型計測器接続図面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。                 </div>	<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ポ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>	

第 2 図 可搬型温度計測装置 (格納容器内温度/出口温度) 接続箇所へのアクセスルート (1/3)  
 中継みの内容は撮影画像に属しません。

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 style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>	

第 2 項 可能型温度計測装置 (格納容器内循環ユニット入口温度/出口温度) 計測箇所へのアクセスルート (注 3)  計測箇所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 style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>	

第 2 図 可搬型固定計測装置(格納容器再循環)へのアクセスポート(3/3)  
 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																												
<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="100 874 607 1090"> <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="683 874 1214 938"> <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="1254 874 1807 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0.300MPa[gage] (最大)</td> <td>0.58Gy以下</td> </tr> </tbody> </table>		温度	圧力	放射線量	環境条件	約141℃ (最大)	約0.300MPa[gage] (最大)	0.58Gy以下	<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0.300MPa[gage] (最大)	0.58Gy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" data-bbox="674 197 1211 580"> <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>潤滑抵抗体</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/W)</td> <td>水素吸蔵材料式水素検出器</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	潤滑抵抗体	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/W)	水素吸蔵材料式水素検出器	同上	<p>表 58-10-2 耐環境試験の評価結果</p> <table border="1" data-bbox="1258 197 1809 863"> <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="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="6">蒸圧式水位検出器</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">潤滑抵抗体</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>同上</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内水素処理装置温度</td> <td rowspan="2">熱電対</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 rowspan="2">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>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 rowspan="2">電離箱</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>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)	弾性圧力検出器		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	蒸圧式水位検出器	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)	潤滑抵抗体	同上	1次冷却材温度 (広域-低温側)	同上	格納容器内温度	同上	原子炉格納容器内水素処理装置温度	熱電対	同上	格納容器水素イグナイタ温度	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リアモニタ (高レンジ)	電離箱	同上	格納容器内高レンジエリアモニタ (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)          【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	潤滑抵抗体		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/W)	水素吸蔵材料式水素検出器		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)	弾性圧力検出器			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	蒸圧式水位検出器	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)	潤滑抵抗体	同上																																																																									
1次冷却材温度 (広域-低温側)		同上																																																																									
格納容器内温度		同上																																																																									
原子炉格納容器内水素処理装置温度		熱電対	同上																																																																								
格納容器水素イグナイタ温度	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リアモニタ (高レンジ)	電離箱	同上																																																																									
格納容器内高レンジエリアモニタ (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>別紙-1</p> <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="141 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="719 842 1133 1142" 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="741 1289 1155 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 1812 1126" style="border: 1px solid black; height: 183px; width: 251px;"></div> <p>図58-10-1 蒸気暴露試験装置イメージ図</p> <div data-bbox="1308 1169 1771 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="91 432 636 683"> <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 (gauge)]</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> </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**3 (RTD)</td> <td>蒸気発生器水位 (広域)</td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環ポンプ水位 (狭域)</td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環ポンプ水位 (広域)</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材高温度側温度 (広域)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">エリアモニタ**3</td> <td>1次冷却材低温度側温度 (広域)</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</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: メーカー試験          ※3: PWR 電力共同研究「事故時(177Cs)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 (gauge)]	温度 [℃]	積算線量 [MGy]	伝送器* 1	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**3 (RTD)	蒸気発生器水位 (広域)	格納容器再循環ポンプ水位 (狭域)	格納容器再循環ポンプ水位 (広域)	1次冷却材高温度側温度 (広域)	エリアモニタ**3	1次冷却材低温度側温度 (広域)	格納容器内温度	<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="685 432 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>圧力制御室内空気温度</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 (B/W) / 格納容器内水素濃度 (S/W)</td> <td>水素吸蔵材柱式水素検出器</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>	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	圧力制御室内空気温度	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 (B/W) / 格納容器内水素濃度 (S/W)	水素吸蔵材柱式水素検出器	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 1809 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">差圧式水位検出器</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>格納容器再循環サブ水位 (広域)</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環サブ水位 (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ト温度</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器水位</td> <td rowspan="2">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>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 rowspan="2">電離箱</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>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	差圧式水位検出器	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	格納容器再循環サブ水位 (広域)	同上	格納容器再循環サブ水位 (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ト温度	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 エリアモニタ (高レンジ)	電離箱	同上	格納容器内高レンジ エリアモニタ (低レンジ)	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> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> </ul>
検出器種類			監視計器	事故時模擬試験時の最大値																																																																																															
	圧力 [MPa (gauge)]	温度 [℃]		積算線量 [MGy]																																																																																															
伝送器* 1	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**3 (RTD)	蒸気発生器水位 (広域)																																																																																																		
	格納容器再循環ポンプ水位 (狭域)																																																																																																		
	格納容器再循環ポンプ水位 (広域)																																																																																																		
	1次冷却材高温度側温度 (広域)																																																																																																		
エリアモニタ**3	1次冷却材低温度側温度 (広域)																																																																																																		
	格納容器内温度																																																																																																		
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																																																																																																	
圧力制御室内空気温度	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 (B/W) / 格納容器内水素濃度 (S/W)	水素吸蔵材柱式水素検出器	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)	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	差圧式水位検出器		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																																																																																																
格納容器再循環サブ水位 (広域)	同上																																																																																																		
格納容器再循環サブ水位 (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ト温度			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 エリアモニタ (高レンジ)	電離箱	同上																																																																																																	
格納容器内高レンジ エリアモニタ (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<sup>※1, 2, 3</sup></p> <table border="1" data-bbox="689 199 1211 491"> <thead> <tr> <th rowspan="2">設置場所</th> <th rowspan="2">類型化区分</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>0.63MPa [gage]</td> <td>従来設計と同等 (100%)<sup>※9</sup>、又はそれ以下</td> <td>従来設計と同等 (100%)<sup>※9</sup>、又はそれ以下</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉補助格納容器内<sup>※4</sup></td> <td>B</td> <td>従来設計と同等 (100%)<sup>※9</sup>、又はそれ以下</td> <td>0.4MPa [gage]、又はそれ以下</td> <td>従来設計と同等 (100%)<sup>※9</sup>、又はそれ以下</td> <td>従来設計と同等 (100%)<sup>※9</sup>、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補助格納容器の耐環境条件の範囲を可及的に広げる必要あり</td> <td></td> </tr> <tr> <td>屋外</td> <td>B</td> <td>外気温 (最大約 37℃)</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補助格納容器の耐環境条件の範囲を可及的に広げる必要あり</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 表中は各環境条件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 (付近に発熱源や線源があるもの) 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、原子炉格納容器内へ放射線の有無、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 建屋内の事故においては使用済燃料プール周囲の設計を考慮する。また、格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA) 等の原子炉建屋原子炉格納容器内への影響が大きくなり、必要な設備が限定される事象については、個別に設定する。          ※5 従来設計値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 原子炉格納容器内への設計値の一例を示す。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <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> </div>	設置場所	類型化区分	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℃	0.63MPa [gage]	従来設計と同等 (100%) <sup>※9</sup> 、又はそれ以下	従来設計と同等 (100%) <sup>※9</sup> 、又はそれ以下		原子炉補助格納容器内 <sup>※4</sup>	B	従来設計と同等 (100%) <sup>※9</sup> 、又はそれ以下	0.4MPa [gage]、又はそれ以下	従来設計と同等 (100%) <sup>※9</sup> 、又はそれ以下	従来設計と同等 (100%) <sup>※9</sup> 、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補助格納容器の耐環境条件の範囲を可及的に広げる必要あり		屋外	B	外気温 (最大約 37℃)	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補助格納容器の耐環境条件の範囲を可及的に広げる必要あり		<p>表 58-10-1 重大事故等時における耐環境条件<sup>※1, 2, 3</sup></p> <table border="1" data-bbox="1256 199 1809 624"> <thead> <tr> <th rowspan="2">設置場所</th> <th rowspan="2">類型化区分</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>0.360MPa [gage]</td> <td>従来設計と同等 (100%)<sup>※9</sup>、又はそれ以下</td> <td>従来設計と同等 (100%)<sup>※9</sup>、又はそれ以下</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内<sup>※4</sup></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%)<sup>※9</sup>、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<sup>※5</sup></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>格納容器外の建屋内<sup>※6</sup></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%)<sup>※9</sup>、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<sup>※7</sup></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%)<sup>※9</sup>、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 (付近に発熱源や線源があるもの) 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棟、燃料取扱棟及び原子炉補助建屋等の環境への影響が大きくなり、必要な設備が限定される事象については、個別に設定する。          ※5 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。          ※6 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区域の設備の設置箇所。          ※7 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、周辺補機棟及び原子炉補助建屋等の設置箇所。          ※8 従来設計値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	類型化区分	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℃	0.360MPa [gage]	従来設計と同等 (100%) <sup>※9</sup> 、又はそれ以下	従来設計と同等 (100%) <sup>※9</sup> 、又はそれ以下		原子炉格納容器内 <sup>※4</sup>	Ba	112℃、又はそれ以下	大気圧相当	従来設計と同等 (100%) <sup>※9</sup> 、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 <sup>※5</sup>	Bb	100℃	大気圧相当	100%	0.15mSv/h、又はそれ以下		格納容器外の建屋内 <sup>※6</sup>	Bc	50℃、又はそれ以下	大気圧相当	従来設計と同等 (100%) <sup>※9</sup> 、又はそれ以下	20mSv/h、又はそれ以下		その他耐震建屋内 <sup>※7</sup>	Bd	60℃、又はそれ以下	大気圧相当	従来設計と同等 (100%) <sup>※9</sup> 、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	類型化区分			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℃	0.63MPa [gage]	従来設計と同等 (100%) <sup>※9</sup> 、又はそれ以下	従来設計と同等 (100%) <sup>※9</sup> 、又はそれ以下																																																																																										
原子炉補助格納容器内 <sup>※4</sup>	B	従来設計と同等 (100%) <sup>※9</sup> 、又はそれ以下	0.4MPa [gage]、又はそれ以下	従来設計と同等 (100%) <sup>※9</sup> 、又はそれ以下	従来設計と同等 (100%) <sup>※9</sup> 、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補助格納容器の耐環境条件の範囲を可及的に広げる必要あり																																																																																										
屋外	B	外気温 (最大約 37℃)	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補助格納容器の耐環境条件の範囲を可及的に広げる必要あり																																																																																										
設置場所	類型化区分	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℃	0.360MPa [gage]	従来設計と同等 (100%) <sup>※9</sup> 、又はそれ以下	従来設計と同等 (100%) <sup>※9</sup> 、又はそれ以下																																																																																										
原子炉格納容器内 <sup>※4</sup>	Ba	112℃、又はそれ以下	大気圧相当	従来設計と同等 (100%) <sup>※9</sup> 、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 <sup>※5</sup>	Bb	100℃	大気圧相当	100%	0.15mSv/h、又はそれ以下																																																																																										
格納容器外の建屋内 <sup>※6</sup>	Bc	50℃、又はそれ以下	大気圧相当	従来設計と同等 (100%) <sup>※9</sup> 、又はそれ以下	20mSv/h、又はそれ以下																																																																																										
その他耐震建屋内 <sup>※7</sup>	Bd	60℃、又はそれ以下	大気圧相当	従来設計と同等 (100%) <sup>※9</sup> 、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, manufacturer, and environmental performance metrics (temperature, pressure, vibration, etc.) for both reactors.

表1：表中の各種環境性能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し可能性もある。

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。

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

Table with columns: 名称, 項目別の種類, 型式, 区分, 構造, 圧力, 材質, 計装種, 備考. Rows include various sensors like 圧力検知器, 温度検知器, etc.

※1: 表中の各耐環境性の数値は基本設計段階の数であり、詳細設計により若干異なる可能性があります。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(参考)表 58-10-5 計装設備の耐環境性について (2/4)※1

Table with columns: 名称, 項目別の種類, 型式, 区分, 構造, 圧力, 材質, 計装種, 備考. Rows include various sensors like 熱納蓄器内温度検知器, etc.

※1: 表中の各耐環境性の数値は基本設計段階の数であり、詳細設計により若干異なる可能性があります。

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 (4/4) ※1

Table with columns for Name, Location, Type, and Environmental Performance (Temperature, Humidity, Vibration, etc.). Rows include various sensors like pressure transmitters, flow meters, and temperature sensors.

※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、詳細設計により今後見直し可能なものもある。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

(参考) 表 58-10-5 計装設備の耐環境性について (4/4) ※1

Table with columns for Name, Location, Type, and Environmental Performance (Temperature, Humidity, Vibration, etc.). Rows include pressure transmitters, flow meters, and temperature sensors.

※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、詳細設計により今後見直し可能なものもある。

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。

耐環境性試験等により健全性を確認
赤字: 設計箇所及び設備箇所は重大事象等時に点検の発生を伴うことと判断され、設計箇所: 耐圧試験機
青字: 記載箇所又は記載内容の相違
緑字: 記載表現、設備名称の相違

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) 大飯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>当該事象を模擬したC/V内へのFP量の時間変化を考慮</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>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></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 <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">          </span> <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">          </span> であることを確認した。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; 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>	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	当該事象を模擬したC/V内へのFP量の時間変化を考慮		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	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			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>【大飯】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	当該事象を模擬したC/V内へのFP量の時間変化を考慮																
	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	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																
		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)

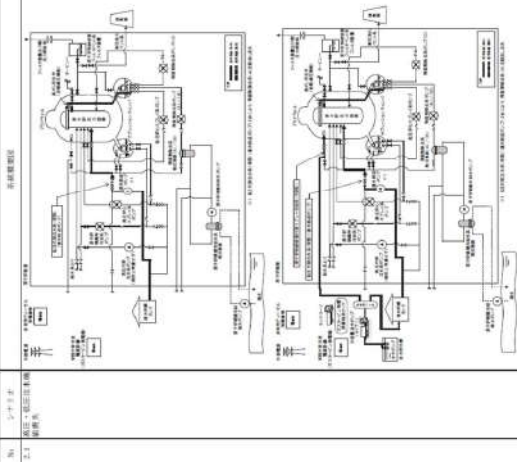
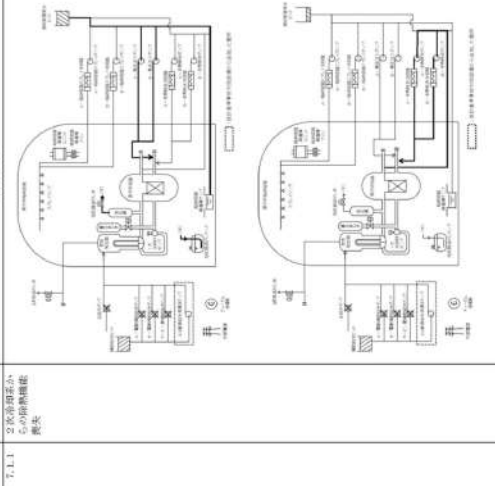
飯発電所 3 / 4 号炉	女川原子力発電所 2 号炉	泊発電所 3 号炉	相違理由
<p>(大飯該当資料なし。以降同様。)</p>	<p>58-11                      パラメータの抽出について</p> <p>1. 設置許可基準規則の第58条における計装設備                      設置許可基準規則第 58 条で抽出されたパラメータは、その他の条文にて主要設備を用いた炉心損傷防止及び格納容器破損防止対策等を成功させるために把握することが必要な発電用原子炉施設の状態として抽出された計装設備であり、各条文との関連性を明確にしたものを表 58-11-1 に示す。</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

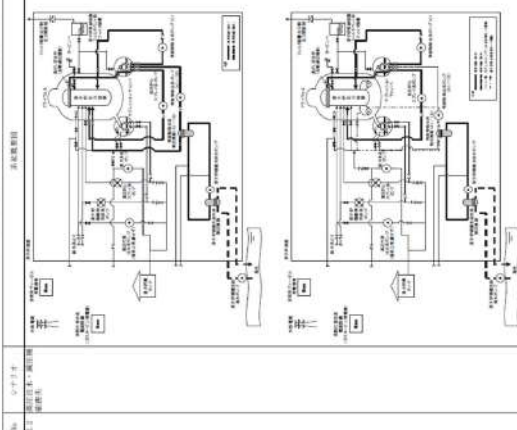
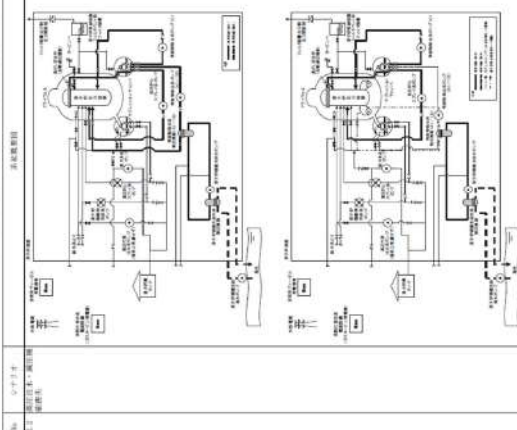
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

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
	<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(1/36)</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(1/55)</p> 	<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監視パラメータが異なるため、比較対象外としている。以下、同表において同じ。</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 (3/36)</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 (3/55)</p> 	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1299 105 1568 159">シナリオ</th> <th data-bbox="1299 159 1568 558">期待する設備</th> <th data-bbox="1299 558 1568 1037">分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1299 105 1568 159">No. 7.1.1 2次冷却系からの伝熱機能喪失 (ツブき)</td> <td data-bbox="1299 159 1568 558">1 次冷却回路圧力 (圧減) 加圧器水位 減圧弁流量 燃料取扱用水レベル水位 格納容器再循環ポンプ水位 (伝熱) 格納容器再循環ポンプ水位 (使用) 低圧注入流量</td> <td data-bbox="1299 558 1568 1037">45 条 (原子炉の冷却) 58 条 (原子炉状態確認) 45 条 (原子炉の冷却) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条 (設計基準流量 (解析上) 使用を法定) 45 条 (水源) 58 条 (水源) 45 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認) 45 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (設計基準流量 (解析上) 使用を法定)</td> </tr> </tbody> </table>	シナリオ	期待する設備	分類	No. 7.1.1 2次冷却系からの伝熱機能喪失 (ツブき)	1 次冷却回路圧力 (圧減) 加圧器水位 減圧弁流量 燃料取扱用水レベル水位 格納容器再循環ポンプ水位 (伝熱) 格納容器再循環ポンプ水位 (使用) 低圧注入流量	45 条 (原子炉の冷却) 58 条 (原子炉状態確認) 45 条 (原子炉の冷却) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条 (設計基準流量 (解析上) 使用を法定) 45 条 (水源) 58 条 (水源) 45 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認) 45 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (設計基準流量 (解析上) 使用を法定)	<p>相違理由</p>
シナリオ	期待する設備	分類							
No. 7.1.1 2次冷却系からの伝熱機能喪失 (ツブき)	1 次冷却回路圧力 (圧減) 加圧器水位 減圧弁流量 燃料取扱用水レベル水位 格納容器再循環ポンプ水位 (伝熱) 格納容器再循環ポンプ水位 (使用) 低圧注入流量	45 条 (原子炉の冷却) 58 条 (原子炉状態確認) 45 条 (原子炉の冷却) 58 条 (原子炉状態確認) 58 条 (設計基準流量 (解析上) 使用を法定) 45 条 (水源) 58 条 (水源) 45 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認) 45 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (設計基準流量 (解析上) 使用を法定)							

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

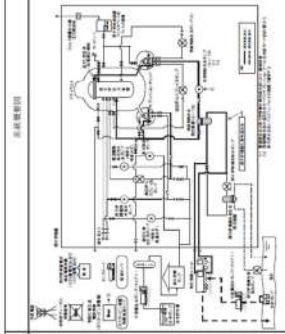
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

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 (4/36)	<table border="1"> <tr> <td>No.</td> <td>シナリオ</td> <td>実施項目</td> <td>期待する設備</td> <td>分類</td> </tr> <tr> <td>2.2 設備欠</td> <td>原子炉冷却系・減圧機</td> <td>減圧機</td> <td>減圧機出力調整</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉出力調整</td> <td>原子炉出力調整</td> <td>原子炉出力調整</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉出力調整</td> <td>原子炉出力調整</td> <td>原子炉出力調整</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉出力調整</td> <td>原子炉出力調整</td> <td>原子炉出力調整</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉出力調整</td> <td>原子炉出力調整</td> <td>原子炉出力調整</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉出力調整</td> <td>原子炉出力調整</td> <td>原子炉出力調整</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉出力調整</td> <td>原子炉出力調整</td> <td>原子炉出力調整</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉出力調整</td> <td>原子炉出力調整</td> <td>原子炉出力調整</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> </table>	No.	シナリオ	実施項目	期待する設備	分類	2.2 設備欠	原子炉冷却系・減圧機	減圧機	減圧機出力調整	45条設計基準仕様 (機器仕様)		原子炉出力調整	原子炉出力調整	原子炉出力調整	45条設計基準仕様 (機器仕様)		原子炉出力調整	原子炉出力調整	原子炉出力調整	45条設計基準仕様 (機器仕様)		原子炉出力調整	原子炉出力調整	原子炉出力調整	45条設計基準仕様 (機器仕様)		原子炉出力調整	原子炉出力調整	原子炉出力調整	45条設計基準仕様 (機器仕様)		原子炉出力調整	原子炉出力調整	原子炉出力調整	45条設計基準仕様 (機器仕様)		原子炉出力調整	原子炉出力調整	原子炉出力調整	45条設計基準仕様 (機器仕様)		原子炉出力調整	原子炉出力調整	原子炉出力調整	45条設計基準仕様 (機器仕様)				<table border="1"> <tr> <td colspan="3">期待する設備</td> <td>分類</td> </tr> <tr> <td>タービン駆動機組水ポンプ</td> <td>タービン駆動機組水ポンプ</td> <td>タービン駆動機組水ポンプ</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td>電動機駆動機組水ポンプ</td> <td>電動機駆動機組水ポンプ</td> <td>電動機駆動機組水ポンプ</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生機 (日本産)</td> <td>蒸気発生機 (日本産)</td> <td>蒸気発生機 (日本産)</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td>補助給水ヒート (水側)</td> <td>補助給水ヒート (水側)</td> <td>補助給水ヒート (水側)</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td>代替給水用電機</td> <td>代替給水用電機</td> <td>代替給水用電機</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td>ダイヤゼム空温換気扇</td> <td>ダイヤゼム空温換気扇</td> <td>ダイヤゼム空温換気扇</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td>換気扇</td> <td>換気扇</td> <td>換気扇</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td>主風機</td> <td>主風機</td> <td>主風機</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td>蓄圧タンク</td> <td>蓄圧タンク</td> <td>蓄圧タンク</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td>B-エアユニット</td> <td>B-エアユニット</td> <td>B-エアユニット</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td>B-エアユニット</td> <td>B-エアユニット</td> <td>B-エアユニット</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td>中島昇降装置</td> <td>中島昇降装置</td> <td>中島昇降装置</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td>中島昇降装置</td> <td>中島昇降装置</td> <td>中島昇降装置</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td>中島昇降装置</td> <td>中島昇降装置</td> <td>中島昇降装置</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td>中島昇降装置</td> <td>中島昇降装置</td> <td>中島昇降装置</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td>中島昇降装置</td> <td>中島昇降装置</td> <td>中島昇降装置</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td>蓄圧タンク</td> <td>蓄圧タンク</td> <td>蓄圧タンク</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td>代替給水用電機</td> <td>代替給水用電機</td> <td>代替給水用電機</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> </table>			期待する設備			分類	タービン駆動機組水ポンプ	タービン駆動機組水ポンプ	タービン駆動機組水ポンプ	45条設計基準仕様 (機器仕様)	電動機駆動機組水ポンプ	電動機駆動機組水ポンプ	電動機駆動機組水ポンプ	45条設計基準仕様 (機器仕様)	蒸気発生機 (日本産)	蒸気発生機 (日本産)	蒸気発生機 (日本産)	45条設計基準仕様 (機器仕様)	補助給水ヒート (水側)	補助給水ヒート (水側)	補助給水ヒート (水側)	45条設計基準仕様 (機器仕様)	代替給水用電機	代替給水用電機	代替給水用電機	45条設計基準仕様 (機器仕様)	ダイヤゼム空温換気扇	ダイヤゼム空温換気扇	ダイヤゼム空温換気扇	45条設計基準仕様 (機器仕様)	換気扇	換気扇	換気扇	45条設計基準仕様 (機器仕様)	主風機	主風機	主風機	45条設計基準仕様 (機器仕様)	蓄圧タンク	蓄圧タンク	蓄圧タンク	45条設計基準仕様 (機器仕様)	B-エアユニット	B-エアユニット	B-エアユニット	45条設計基準仕様 (機器仕様)	B-エアユニット	B-エアユニット	B-エアユニット	45条設計基準仕様 (機器仕様)	中島昇降装置	中島昇降装置	中島昇降装置	45条設計基準仕様 (機器仕様)	中島昇降装置	中島昇降装置	中島昇降装置	45条設計基準仕様 (機器仕様)	中島昇降装置	中島昇降装置	中島昇降装置	45条設計基準仕様 (機器仕様)	中島昇降装置	中島昇降装置	中島昇降装置	45条設計基準仕様 (機器仕様)	中島昇降装置	中島昇降装置	中島昇降装置	45条設計基準仕様 (機器仕様)	蓄圧タンク	蓄圧タンク	蓄圧タンク	45条設計基準仕様 (機器仕様)	代替給水用電機	代替給水用電機	代替給水用電機	45条設計基準仕様 (機器仕様)	
		No.	シナリオ	実施項目	期待する設備	分類																																																																																																																											
2.2 設備欠	原子炉冷却系・減圧機	減圧機	減圧機出力調整	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																													
	原子炉出力調整	原子炉出力調整	原子炉出力調整	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																													
	原子炉出力調整	原子炉出力調整	原子炉出力調整	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																													
	原子炉出力調整	原子炉出力調整	原子炉出力調整	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																													
	原子炉出力調整	原子炉出力調整	原子炉出力調整	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																													
	原子炉出力調整	原子炉出力調整	原子炉出力調整	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																													
	原子炉出力調整	原子炉出力調整	原子炉出力調整	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																													
	原子炉出力調整	原子炉出力調整	原子炉出力調整	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																													
期待する設備			分類																																																																																																																														
タービン駆動機組水ポンプ	タービン駆動機組水ポンプ	タービン駆動機組水ポンプ	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														
電動機駆動機組水ポンプ	電動機駆動機組水ポンプ	電動機駆動機組水ポンプ	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														
蒸気発生機 (日本産)	蒸気発生機 (日本産)	蒸気発生機 (日本産)	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														
補助給水ヒート (水側)	補助給水ヒート (水側)	補助給水ヒート (水側)	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														
代替給水用電機	代替給水用電機	代替給水用電機	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														
ダイヤゼム空温換気扇	ダイヤゼム空温換気扇	ダイヤゼム空温換気扇	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														
換気扇	換気扇	換気扇	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														
主風機	主風機	主風機	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														
蓄圧タンク	蓄圧タンク	蓄圧タンク	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														
B-エアユニット	B-エアユニット	B-エアユニット	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														
B-エアユニット	B-エアユニット	B-エアユニット	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														
中島昇降装置	中島昇降装置	中島昇降装置	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														
中島昇降装置	中島昇降装置	中島昇降装置	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														
中島昇降装置	中島昇降装置	中島昇降装置	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														
中島昇降装置	中島昇降装置	中島昇降装置	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														
中島昇降装置	中島昇降装置	中島昇降装置	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														
蓄圧タンク	蓄圧タンク	蓄圧タンク	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														
代替給水用電機	代替給水用電機	代替給水用電機	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														
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 (4/55)						<table border="1"> <tr> <td colspan="3">期待する設備</td> <td>分類</td> </tr> <tr> <td>タービン駆動機組水ポンプ</td> <td>タービン駆動機組水ポンプ</td> <td>タービン駆動機組水ポンプ</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td>電動機駆動機組水ポンプ</td> <td>電動機駆動機組水ポンプ</td> <td>電動機駆動機組水ポンプ</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生機 (日本産)</td> <td>蒸気発生機 (日本産)</td> <td>蒸気発生機 (日本産)</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td>補助給水ヒート (水側)</td> <td>補助給水ヒート (水側)</td> <td>補助給水ヒート (水側)</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td>代替給水用電機</td> <td>代替給水用電機</td> <td>代替給水用電機</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td>ダイヤゼム空温換気扇</td> <td>ダイヤゼム空温換気扇</td> <td>ダイヤゼム空温換気扇</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td>換気扇</td> <td>換気扇</td> <td>換気扇</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td>主風機</td> <td>主風機</td> <td>主風機</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td>蓄圧タンク</td> <td>蓄圧タンク</td> <td>蓄圧タンク</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td>B-エアユニット</td> <td>B-エアユニット</td> <td>B-エアユニット</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td>B-エアユニット</td> <td>B-エアユニット</td> <td>B-エアユニット</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td>中島昇降装置</td> <td>中島昇降装置</td> <td>中島昇降装置</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td>中島昇降装置</td> <td>中島昇降装置</td> <td>中島昇降装置</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td>中島昇降装置</td> <td>中島昇降装置</td> <td>中島昇降装置</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td>中島昇降装置</td> <td>中島昇降装置</td> <td>中島昇降装置</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td>中島昇降装置</td> <td>中島昇降装置</td> <td>中島昇降装置</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td>蓄圧タンク</td> <td>蓄圧タンク</td> <td>蓄圧タンク</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> <tr> <td>代替給水用電機</td> <td>代替給水用電機</td> <td>代替給水用電機</td> <td>45条設計基準仕様 (機器仕様)</td> </tr> </table>			期待する設備			分類	タービン駆動機組水ポンプ	タービン駆動機組水ポンプ	タービン駆動機組水ポンプ	45条設計基準仕様 (機器仕様)	電動機駆動機組水ポンプ	電動機駆動機組水ポンプ	電動機駆動機組水ポンプ	45条設計基準仕様 (機器仕様)	蒸気発生機 (日本産)	蒸気発生機 (日本産)	蒸気発生機 (日本産)	45条設計基準仕様 (機器仕様)	補助給水ヒート (水側)	補助給水ヒート (水側)	補助給水ヒート (水側)	45条設計基準仕様 (機器仕様)	代替給水用電機	代替給水用電機	代替給水用電機	45条設計基準仕様 (機器仕様)	ダイヤゼム空温換気扇	ダイヤゼム空温換気扇	ダイヤゼム空温換気扇	45条設計基準仕様 (機器仕様)	換気扇	換気扇	換気扇	45条設計基準仕様 (機器仕様)	主風機	主風機	主風機	45条設計基準仕様 (機器仕様)	蓄圧タンク	蓄圧タンク	蓄圧タンク	45条設計基準仕様 (機器仕様)	B-エアユニット	B-エアユニット	B-エアユニット	45条設計基準仕様 (機器仕様)	B-エアユニット	B-エアユニット	B-エアユニット	45条設計基準仕様 (機器仕様)	中島昇降装置	中島昇降装置	中島昇降装置	45条設計基準仕様 (機器仕様)	中島昇降装置	中島昇降装置	中島昇降装置	45条設計基準仕様 (機器仕様)	中島昇降装置	中島昇降装置	中島昇降装置	45条設計基準仕様 (機器仕様)	中島昇降装置	中島昇降装置	中島昇降装置	45条設計基準仕様 (機器仕様)	中島昇降装置	中島昇降装置	中島昇降装置	45条設計基準仕様 (機器仕様)	蓄圧タンク	蓄圧タンク	蓄圧タンク	45条設計基準仕様 (機器仕様)	代替給水用電機	代替給水用電機	代替給水用電機	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																													
期待する設備			分類																																																																																																																														
タービン駆動機組水ポンプ	タービン駆動機組水ポンプ	タービン駆動機組水ポンプ	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														
電動機駆動機組水ポンプ	電動機駆動機組水ポンプ	電動機駆動機組水ポンプ	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														
蒸気発生機 (日本産)	蒸気発生機 (日本産)	蒸気発生機 (日本産)	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														
補助給水ヒート (水側)	補助給水ヒート (水側)	補助給水ヒート (水側)	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														
代替給水用電機	代替給水用電機	代替給水用電機	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														
ダイヤゼム空温換気扇	ダイヤゼム空温換気扇	ダイヤゼム空温換気扇	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														
換気扇	換気扇	換気扇	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														
主風機	主風機	主風機	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														
蓄圧タンク	蓄圧タンク	蓄圧タンク	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														
B-エアユニット	B-エアユニット	B-エアユニット	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														
B-エアユニット	B-エアユニット	B-エアユニット	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														
中島昇降装置	中島昇降装置	中島昇降装置	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														
中島昇降装置	中島昇降装置	中島昇降装置	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														
中島昇降装置	中島昇降装置	中島昇降装置	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														
中島昇降装置	中島昇降装置	中島昇降装置	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														
中島昇降装置	中島昇降装置	中島昇降装置	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														
蓄圧タンク	蓄圧タンク	蓄圧タンク	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														
代替給水用電機	代替給水用電機	代替給水用電機	45条設計基準仕様 (機器仕様)																																																																																																																														



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)

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 (6/26)</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 (6/26)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>シナリオ</th> <th>系統機器</th> <th>期待する設備</th> <th>分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">7.1.2 全交直機力電源喪失 (ツブス)</td> <td rowspan="2">各種炉内設備配管・弁 (代替管中心注水)</td> <td>1. 次冷却設備 (蒸気発生器、二次冷却材ポンプ、ポンプ駆動機、二次冷却材管、配管、安全弁)</td> <td>47条 (蒸気)</td> </tr> <tr> <td>2. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)</td> <td>47条 (蒸気)</td> </tr> <tr> <td rowspan="13">シナリオ 全交直機力電源喪失 (ツブス)</td> <td rowspan="13">各種炉内設備配管・弁 (代替管中心注水)</td> <td>3. 緊急冷却設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)</td> <td>47条 (注水)</td> </tr> <tr> <td>4. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)</td> <td>47条 (注水)</td> </tr> <tr> <td>5. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)</td> <td>47条 (注水)</td> </tr> <tr> <td>6. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)</td> <td>47条 (注水)</td> </tr> <tr> <td>7. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)</td> <td>47条 (注水)</td> </tr> <tr> <td>8. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)</td> <td>47条 (注水)</td> </tr> <tr> <td>9. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)</td> <td>47条 (注水)</td> </tr> <tr> <td>10. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)</td> <td>47条 (注水)</td> </tr> <tr> <td>11. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)</td> <td>47条 (注水)</td> </tr> <tr> <td>12. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)</td> <td>47条 (注水)</td> </tr> <tr> <td>13. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)</td> <td>47条 (注水)</td> </tr> <tr> <td>14. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)</td> <td>47条 (注水)</td> </tr> <tr> <td>15. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)</td> <td>47条 (注水)</td> </tr> <tr> <td>16. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)</td> <td>47条 (注水)</td> </tr> <tr> <td>17. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)</td> <td>47条 (注水)</td> </tr> </tbody> </table>	シナリオ	系統機器	期待する設備	分類	7.1.2 全交直機力電源喪失 (ツブス)	各種炉内設備配管・弁 (代替管中心注水)	1. 次冷却設備 (蒸気発生器、二次冷却材ポンプ、ポンプ駆動機、二次冷却材管、配管、安全弁)	47条 (蒸気)	2. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)	47条 (蒸気)	シナリオ 全交直機力電源喪失 (ツブス)	各種炉内設備配管・弁 (代替管中心注水)	3. 緊急冷却設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)	47条 (注水)	4. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)	47条 (注水)	5. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)	47条 (注水)	6. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)	47条 (注水)	7. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)	47条 (注水)	8. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)	47条 (注水)	9. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)	47条 (注水)	10. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)	47条 (注水)	11. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)	47条 (注水)	12. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)	47条 (注水)	13. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)	47条 (注水)	14. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)	47条 (注水)	15. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)	47条 (注水)	16. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)	47条 (注水)	17. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)	47条 (注水)	
シナリオ	系統機器	期待する設備	分類																																										
7.1.2 全交直機力電源喪失 (ツブス)	各種炉内設備配管・弁 (代替管中心注水)	1. 次冷却設備 (蒸気発生器、二次冷却材ポンプ、ポンプ駆動機、二次冷却材管、配管、安全弁)	47条 (蒸気)																																										
		2. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)	47条 (蒸気)																																										
シナリオ 全交直機力電源喪失 (ツブス)	各種炉内設備配管・弁 (代替管中心注水)	3. 緊急冷却設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)	47条 (注水)																																										
		4. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)	47条 (注水)																																										
		5. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)	47条 (注水)																																										
		6. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)	47条 (注水)																																										
		7. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)	47条 (注水)																																										
		8. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)	47条 (注水)																																										
		9. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)	47条 (注水)																																										
		10. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)	47条 (注水)																																										
		11. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)	47条 (注水)																																										
		12. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)	47条 (注水)																																										
		13. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)	47条 (注水)																																										
		14. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)	47条 (注水)																																										
		15. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)	47条 (注水)																																										
16. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)	47条 (注水)																																												
17. 炉内設備 (炉心冷却管、炉心冷却管配管)	47条 (注水)																																												

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)

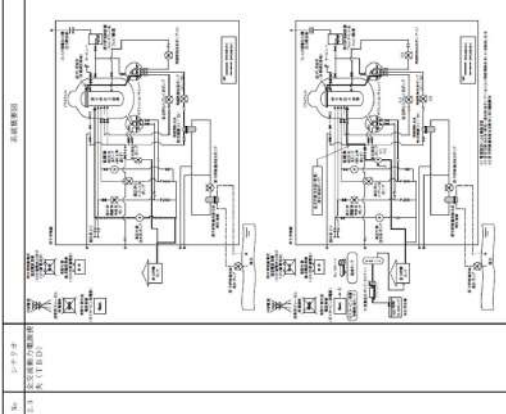
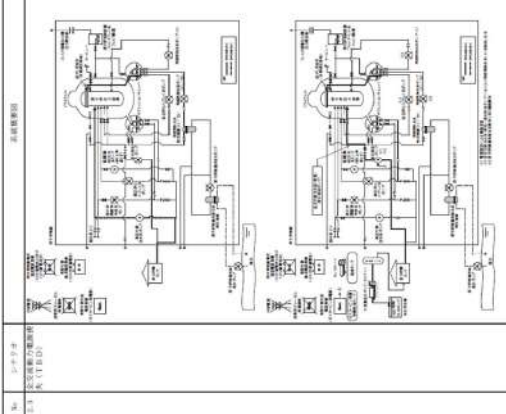
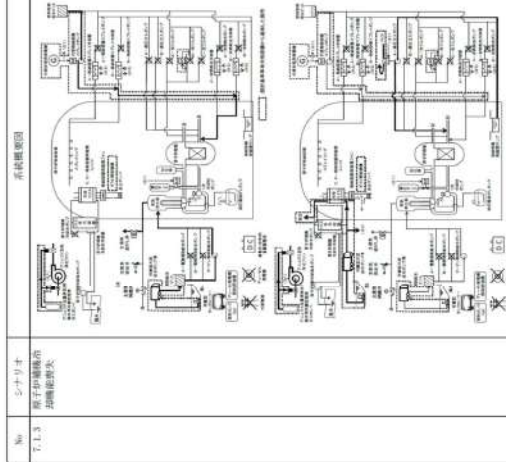
飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>表58-11-2-37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (7/36)</p>	<p>表58-11-2-37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (7/36)</p>	<p>表58-11-2-37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (7/36)</p>	
<p>図1: 炉内設備の概略図 (飯発電所3/4号炉)</p>	<p>図2: 炉内設備の概略図 (女川原子力発電所2号炉)</p>	<p>図3: 炉内設備の概略図 (泊発電所3号炉)</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 (7/36)</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 (7/36)</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 (7/36)</p>	





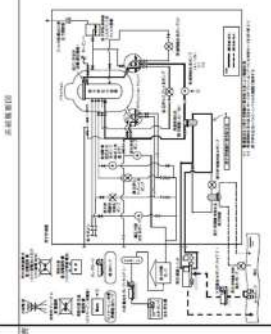
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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 (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 (9/36)</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>相違理由</p>

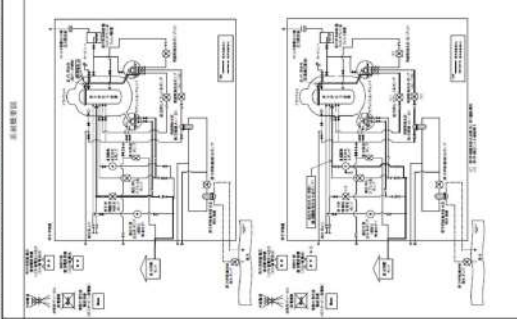
灰色: 女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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 (10/36)</p> <p>シナリオ 7.1.3 炉心溶融の進展 炉心溶融の進展 (D) (ツツ分)</p> 	<p>期待する設備</p> <p>164 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          165 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          166 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          167 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          168 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          169 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          170 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          171 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          172 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          173 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          174 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          175 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          176 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          177 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          178 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          179 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          180 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          181 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          182 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          183 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          184 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          185 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          186 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          187 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          188 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          189 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          190 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          191 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          192 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          193 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          194 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          195 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          196 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          197 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          198 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          199 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          200 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)</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 (10/35)</p> <p>シナリオ 7.1.3 炉心溶融の進展 炉心溶融の進展 (D) (ツツ分)</p> <p>期待する設備</p> <p>199 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          200 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          201 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          202 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          203 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          204 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          205 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          206 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          207 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          208 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          209 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          210 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          211 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          212 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          213 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          214 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          215 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          216 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          217 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          218 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          219 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          220 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          221 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          222 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          223 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          224 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          225 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          226 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          227 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          228 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          229 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          230 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          231 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          232 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          233 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          234 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          235 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          236 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          237 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          238 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          239 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          240 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          241 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          242 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          243 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          244 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          245 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          246 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          247 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          248 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)          249 冷却水循環ポンプ (炉内循環用)          250 冷却水循環ポンプ (炉外循環用)</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)

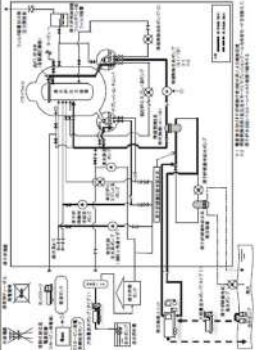
飯発電所 3 / 4 号炉	女川原子力発電所 2 号炉	泊発電所 3 号炉	相違理由
<p>表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて明瞭化する設備とその分類について (11/26)</p> <p>シナリオ 5.1.1.3 炉心溶融事故 炉機能喪失 (7/23)</p> 	<p>表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて明瞭化する設備とその分類について (11/26)</p> <p>シナリオ 5.1.1.3 炉心溶融事故 炉機能喪失 (7/23)</p>	<p>表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて明瞭化する設備とその分類について (11/26)</p> <p>シナリオ 5.1.1.3 炉心溶融事故 炉機能喪失 (7/23)</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 (14/38)</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 (14/38)</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 (14/55)</p>	
<p>シナリオ 5.4 炉内設備故障 (炉内故障)</p>	<p>系統図項目</p>  <p>期待する設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>41条 (緑字)</li> <li>42条 (緑字)</li> <li>43条 (緑字)</li> <li>44条 (緑字)</li> <li>45条 (緑字)</li> <li>46条 (緑字)</li> <li>47条 (緑字)</li> <li>48条 (緑字)</li> <li>49条 (緑字)</li> <li>50条 (緑字)</li> <li>51条 (緑字)</li> <li>52条 (緑字)</li> <li>53条 (緑字)</li> <li>54条 (緑字)</li> <li>55条 (緑字)</li> <li>56条 (緑字)</li> <li>57条 (緑字)</li> <li>58条 (緑字)</li> <li>59条 (緑字)</li> <li>60条 (緑字)</li> <li>61条 (緑字)</li> <li>62条 (緑字)</li> <li>63条 (緑字)</li> <li>64条 (緑字)</li> <li>65条 (緑字)</li> <li>66条 (緑字)</li> <li>67条 (緑字)</li> <li>68条 (緑字)</li> <li>69条 (緑字)</li> <li>70条 (緑字)</li> <li>71条 (緑字)</li> <li>72条 (緑字)</li> <li>73条 (緑字)</li> <li>74条 (緑字)</li> <li>75条 (緑字)</li> <li>76条 (緑字)</li> <li>77条 (緑字)</li> <li>78条 (緑字)</li> <li>79条 (緑字)</li> <li>80条 (緑字)</li> <li>81条 (緑字)</li> <li>82条 (緑字)</li> <li>83条 (緑字)</li> <li>84条 (緑字)</li> <li>85条 (緑字)</li> <li>86条 (緑字)</li> <li>87条 (緑字)</li> <li>88条 (緑字)</li> <li>89条 (緑字)</li> <li>90条 (緑字)</li> <li>91条 (緑字)</li> <li>92条 (緑字)</li> <li>93条 (緑字)</li> <li>94条 (緑字)</li> <li>95条 (緑字)</li> <li>96条 (緑字)</li> <li>97条 (緑字)</li> <li>98条 (緑字)</li> <li>99条 (緑字)</li> <li>100条 (緑字)</li> </ul>	<p>期待する設備</p> <p>期待する設備</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>41条 (緑字)</li> <li>42条 (緑字)</li> <li>43条 (緑字)</li> <li>44条 (緑字)</li> <li>45条 (緑字)</li> <li>46条 (緑字)</li> <li>47条 (緑字)</li> <li>48条 (緑字)</li> <li>49条 (緑字)</li> <li>50条 (緑字)</li> <li>51条 (緑字)</li> <li>52条 (緑字)</li> <li>53条 (緑字)</li> <li>54条 (緑字)</li> <li>55条 (緑字)</li> <li>56条 (緑字)</li> <li>57条 (緑字)</li> <li>58条 (緑字)</li> <li>59条 (緑字)</li> <li>60条 (緑字)</li> <li>61条 (緑字)</li> <li>62条 (緑字)</li> <li>63条 (緑字)</li> <li>64条 (緑字)</li> <li>65条 (緑字)</li> <li>66条 (緑字)</li> <li>67条 (緑字)</li> <li>68条 (緑字)</li> <li>69条 (緑字)</li> <li>70条 (緑字)</li> <li>71条 (緑字)</li> <li>72条 (緑字)</li> <li>73条 (緑字)</li> <li>74条 (緑字)</li> <li>75条 (緑字)</li> <li>76条 (緑字)</li> <li>77条 (緑字)</li> <li>78条 (緑字)</li> <li>79条 (緑字)</li> <li>80条 (緑字)</li> <li>81条 (緑字)</li> <li>82条 (緑字)</li> <li>83条 (緑字)</li> <li>84条 (緑字)</li> <li>85条 (緑字)</li> <li>86条 (緑字)</li> <li>87条 (緑字)</li> <li>88条 (緑字)</li> <li>89条 (緑字)</li> <li>90条 (緑字)</li> <li>91条 (緑字)</li> <li>92条 (緑字)</li> <li>93条 (緑字)</li> <li>94条 (緑字)</li> <li>95条 (緑字)</li> <li>96条 (緑字)</li> <li>97条 (緑字)</li> <li>98条 (緑字)</li> <li>99条 (緑字)</li> <li>100条 (緑字)</li> </ul>	<p>相違理由</p>



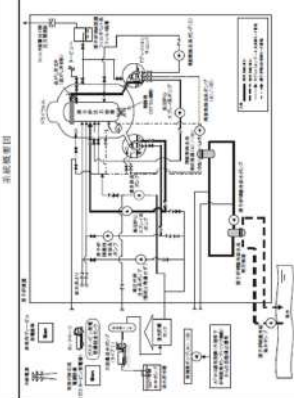






灰色：女川 2 号炉の記載のうち、BWR 固有の設備や対応手段であり、泊 3 号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青色：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 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>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 (つづき)</p>	<p>系統概要図</p> 	<p>期待する設備</p> <p>機冷海水冷却装置及び原子炉補 機冷却水設備 配管・弁 [流路] 及び原子炉補機冷却水設備 配管・弁・ストレーナー [流路] 原子炉容器 出力制限中性子束 中間領域中性子束 中性子層領域中性子束 蒸気発生器水位 (広域) 蒸気発生器水位 (狭域) 補助給水流速 補助給水セット水位 主蒸気ライン圧力 1 次冷却材圧力 (広域) 1 次冷却材圧力 (広域-底層面) 1 次冷却材圧力 (広域-底層面) はろろタンク水位 加圧器水位 低圧注入流量</p>	<p>分類案</p> <p>41 条 (注水先) 58 条 (未臨界状態の確認) 58 条 (未臨界状態の確認) 58 条 (未臨界状態の確認) 58 条設計基準仕様 (解析上使用 多岐) 58 条設計基準仕様 (解析上使用 多岐) 58 条設計基準仕様 (解析上使用 多岐) 58 条設計基準仕様 (解析上使用 多岐) 58 条設計基準仕様 (解析上使用 多岐) 58 条設計基準仕様 (解析上使用 多岐) 58 条設計基準仕様 (解析上使用 多岐) 58 条設計基準仕様 (解析上使用 多岐) 58 条設計基準仕様 (解析上使用 多岐) 58 条設計基準仕様 (解析上使用 多岐)</p>

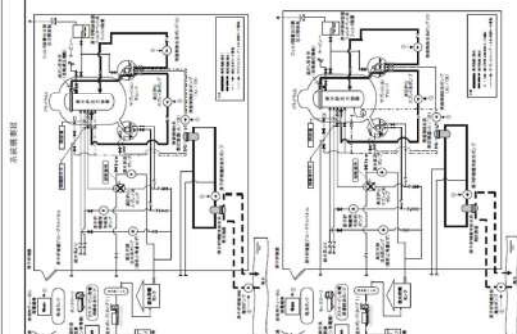
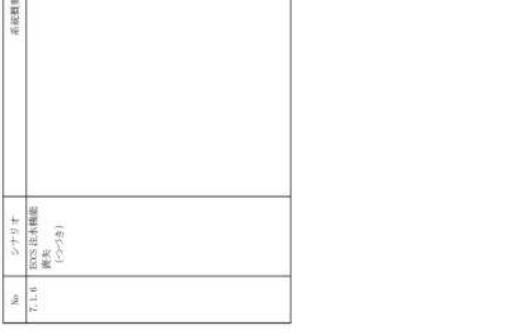






灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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 (22/55)</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 (22/55)</p>	
	<p>図 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 (22/55)</p>		



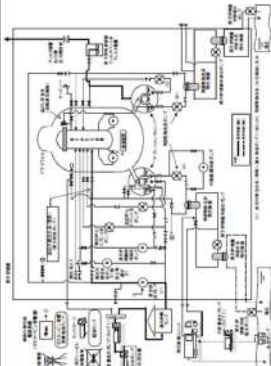
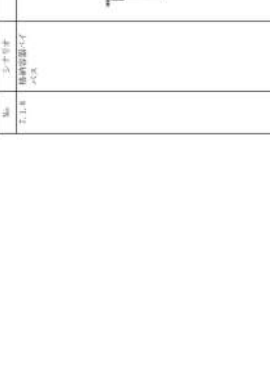






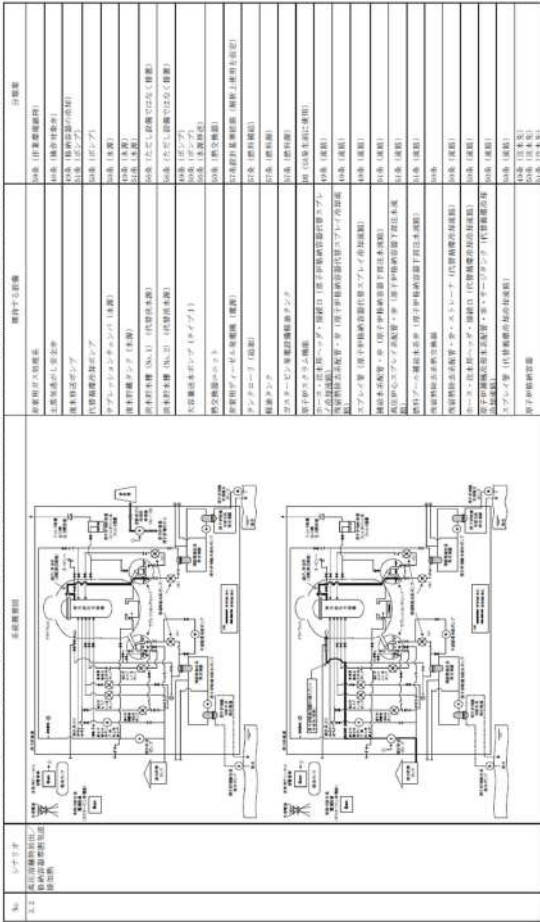
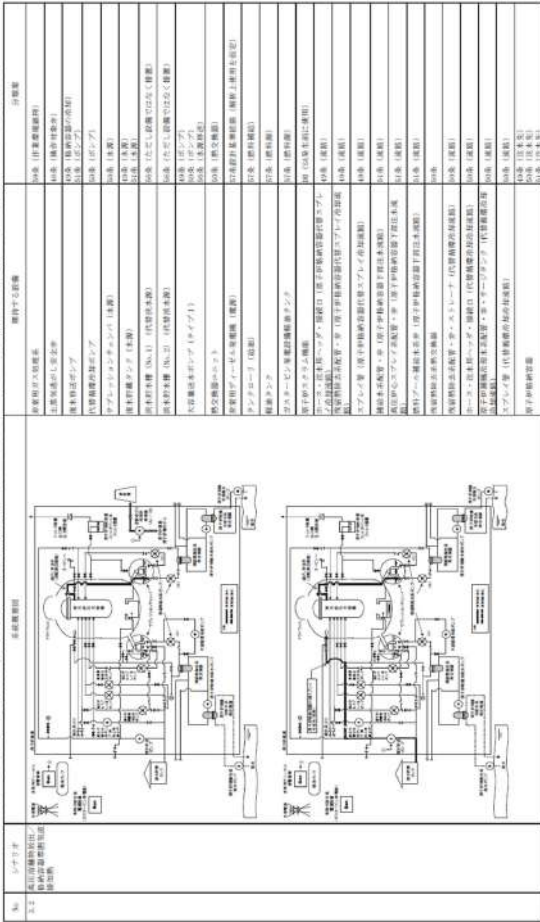
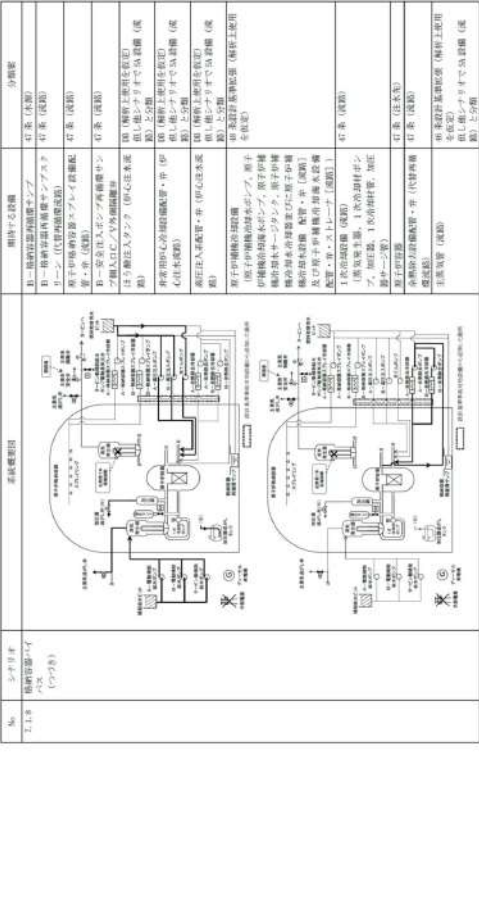
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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 (26/36)</p>	<p>期待する設備</p>  <p>分欄表</p> <table border="1"> <tr><td>50条 (炉心冷却系)</td><td>50条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>51条 (炉心冷却系)</td><td>51条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>52条 (炉心冷却系)</td><td>52条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>53条 (炉心冷却系)</td><td>53条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>54条 (炉心冷却系)</td><td>54条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>55条 (炉心冷却系)</td><td>55条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>56条 (炉心冷却系)</td><td>56条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>57条 (炉心冷却系)</td><td>57条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>58条 (炉心冷却系)</td><td>58条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>59条 (炉心冷却系)</td><td>59条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>60条 (炉心冷却系)</td><td>60条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>61条 (炉心冷却系)</td><td>61条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>62条 (炉心冷却系)</td><td>62条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>63条 (炉心冷却系)</td><td>63条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>64条 (炉心冷却系)</td><td>64条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>65条 (炉心冷却系)</td><td>65条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>66条 (炉心冷却系)</td><td>66条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>67条 (炉心冷却系)</td><td>67条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>68条 (炉心冷却系)</td><td>68条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>69条 (炉心冷却系)</td><td>69条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>70条 (炉心冷却系)</td><td>70条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>71条 (炉心冷却系)</td><td>71条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>72条 (炉心冷却系)</td><td>72条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>73条 (炉心冷却系)</td><td>73条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>74条 (炉心冷却系)</td><td>74条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>75条 (炉心冷却系)</td><td>75条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>76条 (炉心冷却系)</td><td>76条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>77条 (炉心冷却系)</td><td>77条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>78条 (炉心冷却系)</td><td>78条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>79条 (炉心冷却系)</td><td>79条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>80条 (炉心冷却系)</td><td>80条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>81条 (炉心冷却系)</td><td>81条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>82条 (炉心冷却系)</td><td>82条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>83条 (炉心冷却系)</td><td>83条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>84条 (炉心冷却系)</td><td>84条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>85条 (炉心冷却系)</td><td>85条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>86条 (炉心冷却系)</td><td>86条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>87条 (炉心冷却系)</td><td>87条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>88条 (炉心冷却系)</td><td>88条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>89条 (炉心冷却系)</td><td>89条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>90条 (炉心冷却系)</td><td>90条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>91条 (炉心冷却系)</td><td>91条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>92条 (炉心冷却系)</td><td>92条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>93条 (炉心冷却系)</td><td>93条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>94条 (炉心冷却系)</td><td>94条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>95条 (炉心冷却系)</td><td>95条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>96条 (炉心冷却系)</td><td>96条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>97条 (炉心冷却系)</td><td>97条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>98条 (炉心冷却系)</td><td>98条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>99条 (炉心冷却系)</td><td>99条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>100条 (炉心冷却系)</td><td>100条 (炉心冷却系)</td></tr> </table>	50条 (炉心冷却系)	50条 (炉心冷却系)	51条 (炉心冷却系)	51条 (炉心冷却系)	52条 (炉心冷却系)	52条 (炉心冷却系)	53条 (炉心冷却系)	53条 (炉心冷却系)	54条 (炉心冷却系)	54条 (炉心冷却系)	55条 (炉心冷却系)	55条 (炉心冷却系)	56条 (炉心冷却系)	56条 (炉心冷却系)	57条 (炉心冷却系)	57条 (炉心冷却系)	58条 (炉心冷却系)	58条 (炉心冷却系)	59条 (炉心冷却系)	59条 (炉心冷却系)	60条 (炉心冷却系)	60条 (炉心冷却系)	61条 (炉心冷却系)	61条 (炉心冷却系)	62条 (炉心冷却系)	62条 (炉心冷却系)	63条 (炉心冷却系)	63条 (炉心冷却系)	64条 (炉心冷却系)	64条 (炉心冷却系)	65条 (炉心冷却系)	65条 (炉心冷却系)	66条 (炉心冷却系)	66条 (炉心冷却系)	67条 (炉心冷却系)	67条 (炉心冷却系)	68条 (炉心冷却系)	68条 (炉心冷却系)	69条 (炉心冷却系)	69条 (炉心冷却系)	70条 (炉心冷却系)	70条 (炉心冷却系)	71条 (炉心冷却系)	71条 (炉心冷却系)	72条 (炉心冷却系)	72条 (炉心冷却系)	73条 (炉心冷却系)	73条 (炉心冷却系)	74条 (炉心冷却系)	74条 (炉心冷却系)	75条 (炉心冷却系)	75条 (炉心冷却系)	76条 (炉心冷却系)	76条 (炉心冷却系)	77条 (炉心冷却系)	77条 (炉心冷却系)	78条 (炉心冷却系)	78条 (炉心冷却系)	79条 (炉心冷却系)	79条 (炉心冷却系)	80条 (炉心冷却系)	80条 (炉心冷却系)	81条 (炉心冷却系)	81条 (炉心冷却系)	82条 (炉心冷却系)	82条 (炉心冷却系)	83条 (炉心冷却系)	83条 (炉心冷却系)	84条 (炉心冷却系)	84条 (炉心冷却系)	85条 (炉心冷却系)	85条 (炉心冷却系)	86条 (炉心冷却系)	86条 (炉心冷却系)	87条 (炉心冷却系)	87条 (炉心冷却系)	88条 (炉心冷却系)	88条 (炉心冷却系)	89条 (炉心冷却系)	89条 (炉心冷却系)	90条 (炉心冷却系)	90条 (炉心冷却系)	91条 (炉心冷却系)	91条 (炉心冷却系)	92条 (炉心冷却系)	92条 (炉心冷却系)	93条 (炉心冷却系)	93条 (炉心冷却系)	94条 (炉心冷却系)	94条 (炉心冷却系)	95条 (炉心冷却系)	95条 (炉心冷却系)	96条 (炉心冷却系)	96条 (炉心冷却系)	97条 (炉心冷却系)	97条 (炉心冷却系)	98条 (炉心冷却系)	98条 (炉心冷却系)	99条 (炉心冷却系)	99条 (炉心冷却系)	100条 (炉心冷却系)	100条 (炉心冷却系)	<p>期待する設備</p>  <p>分欄表</p> <table border="1"> <tr><td>50条 (炉心冷却系)</td><td>50条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>51条 (炉心冷却系)</td><td>51条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>52条 (炉心冷却系)</td><td>52条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>53条 (炉心冷却系)</td><td>53条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>54条 (炉心冷却系)</td><td>54条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>55条 (炉心冷却系)</td><td>55条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>56条 (炉心冷却系)</td><td>56条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>57条 (炉心冷却系)</td><td>57条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>58条 (炉心冷却系)</td><td>58条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>59条 (炉心冷却系)</td><td>59条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>60条 (炉心冷却系)</td><td>60条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>61条 (炉心冷却系)</td><td>61条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>62条 (炉心冷却系)</td><td>62条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>63条 (炉心冷却系)</td><td>63条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>64条 (炉心冷却系)</td><td>64条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>65条 (炉心冷却系)</td><td>65条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>66条 (炉心冷却系)</td><td>66条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>67条 (炉心冷却系)</td><td>67条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>68条 (炉心冷却系)</td><td>68条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>69条 (炉心冷却系)</td><td>69条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>70条 (炉心冷却系)</td><td>70条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>71条 (炉心冷却系)</td><td>71条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>72条 (炉心冷却系)</td><td>72条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>73条 (炉心冷却系)</td><td>73条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>74条 (炉心冷却系)</td><td>74条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>75条 (炉心冷却系)</td><td>75条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>76条 (炉心冷却系)</td><td>76条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>77条 (炉心冷却系)</td><td>77条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>78条 (炉心冷却系)</td><td>78条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>79条 (炉心冷却系)</td><td>79条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>80条 (炉心冷却系)</td><td>80条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>81条 (炉心冷却系)</td><td>81条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>82条 (炉心冷却系)</td><td>82条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>83条 (炉心冷却系)</td><td>83条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>84条 (炉心冷却系)</td><td>84条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>85条 (炉心冷却系)</td><td>85条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>86条 (炉心冷却系)</td><td>86条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>87条 (炉心冷却系)</td><td>87条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>88条 (炉心冷却系)</td><td>88条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>89条 (炉心冷却系)</td><td>89条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>90条 (炉心冷却系)</td><td>90条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>91条 (炉心冷却系)</td><td>91条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>92条 (炉心冷却系)</td><td>92条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>93条 (炉心冷却系)</td><td>93条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>94条 (炉心冷却系)</td><td>94条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>95条 (炉心冷却系)</td><td>95条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>96条 (炉心冷却系)</td><td>96条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>97条 (炉心冷却系)</td><td>97条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>98条 (炉心冷却系)</td><td>98条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>99条 (炉心冷却系)</td><td>99条 (炉心冷却系)</td></tr> <tr><td>100条 (炉心冷却系)</td><td>100条 (炉心冷却系)</td></tr> </table>	50条 (炉心冷却系)	50条 (炉心冷却系)	51条 (炉心冷却系)	51条 (炉心冷却系)	52条 (炉心冷却系)	52条 (炉心冷却系)	53条 (炉心冷却系)	53条 (炉心冷却系)	54条 (炉心冷却系)	54条 (炉心冷却系)	55条 (炉心冷却系)	55条 (炉心冷却系)	56条 (炉心冷却系)	56条 (炉心冷却系)	57条 (炉心冷却系)	57条 (炉心冷却系)	58条 (炉心冷却系)	58条 (炉心冷却系)	59条 (炉心冷却系)	59条 (炉心冷却系)	60条 (炉心冷却系)	60条 (炉心冷却系)	61条 (炉心冷却系)	61条 (炉心冷却系)	62条 (炉心冷却系)	62条 (炉心冷却系)	63条 (炉心冷却系)	63条 (炉心冷却系)	64条 (炉心冷却系)	64条 (炉心冷却系)	65条 (炉心冷却系)	65条 (炉心冷却系)	66条 (炉心冷却系)	66条 (炉心冷却系)	67条 (炉心冷却系)	67条 (炉心冷却系)	68条 (炉心冷却系)	68条 (炉心冷却系)	69条 (炉心冷却系)	69条 (炉心冷却系)	70条 (炉心冷却系)	70条 (炉心冷却系)	71条 (炉心冷却系)	71条 (炉心冷却系)	72条 (炉心冷却系)	72条 (炉心冷却系)	73条 (炉心冷却系)	73条 (炉心冷却系)	74条 (炉心冷却系)	74条 (炉心冷却系)	75条 (炉心冷却系)	75条 (炉心冷却系)	76条 (炉心冷却系)	76条 (炉心冷却系)	77条 (炉心冷却系)	77条 (炉心冷却系)	78条 (炉心冷却系)	78条 (炉心冷却系)	79条 (炉心冷却系)	79条 (炉心冷却系)	80条 (炉心冷却系)	80条 (炉心冷却系)	81条 (炉心冷却系)	81条 (炉心冷却系)	82条 (炉心冷却系)	82条 (炉心冷却系)	83条 (炉心冷却系)	83条 (炉心冷却系)	84条 (炉心冷却系)	84条 (炉心冷却系)	85条 (炉心冷却系)	85条 (炉心冷却系)	86条 (炉心冷却系)	86条 (炉心冷却系)	87条 (炉心冷却系)	87条 (炉心冷却系)	88条 (炉心冷却系)	88条 (炉心冷却系)	89条 (炉心冷却系)	89条 (炉心冷却系)	90条 (炉心冷却系)	90条 (炉心冷却系)	91条 (炉心冷却系)	91条 (炉心冷却系)	92条 (炉心冷却系)	92条 (炉心冷却系)	93条 (炉心冷却系)	93条 (炉心冷却系)	94条 (炉心冷却系)	94条 (炉心冷却系)	95条 (炉心冷却系)	95条 (炉心冷却系)	96条 (炉心冷却系)	96条 (炉心冷却系)	97条 (炉心冷却系)	97条 (炉心冷却系)	98条 (炉心冷却系)	98条 (炉心冷却系)	99条 (炉心冷却系)	99条 (炉心冷却系)	100条 (炉心冷却系)	100条 (炉心冷却系)	<p>相違理由</p>
50条 (炉心冷却系)	50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
51条 (炉心冷却系)	51条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
52条 (炉心冷却系)	52条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
53条 (炉心冷却系)	53条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
54条 (炉心冷却系)	54条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
55条 (炉心冷却系)	55条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
56条 (炉心冷却系)	56条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
57条 (炉心冷却系)	57条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
58条 (炉心冷却系)	58条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
59条 (炉心冷却系)	59条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
60条 (炉心冷却系)	60条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
61条 (炉心冷却系)	61条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
62条 (炉心冷却系)	62条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
63条 (炉心冷却系)	63条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
64条 (炉心冷却系)	64条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
65条 (炉心冷却系)	65条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
66条 (炉心冷却系)	66条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
67条 (炉心冷却系)	67条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
68条 (炉心冷却系)	68条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
69条 (炉心冷却系)	69条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
70条 (炉心冷却系)	70条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
71条 (炉心冷却系)	71条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
72条 (炉心冷却系)	72条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
73条 (炉心冷却系)	73条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
74条 (炉心冷却系)	74条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
75条 (炉心冷却系)	75条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
76条 (炉心冷却系)	76条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
77条 (炉心冷却系)	77条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
78条 (炉心冷却系)	78条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
79条 (炉心冷却系)	79条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
80条 (炉心冷却系)	80条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
81条 (炉心冷却系)	81条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
82条 (炉心冷却系)	82条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
83条 (炉心冷却系)	83条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
84条 (炉心冷却系)	84条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
85条 (炉心冷却系)	85条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
86条 (炉心冷却系)	86条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
87条 (炉心冷却系)	87条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
88条 (炉心冷却系)	88条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
89条 (炉心冷却系)	89条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
90条 (炉心冷却系)	90条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
91条 (炉心冷却系)	91条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
92条 (炉心冷却系)	92条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
93条 (炉心冷却系)	93条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
94条 (炉心冷却系)	94条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
95条 (炉心冷却系)	95条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
96条 (炉心冷却系)	96条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
97条 (炉心冷却系)	97条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
98条 (炉心冷却系)	98条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
99条 (炉心冷却系)	99条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
100条 (炉心冷却系)	100条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
50条 (炉心冷却系)	50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
51条 (炉心冷却系)	51条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
52条 (炉心冷却系)	52条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
53条 (炉心冷却系)	53条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
54条 (炉心冷却系)	54条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
55条 (炉心冷却系)	55条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
56条 (炉心冷却系)	56条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
57条 (炉心冷却系)	57条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
58条 (炉心冷却系)	58条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
59条 (炉心冷却系)	59条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
60条 (炉心冷却系)	60条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
61条 (炉心冷却系)	61条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
62条 (炉心冷却系)	62条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
63条 (炉心冷却系)	63条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
64条 (炉心冷却系)	64条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
65条 (炉心冷却系)	65条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
66条 (炉心冷却系)	66条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
67条 (炉心冷却系)	67条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
68条 (炉心冷却系)	68条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
69条 (炉心冷却系)	69条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
70条 (炉心冷却系)	70条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
71条 (炉心冷却系)	71条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
72条 (炉心冷却系)	72条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
73条 (炉心冷却系)	73条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
74条 (炉心冷却系)	74条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
75条 (炉心冷却系)	75条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
76条 (炉心冷却系)	76条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
77条 (炉心冷却系)	77条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
78条 (炉心冷却系)	78条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
79条 (炉心冷却系)	79条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
80条 (炉心冷却系)	80条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
81条 (炉心冷却系)	81条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
82条 (炉心冷却系)	82条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
83条 (炉心冷却系)	83条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
84条 (炉心冷却系)	84条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
85条 (炉心冷却系)	85条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
86条 (炉心冷却系)	86条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
87条 (炉心冷却系)	87条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
88条 (炉心冷却系)	88条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
89条 (炉心冷却系)	89条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
90条 (炉心冷却系)	90条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
91条 (炉心冷却系)	91条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
92条 (炉心冷却系)	92条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
93条 (炉心冷却系)	93条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
94条 (炉心冷却系)	94条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
95条 (炉心冷却系)	95条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
96条 (炉心冷却系)	96条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
97条 (炉心冷却系)	97条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
98条 (炉心冷却系)	98条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
99条 (炉心冷却系)	99条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														
100条 (炉心冷却系)	100条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																														

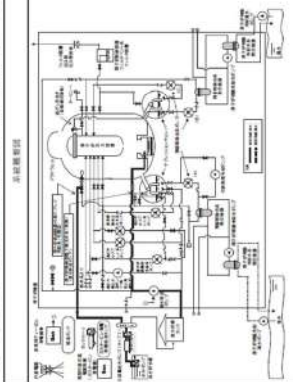
灰色: 女川 2 号炉の記載のうち、BWR 固有の設備や対応手段であり、泊 3 号炉と比較対象とならない記載内容

赤字: 設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字: 記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 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 (27/36)</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 (28/36)</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 (28/36)</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 (28/36)</p> <table border="1"> <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>5.2</td> <td>原子炉冷却系断水 (1つづき)</td> <td></td> <td>非常用設備系管・弁 (系統)</td> <td>非常設備系管 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>補助給水設備系管・弁 (系統)</td> <td>非常設備系管系 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>圧力調整用中性子管</td> <td>圧力調整用中性子管 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>中間冷却中性子管</td> <td>中間冷却中性子管 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>中性子降速機/中性子管</td> <td>中性子降速機/中性子管 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>高圧注入装置</td> <td>高圧注入装置 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>燃料冷却用ボイラ</td> <td>燃料冷却用ボイラ (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>原子炉冷却系断水 (2つづき)</td> <td>原子炉冷却系断水 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>圧力調整用中性子管</td> <td>圧力調整用中性子管 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>中間冷却中性子管</td> <td>中間冷却中性子管 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>中性子降速機/中性子管</td> <td>中性子降速機/中性子管 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>高圧注入装置</td> <td>高圧注入装置 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>燃料冷却用ボイラ</td> <td>燃料冷却用ボイラ (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>原子炉冷却系断水 (3つづき)</td> <td>原子炉冷却系断水 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>圧力調整用中性子管</td> <td>圧力調整用中性子管 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>中間冷却中性子管</td> <td>中間冷却中性子管 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>中性子降速機/中性子管</td> <td>中性子降速機/中性子管 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>高圧注入装置</td> <td>高圧注入装置 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>燃料冷却用ボイラ</td> <td>燃料冷却用ボイラ (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類</td> </tr> </tbody> </table>	No.	シナリオ	系統概要	期待する設備	分類	5.2	原子炉冷却系断水 (1つづき)		非常用設備系管・弁 (系統)	非常設備系管 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類				補助給水設備系管・弁 (系統)	非常設備系管系 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類				圧力調整用中性子管	圧力調整用中性子管 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類				中間冷却中性子管	中間冷却中性子管 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類				中性子降速機/中性子管	中性子降速機/中性子管 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類				高圧注入装置	高圧注入装置 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類				燃料冷却用ボイラ	燃料冷却用ボイラ (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類				原子炉冷却系断水 (2つづき)	原子炉冷却系断水 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類				圧力調整用中性子管	圧力調整用中性子管 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類				中間冷却中性子管	中間冷却中性子管 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類				中性子降速機/中性子管	中性子降速機/中性子管 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類				高圧注入装置	高圧注入装置 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類				燃料冷却用ボイラ	燃料冷却用ボイラ (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類				原子炉冷却系断水 (3つづき)	原子炉冷却系断水 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類				圧力調整用中性子管	圧力調整用中性子管 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類				中間冷却中性子管	中間冷却中性子管 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類				中性子降速機/中性子管	中性子降速機/中性子管 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類				高圧注入装置	高圧注入装置 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類				燃料冷却用ボイラ	燃料冷却用ボイラ (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類	<p>相違理由</p>
No.	シナリオ	系統概要	期待する設備	分類																																																																																																			
5.2	原子炉冷却系断水 (1つづき)		非常用設備系管・弁 (系統)	非常設備系管 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類																																																																																																			
			補助給水設備系管・弁 (系統)	非常設備系管系 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類																																																																																																			
			圧力調整用中性子管	圧力調整用中性子管 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類																																																																																																			
			中間冷却中性子管	中間冷却中性子管 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類																																																																																																			
			中性子降速機/中性子管	中性子降速機/中性子管 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類																																																																																																			
			高圧注入装置	高圧注入装置 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類																																																																																																			
			燃料冷却用ボイラ	燃料冷却用ボイラ (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類																																																																																																			
			原子炉冷却系断水 (2つづき)	原子炉冷却系断水 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類																																																																																																			
			圧力調整用中性子管	圧力調整用中性子管 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類																																																																																																			
			中間冷却中性子管	中間冷却中性子管 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類																																																																																																			
			中性子降速機/中性子管	中性子降速機/中性子管 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類																																																																																																			
			高圧注入装置	高圧注入装置 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類																																																																																																			
			燃料冷却用ボイラ	燃料冷却用ボイラ (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類																																																																																																			
			原子炉冷却系断水 (3つづき)	原子炉冷却系断水 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類																																																																																																			
			圧力調整用中性子管	圧力調整用中性子管 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類																																																																																																			
			中間冷却中性子管	中間冷却中性子管 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類																																																																																																			
			中性子降速機/中性子管	中性子降速機/中性子管 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類																																																																																																			
			高圧注入装置	高圧注入装置 (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類																																																																																																			
			燃料冷却用ボイラ	燃料冷却用ボイラ (燃料上流用) 弁 (特定) シナリオ中で BWR 設備 (燃料上流用) の類																																																																																																			





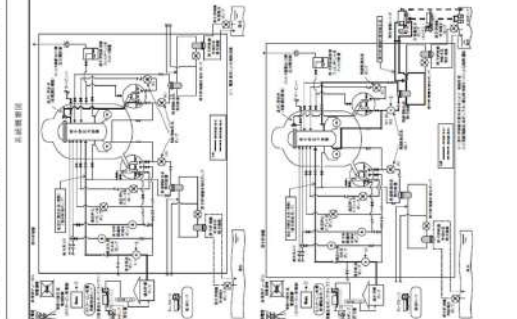
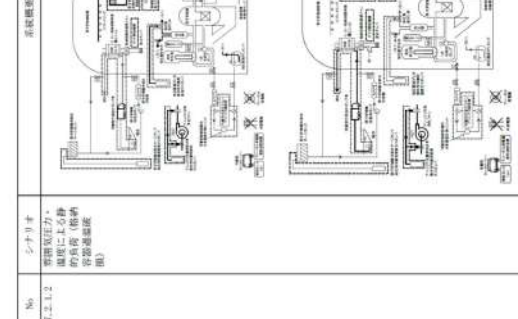






灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 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 (33/36)</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 (33/36)</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 (33/55)</p>	
<p>シナリオ                  No. 1 2 3 4                  炉内冷却系停止</p>	<p>系統図  </p>	<p>系統図  </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>設備名</p>	<p>設備名</p>	<p>設備名</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 (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 1377 1197">シナリオ</th> <th data-bbox="1377 1037 1308 1037">系統要因</th> <th data-bbox="1308 359 1377 1037">期待する設備</th> <th data-bbox="1308 153 1377 359">分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1308 1141 1344 1197">7.2.4</td> <td data-bbox="1344 1069 1377 1141">水蒸気発生機 (つづき)</td> <td data-bbox="1377 1037 1308 1037"></td> <td data-bbox="1308 359 1377 1037">                     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流量                      格納容器水位                      原子炉下部キャビティ水位                      可搬型流量計装置庫 (格納容器庫)                      感度ユニット入口流量 / 出口流量                 </td> <td data-bbox="1308 153 1377 359">                     53 条 (格納容器状態確認)                      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 (格納容器状態確認)                      49 条 (代替格納容器スプレイ)                      58 条 (格納容器状態確認)                      49 条 (自然減圧弁)                      58 条 (格納容器状態確認)                 </td> </tr> </tbody> </table>	No	シナリオ	系統要因	期待する設備	分類	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流量 格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位 可搬型流量計装置庫 (格納容器庫) 感度ユニット入口流量 / 出口流量	53 条 (格納容器状態確認) 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 (格納容器状態確認) 49 条 (代替格納容器スプレイ) 58 条 (格納容器状態確認) 49 条 (自然減圧弁) 58 条 (格納容器状態確認)	
No	シナリオ	系統要因	期待する設備	分類									
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流量 格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位 可搬型流量計装置庫 (格納容器庫) 感度ユニット入口流量 / 出口流量	53 条 (格納容器状態確認) 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 (格納容器状態確認) 49 条 (代替格納容器スプレイ) 58 条 (格納容器状態確認) 49 条 (自然減圧弁) 58 条 (格納容器状態確認)									





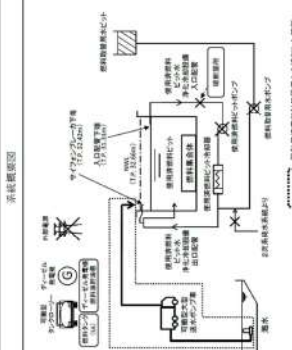
灰色：女川 2 号炉の記載のうち、BWR 固有の設備や対応手段であり、泊 3 号炉と比較対象とならない記載内容

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)

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="1294 169 1433 1023"> <thead> <tr> <th data-bbox="1294 895 1433 975">No.</th> <th data-bbox="1294 671 1433 895">シナリオ</th> <th data-bbox="1294 504 1433 671">系統範囲</th> <th data-bbox="1294 336 1433 504">期待する設備</th> <th data-bbox="1294 169 1433 336">分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1294 975 1433 1023">7.3.1</td> <td data-bbox="1294 895 1433 975">想定事故 1 (ツブシ)</td> <td data-bbox="1294 671 1433 895"></td> <td data-bbox="1294 504 1433 671">                     使用済燃料ピット可搬型エリア                      モニタ                      使用済燃料ピット高圧 (自働型)                 </td> <td data-bbox="1294 169 1433 504">                     54 条 (使用済燃料ピット上設備)                      55 条 (使用済燃料ピット監視設備)                      54 条 (使用済燃料ピット監視設備)                      55 条 (使用済燃料ピット監視設備)                 </td> </tr> </tbody> </table>	No.	シナリオ	系統範囲	期待する設備	分類	7.3.1	想定事故 1 (ツブシ)		使用済燃料ピット可搬型エリア モニタ 使用済燃料ピット高圧 (自働型)	54 条 (使用済燃料ピット上設備) 55 条 (使用済燃料ピット監視設備) 54 条 (使用済燃料ピット監視設備) 55 条 (使用済燃料ピット監視設備)	
No.	シナリオ	系統範囲	期待する設備	分類									
7.3.1	想定事故 1 (ツブシ)		使用済燃料ピット可搬型エリア モニタ 使用済燃料ピット高圧 (自働型)	54 条 (使用済燃料ピット上設備) 55 条 (使用済燃料ピット監視設備) 54 条 (使用済燃料ピット監視設備) 55 条 (使用済燃料ピット監視設備)									

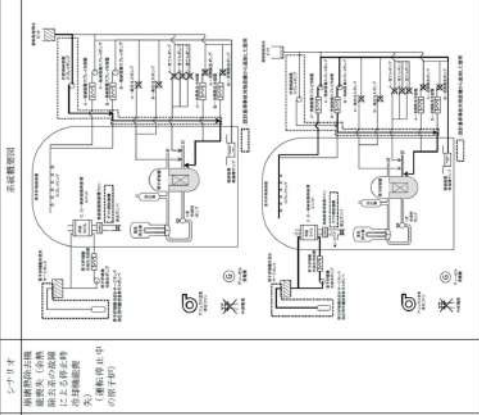
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 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箇内する設備とその分類について (43/56)</p> <p>No. シナリオ: 想定事故2</p> <p>添付する設備</p>  <p>分類表</p> <table border="1" data-bbox="1299 159 1814 335"> <thead> <tr> <th>図</th> <th>設備</th> <th>分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>51 図</td> <td>ダイゼンビル装置燃焼炉内炉心温度計</td> <td>57 条 (燃料側)</td> </tr> <tr> <td>52 図</td> <td>ダイゼンビル装置燃焼炉内炉心温度計</td> <td>57 条 (燃料側)</td> </tr> <tr> <td>53 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>54 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>55 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>56 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>57 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>58 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>59 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>60 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>61 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>62 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>63 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>64 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>65 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>66 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>67 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>68 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>69 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>70 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>71 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>72 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>73 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>74 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>75 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>76 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>77 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>78 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>79 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>80 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>81 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>82 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>83 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>84 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>85 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>86 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>87 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>88 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>89 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>90 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>91 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>92 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>93 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>94 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>95 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>96 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>97 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>98 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>99 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> <tr> <td>100 図</td> <td>可燃性ガス検知器</td> <td>54 条 (保安)</td> </tr> </tbody> </table>	図	設備	分類	51 図	ダイゼンビル装置燃焼炉内炉心温度計	57 条 (燃料側)	52 図	ダイゼンビル装置燃焼炉内炉心温度計	57 条 (燃料側)	53 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	54 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	55 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	56 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	57 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	58 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	59 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	60 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	61 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	62 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	63 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	64 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	65 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	66 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	67 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	68 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	69 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	70 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	71 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	72 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	73 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	74 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	75 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	76 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	77 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	78 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	79 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	80 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	81 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	82 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	83 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	84 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	85 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	86 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	87 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	88 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	89 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	90 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	91 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	92 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	93 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	94 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	95 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	96 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	97 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	98 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	99 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	100 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)	
図	設備	分類																																																																																																																																																										
51 図	ダイゼンビル装置燃焼炉内炉心温度計	57 条 (燃料側)																																																																																																																																																										
52 図	ダイゼンビル装置燃焼炉内炉心温度計	57 条 (燃料側)																																																																																																																																																										
53 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
54 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
55 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
56 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
57 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
58 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
59 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
60 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
61 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
62 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
63 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
64 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
65 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
66 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
67 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
68 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
69 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
70 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
71 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
72 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
73 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
74 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
75 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
76 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
77 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
78 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
79 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
80 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
81 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
82 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
83 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
84 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
85 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
86 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
87 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
88 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
89 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
90 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
91 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
92 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
93 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
94 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
95 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
96 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
97 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
98 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
99 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										
100 図	可燃性ガス検知器	54 条 (保安)																																																																																																																																																										

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

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 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: 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 (44/55)</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 77条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて履行する設備とその分類について (46/55)</p> <table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>No</th> <th>シナリオ</th> <th>系統影響</th> <th>履行する設備 (設備)</th> <th>分類</th> <th>分類等</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>58-11-2-77-1</td> <td>地震動による設備損傷                      (熱源設備の故障、配管の破損、ケーブルの断線、機器の故障等)                      (運転停止中の炉子等)                      (77-1-4)</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>47条 (1) (B) (C)                      48条 (1) (A) (B) (C)                      49条 (1) (A) (B) (C)                      50条 (1) (A) (B) (C)                      51条 (1) (A) (B) (C)                      52条 (1) (A) (B) (C)                      53条 (1) (A) (B) (C)                      54条 (1) (A) (B) (C)                      55条 (1) (A) (B) (C)                      56条 (1) (A) (B) (C)                      57条 (1) (A) (B) (C)                      58条 (1) (A) (B) (C)                      59条 (1) (A) (B) (C)                      60条 (1) (A) (B) (C)                      61条 (1) (A) (B) (C)                      62条 (1) (A) (B) (C)                      63条 (1) (A) (B) (C)                      64条 (1) (A) (B) (C)                      65条 (1) (A) (B) (C)                      66条 (1) (A) (B) (C)                      67条 (1) (A) (B) (C)                      68条 (1) (A) (B) (C)                      69条 (1) (A) (B) (C)                      70条 (1) (A) (B) (C)                      71条 (1) (A) (B) (C)                      72条 (1) (A) (B) (C)                      73条 (1) (A) (B) (C)                      74条 (1) (A) (B) (C)                      75条 (1) (A) (B) (C)                      76条 (1) (A) (B) (C)</td> </tr> </tbody> </table>	No	シナリオ	系統影響	履行する設備 (設備)	分類	分類等	58-11-2-77-1	地震動による設備損傷 (熱源設備の故障、配管の破損、ケーブルの断線、機器の故障等) (運転停止中の炉子等) (77-1-4)				47条 (1) (B) (C) 48条 (1) (A) (B) (C) 49条 (1) (A) (B) (C) 50条 (1) (A) (B) (C) 51条 (1) (A) (B) (C) 52条 (1) (A) (B) (C) 53条 (1) (A) (B) (C) 54条 (1) (A) (B) (C) 55条 (1) (A) (B) (C) 56条 (1) (A) (B) (C) 57条 (1) (A) (B) (C) 58条 (1) (A) (B) (C) 59条 (1) (A) (B) (C) 60条 (1) (A) (B) (C) 61条 (1) (A) (B) (C) 62条 (1) (A) (B) (C) 63条 (1) (A) (B) (C) 64条 (1) (A) (B) (C) 65条 (1) (A) (B) (C) 66条 (1) (A) (B) (C) 67条 (1) (A) (B) (C) 68条 (1) (A) (B) (C) 69条 (1) (A) (B) (C) 70条 (1) (A) (B) (C) 71条 (1) (A) (B) (C) 72条 (1) (A) (B) (C) 73条 (1) (A) (B) (C) 74条 (1) (A) (B) (C) 75条 (1) (A) (B) (C) 76条 (1) (A) (B) (C)	
No	シナリオ	系統影響	履行する設備 (設備)	分類	分類等										
58-11-2-77-1	地震動による設備損傷 (熱源設備の故障、配管の破損、ケーブルの断線、機器の故障等) (運転停止中の炉子等) (77-1-4)				47条 (1) (B) (C) 48条 (1) (A) (B) (C) 49条 (1) (A) (B) (C) 50条 (1) (A) (B) (C) 51条 (1) (A) (B) (C) 52条 (1) (A) (B) (C) 53条 (1) (A) (B) (C) 54条 (1) (A) (B) (C) 55条 (1) (A) (B) (C) 56条 (1) (A) (B) (C) 57条 (1) (A) (B) (C) 58条 (1) (A) (B) (C) 59条 (1) (A) (B) (C) 60条 (1) (A) (B) (C) 61条 (1) (A) (B) (C) 62条 (1) (A) (B) (C) 63条 (1) (A) (B) (C) 64条 (1) (A) (B) (C) 65条 (1) (A) (B) (C) 66条 (1) (A) (B) (C) 67条 (1) (A) (B) (C) 68条 (1) (A) (B) (C) 69条 (1) (A) (B) (C) 70条 (1) (A) (B) (C) 71条 (1) (A) (B) (C) 72条 (1) (A) (B) (C) 73条 (1) (A) (B) (C) 74条 (1) (A) (B) (C) 75条 (1) (A) (B) (C) 76条 (1) (A) (B) (C)										

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

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 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"> <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>分類表</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>7.4.1</td> <td>機軸脱落故障 電源失 (系統 停止) による停電 による停電 による停電 (運転停止中 の原子炉) (かつぎ)</td> <td></td> <td>                     1 次冷却炉温度 (0.3M、低圧側)                      加圧器水位                      燃料棒群用本体水位                      1 次冷却炉圧力 (低域)                      (汽相側) 再循環 スプレイング                      出ロ構築状況                      原子炉格納容器圧力                      原子炉圧力                      格納容器内温度/圧力 (0.3M)                      (格納容器内温度/圧力) (0.9M)                      格納容器内湿度                      可搬型湿度計設置 (格納容器再                      循環コネクタ入口温度/出口温                      度)                 </td> <td>                     58 条 (原子炉圧力監視器)                      59 条 (原子炉圧力監視器)                      47 条 (水筒)                      59 条 (水筒監視器)                      58 条 (原子炉圧力監視器)                      47 条 (汽相側圧力監視器)                      59 条 (圧水監視器)                      58 条 (格納容器内温度/圧力監視器)                      58 条 (格納容器内湿度監視器)                      47 条 (水筒)                      59 条 (格納容器内湿度監視器)                      47 条 (格納容器内湿度監視器)                      59 条 (格納容器内湿度監視器)                      58 条 (格納容器内湿度監視器)                      59 条 (格納容器内湿度監視器)                 </td> </tr> </tbody> </table>	No.	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類表	7.4.1	機軸脱落故障 電源失 (系統 停止) による停電 による停電 による停電 (運転停止中 の原子炉) (かつぎ)		1 次冷却炉温度 (0.3M、低圧側) 加圧器水位 燃料棒群用本体水位 1 次冷却炉圧力 (低域) (汽相側) 再循環 スプレイング 出ロ構築状況 原子炉格納容器圧力 原子炉圧力 格納容器内温度/圧力 (0.3M) (格納容器内温度/圧力) (0.9M) 格納容器内湿度 可搬型湿度計設置 (格納容器再 循環コネクタ入口温度/出口温 度)	58 条 (原子炉圧力監視器) 59 条 (原子炉圧力監視器) 47 条 (水筒) 59 条 (水筒監視器) 58 条 (原子炉圧力監視器) 47 条 (汽相側圧力監視器) 59 条 (圧水監視器) 58 条 (格納容器内温度/圧力監視器) 58 条 (格納容器内湿度監視器) 47 条 (水筒) 59 条 (格納容器内湿度監視器) 47 条 (格納容器内湿度監視器) 59 条 (格納容器内湿度監視器) 58 条 (格納容器内湿度監視器) 59 条 (格納容器内湿度監視器)	
No.	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類表									
7.4.1	機軸脱落故障 電源失 (系統 停止) による停電 による停電 による停電 (運転停止中 の原子炉) (かつぎ)		1 次冷却炉温度 (0.3M、低圧側) 加圧器水位 燃料棒群用本体水位 1 次冷却炉圧力 (低域) (汽相側) 再循環 スプレイング 出ロ構築状況 原子炉格納容器圧力 原子炉圧力 格納容器内温度/圧力 (0.3M) (格納容器内温度/圧力) (0.9M) 格納容器内湿度 可搬型湿度計設置 (格納容器再 循環コネクタ入口温度/出口温 度)	58 条 (原子炉圧力監視器) 59 条 (原子炉圧力監視器) 47 条 (水筒) 59 条 (水筒監視器) 58 条 (原子炉圧力監視器) 47 条 (汽相側圧力監視器) 59 条 (圧水監視器) 58 条 (格納容器内温度/圧力監視器) 58 条 (格納容器内湿度監視器) 47 条 (水筒) 59 条 (格納容器内湿度監視器) 47 条 (格納容器内湿度監視器) 59 条 (格納容器内湿度監視器) 58 条 (格納容器内湿度監視器) 59 条 (格納容器内湿度監視器)									







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)

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 (50/55)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 5%;">No</th> <th style="width: 25%;">シナリオ 至急変動力電 源喪失中 の原子炉 (つづき)</th> <th style="width: 45%;">期待する設備</th> <th style="width: 25%;">分類等</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td></td> <td></td> <td>中央制御室空調装置(ラフト・ダンパ (原炉))</td> <td>59 条 (原炉)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>中央制御室</td> <td>59 条 (原炉内の備品)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>中央制御室へい</td> <td>59 条 (原炉内の備品)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>低圧注入流量</td> <td>58 条設計基準超過 (劣化除去機 駆動用制御)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>1 次冷却材流量 (広域-高圧側)</td> <td>58 条 (原子炉内設備)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>1 次冷却材流量 (広域-低圧側)</td> <td>58 条 (原子炉内設備)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>加圧器水位</td> <td>58 条 (原子炉内設備)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>1 次冷却材圧力 (広域)</td> <td>58 条 (原子炉内設備)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>1 次冷却材圧力 (低圧)</td> <td>47 条 (水源)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>燃料転写用本セット水位</td> <td>58 条 (圧水炉)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>代替燃料容器スプレイポンプ出 口流量流量</td> <td>47 条 (代替炉心注水)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>原子炉燃料管圧力</td> <td>58 条 (燃料管圧力監視)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>高圧注入流量</td> <td>58 条 (燃料管圧力監視) 名規定)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>燃料管線再循環ポンプ水位 (広 域)</td> <td>47 条 (水源)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>燃料管線再循環ポンプ水位 (狭 域)</td> <td>58 条 (燃料管線再循環ポンプ) 58 条 (燃料管線再循環ポンプ)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>燃料管線内流量</td> <td>58 条 (燃料管線再循環ポンプ)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>燃料管線圧力 (AM 用)</td> <td>58 条 (燃料管線再循環ポンプ)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>可搬型温度計測装置 (燃料管線再 循環ユニット入口温度/出口温 度)</td> <td>49 条 (自然対流炉) 58 条 (燃料管線再循環ポンプ)</td> </tr> </tbody> </table>	No	シナリオ 至急変動力電 源喪失中 の原子炉 (つづき)	期待する設備	分類等			中央制御室空調装置(ラフト・ダンパ (原炉))	59 条 (原炉)			中央制御室	59 条 (原炉内の備品)			中央制御室へい	59 条 (原炉内の備品)			低圧注入流量	58 条設計基準超過 (劣化除去機 駆動用制御)			1 次冷却材流量 (広域-高圧側)	58 条 (原子炉内設備)			1 次冷却材流量 (広域-低圧側)	58 条 (原子炉内設備)			加圧器水位	58 条 (原子炉内設備)			1 次冷却材圧力 (広域)	58 条 (原子炉内設備)			1 次冷却材圧力 (低圧)	47 条 (水源)			燃料転写用本セット水位	58 条 (圧水炉)			代替燃料容器スプレイポンプ出 口流量流量	47 条 (代替炉心注水)			原子炉燃料管圧力	58 条 (燃料管圧力監視)			高圧注入流量	58 条 (燃料管圧力監視) 名規定)			燃料管線再循環ポンプ水位 (広 域)	47 条 (水源)			燃料管線再循環ポンプ水位 (狭 域)	58 条 (燃料管線再循環ポンプ) 58 条 (燃料管線再循環ポンプ)			燃料管線内流量	58 条 (燃料管線再循環ポンプ)			燃料管線圧力 (AM 用)	58 条 (燃料管線再循環ポンプ)			可搬型温度計測装置 (燃料管線再 循環ユニット入口温度/出口温 度)	49 条 (自然対流炉) 58 条 (燃料管線再循環ポンプ)	
No	シナリオ 至急変動力電 源喪失中 の原子炉 (つづき)	期待する設備	分類等																																																																												
		中央制御室空調装置(ラフト・ダンパ (原炉))	59 条 (原炉)																																																																												
		中央制御室	59 条 (原炉内の備品)																																																																												
		中央制御室へい	59 条 (原炉内の備品)																																																																												
		低圧注入流量	58 条設計基準超過 (劣化除去機 駆動用制御)																																																																												
		1 次冷却材流量 (広域-高圧側)	58 条 (原子炉内設備)																																																																												
		1 次冷却材流量 (広域-低圧側)	58 条 (原子炉内設備)																																																																												
		加圧器水位	58 条 (原子炉内設備)																																																																												
		1 次冷却材圧力 (広域)	58 条 (原子炉内設備)																																																																												
		1 次冷却材圧力 (低圧)	47 条 (水源)																																																																												
		燃料転写用本セット水位	58 条 (圧水炉)																																																																												
		代替燃料容器スプレイポンプ出 口流量流量	47 条 (代替炉心注水)																																																																												
		原子炉燃料管圧力	58 条 (燃料管圧力監視)																																																																												
		高圧注入流量	58 条 (燃料管圧力監視) 名規定)																																																																												
		燃料管線再循環ポンプ水位 (広 域)	47 条 (水源)																																																																												
		燃料管線再循環ポンプ水位 (狭 域)	58 条 (燃料管線再循環ポンプ) 58 条 (燃料管線再循環ポンプ)																																																																												
		燃料管線内流量	58 条 (燃料管線再循環ポンプ)																																																																												
		燃料管線圧力 (AM 用)	58 条 (燃料管線再循環ポンプ)																																																																												
		可搬型温度計測装置 (燃料管線再 循環ユニット入口温度/出口温 度)	49 条 (自然対流炉) 58 条 (燃料管線再循環ポンプ)																																																																												

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は、関係する設備とその分画について (61/65)</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 (54/55)</p> <table border="1" data-bbox="1310 164 1626 1222"> <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>分類表</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>7.4.3</td> <td>原子炉停炉材の流出 (運転停止中の原子炉) (つづき)</td> <td></td> <td>1 次冷却材温度 (圧減一低温側) 燃料取替用水ピット水位 原子炉格納容器圧力 高圧注入流量 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) 格納容器内温度 格納容器圧力 (AM用) 可換型風圧計側装置 (格納容器再循環ユニット) 入口温度 / 出口温度</td> <td>58 条 (原子炉状況確認) 47 条 (水源) 58 条 (水源確認) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条設計基準仕様 (解任上使用) 47 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認) 47 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 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)</td> </tr> </tbody> </table>	No	シナリオ	系統概要図	期待する設備	分類表	7.4.3	原子炉停炉材の流出 (運転停止中の原子炉) (つづき)		1 次冷却材温度 (圧減一低温側) 燃料取替用水ピット水位 原子炉格納容器圧力 高圧注入流量 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) 格納容器内温度 格納容器圧力 (AM用) 可換型風圧計側装置 (格納容器再循環ユニット) 入口温度 / 出口温度	58 条 (原子炉状況確認) 47 条 (水源) 58 条 (水源確認) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条設計基準仕様 (解任上使用) 47 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認) 47 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 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	系統概要図	期待する設備	分類表									
7.4.3	原子炉停炉材の流出 (運転停止中の原子炉) (つづき)		1 次冷却材温度 (圧減一低温側) 燃料取替用水ピット水位 原子炉格納容器圧力 高圧注入流量 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) 格納容器内温度 格納容器圧力 (AM用) 可換型風圧計側装置 (格納容器再循環ユニット) 入口温度 / 出口温度	58 条 (原子炉状況確認) 47 条 (水源) 58 条 (水源確認) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条設計基準仕様 (解任上使用) 47 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認) 47 条 (水源) 58 条 (格納容器状態確認) 58 条 (格納容器状態確認) 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 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、ドライウエ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エ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、ドライウエル温度、格納容器内水素濃度 (D/W)、ドライウエル水位、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エ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																																																																				
	<p>第1表 原子炉格納容器内の計装設備の設置高さ</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>計装設備<sup>※1</sup></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>①原子炉圧力容器温度</td> <td>5</td> <td></td> <td>原子炉圧力容器温度5個は水没しない。なお、検出器から電気質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。</td> </tr> <tr> <td>②ドライウエルト温度</td> <td>11</td> <td></td> <td>ドライウエルト温度11個は水没しない。なお、検出器から電気質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。</td> </tr> <tr> <td>③格納容器内水素濃度(0/W)</td> <td>2</td> <td></td> <td>格納容器内水素濃度(0/W)2個は水没しない。なお、検出器から電気質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。</td> </tr> <tr> <td>④ドライウエルト水位</td> <td>6</td> <td></td> <td>ドライウエルト水位(電極式)6個は水没するが、水位計であり、また、検出器から電気質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。</td> </tr> <tr> <td>⑤原子炉格納容器下部温度</td> <td>12</td> <td></td> <td>原子炉格納容器下部温度12個は水没するが、検出器から電気質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。</td> </tr> <tr> <td>⑥原子炉格納容器下部水位</td> <td>12</td> <td></td> <td>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、検出器から電気質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。</td> </tr> <tr> <td>⑦格納容器内水素濃度(S/C)</td> <td>2</td> <td></td> <td>格納容器内水素濃度(S/C)2個は水没しない。なお、検出器から電気質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。</td> </tr> <tr> <td>⑧圧力抑制室内空気温度</td> <td>4</td> <td></td> <td>圧力抑制室内空気温度4個は水没しない。なお、検出器から電気質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。</td> </tr> <tr> <td>⑨サブプレッショニングプール水温</td> <td>16</td> <td></td> <td>サブプレッショニングプールの水温16個は水没するが、検出器から電気質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。</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 表中の丸数字は第1図の丸数字に対応する。</p> <p>検出器の内容は品質検査の観点から公開できません。</p>	計装設備 <sup>※1</sup>	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5個は水没しない。なお、検出器から電気質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ドライウエルト温度	11		ドライウエルト温度11個は水没しない。なお、検出器から電気質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、検出器から電気質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ドライウエルト水位	6		ドライウエルト水位(電極式)6個は水没するが、水位計であり、また、検出器から電気質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、検出器から電気質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、検出器から電気質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/C)	2		格納容器内水素濃度(S/C)2個は水没しない。なお、検出器から電気質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圧力抑制室内空気温度	4		圧力抑制室内空気温度4個は水没しない。なお、検出器から電気質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サブプレッショニングプール水温	16		サブプレッショニングプールの水温16個は水没するが、検出器から電気質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。	<p>第1表 格納容器内の計装設備の設置高さ (1/4)</p> <table border="1"> <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>① 1次冷却材温度 (広域-高温側)</td> <td>3</td> <td>FL.T.P.17.8m</td> <td>1次冷却材温度(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している。</td> </tr> <tr> <td>② 1次冷却材温度 (広域-低温側)</td> <td>3</td> <td>FL.T.P.17.8m</td> <td>1次冷却材温度(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している。</td> </tr> <tr> <td>③ 1次冷却材圧力 (広域)</td> <td>2</td> <td>FL.T.P.17.8m</td> <td>1次冷却材圧力(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している。</td> </tr> <tr> <td>④ 加圧器水位</td> <td>2</td> <td>FL.T.P.17.8m</td> <td>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している。</td> </tr> <tr> <td>⑤ 原子炉容器水位</td> <td>1</td> <td>FL.T.P.17.8m</td> <td>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している。</td> </tr> <tr> <td>⑥ 格納容器内温度</td> <td>2</td> <td>FL.T.P.38.9m</td> <td>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	① 1次冷却材温度 (広域-高温側)	3	FL.T.P.17.8m	1次冷却材温度(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している。	② 1次冷却材温度 (広域-低温側)	3	FL.T.P.17.8m	1次冷却材温度(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している。	③ 1次冷却材圧力 (広域)	2	FL.T.P.17.8m	1次冷却材圧力(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している。	<p>相違理由</p> <p>【女川】炉型の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>
計装設備 <sup>※1</sup>	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5個は水没しない。なお、検出器から電気質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ドライウエルト温度	11		ドライウエルト温度11個は水没しない。なお、検出器から電気質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、検出器から電気質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ドライウエルト水位	6		ドライウエルト水位(電極式)6個は水没するが、水位計であり、また、検出器から電気質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、検出器から電気質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、検出器から電気質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/C)	2		格納容器内水素濃度(S/C)2個は水没しない。なお、検出器から電気質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圧力抑制室内空気温度	4		圧力抑制室内空気温度4個は水没しない。なお、検出器から電気質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サブプレッショニングプール水温	16		サブプレッショニングプールの水温16個は水没するが、検出器から電気質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。																																																																				
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次冷却材温度(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している。																																																																				
② 1次冷却材温度 (広域-低温側)	3	FL.T.P.17.8m	1次冷却材温度(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している。																																																																				
③ 1次冷却材圧力 (広域)	2	FL.T.P.17.8m	1次冷却材圧力(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																												
第1表 格納容器内の計装設備の設置高さ (2/4)																															
<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>㉚ 原子炉格納容器圧力</td> <td>2</td> <td>F.L.T.F.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、事故時の環境条件下での健全性を試験している。</td> </tr> <tr> <td>㉛ 格納容器圧力 (AM用)</td> <td>2</td> <td>F.L.T.F.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、事故時の環境条件下での健全性を試験している。</td> </tr> <tr> <td>㉜ 格納容器再循環ポンプ水位 (広域)</td> <td>2</td> <td>F.L.T.F.12.1m</td> <td>格納容器再循環ポンプ水位 (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、事故時の環境条件下での健全性を試験している。</td> </tr> <tr> <td>㉝ 格納容器再循環ポンプ水位 (狭域)</td> <td>2</td> <td>F.L.T.F.12.1m</td> <td>格納容器再循環ポンプ水位 (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、事故時の環境条件下での健全性を試験している。</td> </tr> <tr> <td>㉞ 格納容器水位</td> <td>1</td> <td style="background-color: #cccccc;"></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、事故時の環境条件下での健全性を試験している。</td> </tr> <tr> <td>㉟ 原子炉下部キャビティ水位</td> <td>1</td> <td style="background-color: #cccccc;"></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、事故時の環境条件下での健全性を試験している。</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。  <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 10px; height: 10px; vertical-align: middle;"></span> 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。</p>				計装設備 (注1)	個数	検出器 設置高さ	影響評価	㉚ 原子炉格納容器圧力	2	F.L.T.F.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、事故時の環境条件下での健全性を試験している。	㉛ 格納容器圧力 (AM用)	2	F.L.T.F.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、事故時の環境条件下での健全性を試験している。	㉜ 格納容器再循環ポンプ水位 (広域)	2	F.L.T.F.12.1m	格納容器再循環ポンプ水位 (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、事故時の環境条件下での健全性を試験している。	㉝ 格納容器再循環ポンプ水位 (狭域)	2	F.L.T.F.12.1m	格納容器再循環ポンプ水位 (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、事故時の環境条件下での健全性を試験している。	㉞ 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、事故時の環境条件下での健全性を試験している。	㉟ 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、事故時の環境条件下での健全性を試験している。
計装設備 (注1)	個数	検出器 設置高さ	影響評価																												
㉚ 原子炉格納容器圧力	2	F.L.T.F.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、事故時の環境条件下での健全性を試験している。																												
㉛ 格納容器圧力 (AM用)	2	F.L.T.F.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、事故時の環境条件下での健全性を試験している。																												
㉜ 格納容器再循環ポンプ水位 (広域)	2	F.L.T.F.12.1m	格納容器再循環ポンプ水位 (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、事故時の環境条件下での健全性を試験している。																												
㉝ 格納容器再循環ポンプ水位 (狭域)	2	F.L.T.F.12.1m	格納容器再循環ポンプ水位 (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、事故時の環境条件下での健全性を試験している。																												
㉞ 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、事故時の環境条件下での健全性を試験している。																												
㉟ 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、事故時の環境条件下での健全性を試験している。																												

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																												
		第1表 格納容器内の計装設備の設置高さ (3/4)  <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>⑬ 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>⑭ 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>⑮ 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>⑯ 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>⑰ 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>⑱ 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	⑬ 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。	⑭ 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。	⑮ 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。	⑯ 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。	⑰ 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。	⑱ 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																												
⑬ 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。																												
⑭ 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。																												
⑮ 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。																												
⑯ 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。																												
⑰ 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。																												
⑱ 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"> <thead> <tr> <th>計装設備 (注1)</th> <th>個数</th> <th>格納容器内の計装設備の設置高さ</th> <th>格納容器内の計装設備の設置高さ (4/4)</th> <th>影響評価</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① 蒸気発生器水位 (狭域)</td> <td>6</td> <td>FL.T.P.24.8m</td> <td>蒸気発生器水位 (狭域) 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系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系処理装置温度監視装置5個のうち一部の水没する格納容器は、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 格納容器水系イグナイタ温度監視装置</td> <td>13</td> <td></td> <td>格納容器水系イグナイタ温度監視装置13個のうち一部の水没する格納容器は、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	格納容器内の計装設備の設置高さ	格納容器内の計装設備の設置高さ (4/4)	影響評価	① 蒸気発生器水位 (狭域)	6	FL.T.P.24.8m	蒸気発生器水位 (狭域) 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系処理装置温度監視装置	5		原子炉格納容器内水系処理装置温度監視装置5個のうち一部の水没する格納容器は、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 格納容器水系イグナイタ温度監視装置	13		格納容器水系イグナイタ温度監視装置13個のうち一部の水没する格納容器は、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>中開み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	格納容器内の計装設備の設置高さ	格納容器内の計装設備の設置高さ (4/4)	影響評価																
① 蒸気発生器水位 (狭域)	6	FL.T.P.24.8m	蒸気発生器水位 (狭域) 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系処理装置温度監視装置	5		原子炉格納容器内水系処理装置温度監視装置5個のうち一部の水没する格納容器は、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 格納容器水系イグナイタ温度監視装置	13		格納容器水系イグナイタ温度監視装置13個のうち一部の水没する格納容器は、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 style="text-align: center;">第1図 原子炉格納容器内の計装設備の配置</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;">第1図 概略系統図</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>【女川】炉型の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> </ul>

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

赤字: 設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字: 記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 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ペデ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="672 638 1220 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<sup>※1</sup></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, 500mm)</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 (圧力容器ペデスタル底部)</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熔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="672 1292 1220 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<sup>※1</sup></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 <sup>※1</sup>	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, 500mm)	12	-5~+10mm		種類	計測範囲 <sup>※1</sup>	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 1803 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 (計測) 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、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</p> <p>主要仕様を第2表に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1254 1276 1803 1388"> <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 (計測) 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"> <li>・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。</li> </ul> <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"> <li>・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。</li> </ul>
種類	計測範囲 <sup>※1</sup>	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, 500mm)	12	-5~+10mm																																								
種類	計測範囲 <sup>※1</sup>	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 (計測) 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

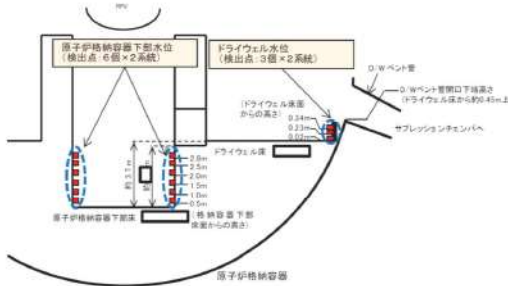
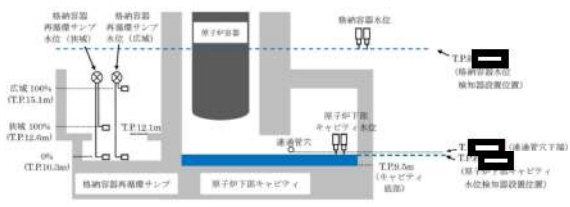
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																				
	<p>c. 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、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                      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 555 1812 641"> <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="1265 1102 1803 1189"> <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.P. □</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.P. □	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.P. □	1	+0mm/ -60mm																				



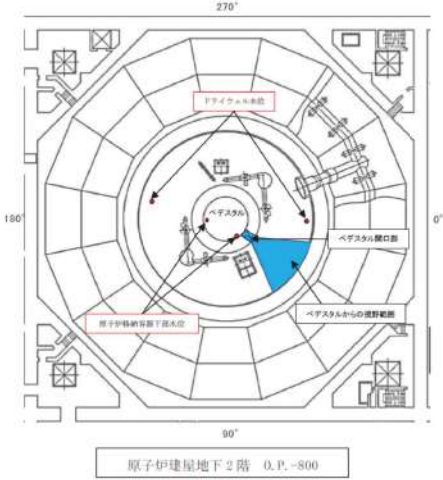
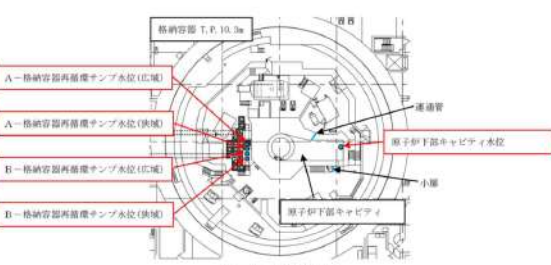
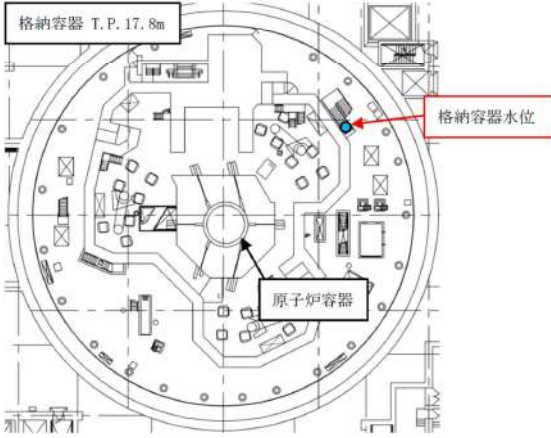
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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> <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>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 (狭域)、格納容器水位)</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>■炉型の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> </ul>

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

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 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水位 (広域)、格納容器再循環サンプ水位 (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"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul>

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

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 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. 圧力容器ベ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、熔融炉心が圧力容器ベ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>仮に圧力容器ベDESTAL開口部 (圧力容器ベ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ベ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、圧力容器ベ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ベ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、熔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"> <li>・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。</li> </ul> <p>■炉型の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul>

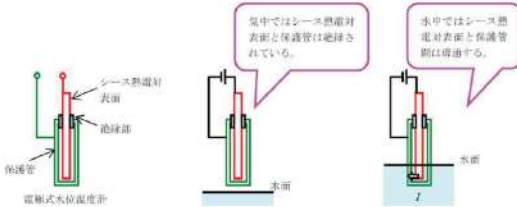
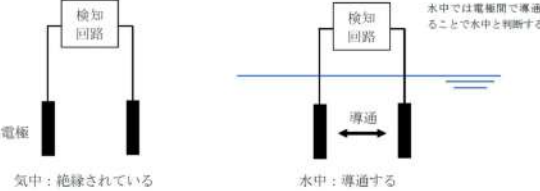
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 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="669 173 1227 363" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="837 375 1043 394" data-label="Caption"> <p>図3 電極式水位検出器の構造</p> </div> <div data-bbox="891 443 1227 475" data-label="Text" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <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> </div> <div data-bbox="660 545 1236 628" data-label="Text"> <p>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> </div> <div data-bbox="660 632 1236 743" data-label="Text"> <p>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、<a href="#">図4</a>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> </div> <div data-bbox="660 748 1236 831" data-label="Text"> <p>そのため、<b>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</b>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> <div data-bbox="660 868 1211 1120" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="768 1126 1097 1147" data-label="Caption"> <p>図4 時間特性 (水 (沸騰状態), 印加電圧 1.0V)</p> </div>	<div data-bbox="1346 150 1709 375" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1377 386 1711 413" data-label="Caption"> <p>第4図 電極式水位検出器の構造</p> </div> <div data-bbox="1243 545 1818 628" data-label="Text"> <p>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> </div> <div data-bbox="1243 632 1818 743" data-label="Text"> <p>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、<a href="#">第5図</a>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> </div> <div data-bbox="1243 748 1818 801" data-label="Text"> <p>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> <div data-bbox="1261 868 1814 1160" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1335 1177 1740 1200" data-label="Caption"> <p>第5図 時間特性 (水 (沸騰状態), 回路印加電圧 24VDC)</p> </div>	<div data-bbox="1825 778 2168 917" data-label="Text"> <p>■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。</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>(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"> <li>・ 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。</li> <li>・ 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。</li> </ul>

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

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 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	
(大飯該当資料なし)		別紙 4	
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		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>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>		<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>	
分類	名称	計測範囲	個数
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	0~500℃	5
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	0~10MPa[case]	2
	原子炉圧力 (SA)	0~11MPa[case]	2
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	-3,800mm~1,500mm <sup>H</sup>	2
	原子炉水位 (燃料域)	-3,800mm~1,300mm <sup>H</sup>	2
	原子炉水位 (SA,広帯域)	-3,800mm~1,500mm <sup>H</sup>	1
	原子炉水位 (SA,燃料域)	-3,800mm~1,300mm <sup>H</sup>	1
原子炉圧力容器内への注水量	高圧代替注水系統ポンプ出口流量	0~120m <sup>3</sup> /h	1
	残留熱除去系統ポンプ出口流量 (残留熱除去系A)	0~220m <sup>3</sup> /h	1
	残留熱除去系統ポンプ出口流量 (残留熱除去系B)	0~220m <sup>3</sup> /h	1
	残留熱除去系統ポンプ出口流量 (残留熱除去系C)	0~220m <sup>3</sup> /h	1
	高圧冷却水ポンプ出口流量	0~100m <sup>3</sup> /h	1
	高圧冷却水ポンプ出口流量	0~200m <sup>3</sup> /h	1
	高圧冷却水ポンプ出口流量	0~150m <sup>3</sup> /h	1
	高圧冷却水ポンプ出口流量	0~1,500m <sup>3</sup> /h	3
	高圧冷却水ポンプ出口流量	0~1,500m <sup>3</sup> /h	1
	高圧冷却水ポンプ出口流量	0~100m <sup>3</sup> /h	2
原子炉格納容器下部注水流量	0~110m <sup>3</sup> /h	1	

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)

泊発電所3号炉		別紙 3	
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		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>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>		<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>	
分類	名称	計測範囲	個数
原子炉圧力容器内の温度	1次冷却材温度 (広域-高帯域)	0~400℃	3
	1次冷却材温度 (広域-低帯域)	0~400℃	3
原子炉圧力容器内の圧力	1次冷却材圧力 (広域)	0~21.0MPa[case]	2
	加圧器水位	0~100%	2
原子炉格納容器内の温度	原子炉格納容器水位	0~100%	1
	格納器内温度	0~350m <sup>3</sup> /h	2
原子炉格納容器内の注水量	格納器内注水量	0~1,100m <sup>3</sup> /h	2
	格納器内注水量	0~1,100m <sup>3</sup> /h (0~10,000m <sup>3</sup> )	1
原子炉格納容器内の注水量	格納器内注水量	0~200m <sup>3</sup> /h (0~10,000m <sup>3</sup> )	1
	格納器内注水量	0~200m <sup>3</sup> /h (0~10,000m <sup>3</sup> )	1
原子炉格納容器内の注水量	格納器内注水量	0~200m <sup>3</sup> /h (0~10,000m <sup>3</sup> )	1
	格納器内注水量	0~200m <sup>3</sup> /h (0~10,000m <sup>3</sup> )	1

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)

相違理由	
【女川】資料構成の相違	【女川】資料構成の相違
【女川】炉型の相違	【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、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

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)

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、BWワランジの構造（ドライウェル主フランジ部）に2個、通気し安全弁出入口上部、バーナシフトエアロフタ上部及び電気配管貫通部の高さ（ドライウェル中部）に4個、換気扉出入口用ハッチ下部及び中間胴頭換気扉出入口下部の高さにドライウェル下部）に3個、圧力容器→システム上部に2個、合計11個の監視設計を設置する。
	圧力抑制室内容気温度	0~300℃	1	サブレンジオンセンサの温度分布を把握するため、約90°範囲で設置している監視設計を1個設置する。
	サブレンジオングループ水温度	0~200℃	16	サブレンジオングループ水温の監視設計を16個設置する。22.5°範囲で設置している監視設計を16個設置する。
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換気中心が落下した場合における原子炉出力格納容器の温度を感知するため、システム本体から設置高さ0.0m、1.0m、1.5m、2.0m、2.5m、3.0m、各2個ずつ、合計12個を新規に設置する。
	ドライウェル圧力	0~10Pa[abs]	1	原子炉格納容器の密封圧力 (Seal Air Level) を監視可能な監視設計を1個設置する。
	圧力抑制室圧力	0~10Pa[abs]	1	原子炉格納容器の密封圧力 (Seal Air Level) を監視可能な監視設計を1個設置する。
原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位	0~2m (0.P. -3000mm ~1100mm)	2	原子炉格納容器の密封圧力 (Seal Air Level) を監視可能な監視設計を1個設置する。 原子炉格納容器の密封圧力 (Seal Air Level) を監視可能な監視設計を1個設置する。 原子炉格納容器の密封圧力 (Seal Air Level) を監視可能な監視設計を1個設置する。
	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. -2000mm ~-1500mm, 0m, 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水位状態を監視するため、システム本体から設置高さ0.5m、1.0m、1.5m、2.0m、2.5m、3.0mに各2個ずつ、合計12個を新規に設置する。
	ドライウェル水位	0.02m、0.23m、0.34m (0.P. 1170mm, 1280mm, 1400mm)	6	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水位状態を監視するため、システム本体から設置高さ0.02m、0.23m、0.34mに各2個ずつ、合計6個を新規に設置する。

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)

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	格納容器内換気センター水位 (LS&O)	0~100%	2	安全機能の重要度分類 NS-2 (事故時監視計器) の設計要件により更に多角化された2個を決定する。 (計測範囲 L.P.10.3~15.1m)
	格納容器内換気センター水位 (S&O)	0~100%	2	安全機能の重要度分類 NS-2 (事故時監視計器) の設計要件により更に多角化された2個を決定する。 (計測範囲 L.P.10.3~15.1m)
	格納容器水位	0%OFF (計11) T.1以上	1	外部水漏れ発生監視可能な水位計を新規に1個設置する。
原子炉格納容器内の水素濃度	原子炉下部キャビタ水位	0%OFF (計1) T.1以上	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タの水素状態を監視するため、1個を新規に設置する。
	格納容器内水素濃度	0~20vol%	1	重大事故発生時に原子炉格納容器内水素濃度を監視する。格納容器内水素濃度 (3vol%以下) に余裕を見込んだ範囲を監視可能な水素濃度計を新規に1個設置する。
原子炉格納容器内の放射線量	原子炉格納容器内水素濃度監視	0~800℃	5	原子炉格納容器内水素濃度を監視する。監視設計を5個設置する。原子炉格納容器内水素濃度を監視する。監視設計を5個設置する。
	格納容器水素イグナイタ温度	0~800℃	13	格納容器水素イグナイタ13個の動作状況を広く監視するため、各格納容器水素イグナイタに1個ずつ、合計13個を新規に設置する。
原子炉格納容器内の放射線量	格納容器内減圧レンジモニタ (減圧レンジ)	10 <sup>-6</sup> ~10 <sup>7</sup> Sv/h	2	安全機能の重要度分類 NS-2 (事故時監視計器) の設計要件により更に多角化された2個を決定する。
	出力施設中性子束	0~120% (0.3×10 <sup>16</sup> ~1.2×10 <sup>16</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	2	安全機能の重要度分類 NS-2 (事故時監視計器) の設計要件により更に多角化された2個を決定する。
水素界の維持又は監視	中間胴換気中性子束	10 <sup>-6</sup> ~10 <sup>7</sup> Sv/h (0.3×10 <sup>16</sup> ~1.2×10 <sup>16</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	2	原子炉出力を監視可能な監視設計の出力監視計器を4チャンネルで監視する。
	中性子抑制室中性子束	1~10 <sup>6</sup> cps (10 <sup>1</sup> ~10 <sup>6</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	2	原子炉の中間胴換気監視可能な監視設計の出力監視計器を4チャンネルで監視する。

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

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 (3/5)

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 (DR)	0~100vol%	2	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度の可能性 (水素濃度:4vol%)、見出しの無い状態時に原子炉格納容器内の水素濃度を変動させる可能性のある範囲 (0~100vol%)を監視するに於て、見出し及びアラームコンデンサをそれぞれ2個を並列に設置する。 重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度の可能性 (水素濃度:4vol%)を監視するため、ドライウエルとサブアラームコンデンサの重要度分層1B-2 (事故時監視計)により計測可能な監視水素濃度計を2個設置する。 また、甲乙の異なる原子炉格納容器内の水素濃度が変動する可能性のある範囲 (0~100vol%)を監視するため、既設の格納容器内空間気水素濃度は別に観測に2個を配置する。	
	格納容器内水素濃度 (SC)	0~100vol%	2		
	原子炉格納容器内の放射線量計	格納容器内空間気放射線モニタ (DR)	0~30vol%		2
		格納容器内空間気放射線モニタ (SC)	0~100vol%		2
原子炉格納容器内の放射線量計	格納容器内空間気放射線モニタ (DR)	10 <sup>-5</sup> Sv/h~10 <sup>-8</sup> Sv/h	2	安全機能の重要度分層1B-2 (事故時監視計)の設計要求により既に多角化されたドライウエル及びサブアラームコンデンサをそれぞれ2個を配置する。	
	格納容器内空間気放射線モニタ (SC)	10 <sup>-5</sup> Sv/h~10 <sup>-8</sup> Sv/h	2		
未臨界の維持又は監視	起動領域モニタ	中核下層領域 10 <sup>-5</sup> Wpa~10 <sup>-8</sup> Wpa (1×10 <sup>5</sup> m <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> ~1×10 <sup>8</sup> m <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> ) 中間領域 0~40%又は0~125% (1×10 <sup>5</sup> cm <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> ~2×10 <sup>8</sup> cm <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	8	原子炉出力を監視可能な既設の起動領域モニタを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 <sup>5</sup> cm <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> ~2.4×10 <sup>8</sup> cm <sup>2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	0 <sup>個</sup>		

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
蒸気ヒーティングの確保	蒸気発生器水位 (DR)	0~100%	6	安全機能の重要度分層1B-2 (事故時監視計)の設計要求により各グループごと既に多角化された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層1B-2 (事故時監視計)の設計要求により各グループごと既に多角化された2個ずつ (蒸気発生器水位 (DR)) 1個及び補助蒸気流量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層1B-2 (事故時監視計)の設計要求により各グループごと既に多角化された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層1B-2 (事故時監視計)の設計要求により既に多角化された2個を設定する。
	蒸気発生器水位 (DR)	0~100%	3	
	補助給水流量	0~130t/h	3	
	主蒸気ライン圧力	0~8.0MPa [Long]	6	
	原子炉補助給水ポンプタンク水位	0~100%	2	
	原子炉補助給水ポンプタンク圧力 (可搬型)	0~1.0MPa [Long]	1	
本所の確保	格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	0~200℃	3	系統圧力を監視可能な圧力計を新規に1個設置 (保管)する。 系統温度を監視可能な温度計を新規に3個 (入口用1個、出口用2個)を設置 (保管)する。 安全機能の重要度分層1B-2 (事故時監視計)の設計要求により既に多角化された2個を設定する。 安全機能の重要度分層1B-2 (事故時監視計)の設計要求により既に多角化された2個を設定する。 安全機能の重要度分層1B-2 (事故時監視計)の設計要求により既に多角化された2個を設定する。 重大事故等時にアニュラス <sup>注</sup> の水素濃度が変動する可能性のある範囲 (0~1vol%)を包絡する計測範囲を監視するため、新規に1個設置 (保管)する。
	燃料液替用ボイラ水位	0~100%	2	
	ほう糖タンク水位	0~100%	2	
	補助給水タンク水位	0~100%	2	
アニュラス <sup>注</sup> の水素濃度 (可搬型)	アニュラス水素濃度 (可搬型)	0~20vol%	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)

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 (5/5)

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	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	0~500℃	8*	静的触媒式水素再結合装置 19 個の動作状況を広く監視するため、水平方向及び鉛直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個を監視に設置する。
	格納容器内空気気体濃度	0~30vol.%	2	重大事故等時に原子炉格納容器内の水素濃度の可能性 (酸素濃度:5vol%) を監視するため、ドライウェルとサブプレッショナルチエントの運転切替 (サンプリング式) 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 <sup>3</sup> (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 (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) 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~3.300mm <sup>3</sup> (0.P.21620mm~32220mm)	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を設計を考慮し1個設置する。
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)	0~120℃ 10msv/h~10 <sup>4</sup> msv/h 10 <sup>4</sup> msv/h~10 <sup>6</sup> msv/h	1** 1 1	通常水位から使用済燃料プールの底部近傍まで水位変動した場合の放射線量を監視可能な高線量・低線量モニタを新規に各1個設置する。
	使用済燃料プールの監視カメラ	-	1	通常水位から使用済燃料プールの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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

\*1：計測範囲の寄は、原子炉圧力容器等レベルより1.310m上のごととする (ドライヤスカーード底部付近)。  
 \*2：計測範囲の寄は、原子炉圧力容器等レベルより900mm上のごととする (ドライヤスカーード底部付近)。  
 \*3：計測範囲の寄は、原子炉格納容器下部 (0.6mが設置) スタル底部) [ ] のところとする。  
 \*4：計測範囲の寄は、ドライウェル床面 [ ] のところとする。  
 \*5：定常出力時の値に示す比率で示す。  
 \*6：上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個の静的触媒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：計測範囲の寄は、使用済燃料格納ラック上層 (0.P.25920mm) のところとする。  
 \*9：検出点15箇所。  
 \*10：検出点2箇所。

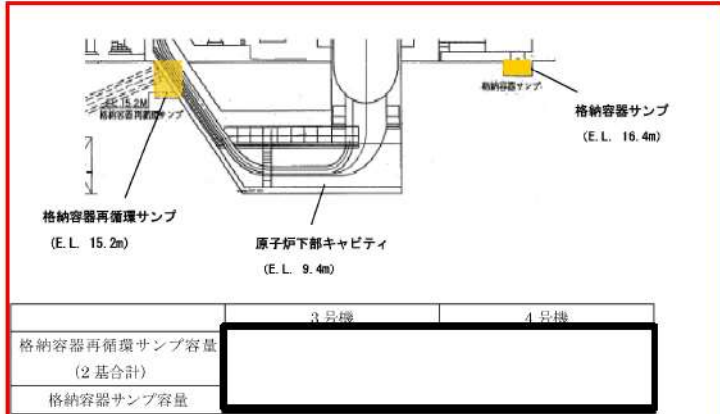
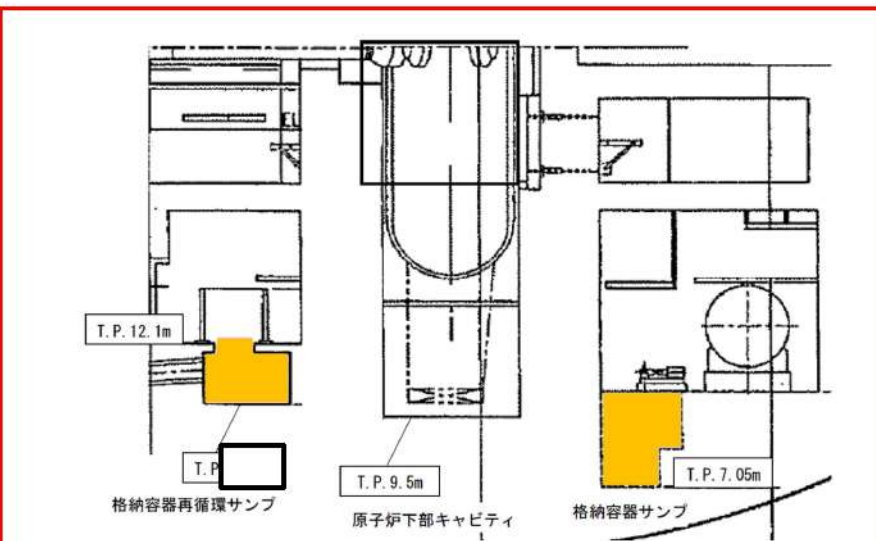
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">原子炉下部キャビティへの流入経路について</p> <p>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。</p> <p>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）</p>	<p style="text-align: center;">原子炉下部キャビティへの流入経路について</p> <p>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。</p> <p>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）</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>別紙4 <a href="#">記載表現の相違</a></p> <p><a href="#">設計方針の相違</a></p>
<p>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飯との2連比較表としている。</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)

大飯発電所 3 / 4 号炉	泊発電所 3 号炉	相違理由
<p>原子炉下部キャビティ底部から原子炉格納容器最下層に通じる連通管 (6B×2) により流下する。</p> <p>原子炉格納容器と原子炉下部キャビティの周囲から原子炉下部キャビティへ流入する。</p> <p>外周通路部の階段・開口部 (ハッチ等) から、最下層まで流下していく。</p> <p>ループ室内が外周通路部より高いため、外周通路部へ流下する。なお、RCS 破断水の注水・取り出しは、RCS 破断水の注水・取り出しは均一化する理由により、どのループが破断しても原子炉下部キャビティへの流入経路・流入速度に有意な差はない。</p> <p>原子炉下部キャビティへ流入している連通管を基盤として原子炉下部キャビティへ流下する。また、原子炉格納容器最下層フロアの水位上昇に伴い、小屋からも流下する。</p> <p>原子炉下部キャビティへの入口扉の小扉から原子炉下部キャビティへ流入する。</p> <p>外周通路部の階段・開口部 (ハッチ等) から、最下層まで流下する。</p> <p>ループ室内の床はグレーチングであり、最下層まで流下する。</p> <p>原子炉格納容器鋼板部とフロア床最外周部の間に隙間があり、最下層まで流下する。</p> <p>原子炉下部キャビティ底部から格納容器最下層に通じる連通管 (6B×2) により流下する。</p> <p>格納容器サンプ</p> <p>原子炉下部キャビティへ通じる連通管を經由して原子炉下部キャビティへ流入する。</p> <p>図2 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 (EL17.6M 平面図)</p> <p>水平方向の流れ 鉛直方向の流れ ※赤矢印は原子炉下部キャビティへの流入を示す。</p>	<p>ループ室内の床はグレーチングであり、T.P. 17.8m のフロアまで流下する。</p> <p>ループ室内が外周通路部より高いため、外周通路部へ流下する。なお、大LOCA の場合、RCS 破断水の注水・取り出しは均一化する理由により、どのループが破断しても原子炉下部キャビティへの流入経路・流入速度に有意な差はない。</p> <p>原子炉格納容器鋼板部とフロア床最外周部の間に隙間があり、T.P. 17.8m のフロアまで流下する。</p> <p>原子炉下部キャビティ底部から格納容器最下層に通じる連通管 (6B×2) により流下する。</p> <p>格納容器サンプ</p> <p>原子炉下部キャビティへ通じる連通管を經由して原子炉下部キャビティへ流入する。</p> <p>図2 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 (T.P. 17.8m, T.P. 12.1m/10.4m 平面図)</p> <p>特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>

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



大飯発電所 3 / 4 号炉	泊発電所 3 号炉	相違理由
 <p>図 3 原子炉格納容器内断面図</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>図 3 原子炉格納容器内断面図</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>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）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<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、原子炉下部キャビティに通じる<b>連通穴</b>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>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。</p> <div data-bbox="228 408 999 858" data-label="Image"> </div> <p>図4. 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="327 927 851 959" data-label="Text"> <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>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、原子炉下部キャビティに通じる以下の<b>開口部（連通管及び小扉）</b>を経由して原子炉下部キャビティへ流入する。</p> <p>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。</p> <div data-bbox="1122 387 1917 1233" data-label="Diagram"> </div> <p>図4 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="1294 1318 1827 1342" data-label="Text"> <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> <p>・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異なる高さとなるためほぼ同時に流入する。</p> <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）


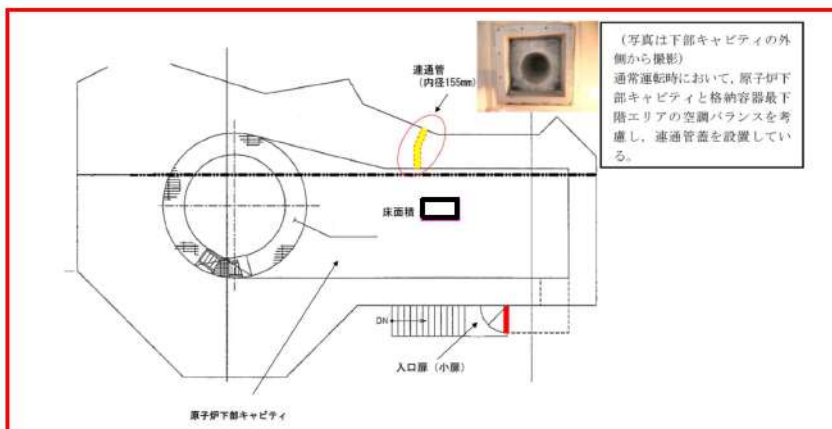
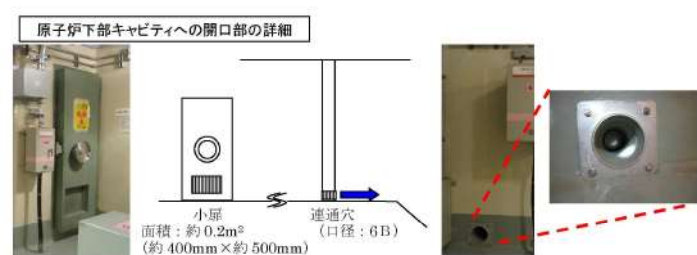
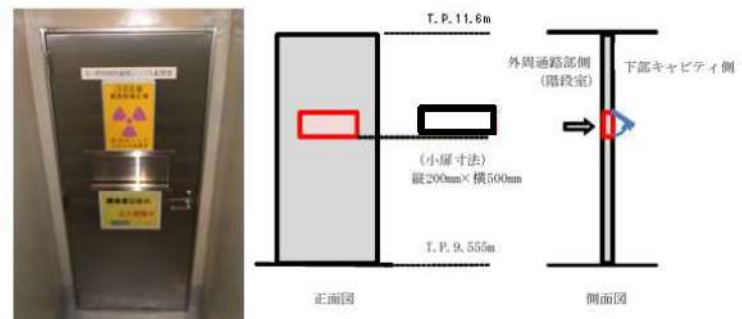
第58条 計装設備（補足説明資料）

大飯発電所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<sup>*2</sup>の熔融炉心及び熔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熔融炉心等の物量について、保守的に大飯 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 [ ] <sup>*3</sup>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 [ ] <sup>3</sup>（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熔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熔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"> <li>原子炉容器外周隙間からの流入</li> </ul> <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<sup>*2</sup>の熔融炉心、熔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熔融炉心等の物量について、保守的に泊 3 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 [ ] <sup>*3</sup>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 [ ] <sup>3</sup>（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 [ ] %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熔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熔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"> <li>格納容器サンプルからのドレン配管逆流による流入</li> <li>原子炉容器外周隙間からの流入</li> </ul> <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>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<div data-bbox="1070 172 1951 687" style="border: 2px solid black; height: 323px; width: 393px; margin-bottom: 10px;"></div> <p data-bbox="1115 703 1827 727">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="1081 751 1447 772">本関係図の設定条件は以下のとおりである。</p> <p data-bbox="1104 786 1731 807">(a) 熔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="1104 821 1951 874">(b) 追設する小扉の流入性確認のため、<span style="background-color: yellow;">上図においては保守的に以下については考慮しないこととした。</span></p> <ul data-bbox="1126 890 1554 978" style="list-style-type: none"> <li>・既設の連通管からの流入</li> <li>・格納容器サンプからのドレン配管逆流による流入</li> <li>・原子炉容器外周隙間からの流入</li> </ul> <p data-bbox="1104 1026 1951 1150">(c) 保守的に、大破断 LOCA 時の初期の流入水（RCS 配管破断水（約 <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 12px;"></span>））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="1104 1166 1951 1254">(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> <p data-bbox="1346 1342 1951 1369" style="text-align: right;"><span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 12px;"></span> 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="1977 209 2123 229"><u>記載方針の相違</u></p> <p data-bbox="1977 244 2123 432">・大飯では連通穴が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。</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）

大飯発電所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>(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>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊3号炉は連通管を設置済みである。</li> </ul> <p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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った設計としている。</li> </ul>
<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小扉</p> <p>検討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>(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>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊3号炉では、最下階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。</li> </ul>

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

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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"> <li>・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。</li> <li>・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。）</li> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul>	<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"> <li>・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。</li> <li>・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。）</li> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul> <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>相違理由</p> <p>記載方針の相違                  設計方針の相違                  ・炉心及び炉内構造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）

大飯発電所3/4号炉							泊発電所3号炉							相違理由																																																						
<table border="1"> <thead> <tr> <th>構成物</th> <th>材質</th> <th>重量 (MAAP)</th> <th>重量 (今回想定)</th> <th>比重*</th> <th>体積</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">① 溶融炉心 (全量)</td> <td>UO<sub>2</sub></td> <td rowspan="2">[ ]</td> <td rowspan="2">[ ]</td> <td>約 11</td> <td rowspan="2">約 23m<sup>3</sup></td> </tr> <tr> <td>ZrO<sub>2</sub></td> <td>約 6</td> </tr> <tr> <td>② 炉内構造物等</td> <td>SUS304 等</td> <td>[ ]</td> <td>[ ]</td> <td>約 8</td> <td>[ ]</td> </tr> <tr> <td colspan="2">合計</td> <td colspan="2">約 200 トン</td> <td colspan="3"></td> </tr> </tbody> </table> <p>※：空隙率を考慮せず</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室に蓄積される溶融炉心等は約 [ ] となる。これら溶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することはできません。</p>							構成物	材質	重量 (MAAP)	重量 (今回想定)	比重*	体積	① 溶融炉心 (全量)	UO <sub>2</sub>	[ ]	[ ]	約 11	約 23m <sup>3</sup>	ZrO <sub>2</sub>	約 6	② 炉内構造物等	SUS304 等	[ ]	[ ]	約 8	[ ]	合計		約 200 トン					<table border="1"> <thead> <tr> <th>構成物</th> <th>材料</th> <th>重量 (解析)</th> <th>重量 (今回想定)</th> <th>比重*</th> <th>体積</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">① 溶融炉心 (全量)</td> <td>UO<sub>2</sub></td> <td rowspan="2">[ ]</td> <td rowspan="2">[ ]</td> <td>約 11</td> <td rowspan="2">約 17m<sup>3</sup></td> </tr> <tr> <td>ZrO<sub>2</sub></td> <td>約 6</td> </tr> <tr> <td>② 炉内構造物等</td> <td>SUS304 等</td> <td>[ ]</td> <td>[ ]</td> <td>約 8</td> <td>[ ]</td> </tr> <tr> <td colspan="2">合計</td> <td colspan="2">[ ]</td> <td colspan="3"></td> </tr> </tbody> </table> <p>※：空隙を考慮せず。</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溶融炉心等は約 17m<sup>3</sup> となる。これら溶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 [ ] m<sup>2</sup> 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、溶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>							構成物	材料	重量 (解析)	重量 (今回想定)	比重*	体積	① 溶融炉心 (全量)	UO <sub>2</sub>	[ ]	[ ]	約 11	約 17m <sup>3</sup>	ZrO <sub>2</sub>	約 6	② 炉内構造物等	SUS304 等	[ ]	[ ]	約 8	[ ]	合計		[ ]					<p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>想定する構造物の重量の相違</li> </ul> <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>連通管及び小扉と体積高さの関係を明確化した。</li> </ul> <p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>泊では大飯こおける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。</li> </ul>
構成物	材質	重量 (MAAP)	重量 (今回想定)	比重*	体積																																																															
① 溶融炉心 (全量)	UO <sub>2</sub>	[ ]	[ ]	約 11	約 23m <sup>3</sup>																																																															
	ZrO <sub>2</sub>			約 6																																																																
② 炉内構造物等	SUS304 等	[ ]	[ ]	約 8	[ ]																																																															
合計		約 200 トン																																																																		
構成物	材料	重量 (解析)	重量 (今回想定)	比重*	体積																																																															
① 溶融炉心 (全量)	UO <sub>2</sub>	[ ]	[ ]	約 11	約 17m <sup>3</sup>																																																															
	ZrO <sub>2</sub>			約 6																																																																
② 炉内構造物等	SUS304 等	[ ]	[ ]	約 8	[ ]																																																															
合計		[ ]																																																																		
<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"> <li>テープ</li> <li>プラスチック、ビニール製品</li> <li>ロープ</li> <li>ウェス、布切れ等</li> </ul> <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) プラント定期事業者検査期間中に、原子炉格納容器内に検査機器等が多く持ち込まれるが、定期事業者検査終了後、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) 定期事業者検査時に持ち込まれる異物について</p> <p>①定期事業者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"> <li>テープ</li> <li>プラスチック、ビニール製品</li> <li>ロープ</li> <li>ウェス、布切れ等</li> </ul> <p>②対応</p> <p>定期事業者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、定期事業者検査終了後には、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>																																																													





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

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(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"> <li>・破損保温材（繊維質）：ロックウール、<span style="color: red;">グラスウール</span></li> <li>・破損保温材（粒子状）：<span style="color: red;">ケイ酸カルシウム</span></li> <li>・その他粒子状異物：塗装</li> <li>・堆積異物（繊維質、粒子）</li> </ul> <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"> <li>・破損保温材（繊維質）：ロックウール</li> <li>・その他粒子状異物：塗装</li> <li>・堆積異物（繊維質、粒子）</li> </ul> <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"> <li>・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。</li> </ul>

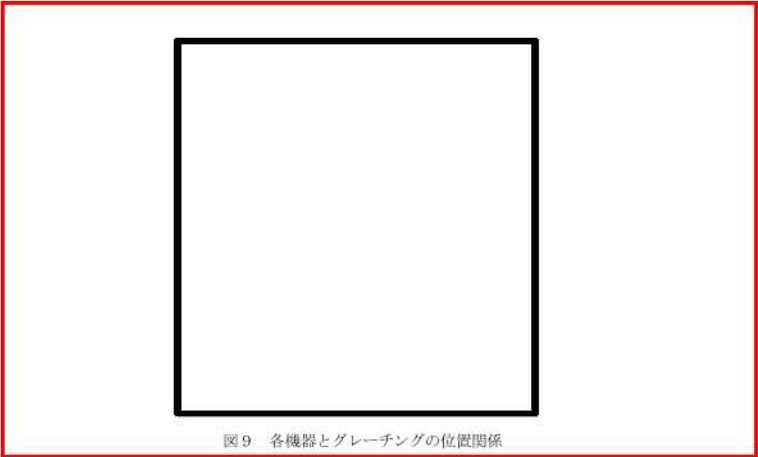
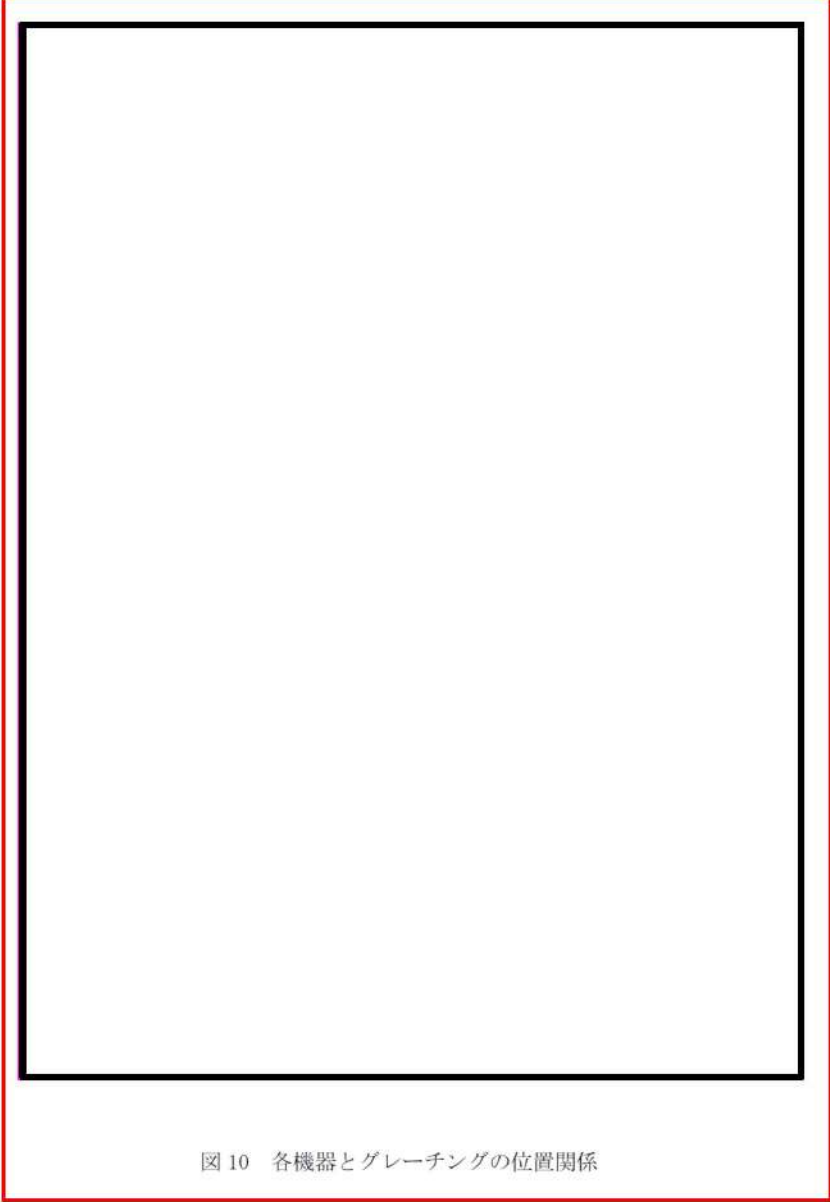

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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>プラント定期事業者検査期間中に、原子炉格納容器内に検査機器等が多く持ち込まれるが、定期事業者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"> <li>・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。</li> </ul> <p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ループ室床高さの設計が相違している。</li> </ul> <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> </ul> <p>設計方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・構造は異なるが、異物の捕捉性能は同等である。</li> </ul> <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・開口部のサイズを明確化した。</li> </ul>

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 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="203 284 972 1117" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="479 1126 687 1149">図 8 保温材等のデブリ対策</p> <div data-bbox="327 1177 846 1206" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <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="1055 164 1966 1181" style="border: 2px solid red; padding: 10px;"> <div data-bbox="1328 188 1518 292" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <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: 2px;"> <p>T.P.17.8m フロア</p> <ul style="list-style-type: none"> <li><span style="color: blue;">→</span> : 水平方向の水の流れ</li> <li><span style="color: blue;">⇩</span> : 下層階への水の流れ</li> <li><span style="border: 1px solid red; display: inline-block; width: 10px; height: 10px; vertical-align: middle;"></span> : 床開口部</li> </ul> </div> <div data-bbox="1122 403 1285 459" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <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; padding: 2px;">  </div> <div data-bbox="1088 751 1379 807" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <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="1122 839 1379 1046" style="border: 1px solid black; padding: 2px;">  </div> <div data-bbox="1099 1062 1391 1098" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>(写真 A) 階段開口部に設置したパンチングメタル</p> </div> <div data-bbox="1424 767 1637 935" style="border: 1px solid black; padding: 2px;">  </div> <div data-bbox="1659 839 1928 1046" style="border: 1px solid black; padding: 2px;">  </div> <div data-bbox="1648 1062 1939 1098" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>(写真 B) 階段開口部に設置したパンチングメタル</p> </div> <div data-bbox="1738 320 1921 520" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <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に、対処を図る。</p> </div> <div data-bbox="1738 632 1921 727" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <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="1384 1142 1630 1165" style="text-align: center;"> <p>図 9 保温材等のデブリ対策</p> </div> </div> <div data-bbox="1249 1190 1709 1212" 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>	<p data-bbox="1973 272 2101 295" 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)

大飯発電所 3 / 4 号炉	泊発電所 3 号炉	相違理由
 <p data-bbox="445 1193 725 1214">図 9 各機器とグレーチングの位置関係</p>	 <p data-bbox="1301 1321 1702 1347">図 10 各機器とグレーチングの位置関係</p> <p data-bbox="1272 1417 1816 1437">  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="1973 309 2101 330">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）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="224 167 963 614" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="268 614 907 646" data-label="Caption"> <p>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（大飯3号機 断面図の例）</p> </div> <div data-bbox="324 646 840 678" data-label="Text"> <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="257 798 940 1204" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="280 1212 873 1236" data-label="Caption"> <p>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（大飯3号機 17.6M 平面図）</p> </div> <div data-bbox="347 1268 817 1300" data-label="Text"> <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="1120 295 1915 1332" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="1960 303 2105 335" data-label="Text"> <p>設計方針の相違</p> </div> <div data-bbox="1310 1332 1780 1364" data-label="Text"> <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>	



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

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4. まとめ</p> <p>原子炉下部キャビティへ通じる炉内核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はない。</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により発生する大型の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小扉の外側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はない。</p>	<p>相違理由</p> <p>設計方針の相違              ・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> <p>設計方針の相違              ・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。</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)

大飯発電所 3 / 4 号炉	泊発電所 3 号炉	相違理由
<div data-bbox="250 177 949 596" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="398 600 779 619" 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</p> </div> <div data-bbox="331 624 846 651" data-label="Text"> <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="1144 177 1928 695" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="1285 663 1778 683" 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</p> </div> <div data-bbox="1308 703 1845 730" data-label="Text"> <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>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)

大飯発電所 3 / 4 号炉	泊発電所 3 号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">別紙</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="250 742 965 1203" style="border: 1px solid black; width: 319px; height: 289px; margin: 10px auto;"> </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="327 1225 846 1254" style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> <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: center;">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 742 1890 1339" style="border: 1px solid black; width: 335px; height: 374px; margin: 10px auto;"> </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="1288 1369 1778 1398" style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> <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"> <li>・泊 3 号炉は小扉が、連通管とは同高きとなるため同様に流入する。</li> </ul> <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> </ul> <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）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="336 175 817 510" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="414 510 772 534" 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 <input type="text"/> トン<sup>*1</sup> の熔融炉心及び熔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熔融炉心等の物量について、保守的に大飯 3,4 号機に装荷される炉心有効部の全量約 <input type="text"/> 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 <input type="text"/> <sup>*2</sup> とした。</p> <p>※1：MAAP 解析では、初期炉心熱出力を <input type="text"/> 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熔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熔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="324 1356 840 1396" data-label="Text"> <p><input type="text"/> 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="1064 167 1937 694" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1052 702 1937 766" 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 <input type="text"/> トン<sup>*2</sup> の熔融炉心、熔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熔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 <input type="text"/> 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 <input type="text"/> <sup>*3</sup> とした。</p> <p>※2 MAAP 解析では、初期炉心熱出力を <input type="text"/> %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熔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熔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"> <li>・格納容器サンプからのドレン配管逆流による流入</li> <li>・原子炉容器外周隙間からの流入</li> </ul> <div data-bbox="1456 1364 1960 1404" data-label="Text"> <p><input type="text"/> 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> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> </ul>

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

大飯発電所 3 / 4 号炉	泊発電所 3 号炉	相違理由
	 <p data-bbox="1093 699 1915 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 1444 805">本関係図の設定条件は以下のとおりである。</p> <p data-bbox="1099 817 1736 837">(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="1099 849 1747 869">(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 1556 981" style="list-style-type: none"> <li>・既設の連通管からの流入</li> <li>・格納容器サンプからのドレン配管逆流による流入</li> <li>・原子炉容器外周隙間からの流入</li> </ul> <p data-bbox="1099 989 1960 1117">(c) 保守的に、大破断 LOCA 時の初期の流入水 ( RCS 配管破断水 (緑 <span style="border: 1px solid black; padding: 0 2px;"> </span> )) 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="1099 1125 1960 1220">(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> <p data-bbox="1458 1348 1948 1369" style="text-align: right;"> <span style="border: 1px solid black; padding: 0 5px;"> </span> 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="1973 172 2116 193">記載方針の相違</p> <p data-bbox="1973 207 2116 359">・大飯では連通穴が 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。</p>

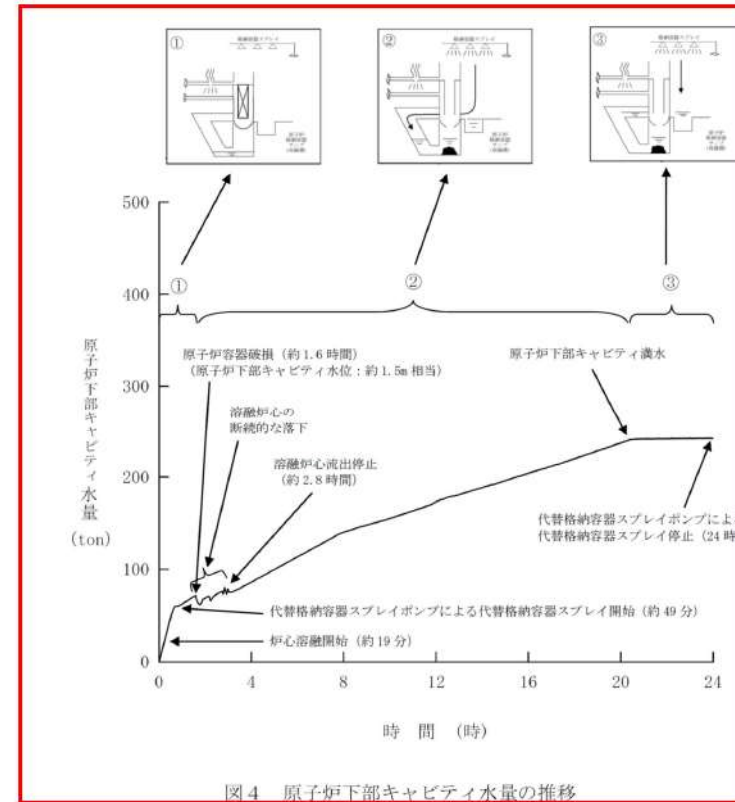
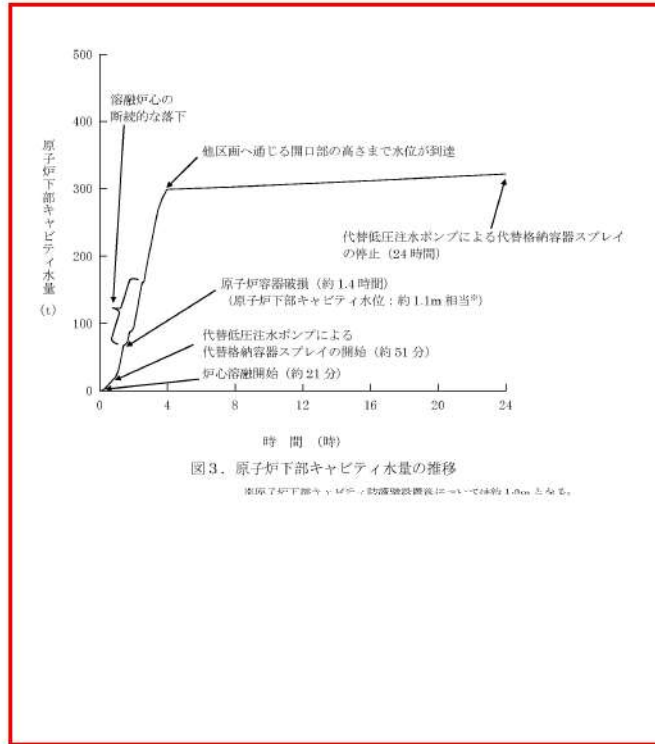
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第58条 計装設備（補足説明資料）

大飯発電所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、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、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</p> <p>【大飯】設計方針の相違</p> <p>【大飯】設備構成の相違</p> <p>・海水通水時において、大飯では原子炉補機冷却水冷却器出口温度計上流より注水するが、泊では原子炉補機冷却水冷却器出口温度計下流より注水するため、格納容器再循環ユニットの入口温度についてもトレンド監視不可となる。(可搬型温度計測装置の設置によって格納容器再循環ユニット入口温度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"> <thead> <tr> <th>冷却モード</th> <th>対象ヒートシンク</th> <th>説明（CV外温度計の状況等）</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（CV外温度計の状況等）	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>第1表 原子炉格納容器外温度計の現状</p> <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>格納容器スプレイ冷却器の出口温度が、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の出口及び入口温度）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及び出口温度ともに、トレンド監視不可。</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）	格納容器スプレイ冷却器の出口温度が、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の出口及び入口温度）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及び出口温度ともに、トレンド監視不可。	<p>【大飯】設備構成の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul> <p>【大飯】設備構成の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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）</li> </ul> <p>【大飯】記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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飯と同様。</li> </ul> <p>【大飯】解析結果の相違</p>
冷却モード	対象ヒートシンク	説明（CV外温度計の状況等）																																		
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。																																		
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）	格納容器スプレイ冷却器の出口温度が、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の出口及び入口温度）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及び出口温度ともに、トレンド監視不可。																																		
<p>2. 対応内容</p> <p>重大事故等時において、CV冷却状況確認は、基本的にはCV圧力監視で対応可能であるが、それに加え、CV冷却状況確認手段に多様性を持たせるために、冷却不調の場合の追加対応であること及び計測が必要となるまでに時間的な余裕があることを踏まえて、記録機能を備えた可搬型の温度計を配備する。測定にあたっては、格納容器再循環ユニット入口配管及び出口配管にて温度を測定する。</p> <p>なお、重大事故等時の原子炉補機冷却水による自然対流冷却時に、沸騰防止のために原子炉補機冷却水サージタンクを加圧することから、既設圧力計の代替計器として可搬型の計器にてサージタンクの圧力を計測する。</p>	<p>2. 対応内容</p> <p>重大事故等時において、原子炉格納容器冷却状況確認は、基本的には原子炉格納容器圧力監視で対応可能であるが、それに加え、原子炉格納容器冷却状況確認手段に多様性を持たせるために、冷却不調の場合の追加対応であること及び計測が必要となるまでに時間的な余裕があることを踏まえて、記録機能を備えた可搬型の温度計を配備する。測定にあたっては、格納容器再循環ユニット入口配管及び出口配管にて温度を測定する。</p> <p>なお、重大事故等時の原子炉補機冷却水による自然対流冷却時に、沸騰防止のために原子炉補機冷却水サージタンクを加圧することから、既設圧力計の代替計器として可搬型の計器にてサージタンクの圧力を計測する。</p>	<p>3. 可搬型温度計測の概要</p> <p>(1) 温度計測機器の構成</p> <p>温度ロガー、温度センサー、データコレクタ（データ収集用）</p> <p>(2) 温度計の仕様</p> <p>測定範囲：約200℃まで計測可能</p> <p>（格納容器過温破損（全交流動力電源喪失+補助給水失敗）における原子炉格納容器雰囲気温度の最高値（約144℃）が計測可能であり、余裕をみても十分測定可能な範囲としている。）</p> <p>重量：約100g（1台当たり）</p>	<p>3. 可搬型温度計測の概要</p> <p>(1) 温度計測機器の構成</p> <p>温度ロガー、温度センサー、データコレクタ（データ収集用）</p> <p>(2) 温度計の仕様</p> <p>測定範囲：約200℃まで計測可能</p> <p>（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）における原子炉格納容器雰囲気温度の最高値（約141℃）が計測可能であり、余裕をみても十分測定可能な範囲としている。）</p> <p>重量：約100g（1台当たり）</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>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）</p> <p>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"> <li>・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。</li> <li>・データの吸い上げは現場で可能。</li> <li>・データコレクタにより、温度のトレンドが確認可能。</li> </ul> <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）</p> <p>電源：リチウム電池（使用可能時間 約10ヵ月）                      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>周辺補機種 T.P. 17.8a      周辺補機種 T.P. 10.3a(中間床)      温度計設置場所の例（泊3号炉）</p> <p>第1図 温度計取付け模式図</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・データの吸い上げは現場で可能。</li> <li>・データコレクタにより、温度のトレンドが確認可能。</li> </ul> <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表2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）</p> <p>電源：リチウム電池（使用可能時間 約10ヵ月）                      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>周辺補機種 T.P. 17.8a      周辺補機種 T.P. 10.3a(中間床)      温度計設置場所の例（泊3号炉）</p> <p>第1図 温度計取付け模式図</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・データの吸い上げは現場で可能。</li> <li>・データコレクタにより、温度のトレンドが確認可能。</li> </ul> <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表2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>【大飯】設備名称の相違</p> <p>【大飯】設備名称の相違</p> <p>【大飯】記載表現の相違                      【大飯】設備名称の相違</p> <p>【大飯】体制の相違</p> <p>【大飯】記載表現の相違                      【大飯】設備名称の相違</p> <p>【大飯】記載表現の相違                      【大飯】設備名称の相違</p> <p>【大飯】記載表現の相違</p>

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

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

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="85 247 638 359"> <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 (m<sup>3</sup>/h)</th> <th>出入口温度差 (°C)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0.282MPa[gage]時 (最高使用圧力時)</td> <td>約144</td> <td>約2.3</td> <td>141</td> <td>約75</td> </tr> <tr> <td>0.594MPa[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"> <li>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</li> </ul>	C.V.圧力	飽和蒸気温度 (°C)	除熱量 (MW/台)	冷却水流量 (m <sup>3</sup> /h)	出入口温度差 (°C)	0.282MPa[gage]時 (最高使用圧力時)	約144	約2.3	141	約75	0.594MPa[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>第2図 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"> <li>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]</li> <li>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]</li> </ul> <p>【伊方3号炉補足資料抜粋】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>タンク加圧目標 : 0.27MPa</li> </ul>	<p>泊発電所3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内自然対流冷却時の出入口温度</p> <table border="1" data-bbox="1254 263 1814 391"> <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 (m<sup>3</sup>/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5.6</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"> <li>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]</li> <li>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]</li> </ul>	格納容器圧力	飽和蒸気温度 (°C)	除熱量 (MW/台)	冷却水流量 (m <sup>3</sup> /h)	出入口温度差 (°C)	0.283MPa[gage]時 (最高使用圧力時)	132	約5.6	82	約60	0.566MPa[gage]時 (最高使用圧力2倍)	155	約6.5	82	約70	<p>相違理由</p> <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 <sup>3</sup> /h)	出入口温度差 (°C)																													
0.282MPa[gage]時 (最高使用圧力時)	約144	約2.3	141	約75																													
0.594MPa[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 <sup>3</sup> /h)	出入口温度差 (°C)																													
0.283MPa[gage]時 (最高使用圧力時)	132	約5.6	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)

大飯発電所3/4号炉

《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 余熱除去系再循環余熱除去冷却器出口	PCCS、記録計
⑥ 余熱除去系再循環余熱除去冷却器入口	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

女川原子力発電所2号炉

《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 余熱除去冷却器出口	PCCS
⑦ 余熱除去冷却器入口	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

泊発電所3号炉

《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 余熱除去冷却器出口	PCCS
⑦ 余熱除去冷却器入口	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

相違理由

【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、余熱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)

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>【大飯】資料構成の相違</p> <p>【大飯】記載表現の相違                  ・以降、大飯が言い換えし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>【大飯】設備名称の相違                  【大飯】設備名称の相違</p> <p>【大飯】記載表現の相違</p> <p>【大飯】設備名称の相違                  【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)

大飯発電所3 / 4号炉

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	重大事故等対処設備	差圧式水位検出器	2	0~100% (加圧器側上端近傍~ 原子炉容器底部)
推定手段①	原子炉水位	重大事故等対処設備	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	重大事故等対処設備	弾性圧力検出器	2	0~20.6MPa
	1次冷却材高温側温度(広域)	重大事故等対処設備	測温抵抗体	4	0~400℃
	サブクール度 (CRT)	多線性拡張設備	弾性圧力検出器 測温抵抗体	1	-200.0~200.0℃

**【主要パラメータの考え方】**

- 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

※: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。

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。

○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

女川原子力発電所2号炉

※: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。

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。

○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

泊発電所3号炉

項目	原子炉圧力容器内の水位				
	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	重大事故等対処設備	差圧式水位検出器	2	0~100% (加圧器側上端近傍~ 原子炉容器底部)
推定手段①	原子炉容器水位	重大事故等対処設備	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)	重大事故等対処設備	弾性圧力検出器	2	0~21.0MPa
	1次冷却材温度(広域-高温側)	重大事故等対処設備	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℃

**【主要パラメータの考え方】**

- 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。

※: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。

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。

○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

相違理由

【大飯】設備名称の相違

【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

【大飯】記載表現の相違

【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。

【大飯】設備名称の相違

【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。

【大飯】章立ての相違

【大飯】設備名称の相違

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）

大飯発電所3/4号炉

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。

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	-

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

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。

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。

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

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

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。

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	-

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

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。

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。

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

相違理由

【大飯】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。

【大飯】設備名称の相違

【大飯】記載表現の相違  
 ・大飯はツインプラントであるため、個数の表現が異なる。

【大飯】章立て及び設備名称の相違

【大飯】設備名称の相違

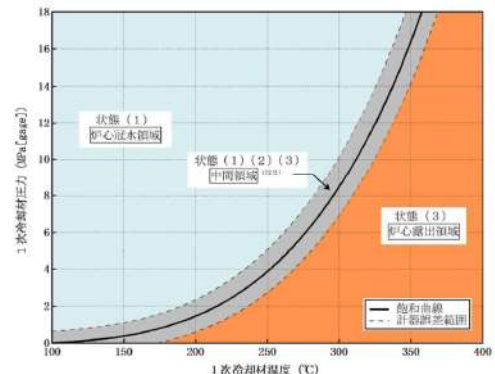
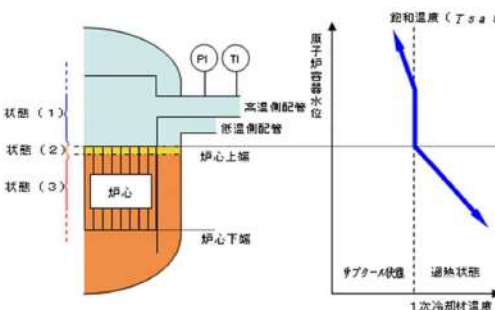
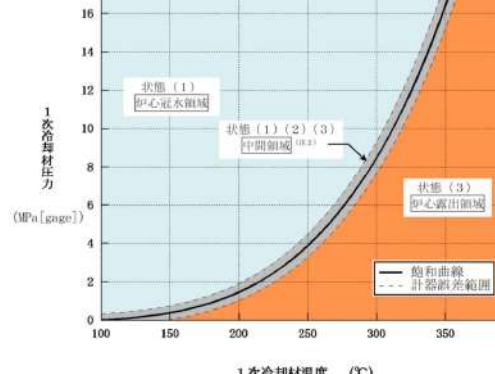
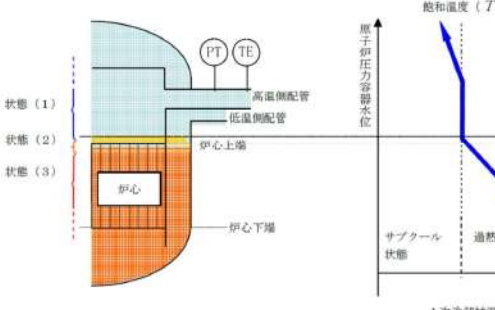
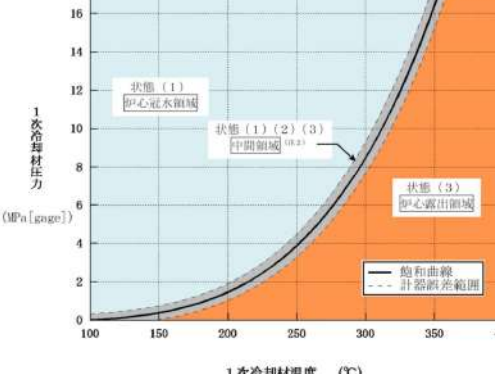
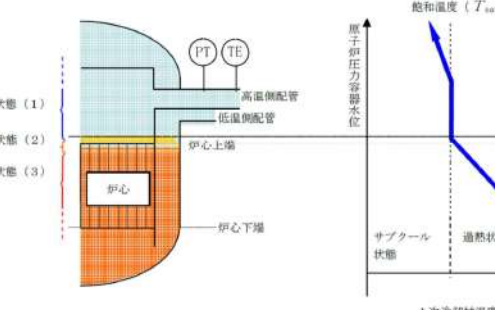
【大飯】設備名称の相違

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。

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="91 225 651 357"> <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 (<math>T_{sat}</math>)</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 (<math>\Delta T_{sat}</math>)</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) 原子炉容器内サブクール状態もしくは飽和状態                      推定方法：<math>T \leq T_{sat}</math>                      水位：炉心上端以上 図1、2状態(1)に相当</p> <p>(2) 原子炉容器内飽和温度を上回る状態                      推定方法：<math>T &gt; T_{sat}</math> (温度Tが過熱状態を指示、<math>\Delta T_{sat} = \text{小}</math>)                      水位：炉心上端近傍 図1、2状態(2)に相当</p> <p>(3) 原子炉容器内飽和温度を大きく上回る状態 (過熱状態)                      推定方法：<math>T \gg T_{sat}</math> (<math>\Delta T_{sat} = \text{大}</math>)                      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"> <li>炉心の冠水状態の確認が可能。</li> </ul> <p>【炉心上端以下の水位の場合】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水位の上昇傾向：<math>\Delta T_{sat}</math> が大きい状態から小さい状態へ移行</li> <li>水位の低下傾向：<math>\Delta T_{sat}</math> が小さい状態から大きい状態へ移行</li> </ul> <p>(注1) 過熱度：<math>\Delta T_{sat} = T - T_{sat}</math>                      (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"> <li>温度安定：炉心上端以上の水位がある ⇒ 状態(1)</li> <li>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)</li> </ul>	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 ( $\Delta T_{sat}$ )	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 (<math>T_{sat}</math>)</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 (<math>\Delta T_{sat}</math>)</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) 原子炉圧力容器内サブクール状態もしくは飽和状態                      推定方法：<math>T \leq T_{sat}</math>                      水位：炉心上端以上……第1、2図の状態(1)に相当</p> <p>(2) 原子炉圧力容器内飽和温度を上回る状態                      推定方法：<math>T &gt; T_{sat}</math> (温度Tが過熱状態を指示、<math>\Delta T_{sat}^{(注1)} = \text{小}</math>)                      水位：炉心上端近傍……第1、2図の状態(2)に相当</p> <p>(3) 原子炉圧力容器内飽和温度を大きく上回る状態 (過熱状態)                      推定方法：<math>T \gg T_{sat}</math> (<math>\Delta T_{sat} = \text{大}</math>)                      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"> <li>炉心の冠水状態の確認が可能</li> </ul> <p>【炉心上端以下の水位の場合】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>水位の上昇傾向：<math>\Delta T_{sat}</math> が大きい状態から小さい状態へ移行</li> <li>水位の低下傾向：<math>\Delta T_{sat}</math> が小さい状態から大きい状態へ移行</li> </ul> <p>(注1) 過熱度：<math>\Delta T_{sat} = T - T_{sat}</math>                      (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"> <li>温度安定：炉心上端以上の水位がある ⇒ 状態(1)</li> <li>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)</li> </ul>	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 ( $\Delta T_{sat}$ )	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 ( $\Delta T_{sat}$ )																																					
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 ( $\Delta T_{sat}$ )																																					
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><b>【推定における不確かさの影響】</b>              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、<b>原子炉容器</b>内の水位を推定することが可能である。</p> <p style="text-align: right;">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 原子炉压力容器の水位と水位変化の概念図</p> <p><b>【推定における不確かさの影響】</b>              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、<b>原子炉压力容器</b>内の水位を推定することが可能である。</p> <p style="text-align: right;">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 原子炉压力容器の水位と水位変化の概念図</p> <p><b>【推定における不確かさの影響】</b>              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、<b>原子炉压力容器</b>内の水位を推定することが可能である。</p> <p style="text-align: right;">以上</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>(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" data-bbox="672 279 1220 638"> <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 (※2)</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>・多重性を有する重要計器の他の検出器 ・原子炉圧力 (SA) (0~11MPa) (※2)</td> <td>・計測範囲を超えない場合は、その理由を記載。 ・計測範囲を超えた場合は、その理由を記載。</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 (※2)</td> <td>・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・原子炉圧力 (0~10MPa) ・原子炉圧力容器温度 (0~500℃) (※2)</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 (H. 42MPa) の1.2倍 (12.24MPa) 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) (※2) (-2,800~1,500mm)</td> <td rowspan="2">差圧式水位検出器 (※2)</td> <td>・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・原子炉水位 (SA広帯域) (-2,800~1,500mm) (※2) ・原子炉水位 (SA燃料域) (-2,800~1,300mm) (※2) (※2)</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 (燃料域) にて、原子炉水位計測範囲から有効燃料棒底部まで監視可能。</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (燃料域) (-2,800~1,300mm) (※2)</td> <td>・高圧代替注水ポンプ出口流量 (0~120m<sup>3</sup>/h) (※2) ・原子炉圧力 (SA) (0~11MPa) 及び圧力抑制室圧力 (0~1MPa) (abs) (※2)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(※1) 複数ある重要代替計器等の代表を記載。          (※2) 計測範囲を超えない場合は、その理由を記載。          (※3) 原子炉圧力容器内の飽和状態と仮定し、原子炉圧力容器温度又は原子炉圧力を推定。          (※4) 隔壁ダイヤフラムにかゝる原子炉圧力 (隔壁槽からの水頭圧を含む) と大気圧の差を計測。          (※5) 基準点 (0mm) はドライヤシステムに直設付設 (原子炉圧力容器センターより1,313mm上)。          (※6) 基準点 (0mm) は有効燃料棒頂部付設 (原子炉圧力容器センターより900mm上)。          (※7) 隔壁ダイヤフラムにかゝる原子炉圧力 (隔壁槽からの水頭圧を含む) と原子炉圧力容器下部の節圧を計測。          (※8) 原子炉水位 (SA 広帯域) は他の広帯域の原子炉水位と、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面にて計測器が異なる。          (※9) 原子炉圧力容器への注水量、融熱除去による蒸気量及び炉前の水位から炉心の注水を推定。          (※10) LOCA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、原子炉圧力と圧力抑制室圧力の節圧から炉心の注水を推定。</p> <div data-bbox="862 829 1220 901" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>(凡例)              ・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複数ある推定手段については、優先順位に応じて簡潔書きに記載する。</p> </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 (※2)	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	・多重性を有する重要計器の他の検出器 ・原子炉圧力 (SA) (0~11MPa) (※2)	・計測範囲を超えない場合は、その理由を記載。 ・計測範囲を超えた場合は、その理由を記載。	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 (※2)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・原子炉圧力 (0~10MPa) ・原子炉圧力容器温度 (0~500℃) (※2)	・重大事故等時において、原子炉圧力容器最高使用圧力 (H. 42MPa) の1.2倍 (12.24MPa) を監視可能。	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) (※2) (-2,800~1,500mm)	差圧式水位検出器 (※2)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・原子炉水位 (SA広帯域) (-2,800~1,500mm) (※2) ・原子炉水位 (SA燃料域) (-2,800~1,300mm) (※2) (※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 (燃料域) にて、原子炉水位計測範囲から有効燃料棒底部まで監視可能。	原子炉水位 (燃料域) (-2,800~1,300mm) (※2)	・高圧代替注水ポンプ出口流量 (0~120m <sup>3</sup> /h) (※2) ・原子炉圧力 (SA) (0~11MPa) 及び圧力抑制室圧力 (0~1MPa) (abs) (※2)	<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" data-bbox="1265 287 1803 598"> <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 (※2)</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 (広帯域) (0~300℃)</td> <td rowspan="2">熱電対</td> <td>・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・1次冷却材温度 (広帯域) (0~300℃)</td> <td>・1次冷却材最高使用温度 (H. 41℃) 及び炉心の節圧基準値である350℃を超える温度を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材温度 (広帯域) (0~300℃)</td> <td>・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・1次冷却材温度 (広帯域) (0~300℃)</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 (広帯域) (0~21.6MPa)</td> <td rowspan="2">弾性圧力検出器 (※2)</td> <td>・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・1次冷却材温度 (広帯域) (0~300℃) (※2)</td> <td>・1次冷却材最高使用圧力 (H. 18MPa) の1.2倍 (取動時の種類基準) である26.16MPaを監視可能。</td> </tr> <tr> <td>加圧器水位 (0~100%)</td> <td>・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・原子炉圧力 (0~10MPa)</td> <td>・重大事故等時において、原子炉容器上流に位置する加圧器上流側と下流側から下流側下流側付設までの水位を監視可能。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器内の水位</td> <td>加圧器水位 (0~100%)</td> <td rowspan="2">差圧式水位検出器 (※2)</td> <td>・加圧器水位 (0~100%)</td> <td>・重大事故等時において、加圧器の下流に位置し、加圧器の計測範囲をラップしない30、原子炉容器頂部から原子炉容器頂部までの原子炉容器内の水位を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器水位 (0~100%)</td> <td>・加圧器水位 (0~100%)</td> <td>・重大事故等時において、加圧器の下流に位置し、加圧器の計測範囲をラップしない30、原子炉容器頂部から原子炉容器頂部までの原子炉容器内の水位を監視可能。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(※1) 複数ある重要代替計器等の代表を記載。          (※2) 計測範囲を超えない場合は、その理由を記載。          (※3) 隔壁ダイヤフラムにかゝる1次冷却材圧力を計測。          (※4) 1次冷却材の飽和状態にあると仮定し、原子炉圧力容器内の圧力を推定。          (※5) 隔壁ダイヤフラムにかゝる加圧器圧力 (隔壁槽からの水頭圧を含む) と加圧器下部の節圧を計測。          (※6) 隔壁ダイヤフラムにかゝる原子炉圧力と原子炉容器下部の節圧を計測。</p> <div data-bbox="1512 686 1803 742" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>(凡例)              ・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複数ある推定手段については、優先順位に応じて簡潔書きに記載する。</p> </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 (※2)	原子炉圧力容器内の温度	1次冷却材温度 (広帯域) (0~300℃)	熱電対	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・1次冷却材温度 (広帯域) (0~300℃)	・1次冷却材最高使用温度 (H. 41℃) 及び炉心の節圧基準値である350℃を超える温度を監視可能。	1次冷却材温度 (広帯域) (0~300℃)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・1次冷却材温度 (広帯域) (0~300℃)	原子炉圧力容器内の圧力	1次冷却材圧力 (広帯域) (0~21.6MPa)	弾性圧力検出器 (※2)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・1次冷却材温度 (広帯域) (0~300℃) (※2)	・1次冷却材最高使用圧力 (H. 18MPa) の1.2倍 (取動時の種類基準) である26.16MPaを監視可能。	加圧器水位 (0~100%)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・原子炉圧力 (0~10MPa)	・重大事故等時において、原子炉容器上流に位置する加圧器上流側と下流側から下流側下流側付設までの水位を監視可能。	原子炉圧力容器内の水位	加圧器水位 (0~100%)	差圧式水位検出器 (※2)	・加圧器水位 (0~100%)	・重大事故等時において、加圧器の下流に位置し、加圧器の計測範囲をラップしない30、原子炉容器頂部から原子炉容器頂部までの原子炉容器内の水位を監視可能。	原子炉容器水位 (0~100%)	・加圧器水位 (0~100%)	・重大事故等時において、加圧器の下流に位置し、加圧器の計測範囲をラップしない30、原子炉容器頂部から原子炉容器頂部までの原子炉容器内の水位を監視可能。	<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、同表において同じ。</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 (※2)																																																						
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	・多重性を有する重要計器の他の検出器 ・原子炉圧力 (SA) (0~11MPa) (※2)	・計測範囲を超えない場合は、その理由を記載。 ・計測範囲を超えた場合は、その理由を記載。																																																					
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 (※2)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・原子炉圧力 (0~10MPa) ・原子炉圧力容器温度 (0~500℃) (※2)	・重大事故等時において、原子炉圧力容器最高使用圧力 (H. 42MPa) の1.2倍 (12.24MPa) を監視可能。																																																					
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) (※2) (-2,800~1,500mm)	差圧式水位検出器 (※2)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・原子炉水位 (SA広帯域) (-2,800~1,500mm) (※2) ・原子炉水位 (SA燃料域) (-2,800~1,300mm) (※2) (※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 (燃料域) にて、原子炉水位計測範囲から有効燃料棒底部まで監視可能。																																																					
	原子炉水位 (燃料域) (-2,800~1,300mm) (※2)		・高圧代替注水ポンプ出口流量 (0~120m <sup>3</sup> /h) (※2) ・原子炉圧力 (SA) (0~11MPa) 及び圧力抑制室圧力 (0~1MPa) (abs) (※2)																																																						
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 (※2)																																																					
原子炉圧力容器内の温度	1次冷却材温度 (広帯域) (0~300℃)	熱電対	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・1次冷却材温度 (広帯域) (0~300℃)	・1次冷却材最高使用温度 (H. 41℃) 及び炉心の節圧基準値である350℃を超える温度を監視可能。																																																					
	1次冷却材温度 (広帯域) (0~300℃)		・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・1次冷却材温度 (広帯域) (0~300℃)																																																						
原子炉圧力容器内の圧力	1次冷却材圧力 (広帯域) (0~21.6MPa)	弾性圧力検出器 (※2)	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・1次冷却材温度 (広帯域) (0~300℃) (※2)	・1次冷却材最高使用圧力 (H. 18MPa) の1.2倍 (取動時の種類基準) である26.16MPaを監視可能。																																																					
	加圧器水位 (0~100%)		・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・原子炉圧力 (0~10MPa)	・重大事故等時において、原子炉容器上流に位置する加圧器上流側と下流側から下流側下流側付設までの水位を監視可能。																																																					
原子炉圧力容器内の水位	加圧器水位 (0~100%)	差圧式水位検出器 (※2)	・加圧器水位 (0~100%)	・重大事故等時において、加圧器の下流に位置し、加圧器の計測範囲をラップしない30、原子炉容器頂部から原子炉容器頂部までの原子炉容器内の水位を監視可能。																																																					
	原子炉容器水位 (0~100%)		・加圧器水位 (0~100%)	・重大事故等時において、加圧器の下流に位置し、加圧器の計測範囲をラップしない30、原子炉容器頂部から原子炉容器頂部までの原子炉容器内の水位を監視可能。																																																					

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 重大事故等対応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>重要計器に記録の無いときとの場合 (※)</th> <th>重要計器の計測範囲を超えた場合 (※)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力容器への注水量</td> <td>高圧炉心スプレイングポンプ出口流量 (0~1,500m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※)</td> <td>・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m<sup>3</sup>) (※)</td> <td>重大事故等時の高圧炉心スプレイングポンプの最大注水量 (318m<sup>3</sup>/h、1,650m<sup>3</sup>/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>高圧代替注水系ポンプ出口流量 (0~120m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※)</td> <td>・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m<sup>3</sup>) (※)</td> <td>重大事故等時の高圧代替注水系ポンプの最大注水量 (99.8m<sup>3</sup>/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 (0~150m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※)</td> <td>・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m<sup>3</sup>) (※)</td> <td>重大事故等時の原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 (100.8m<sup>3</sup>/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>炉心スプレイングポンプ出口流量 (0~1,500m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※)</td> <td>・圧力制御室水位 (0~5m) (※)</td> <td>重大事故等時の炉心スプレイングポンプの最大注水量 (1,050m<sup>3</sup>/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>代替凝縮冷却ポンプ出口流量 (0~200m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※)</td> <td>・圧力制御室水位 (0~5m) (※)</td> <td>重大事故等時の代替凝縮冷却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<sup>3</sup>/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 (残留熱除去系ヘッドスプレイングライン洗浄流量) (0~220m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※)</td> <td>・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m<sup>3</sup>) (※)</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<sup>3</sup>/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系洗浄流量) (0~220m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※)</td> <td>・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m<sup>3</sup>) (※)</td> <td>重大事故等時の大容量送水ポンプ (タイプ1) を用いた低圧代替注水系 (残留熱除去系B系ライン) における最大注水量 (199m<sup>3</sup>/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>直流原動機注水系ポンプ出口流量 (0~100m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※)</td> <td>・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m<sup>3</sup>) (※)</td> <td>重大事故等時の直流原動機注水系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<sup>3</sup>/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 (0~1,500m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※)</td> <td>・圧力制御室水位 (0~5m) (※)</td> <td>重大事故等時の残留熱除去系ポンプの最大注水量 (1,130m<sup>3</sup>/h) を監視可能。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(※) 漏洩ダイヤグラムにかかる送り機構直後の差圧を計測。          (※) 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。          (※) 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) (※)		重要計器に記録の無いときとの場合 (※)	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	高圧炉心スプレイングポンプ出口流量 (0~1,500m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m <sup>3</sup> ) (※)	重大事故等時の高圧炉心スプレイングポンプの最大注水量 (318m <sup>3</sup> /h、1,650m <sup>3</sup> /h) を監視可能。		高圧代替注水系ポンプ出口流量 (0~120m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m <sup>3</sup> ) (※)	重大事故等時の高圧代替注水系ポンプの最大注水量 (99.8m <sup>3</sup> /h) を監視可能。		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 (0~150m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m <sup>3</sup> ) (※)	重大事故等時の原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 (100.8m <sup>3</sup> /h) を監視可能。		炉心スプレイングポンプ出口流量 (0~1,500m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・圧力制御室水位 (0~5m) (※)	重大事故等時の炉心スプレイングポンプの最大注水量 (1,050m <sup>3</sup> /h) を監視可能。		代替凝縮冷却ポンプ出口流量 (0~200m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・圧力制御室水位 (0~5m) (※)	重大事故等時の代替凝縮冷却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 <sup>3</sup> /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ングライン洗浄流量) (0~220m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m <sup>3</sup> ) (※)	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 <sup>3</sup> /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系洗浄流量) (0~220m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m <sup>3</sup> ) (※)	重大事故等時の大容量送水ポンプ (タイプ1) を用いた低圧代替注水系 (残留熱除去系B系ライン) における最大注水量 (199m <sup>3</sup> /h) を監視可能。		直流原動機注水系ポンプ出口流量 (0~100m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m <sup>3</sup> ) (※)	重大事故等時の直流原動機注水系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 <sup>3</sup> /h) を監視可能。		残留熱除去系ポンプ出口流量 (0~1,500m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・圧力制御室水位 (0~5m) (※)	重大事故等時の残留熱除去系ポンプの最大注水量 (1,130m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	<p>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 (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>重要計器に記録の無い場合 (※)</th> <th>重要計器の計測範囲を超えた場合 (※)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力容器への注水量</td> <td>高圧炉心スプレイングポンプ出口流量 (0~1,500m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※)</td> <td>・燃料取替用本水位 (0~100%) (※)</td> <td>重大事故等時に、高圧炉心スプレイングポンプの最大注水量 (290m<sup>3</sup>/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>高圧代替注水系ポンプ出口流量 (0~1,100m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※)</td> <td>・燃料取替用本水位 (0~100%) (※)</td> <td>重大事故等時に、高圧代替注水系ポンプの最大注水量 (1,080m<sup>3</sup>/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 (0~1,300m<sup>3</sup>/h) (注：0~1,000m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※)</td> <td>・燃料取替用本水位 (0~100%) (※)</td> <td>重大事故等時に、原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 (1,080m<sup>3</sup>/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>代替凝縮冷却系スプレイングポンプ出口流量 (0~200m<sup>3</sup>/h) (注：0~100m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※)</td> <td>・燃料取替用本水位 (0~100%) (※) 及び補助給水本水位 (0~100%) (※)</td> <td>重大事故等時に、代替凝縮冷却系スプレイングポンプの最大注水量 (140m<sup>3</sup>/h) を監視可能。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(※) 漏洩ダイヤグラムにかかる送り機構直後の差圧を計測。          (※) 燃料取替用本水位の変化量及び注水時間により注水量を推定。          (※) 燃料取替用本水位及び補助給水本水位の変化量及び注水時間により注水量を推定。</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>	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) (※)		重要計器に記録の無い場合 (※)	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	高圧炉心スプレイングポンプ出口流量 (0~1,500m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・燃料取替用本水位 (0~100%) (※)	重大事故等時に、高圧炉心スプレイングポンプの最大注水量 (290m <sup>3</sup> /h) を監視可能。		高圧代替注水系ポンプ出口流量 (0~1,100m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・燃料取替用本水位 (0~100%) (※)	重大事故等時に、高圧代替注水系ポンプの最大注水量 (1,080m <sup>3</sup> /h) を監視可能。		原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 (0~1,300m <sup>3</sup> /h) (注：0~1,000m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・燃料取替用本水位 (0~100%) (※)	重大事故等時に、原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 (1,080m <sup>3</sup> /h) を監視可能。		代替凝縮冷却系スプレイングポンプ出口流量 (0~200m <sup>3</sup> /h) (注：0~100m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・燃料取替用本水位 (0~100%) (※) 及び補助給水本水位 (0~100%) (※)	重大事故等時に、代替凝縮冷却系スプレイングポンプの最大注水量 (140m <sup>3</sup> /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) (※)																																																																												
		重要計器に記録の無いときとの場合 (※)	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	高圧炉心スプレイングポンプ出口流量 (0~1,500m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m <sup>3</sup> ) (※)	重大事故等時の高圧炉心スプレイングポンプの最大注水量 (318m <sup>3</sup> /h、1,650m <sup>3</sup> /h) を監視可能。																																																																														
	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (0~120m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m <sup>3</sup> ) (※)	重大事故等時の高圧代替注水系ポンプの最大注水量 (99.8m <sup>3</sup> /h) を監視可能。																																																																														
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 (0~150m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m <sup>3</sup> ) (※)	重大事故等時の原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 (100.8m <sup>3</sup> /h) を監視可能。																																																																														
	炉心スプレイングポンプ出口流量 (0~1,500m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・圧力制御室水位 (0~5m) (※)	重大事故等時の炉心スプレイングポンプの最大注水量 (1,050m <sup>3</sup> /h) を監視可能。																																																																														
	代替凝縮冷却ポンプ出口流量 (0~200m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・圧力制御室水位 (0~5m) (※)	重大事故等時の代替凝縮冷却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 <sup>3</sup> /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ングライン洗浄流量) (0~220m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m <sup>3</sup> ) (※)	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 <sup>3</sup> /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系洗浄流量) (0~220m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m <sup>3</sup> ) (※)	重大事故等時の大容量送水ポンプ (タイプ1) を用いた低圧代替注水系 (残留熱除去系B系ライン) における最大注水量 (199m <sup>3</sup> /h) を監視可能。																																																																														
	直流原動機注水系ポンプ出口流量 (0~100m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m <sup>3</sup> ) (※)	重大事故等時の直流原動機注水系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 <sup>3</sup> /h) を監視可能。																																																																														
	残留熱除去系ポンプ出口流量 (0~1,500m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・圧力制御室水位 (0~5m) (※)	重大事故等時の残留熱除去系ポンプの最大注水量 (1,130m <sup>3</sup> /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) (※)																																																																															
			重要計器に記録の無い場合 (※)	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	高圧炉心スプレイングポンプ出口流量 (0~1,500m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・燃料取替用本水位 (0~100%) (※)	重大事故等時に、高圧炉心スプレイングポンプの最大注水量 (290m <sup>3</sup> /h) を監視可能。																																																																														
	高圧代替注水系ポンプ出口流量 (0~1,100m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・燃料取替用本水位 (0~100%) (※)	重大事故等時に、高圧代替注水系ポンプの最大注水量 (1,080m <sup>3</sup> /h) を監視可能。																																																																														
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 (0~1,300m <sup>3</sup> /h) (注：0~1,000m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・燃料取替用本水位 (0~100%) (※)	重大事故等時に、原子炉隔離時冷却系ポンプの最大注水量 (1,080m <sup>3</sup> /h) を監視可能。																																																																														
	代替凝縮冷却系スプレイングポンプ出口流量 (0~200m <sup>3</sup> /h) (注：0~100m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・燃料取替用本水位 (0~100%) (※) 及び補助給水本水位 (0~100%) (※)	重大事故等時に、代替凝縮冷却系スプレイングポンプの最大注水量 (140m <sup>3</sup> /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 (※)</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→ドラスレイライン洗浄流量) (0~220m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※)</td> <td>・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m<sup>3</sup>) (※)</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冷却系 (残留熱除去系→ドラスライン) における最大注水量 (89m<sup>3</sup>/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) (0~220m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※)</td> <td>・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m<sup>3</sup>) (※)</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冷却系 (残留熱除去系B系→ドラスライン) における最大注水量 (89m<sup>3</sup>/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流量 (0~100m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※)</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) 及びドライウエル水位 (0.02m, 0.23m, 0.34m) (※)</td> <td>重大事故等時の大容量送水ポンプ (クイック1) を用いた原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による最大注水量 (88m<sup>3</sup>/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 (0~200m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※)</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) 及びドライウエル水位 (0.02m, 0.23m, 0.34m) (※)</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時における最大注水量 (1150m<sup>3</sup>/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉格納容器下部注水量 (0~110m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※)</td> <td>・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m<sup>3</sup>) (※)</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 (クイック1) を用いた原子炉格納容器下部注水量による最大注水量 (89m<sup>3</sup>/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>ドライウエル温度 (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 ・ドライウエル圧力 (0~1MPa(abs)) (※)</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。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 ・サブレンションプール水温度 (0~200℃) (※)</td> <td>重大事故等時において、原子炉格納容器限界圧力 (854kPa) におけるサブレンションプール水の飽和温度 (約178℃) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>サブレン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℃) (※)</td> <td>重大事故等時において、原子炉格納容器下部に環状中心が落下した場合における原子炉格納容器の構造格状可能。</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環状中心が落下した場合における原子炉格納容器の構造格状可能。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(※) 原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の測定値と注水時間から注水量を推定。          (※) 原子炉格納容器内の飽和状態と推定し、原子炉格納容器内の温度又は圧力を推定。          (※) 空気温度と水温が平衡状態と推定し、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 (※)	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→ドラスレイライン洗浄流量) (0~220m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m <sup>3</sup> ) (※)	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冷却系 (残留熱除去系→ドラスライン) における最大注水量 (89m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m <sup>3</sup> ) (※)	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冷却系 (残留熱除去系B系→ドラスライン) における最大注水量 (89m <sup>3</sup> /h) を監視可能。		原子炉格納容器代替スプレイ流量 (0~100m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・原子炉格納容器下部水位 (0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m) 及びドライウエル水位 (0.02m, 0.23m, 0.34m) (※)	重大事故等時の大容量送水ポンプ (クイック1) を用いた原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による最大注水量 (88m <sup>3</sup> /h) を監視可能。		代替格納冷却ポンプ出口流量 (0~200m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・原子炉格納容器下部水位 (0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m) 及びドライウエル水位 (0.02m, 0.23m, 0.34m) (※)	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時における最大注水量 (1150m <sup>3</sup> /h) を監視可能。		原子炉格納容器下部注水量 (0~110m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m <sup>3</sup> ) (※)	重大事故等時の復水移送ポンプ又は大容量送水ポンプ (クイック1) を用いた原子炉格納容器下部注水量による最大注水量 (89m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (0~300℃)	熱電対	・多重性を有する重要計器の他の検出器 ・ドライウエル圧力 (0~1MPa(abs)) (※)	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。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 ・サブレンションプール水温度 (0~200℃) (※)	重大事故等時において、原子炉格納容器限界圧力 (854kPa) におけるサブレンションプール水の飽和温度 (約178℃) を監視可能。	サブレン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℃) (※)	重大事故等時において、原子炉格納容器下部に環状中心が落下した場合における原子炉格納容器の構造格状可能。	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環状中心が落下した場合における原子炉格納容器の構造格状可能。	<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 (※)</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冷却ポンプ出口流量 (0~1,300m<sup>3</sup>/h) (0~1,300m<sup>3</sup>/h) (0~1,300m<sup>3</sup>/h) (0~1,300m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※)</td> <td>・燃料取替用ボット水位 (0~100%) (※)</td> <td>重大事故等時において、格納容器スプレイポンプの流量 (1,300m<sup>3</sup>/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>代替格納容器スプレイポンプ出口流量 (0~200m<sup>3</sup>/h) (0~200m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※)</td> <td>・燃料取替用ボット水位 (0~100%) (※)</td> <td>重大事故等時において、代替格納容器スプレイポンプの流量 (1,000m<sup>3</sup>/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>高圧注入流量 (0~350m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※)</td> <td>・燃料取替用ボット水位 (0~100%) (※)</td> <td>重大事故等時において、高圧注入ポンプの流量 (200m<sup>3</sup>/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>低圧注入流量 (0~1,100m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※)</td> <td>・燃料取替用ボット水位 (0~100%) (※)</td> <td>重大事故等時において、低圧注入ポンプの流量 (1,000m<sup>3</sup>/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 (0~250℃)</td> <td>温度抵抗体</td> <td>・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・原子炉格納容器圧力 (0~0.30MPa) (※)</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>(※) 原子炉格納容器内の飽和状態と推定し、原子炉格納容器内の温度又は圧力を推定。          ( ) 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>	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 (※)	原子炉格納容器への注水量	B系格納容器スプレイ冷却ポンプ出口流量 (0~1,300m <sup>3</sup> /h) (0~1,300m <sup>3</sup> /h) (0~1,300m <sup>3</sup> /h) (0~1,300m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・燃料取替用ボット水位 (0~100%) (※)	重大事故等時において、格納容器スプレイポンプの流量 (1,300m <sup>3</sup> /h) を監視可能。		代替格納容器スプレイポンプ出口流量 (0~200m <sup>3</sup> /h) (0~200m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・燃料取替用ボット水位 (0~100%) (※)	重大事故等時において、代替格納容器スプレイポンプの流量 (1,000m <sup>3</sup> /h) を監視可能。		高圧注入流量 (0~350m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・燃料取替用ボット水位 (0~100%) (※)	重大事故等時において、高圧注入ポンプの流量 (200m <sup>3</sup> /h) を監視可能。		低圧注入流量 (0~1,100m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・燃料取替用ボット水位 (0~100%) (※)	重大事故等時において、低圧注入ポンプの流量 (1,000m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度 (0~250℃)	温度抵抗体	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・原子炉格納容器圧力 (0~0.30MPa) (※)	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 (※)																																																																																	
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→ドラスレイライン洗浄流量) (0~220m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m <sup>3</sup> ) (※)	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冷却系 (残留熱除去系→ドラスライン) における最大注水量 (89m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m <sup>3</sup> ) (※)	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冷却系 (残留熱除去系B系→ドラスライン) における最大注水量 (89m <sup>3</sup> /h) を監視可能。																																																																																
	原子炉格納容器代替スプレイ流量 (0~100m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・原子炉格納容器下部水位 (0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m) 及びドライウエル水位 (0.02m, 0.23m, 0.34m) (※)	重大事故等時の大容量送水ポンプ (クイック1) を用いた原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による最大注水量 (88m <sup>3</sup> /h) を監視可能。																																																																																
	代替格納冷却ポンプ出口流量 (0~200m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・原子炉格納容器下部水位 (0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m) 及びドライウエル水位 (0.02m, 0.23m, 0.34m) (※)	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時における最大注水量 (1150m <sup>3</sup> /h) を監視可能。																																																																																
	原子炉格納容器下部注水量 (0~110m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m <sup>3</sup> ) (※)	重大事故等時の復水移送ポンプ又は大容量送水ポンプ (クイック1) を用いた原子炉格納容器下部注水量による最大注水量 (89m <sup>3</sup> /h) を監視可能。																																																																																
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 (0~300℃)	熱電対	・多重性を有する重要計器の他の検出器 ・ドライウエル圧力 (0~1MPa(abs)) (※)	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。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 ・サブレンションプール水温度 (0~200℃) (※)	重大事故等時において、原子炉格納容器限界圧力 (854kPa) におけるサブレンションプール水の飽和温度 (約178℃) を監視可能。																																																																																
	サブレン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℃) (※)	重大事故等時において、原子炉格納容器下部に環状中心が落下した場合における原子炉格納容器の構造格状可能。																																																																																
	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環状中心が落下した場合における原子炉格納容器の構造格状可能。																																																																																
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 (※)																																																																																
原子炉格納容器への注水量	B系格納容器スプレイ冷却ポンプ出口流量 (0~1,300m <sup>3</sup> /h) (0~1,300m <sup>3</sup> /h) (0~1,300m <sup>3</sup> /h) (0~1,300m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・燃料取替用ボット水位 (0~100%) (※)	重大事故等時において、格納容器スプレイポンプの流量 (1,300m <sup>3</sup> /h) を監視可能。																																																																																
	代替格納容器スプレイポンプ出口流量 (0~200m <sup>3</sup> /h) (0~200m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・燃料取替用ボット水位 (0~100%) (※)	重大事故等時において、代替格納容器スプレイポンプの流量 (1,000m <sup>3</sup> /h) を監視可能。																																																																																
	高圧注入流量 (0~350m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・燃料取替用ボット水位 (0~100%) (※)	重大事故等時において、高圧注入ポンプの流量 (200m <sup>3</sup> /h) を監視可能。																																																																																
	低圧注入流量 (0~1,100m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※)	・燃料取替用ボット水位 (0~100%) (※)	重大事故等時において、低圧注入ポンプの流量 (1,000m <sup>3</sup> /h) を監視可能。																																																																																
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度 (0~250℃)	温度抵抗体	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・原子炉格納容器圧力 (0~0.30MPa) (※)	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"> <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) (※<sup>1</sup>)</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 (※<sup>2</sup>)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>ドライウェル圧力 (0~1MPa[abs]) 圧力抑制室圧力 (0~1MPa[abs])</td> <td>弾性圧力検出器 (※<sup>3</sup>)</td> <td>・圧力抑制室圧力 (0~1MPa[abs]) (※<sup>4</sup>) ・ドライウェル温度 (0~300℃) (※<sup>5</sup>) ・ドライウェル圧力 (0~1MPa[abs]) (※<sup>6</sup>) ・圧力抑制室内空気温度 (0~200℃) (※<sup>7</sup>)</td> <td>重大事故等時において、原子炉格納容器限界圧力 (980kPa) 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>原子炉格納容器内の水位</td> <td>圧力抑制室水位 (0~5m) (※<sup>8</sup>) 原子炉格納容器下部水位 (0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m) ドライウェル水位 (0.02m, 0.25m, 0.34m)</td> <td>差圧式水位検出器 (※<sup>9</sup>) 電極式水位検出器 電極式水位検出器</td> <td>・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・代替補償冷却ポンプ出口流量 (0~200t/h) (※<sup>10</sup>) ・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量 (0~110t/h) (※<sup>11</sup>)</td> <td>重大事故等時において、外部水漏注水流限界 (通常運転水位+約 2m (※<sup>12</sup>)) の範囲を監視可能。 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へエアスタル部の需水状況を監視可能。 重大事故等時において、原子炉格納容器下部の清浄な水の冷却に必要な水深 (0.23m) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の水素濃度</td> <td>格納容器内空気気体濃度 (0~30vol%) / 0~100 vol%)</td> <td>熱伝導率検出器</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%) (※<sup>13</sup>)</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>熱伝導率検出器</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>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<sup>-7</sup>~10<sup>-5</sup>Sv/h) 格納容器内空気放射線モニタ (S/C) (10<sup>-7</sup>~10<sup>-5</sup>Sv/h)</td> <td>電離箱 電離箱</td> <td>・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・多重性を有する重要計器の他チャンネル</td> <td>炉心格納の判断値 (停止直後で約 195Sv/h) を監視可能。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(※<sup>1</sup>) 漏洩ダイヤグラムにお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。          (※<sup>2</sup>) 圧力抑制室圧力はドライウェル圧力+12.0kPa からドライウェル圧力+6.9kPa の範囲で推估。          (※<sup>3</sup>) 基準点 (0m) は通常運転水位 (0.P. +2850mm)。          (※<sup>4</sup>) 漏洩ダイヤグラムにおける圧力抑制室圧力 (補償槽からの水頭圧を含む) と圧力抑制室下部の差圧を計測。          (※<sup>5</sup>) 流量と注入時間から水位を推定。          (※<sup>6</sup>) 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>	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) (※ <sup>1</sup> )		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 (※ <sup>2</sup> )	原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 (0~1MPa[abs]) 圧力抑制室圧力 (0~1MPa[abs])	弾性圧力検出器 (※ <sup>3</sup> )	・圧力抑制室圧力 (0~1MPa[abs]) (※ <sup>4</sup> ) ・ドライウェル温度 (0~300℃) (※ <sup>5</sup> ) ・ドライウェル圧力 (0~1MPa[abs]) (※ <sup>6</sup> ) ・圧力抑制室内空気温度 (0~200℃) (※ <sup>7</sup> )	重大事故等時において、原子炉格納容器限界圧力 (980kPa) をドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力にて監視可能。	原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位 (0~5m) (※ <sup>8</sup> ) 原子炉格納容器下部水位 (0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m) ドライウェル水位 (0.02m, 0.25m, 0.34m)	差圧式水位検出器 (※ <sup>9</sup> ) 電極式水位検出器 電極式水位検出器	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・代替補償冷却ポンプ出口流量 (0~200t/h) (※ <sup>10</sup> ) ・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量 (0~110t/h) (※ <sup>11</sup> )	重大事故等時において、外部水漏注水流限界 (通常運転水位+約 2m (※ <sup>12</sup> )) の範囲を監視可能。 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へエアスタル部の需水状況を監視可能。 重大事故等時において、原子炉格納容器下部の清浄な水の冷却に必要な水深 (0.23m) を監視可能。	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内空気気体濃度 (0~30vol%) / 0~100 vol%)	熱伝導率検出器	・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%) (※ <sup>13</sup> )	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%)	熱伝導率検出器	・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 <sup>-7</sup> ~10 <sup>-5</sup> Sv/h) 格納容器内空気放射線モニタ (S/C) (10 <sup>-7</sup> ~10 <sup>-5</sup> Sv/h)	電離箱 電離箱	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・多重性を有する重要計器の他チャンネル	炉心格納の判断値 (停止直後で約 195Sv/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 (4/7)</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) (※<sup>1</sup>)</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 (※<sup>2</sup>)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器内の圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力 (0~0.30MPa) 格納容器圧力 (0~1.0MPa)</td> <td>弾性圧力検出器 (※<sup>3</sup>)</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 (0~1.0MPa)</td> <td>重大事故等時において、格納容器最高使用圧力 (0.203MPa) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の水位</td> <td>格納容器内飽和蒸気水位 (圧縮) (0~100%) 格納容器内飽和蒸気水位 (圧縮) (0~100%) 原子炉下部キャビティ水位 (0~10%)</td> <td>差圧式水位検出器 差圧式水位検出器 電極式水位検出器</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%) ・燃料格納槽水位 (0~100%) ・格納容器再循環ポンプ水位 (圧縮) (0~100%) ・燃料格納槽水位 (0~100%) ・燃料格納槽水位 (0~100%)</td> <td>重大事故等時において、再循環ポンプ水位 (77%) を監視可能。 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。貯水水位の 100% 以上の水位の約 40% に相当。 重大事故等時において、原子炉下部キャビティに高純度の冷却水を必要とする量を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の水素濃度</td> <td>格納容器内空気気体濃度 (0~100%)</td> <td>熱伝導率検出器</td> <td>・燃料格納槽水位 (0~100%) ・燃料格納槽水位 (0~100%) ・燃料格納槽水位 (0~100%)</td> <td>重大事故等時において、格納容器内の水素濃度の範囲 (0~100%) に達したことを監視可能。</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>熱伝導率検出器</td> <td>・重要計器の予備 ・原子炉格納容器内水素濃度監視装置 (0~30vol%) ・格納容器内空気放射線モニタ (0~100%) ・格納容器内空気放射線モニタ (0~100%)</td> <td>重大事故等時において、変動範囲 (0~30vol%) 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>原子炉格納容器内放射線モニタ (0~10<sup>-5</sup>Sv/h)</td> <td>電離箱</td> <td>・重要計器の予備</td> <td>重大事故等時において、変動範囲 (0~10<sup>-5</sup>Sv/h) を監視可能。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(※<sup>1</sup>) 漏洩ダイヤグラムにおける原子炉格納容器圧力を計測。          (※<sup>2</sup>) 漏洩ダイヤグラムにおける原子炉格納容器内の圧力と格納容器再循環ポンプ下部の差圧を計測。          (※<sup>3</sup>) 水位の水位変化及び格納容器内水位により原子炉格納容器内の水位を推定する。          (※<sup>4</sup>) 格納容器内水素濃度及び格納容器内水素濃度 (S/C) の作動特性の範囲から、作動状況を監視することにより、格納容器内の水素濃度が大幅な水素増殖を生じている領域であることを指示する。</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) (※ <sup>1</sup> )		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 (※ <sup>2</sup> )	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器圧力 (0~0.30MPa) 格納容器圧力 (0~1.0MPa)	弾性圧力検出器 (※ <sup>3</sup> )	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・格納容器圧力 (0~1.0MPa)	重大事故等時において、格納容器最高使用圧力 (0.203MPa) を監視可能。	原子炉格納容器内の水位	格納容器内飽和蒸気水位 (圧縮) (0~100%) 格納容器内飽和蒸気水位 (圧縮) (0~100%) 原子炉下部キャビティ水位 (0~10%)	差圧式水位検出器 差圧式水位検出器 電極式水位検出器	・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%) ・燃料格納槽水位 (0~100%) ・格納容器再循環ポンプ水位 (圧縮) (0~100%) ・燃料格納槽水位 (0~100%) ・燃料格納槽水位 (0~100%)	重大事故等時において、再循環ポンプ水位 (77%) を監視可能。 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。貯水水位の 100% 以上の水位の約 40% に相当。 重大事故等時において、原子炉下部キャビティに高純度の冷却水を必要とする量を監視可能。	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内空気気体濃度 (0~100%)	熱伝導率検出器	・燃料格納槽水位 (0~100%) ・燃料格納槽水位 (0~100%) ・燃料格納槽水位 (0~100%)	重大事故等時において、格納容器内の水素濃度の範囲 (0~100%) に達したことを監視可能。	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%)	熱伝導率検出器	・重要計器の予備 ・原子炉格納容器内水素濃度監視装置 (0~30vol%) ・格納容器内空気放射線モニタ (0~100%) ・格納容器内空気放射線モニタ (0~100%)	重大事故等時において、変動範囲 (0~30vol%) を監視可能。	原子炉格納容器内の放射線量率	原子炉格納容器内放射線モニタ (0~10 <sup>-5</sup> Sv/h)	電離箱	・重要計器の予備	重大事故等時において、変動範囲 (0~10 <sup>-5</sup> Sv/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) (※ <sup>1</sup> )																																																													
		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 (※ <sup>2</sup> )																																																																
原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力 (0~1MPa[abs]) 圧力抑制室圧力 (0~1MPa[abs])	弾性圧力検出器 (※ <sup>3</sup> )	・圧力抑制室圧力 (0~1MPa[abs]) (※ <sup>4</sup> ) ・ドライウェル温度 (0~300℃) (※ <sup>5</sup> ) ・ドライウェル圧力 (0~1MPa[abs]) (※ <sup>6</sup> ) ・圧力抑制室内空気温度 (0~200℃) (※ <sup>7</sup> )	重大事故等時において、原子炉格納容器限界圧力 (980kPa) をドライウェル圧力又は圧力抑制室圧力にて監視可能。																																																															
原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位 (0~5m) (※ <sup>8</sup> ) 原子炉格納容器下部水位 (0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m) ドライウェル水位 (0.02m, 0.25m, 0.34m)	差圧式水位検出器 (※ <sup>9</sup> ) 電極式水位検出器 電極式水位検出器	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・代替補償冷却ポンプ出口流量 (0~200t/h) (※ <sup>10</sup> ) ・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量 (0~110t/h) (※ <sup>11</sup> )	重大事故等時において、外部水漏注水流限界 (通常運転水位+約 2m (※ <sup>12</sup> )) の範囲を監視可能。 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へエアスタル部の需水状況を監視可能。 重大事故等時において、原子炉格納容器下部の清浄な水の冷却に必要な水深 (0.23m) を監視可能。																																																															
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内空気気体濃度 (0~30vol%) / 0~100 vol%)	熱伝導率検出器	・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%) (※ <sup>13</sup> )	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%)	熱伝導率検出器	・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 <sup>-7</sup> ~10 <sup>-5</sup> Sv/h) 格納容器内空気放射線モニタ (S/C) (10 <sup>-7</sup> ~10 <sup>-5</sup> Sv/h)	電離箱 電離箱	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・多重性を有する重要計器の他チャンネル	炉心格納の判断値 (停止直後で約 195Sv/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) (※ <sup>1</sup> )																																																																
			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 (※ <sup>2</sup> )																																																															
原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器圧力 (0~0.30MPa) 格納容器圧力 (0~1.0MPa)	弾性圧力検出器 (※ <sup>3</sup> )	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・格納容器圧力 (0~1.0MPa)	重大事故等時において、格納容器最高使用圧力 (0.203MPa) を監視可能。																																																															
原子炉格納容器内の水位	格納容器内飽和蒸気水位 (圧縮) (0~100%) 格納容器内飽和蒸気水位 (圧縮) (0~100%) 原子炉下部キャビティ水位 (0~10%)	差圧式水位検出器 差圧式水位検出器 電極式水位検出器	・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%) ・燃料格納槽水位 (0~100%) ・格納容器再循環ポンプ水位 (圧縮) (0~100%) ・燃料格納槽水位 (0~100%) ・燃料格納槽水位 (0~100%)	重大事故等時において、再循環ポンプ水位 (77%) を監視可能。 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。貯水水位の 100% 以上の水位の約 40% に相当。 重大事故等時において、原子炉下部キャビティに高純度の冷却水を必要とする量を監視可能。																																																															
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内空気気体濃度 (0~100%)	熱伝導率検出器	・燃料格納槽水位 (0~100%) ・燃料格納槽水位 (0~100%) ・燃料格納槽水位 (0~100%)	重大事故等時において、格納容器内の水素濃度の範囲 (0~100%) に達したことを監視可能。																																																															
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%)	熱伝導率検出器	・重要計器の予備 ・原子炉格納容器内水素濃度監視装置 (0~30vol%) ・格納容器内空気放射線モニタ (0~100%) ・格納容器内空気放射線モニタ (0~100%)	重大事故等時において、変動範囲 (0~30vol%) を監視可能。																																																															
原子炉格納容器内の放射線量率	原子炉格納容器内放射線モニタ (0~10 <sup>-5</sup> Sv/h)	電離箱	・重要計器の予備	重大事故等時において、変動範囲 (0~10 <sup>-5</sup> Sv/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																																																																																																																					
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)		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)																																																																																																																						
<table border="1"> <thead> <tr> <th>重要監視パラメータ</th> <th>重要計器 (計測範囲)</th> <th>検出器の種類</th> <th>重要計器の計測範囲を超える場合 (代表) (※)</th> <th>重要計器の計測範囲を超えた場合 (※)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>本炉界の中性子束又は監視</td> <td>起動領域モニタ (10<sup>7</sup>~10<sup>8</sup>ps/(1×10<sup>8</sup>~1×10<sup>9</sup>cm<sup>2</sup>・s))、0~10%又は0~125% (1×10<sup>7</sup>~2.8×10<sup>8</sup>ps/(1×10<sup>8</sup>~1×10<sup>9</sup>cm<sup>2</sup>・s))</td> <td>積分型電離器</td> <td>・多量性を有する重要計器の他チャンネル (平均出力領域モニタ) (0~125% (1.2×10<sup>7</sup>~2.8×10<sup>8</sup>ps/(1×10<sup>8</sup>~1×10<sup>9</sup>cm<sup>2</sup>・s)) (※))</td> <td>設計基準等時(2階建)の計測値に中性子が5%以上増し、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、5~10倍力上昇及び下層は念慮を考慮した現状の計測範囲で事故対応が可能、重大事故等時も同様。</td> </tr> <tr> <td>最終ヒートシタの確保又は監視 (代替前冷却系水の温度)</td> <td>サブレーションプール水温度 (0~200℃)</td> <td>温度検出器</td> <td>・多量性を有する重要計器の他チャンネル (圧力制御室内空気温度) (0~300℃) (※)</td> <td>重大事故等時において、原子炉格納容器蒸気圧力(85kPa)におけるサブレーションプール水の飽和温度(約178℃)を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>代替前冷却系水の温度</td> <td>冷却器出口温度/冷却器入口温度 (0~200℃)</td> <td>温度検出器</td> <td>・サブレーションプール水温度 (0~200℃)</td> <td>重大事故等時において、代替前冷却系水の最高使用温度(186℃)を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>代替前冷却系水の流量</td> <td>代替前冷却器出口流量 (0~200m<sup>3</sup>/h)</td> <td>流量検出器</td> <td>・(配圧代替注水時) (配圧注水時) (圧力制御室内空気温度) (0~300℃) (※)</td> <td>重大事故等時の代替前冷却ポンプを用いた原子炉格納容器下部水位 (0.2m, 1.0m, 2.0m, 2.5m, 2.8m) 及びドライアウト水位 (0.02m, 0.25m, 0.34m) (※))</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>・(原子炉格納容器スプレイト時) (原子炉格納容器下部水位) (0.2m, 1.0m, 2.0m, 2.5m, 2.8m) 及びドライアウト水位 (0.02m, 0.25m, 0.34m) (※))</td> <td>重大事故等時の代替前冷却ポンプを用いた原子炉格納容器スプレイト時における最大注水流量 (170m<sup>3</sup>/h) を監視可能。</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	重要計器の計測範囲を超える場合 (代表) (※)	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※)	本炉界の中性子束又は監視	起動領域モニタ (10 <sup>7</sup> ~10 <sup>8</sup> ps/(1×10 <sup>8</sup> ~1×10 <sup>9</sup> cm <sup>2</sup> ・s))、0~10%又は0~125% (1×10 <sup>7</sup> ~2.8×10 <sup>8</sup> ps/(1×10 <sup>8</sup> ~1×10 <sup>9</sup> cm <sup>2</sup> ・s))	積分型電離器	・多量性を有する重要計器の他チャンネル (平均出力領域モニタ) (0~125% (1.2×10 <sup>7</sup> ~2.8×10 <sup>8</sup> ps/(1×10 <sup>8</sup> ~1×10 <sup>9</sup> cm <sup>2</sup> ・s)) (※))	設計基準等時(2階建)の計測値に中性子が5%以上増し、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、5~10倍力上昇及び下層は念慮を考慮した現状の計測範囲で事故対応が可能、重大事故等時も同様。	最終ヒートシタの確保又は監視 (代替前冷却系水の温度)	サブレーションプール水温度 (0~200℃)	温度検出器	・多量性を有する重要計器の他チャンネル (圧力制御室内空気温度) (0~300℃) (※)	重大事故等時において、原子炉格納容器蒸気圧力(85kPa)におけるサブレーションプール水の飽和温度(約178℃)を監視可能。	代替前冷却系水の温度	冷却器出口温度/冷却器入口温度 (0~200℃)	温度検出器	・サブレーションプール水温度 (0~200℃)	重大事故等時において、代替前冷却系水の最高使用温度(186℃)を監視可能。	代替前冷却系水の流量	代替前冷却器出口流量 (0~200m <sup>3</sup> /h)	流量検出器	・(配圧代替注水時) (配圧注水時) (圧力制御室内空気温度) (0~300℃) (※)	重大事故等時の代替前冷却ポンプを用いた原子炉格納容器下部水位 (0.2m, 1.0m, 2.0m, 2.5m, 2.8m) 及びドライアウト水位 (0.02m, 0.25m, 0.34m) (※))				・(原子炉格納容器スプレイト時) (原子炉格納容器下部水位) (0.2m, 1.0m, 2.0m, 2.5m, 2.8m) 及びドライアウト水位 (0.02m, 0.25m, 0.34m) (※))	重大事故等時の代替前冷却ポンプを用いた原子炉格納容器スプレイト時における最大注水流量 (170m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	<table border="1"> <thead> <tr> <th>重要監視パラメータ</th> <th>重要計器 (計測範囲)</th> <th>検出器の種類</th> <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>中性子束</td> <td>起動領域モニタ (0~125% (3.3×10<sup>7</sup>~1.2×10<sup>8</sup>ps/(1×10<sup>8</sup>~1×10<sup>9</sup>cm<sup>2</sup>・s))</td> <td>積分型電離器</td> <td>・多量性を有する重要計器の他チャンネル (平均出力領域モニタ) (0~125% (3.3×10<sup>7</sup>~1.2×10<sup>8</sup>ps/(1×10<sup>8</sup>~1×10<sup>9</sup>cm<sup>2</sup>・s)) (※))</td> <td>設計基準等時(2階建)の計測値に中性子が5%以上増し、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、5~10倍力上昇及び下層は念慮を考慮した現状の計測範囲で事故対応が可能、重大事故等時も同様。</td> </tr> <tr> <td>中間領域中性子束</td> <td>中間領域モニタ (10<sup>7</sup>~10<sup>8</sup>ps/(1×10<sup>8</sup>~1×10<sup>9</sup>cm<sup>2</sup>・s))</td> <td>積分型電離器</td> <td>・多量性を有する重要計器の他チャンネル (平均出力領域モニタ) (0~125% (3.3×10<sup>7</sup>~1.2×10<sup>8</sup>ps/(1×10<sup>8</sup>~1×10<sup>9</sup>cm<sup>2</sup>・s)) (※))</td> <td>設計基準等時(2階建)の計測値に中性子が5%以上増し、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、5~10倍力上昇及び下層は念慮を考慮した現状の計測範囲で事故対応が可能、重大事故等時も同様。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力 (0~6.3MPa)</td> <td>圧力検出器</td> <td>・多量性を有する重要計器の他チャンネル (圧力制御室内空気温度) (0~300℃) (※))</td> <td>重大事故等時において、原子炉格納容器蒸気圧力(85kPa)におけるサブレーションプール水の飽和温度(約178℃)を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>冷却器出口温度</td> <td>冷却器出口温度 (0~200℃)</td> <td>温度検出器</td> <td>・サブレーションプール水温度 (0~200℃)</td> <td>重大事故等時において、代替前冷却系水の最高使用温度(186℃)を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>冷却器入口温度</td> <td>冷却器入口温度 (0~200℃)</td> <td>温度検出器</td> <td>・サブレーションプール水温度 (0~200℃)</td> <td>重大事故等時において、代替前冷却系水の最高使用温度(186℃)を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>冷却器出口流量</td> <td>冷却器出口流量 (0~200m<sup>3</sup>/h)</td> <td>流量検出器</td> <td>・(配圧代替注水時) (配圧注水時) (圧力制御室内空気温度) (0~300℃) (※))</td> <td>重大事故等時の代替前冷却ポンプを用いた原子炉格納容器下部水位 (0.2m, 1.0m, 2.0m, 2.5m, 2.8m) 及びドライアウト水位 (0.02m, 0.25m, 0.34m) (※))</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>・(原子炉格納容器スプレイト時) (原子炉格納容器下部水位) (0.2m, 1.0m, 2.0m, 2.5m, 2.8m) 及びドライアウト水位 (0.02m, 0.25m, 0.34m) (※))</td> <td>重大事故等時の代替前冷却ポンプを用いた原子炉格納容器スプレイト時における最大注水流量 (170m<sup>3</sup>/h) を監視可能。</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 (※)	中性子束	起動領域モニタ (0~125% (3.3×10 <sup>7</sup> ~1.2×10 <sup>8</sup> ps/(1×10 <sup>8</sup> ~1×10 <sup>9</sup> cm <sup>2</sup> ・s))	積分型電離器	・多量性を有する重要計器の他チャンネル (平均出力領域モニタ) (0~125% (3.3×10 <sup>7</sup> ~1.2×10 <sup>8</sup> ps/(1×10 <sup>8</sup> ~1×10 <sup>9</sup> cm <sup>2</sup> ・s)) (※))	設計基準等時(2階建)の計測値に中性子が5%以上増し、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、5~10倍力上昇及び下層は念慮を考慮した現状の計測範囲で事故対応が可能、重大事故等時も同様。	中間領域中性子束	中間領域モニタ (10 <sup>7</sup> ~10 <sup>8</sup> ps/(1×10 <sup>8</sup> ~1×10 <sup>9</sup> cm <sup>2</sup> ・s))	積分型電離器	・多量性を有する重要計器の他チャンネル (平均出力領域モニタ) (0~125% (3.3×10 <sup>7</sup> ~1.2×10 <sup>8</sup> ps/(1×10 <sup>8</sup> ~1×10 <sup>9</sup> cm <sup>2</sup> ・s)) (※))	設計基準等時(2階建)の計測値に中性子が5%以上増し、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、5~10倍力上昇及び下層は念慮を考慮した現状の計測範囲で事故対応が可能、重大事故等時も同様。	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力 (0~6.3MPa)	圧力検出器	・多量性を有する重要計器の他チャンネル (圧力制御室内空気温度) (0~300℃) (※))	重大事故等時において、原子炉格納容器蒸気圧力(85kPa)におけるサブレーションプール水の飽和温度(約178℃)を監視可能。	冷却器出口温度	冷却器出口温度 (0~200℃)	温度検出器	・サブレーションプール水温度 (0~200℃)	重大事故等時において、代替前冷却系水の最高使用温度(186℃)を監視可能。	冷却器入口温度	冷却器入口温度 (0~200℃)	温度検出器	・サブレーションプール水温度 (0~200℃)	重大事故等時において、代替前冷却系水の最高使用温度(186℃)を監視可能。	冷却器出口流量	冷却器出口流量 (0~200m <sup>3</sup> /h)	流量検出器	・(配圧代替注水時) (配圧注水時) (圧力制御室内空気温度) (0~300℃) (※))	重大事故等時の代替前冷却ポンプを用いた原子炉格納容器下部水位 (0.2m, 1.0m, 2.0m, 2.5m, 2.8m) 及びドライアウト水位 (0.02m, 0.25m, 0.34m) (※))				・(原子炉格納容器スプレイト時) (原子炉格納容器下部水位) (0.2m, 1.0m, 2.0m, 2.5m, 2.8m) 及びドライアウト水位 (0.02m, 0.25m, 0.34m) (※))	重大事故等時の代替前冷却ポンプを用いた原子炉格納容器スプレイト時における最大注水流量 (170m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	<p>(※) 原子炉起動時より定格出力運転時の中性子束を監視可能。  (※) 起動領域モニタが測定できる領域を超えた場合には平均出力領域モニタによって監視可能。</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 (6/8)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>重要監視パラメータ</th> <th>重要計器 (計測範囲)</th> <th>検出器の種類</th> <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る場合 (代表) (※)</th> <th>重要計器の計測範囲を超えた場合 (※)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>最終ヒートシタの確保又は監視 (原子炉格納容器圧力)</td> <td>原子炉格納容器圧力 (0~6.3MPa)</td> <td>圧力検出器</td> <td>・多量性を有する重要計器の他チャンネル (圧力制御室内空気温度) (0~300℃) (※))</td> <td>・(配圧代替注水時) (配圧注水時) (圧力制御室内空気温度) (0~300℃) (※))</td> <td>重大事故等時の原子炉格納容器圧力(85kPa)を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力 (0~6.3MPa)</td> <td>圧力検出器</td> <td>・多量性を有する重要計器の他チャンネル (圧力制御室内空気温度) (0~300℃) (※))</td> <td>・(配圧代替注水時) (配圧注水時) (圧力制御室内空気温度) (0~300℃) (※))</td> <td>重大事故等時の原子炉格納容器圧力(85kPa)を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>冷却器出口温度</td> <td>冷却器出口温度 (0~200℃)</td> <td>温度検出器</td> <td>・サブレーションプール水温度 (0~200℃)</td> <td>・サブレーションプール水温度 (0~200℃)</td> <td>重大事故等時の代替前冷却系水の最高使用温度(200℃)を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>冷却器入口温度</td> <td>冷却器入口温度 (0~200℃)</td> <td>温度検出器</td> <td>・サブレーションプール水温度 (0~200℃)</td> <td>・サブレーションプール水温度 (0~200℃)</td> <td>重大事故等時の代替前冷却系水の最高使用温度(200℃)を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>冷却器出口流量</td> <td>冷却器出口流量 (0~200m<sup>3</sup>/h)</td> <td>流量検出器</td> <td>・(配圧代替注水時) (配圧注水時) (圧力制御室内空気温度) (0~300℃) (※))</td> <td>・(配圧代替注水時) (配圧注水時) (圧力制御室内空気温度) (0~300℃) (※))</td> <td>重大事故等時の原子炉格納容器下部水位 (0.2m, 1.0m, 2.0m, 2.5m, 2.8m) 及びドライアウト水位 (0.02m, 0.25m, 0.34m) (※))</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>・(原子炉格納容器スプレイト時) (原子炉格納容器下部水位) (0.2m, 1.0m, 2.0m, 2.5m, 2.8m) 及びドライアウト水位 (0.02m, 0.25m, 0.34m) (※))</td> <td>・(原子炉格納容器スプレイト時) (原子炉格納容器下部水位) (0.2m, 1.0m, 2.0m, 2.5m, 2.8m) 及びドライアウト水位 (0.02m, 0.25m, 0.34m) (※))</td> <td>重大事故等時の代替前冷却ポンプを用いた原子炉格納容器スプレイト時における最大注水流量 (170m<sup>3</sup>/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>最終ヒートシタの確保 (配圧強化ポンプ系)</td> <td>配圧強化ポンプ系監視モニタ (10<sup>7</sup>~10<sup>8</sup>ps/h)</td> <td>電離器</td> <td>・多量性を有する重要計器の他チャンネル</td> <td>・多量性を有する重要計器の他チャンネル</td> <td>重大事故等時の配圧強化ポンプ系の最大放射線量率 (約1.0×10<sup>7</sup>ps/h (※)) を監視可能。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(※) 原子炉起動時より定格出力運転時の中性子束を監視可能。  (※) 起動領域モニタが測定できる領域を超えた場合には平均出力領域モニタによって監視可能。</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る場合 (代表) (※)	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※)	最終ヒートシタの確保又は監視 (原子炉格納容器圧力)	原子炉格納容器圧力 (0~6.3MPa)	圧力検出器	・多量性を有する重要計器の他チャンネル (圧力制御室内空気温度) (0~300℃) (※))	・(配圧代替注水時) (配圧注水時) (圧力制御室内空気温度) (0~300℃) (※))	重大事故等時の原子炉格納容器圧力(85kPa)を監視可能。	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力 (0~6.3MPa)	圧力検出器	・多量性を有する重要計器の他チャンネル (圧力制御室内空気温度) (0~300℃) (※))	・(配圧代替注水時) (配圧注水時) (圧力制御室内空気温度) (0~300℃) (※))	重大事故等時の原子炉格納容器圧力(85kPa)を監視可能。	冷却器出口温度	冷却器出口温度 (0~200℃)	温度検出器	・サブレーションプール水温度 (0~200℃)	・サブレーションプール水温度 (0~200℃)	重大事故等時の代替前冷却系水の最高使用温度(200℃)を監視可能。	冷却器入口温度	冷却器入口温度 (0~200℃)	温度検出器	・サブレーションプール水温度 (0~200℃)	・サブレーションプール水温度 (0~200℃)	重大事故等時の代替前冷却系水の最高使用温度(200℃)を監視可能。	冷却器出口流量	冷却器出口流量 (0~200m <sup>3</sup> /h)	流量検出器	・(配圧代替注水時) (配圧注水時) (圧力制御室内空気温度) (0~300℃) (※))	・(配圧代替注水時) (配圧注水時) (圧力制御室内空気温度) (0~300℃) (※))	重大事故等時の原子炉格納容器下部水位 (0.2m, 1.0m, 2.0m, 2.5m, 2.8m) 及びドライアウト水位 (0.02m, 0.25m, 0.34m) (※))				・(原子炉格納容器スプレイト時) (原子炉格納容器下部水位) (0.2m, 1.0m, 2.0m, 2.5m, 2.8m) 及びドライアウト水位 (0.02m, 0.25m, 0.34m) (※))	・(原子炉格納容器スプレイト時) (原子炉格納容器下部水位) (0.2m, 1.0m, 2.0m, 2.5m, 2.8m) 及びドライアウト水位 (0.02m, 0.25m, 0.34m) (※))	重大事故等時の代替前冷却ポンプを用いた原子炉格納容器スプレイト時における最大注水流量 (170m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	最終ヒートシタの確保 (配圧強化ポンプ系)	配圧強化ポンプ系監視モニタ (10 <sup>7</sup> ~10 <sup>8</sup> ps/h)	電離器	・多量性を有する重要計器の他チャンネル	・多量性を有する重要計器の他チャンネル	重大事故等時の配圧強化ポンプ系の最大放射線量率 (約1.0×10 <sup>7</sup> ps/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	重要計器の計測範囲を超える場合 (代表) (※)	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※)																																																																																																																				
本炉界の中性子束又は監視	起動領域モニタ (10 <sup>7</sup> ~10 <sup>8</sup> ps/(1×10 <sup>8</sup> ~1×10 <sup>9</sup> cm <sup>2</sup> ・s))、0~10%又は0~125% (1×10 <sup>7</sup> ~2.8×10 <sup>8</sup> ps/(1×10 <sup>8</sup> ~1×10 <sup>9</sup> cm <sup>2</sup> ・s))	積分型電離器	・多量性を有する重要計器の他チャンネル (平均出力領域モニタ) (0~125% (1.2×10 <sup>7</sup> ~2.8×10 <sup>8</sup> ps/(1×10 <sup>8</sup> ~1×10 <sup>9</sup> cm <sup>2</sup> ・s)) (※))	設計基準等時(2階建)の計測値に中性子が5%以上増し、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、5~10倍力上昇及び下層は念慮を考慮した現状の計測範囲で事故対応が可能、重大事故等時も同様。																																																																																																																				
最終ヒートシタの確保又は監視 (代替前冷却系水の温度)	サブレーションプール水温度 (0~200℃)	温度検出器	・多量性を有する重要計器の他チャンネル (圧力制御室内空気温度) (0~300℃) (※)	重大事故等時において、原子炉格納容器蒸気圧力(85kPa)におけるサブレーションプール水の飽和温度(約178℃)を監視可能。																																																																																																																				
代替前冷却系水の温度	冷却器出口温度/冷却器入口温度 (0~200℃)	温度検出器	・サブレーションプール水温度 (0~200℃)	重大事故等時において、代替前冷却系水の最高使用温度(186℃)を監視可能。																																																																																																																				
代替前冷却系水の流量	代替前冷却器出口流量 (0~200m <sup>3</sup> /h)	流量検出器	・(配圧代替注水時) (配圧注水時) (圧力制御室内空気温度) (0~300℃) (※)	重大事故等時の代替前冷却ポンプを用いた原子炉格納容器下部水位 (0.2m, 1.0m, 2.0m, 2.5m, 2.8m) 及びドライアウト水位 (0.02m, 0.25m, 0.34m) (※))																																																																																																																				
			・(原子炉格納容器スプレイト時) (原子炉格納容器下部水位) (0.2m, 1.0m, 2.0m, 2.5m, 2.8m) 及びドライアウト水位 (0.02m, 0.25m, 0.34m) (※))	重大事故等時の代替前冷却ポンプを用いた原子炉格納容器スプレイト時における最大注水流量 (170m <sup>3</sup> /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 (※)																																																																																																																				
中性子束	起動領域モニタ (0~125% (3.3×10 <sup>7</sup> ~1.2×10 <sup>8</sup> ps/(1×10 <sup>8</sup> ~1×10 <sup>9</sup> cm <sup>2</sup> ・s))	積分型電離器	・多量性を有する重要計器の他チャンネル (平均出力領域モニタ) (0~125% (3.3×10 <sup>7</sup> ~1.2×10 <sup>8</sup> ps/(1×10 <sup>8</sup> ~1×10 <sup>9</sup> cm <sup>2</sup> ・s)) (※))	設計基準等時(2階建)の計測値に中性子が5%以上増し、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、5~10倍力上昇及び下層は念慮を考慮した現状の計測範囲で事故対応が可能、重大事故等時も同様。																																																																																																																				
中間領域中性子束	中間領域モニタ (10 <sup>7</sup> ~10 <sup>8</sup> ps/(1×10 <sup>8</sup> ~1×10 <sup>9</sup> cm <sup>2</sup> ・s))	積分型電離器	・多量性を有する重要計器の他チャンネル (平均出力領域モニタ) (0~125% (3.3×10 <sup>7</sup> ~1.2×10 <sup>8</sup> ps/(1×10 <sup>8</sup> ~1×10 <sup>9</sup> cm <sup>2</sup> ・s)) (※))	設計基準等時(2階建)の計測値に中性子が5%以上増し、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短期間であり、5~10倍力上昇及び下層は念慮を考慮した現状の計測範囲で事故対応が可能、重大事故等時も同様。																																																																																																																				
原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力 (0~6.3MPa)	圧力検出器	・多量性を有する重要計器の他チャンネル (圧力制御室内空気温度) (0~300℃) (※))	重大事故等時において、原子炉格納容器蒸気圧力(85kPa)におけるサブレーションプール水の飽和温度(約178℃)を監視可能。																																																																																																																				
冷却器出口温度	冷却器出口温度 (0~200℃)	温度検出器	・サブレーションプール水温度 (0~200℃)	重大事故等時において、代替前冷却系水の最高使用温度(186℃)を監視可能。																																																																																																																				
冷却器入口温度	冷却器入口温度 (0~200℃)	温度検出器	・サブレーションプール水温度 (0~200℃)	重大事故等時において、代替前冷却系水の最高使用温度(186℃)を監視可能。																																																																																																																				
冷却器出口流量	冷却器出口流量 (0~200m <sup>3</sup> /h)	流量検出器	・(配圧代替注水時) (配圧注水時) (圧力制御室内空気温度) (0~300℃) (※))	重大事故等時の代替前冷却ポンプを用いた原子炉格納容器下部水位 (0.2m, 1.0m, 2.0m, 2.5m, 2.8m) 及びドライアウト水位 (0.02m, 0.25m, 0.34m) (※))																																																																																																																				
			・(原子炉格納容器スプレイト時) (原子炉格納容器下部水位) (0.2m, 1.0m, 2.0m, 2.5m, 2.8m) 及びドライアウト水位 (0.02m, 0.25m, 0.34m) (※))	重大事故等時の代替前冷却ポンプを用いた原子炉格納容器スプレイト時における最大注水流量 (170m <sup>3</sup> /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る場合 (代表) (※)	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※)																																																																																																																			
最終ヒートシタの確保又は監視 (原子炉格納容器圧力)	原子炉格納容器圧力 (0~6.3MPa)	圧力検出器	・多量性を有する重要計器の他チャンネル (圧力制御室内空気温度) (0~300℃) (※))	・(配圧代替注水時) (配圧注水時) (圧力制御室内空気温度) (0~300℃) (※))	重大事故等時の原子炉格納容器圧力(85kPa)を監視可能。																																																																																																																			
原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力 (0~6.3MPa)	圧力検出器	・多量性を有する重要計器の他チャンネル (圧力制御室内空気温度) (0~300℃) (※))	・(配圧代替注水時) (配圧注水時) (圧力制御室内空気温度) (0~300℃) (※))	重大事故等時の原子炉格納容器圧力(85kPa)を監視可能。																																																																																																																			
冷却器出口温度	冷却器出口温度 (0~200℃)	温度検出器	・サブレーションプール水温度 (0~200℃)	・サブレーションプール水温度 (0~200℃)	重大事故等時の代替前冷却系水の最高使用温度(200℃)を監視可能。																																																																																																																			
冷却器入口温度	冷却器入口温度 (0~200℃)	温度検出器	・サブレーションプール水温度 (0~200℃)	・サブレーションプール水温度 (0~200℃)	重大事故等時の代替前冷却系水の最高使用温度(200℃)を監視可能。																																																																																																																			
冷却器出口流量	冷却器出口流量 (0~200m <sup>3</sup> /h)	流量検出器	・(配圧代替注水時) (配圧注水時) (圧力制御室内空気温度) (0~300℃) (※))	・(配圧代替注水時) (配圧注水時) (圧力制御室内空気温度) (0~300℃) (※))	重大事故等時の原子炉格納容器下部水位 (0.2m, 1.0m, 2.0m, 2.5m, 2.8m) 及びドライアウト水位 (0.02m, 0.25m, 0.34m) (※))																																																																																																																			
			・(原子炉格納容器スプレイト時) (原子炉格納容器下部水位) (0.2m, 1.0m, 2.0m, 2.5m, 2.8m) 及びドライアウト水位 (0.02m, 0.25m, 0.34m) (※))	・(原子炉格納容器スプレイト時) (原子炉格納容器下部水位) (0.2m, 1.0m, 2.0m, 2.5m, 2.8m) 及びドライアウト水位 (0.02m, 0.25m, 0.34m) (※))	重大事故等時の代替前冷却ポンプを用いた原子炉格納容器スプレイト時における最大注水流量 (170m <sup>3</sup> /h) を監視可能。																																																																																																																			
最終ヒートシタの確保 (配圧強化ポンプ系)	配圧強化ポンプ系監視モニタ (10 <sup>7</sup> ~10 <sup>8</sup> ps/h)	電離器	・多量性を有する重要計器の他チャンネル	・多量性を有する重要計器の他チャンネル	重大事故等時の配圧強化ポンプ系の最大放射線量率 (約1.0×10 <sup>7</sup> ps/h (※)) を監視可能。																																																																																																																			
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" data-bbox="676 296 1223 638"> <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>事故可搬型</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 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 燃料域) 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 燃料域) 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>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 (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 燃料域) 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> <p>(第 58 条) 計装設備 (2/11)</p> <table border="1" data-bbox="676 743 1223 1420"> <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>事故可搬型</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 燃料域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 高圧代替注水系統ポンプ出口流量 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 系物納容器冷却ライン洗浄流量) 高圧駆動転圧注水系統ポンプ出口流量 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 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 圧力抑制管圧力</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)</td> <td>原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉水位 (SA 燃料域)</td> <td>主要パラメータの他 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 高圧代替注水系統ポンプ出口流量 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 系物納容器冷却ライン洗浄流量) 高圧駆動転圧注水系統ポンプ出口流量 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 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 圧力抑制管圧力</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	事故可搬型	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 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 燃料域) 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 燃料域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉圧力容器温度	常設	原子炉圧力容器内の圧力	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 燃料域) 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	事故可搬型	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 燃料域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 高圧代替注水系統ポンプ出口流量 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 系物納容器冷却ライン洗浄流量) 高圧駆動転圧注水系統ポンプ出口流量 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 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 圧力抑制管圧力	常設	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉水位 (SA 燃料域)	主要パラメータの他 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 高圧代替注水系統ポンプ出口流量 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 系物納容器冷却ライン洗浄流量) 高圧駆動転圧注水系統ポンプ出口流量 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 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 圧力抑制管圧力	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" data-bbox="1258 272 1814 711"> <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>事故可搬型</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))</td> <td>1 次冷却材温度 (広域-高温側)</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温度</td> <td>(1 次冷却材温度 (広域-低温側))</td> <td>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-高温側)</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> <tr> <td>原子炉圧力容器内の水位</td> <td>(原子炉容器水位)</td> <td>原子炉容器水位</td> <td>加圧器水位 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	事故可搬型	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-高温側)	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温度	(1 次冷却材温度 (広域-低温側))	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-高温側)	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	原子炉圧力容器内の水位	(原子炉容器水位)	原子炉容器水位	加圧器水位 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>相違理由</p> <p>【女川】炉型の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> </ul>
	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	事故可搬型																																																															
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 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 燃料域) 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 燃料域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉圧力容器温度	常設																																																																
原子炉圧力容器内の圧力	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 燃料域) 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	事故可搬型																																																																
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 燃料域) 原子炉水位 (SA 燃料域) 高圧代替注水系統ポンプ出口流量 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 系物納容器冷却ライン洗浄流量) 高圧駆動転圧注水系統ポンプ出口流量 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 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 圧力抑制管圧力	常設																																																																
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (SA 燃料域) 原子炉水位 (SA 燃料域)	主要パラメータの他 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 高圧代替注水系統ポンプ出口流量 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 系物納容器冷却ライン洗浄流量) 高圧駆動転圧注水系統ポンプ出口流量 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 原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 圧力抑制管圧力	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	事故可搬型																																																																
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-高温側)	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温度	(1 次冷却材温度 (広域-低温側))	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-高温側)	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																																																																
原子炉圧力容器内の水位	(原子炉容器水位)	原子炉容器水位	加圧器水位 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																																																																

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

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 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58条) 計装設備 (3/11)		(第58条) 計装設備 (2/10)																																																																																		
<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処設備等<sup>*1</sup></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="8">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 高圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量</td> <td>高圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量</td> <td>淡水貯蔵タンク水位 原子炉水位 (広普域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広普域) 原子炉水位 (SA燃料域)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量</td> <td>淡水貯蔵タンク水位 原子炉水位 (広普域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広普域) 原子炉水位 (SA燃料域)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量</td> <td>真流駆動低圧注水ポンプ出口流量</td> <td>淡水貯蔵タンク水位 原子炉水位 (広普域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広普域) 原子炉水位 (SA燃料域)</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>原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉水位 (SA燃料域)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(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</td> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量</td> <td>淡水貯蔵タンク水位 原子炉水位 (広普域) 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>(高圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量) 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量</td> <td>高圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量</td> <td>淡水貯蔵タンク水位 原子炉水位 (広普域) 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>(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</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉水位 (SA燃料域)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(低圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量) 残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>低圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量</td> <td>原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉水位 (SA燃料域)</td> <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処設備等 <sup>*1</sup>	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	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 高圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量	高圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量	淡水貯蔵タンク水位 原子炉水位 (広普域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広普域) 原子炉水位 (SA燃料域)	常設	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	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	淡水貯蔵タンク水位 原子炉水位 (広普域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広普域) 原子炉水位 (SA燃料域)	常設	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	真流駆動低圧注水ポンプ出口流量	淡水貯蔵タンク水位 原子炉水位 (広普域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広普域) 原子炉水位 (SA燃料域)	常設	—	代替循環冷却ポンプ出口流量	原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉水位 (SA燃料域)	常設	(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	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	淡水貯蔵タンク水位 原子炉水位 (広普域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA燃料域)	常設	(高圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量) 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	淡水貯蔵タンク水位 原子炉水位 (広普域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA燃料域)	常設	(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	残留熱除去系ポンプ出口流量	原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉水位 (SA燃料域)	常設	(低圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量) 残留熱除去系ポンプ出口流量	低圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量	原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉水位 (SA燃料域)	常設	<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>	<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<sup>*1, *2</sup></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="4">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 (広域)</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 (広域)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>B-1格納容器スプレィ冷却器出口積算流量 (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 (広域)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>代替格納容器スプレィ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 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)</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処設備等 <sup>*1, *2</sup>	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	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 (広域)	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 (広域)	常設	—	B-1格納容器スプレィ冷却器出口積算流量 (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 (広域)	常設	—	代替格納容器スプレィ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 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)	常設	<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 <sup>*1</sup>	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																																																																																
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 高圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量	高圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量	淡水貯蔵タンク水位 原子炉水位 (広普域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広普域) 原子炉水位 (SA燃料域)	常設																																																																																
	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	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	淡水貯蔵タンク水位 原子炉水位 (広普域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広普域) 原子炉水位 (SA燃料域)	常設																																																																																
	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	真流駆動低圧注水ポンプ出口流量	淡水貯蔵タンク水位 原子炉水位 (広普域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広普域) 原子炉水位 (SA燃料域)	常設																																																																																
	—	代替循環冷却ポンプ出口流量	原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉水位 (SA燃料域)	常設																																																																																
	(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	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	淡水貯蔵タンク水位 原子炉水位 (広普域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA燃料域)	常設																																																																																
	(高圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量) 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	淡水貯蔵タンク水位 原子炉水位 (広普域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA燃料域)	常設																																																																																
	(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	残留熱除去系ポンプ出口流量	原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉水位 (SA燃料域)	常設																																																																																
	(低圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量) 残留熱除去系ポンプ出口流量	低圧炉心スプレィ系ポンプ出口流量	原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉水位 (SA燃料域)	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 <sup>*1, *2</sup>	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																																																																																
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 (広域)	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 (広域)	常設																																																																																
	—	B-1格納容器スプレィ冷却器出口積算流量 (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 (広域)	常設																																																																																
	—	代替格納容器スプレィ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 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)	常設																																																																																
(第58条) 計装設備 (4/11)		(第58条) 計装設備 (3/10)																																																																																		
<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処設備等<sup>*1</sup></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="4">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>淡水貯蔵タンク水位 原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位 ドライウエル温度 ドライウエル圧力 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>原子炉格納容器代替スプレィ出口流量</td> <td>原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位 ドライウエル温度 ドライウエル圧力 圧力制御室圧力</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>原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位 ドライウエル温度 ドライウエル圧力 圧力制御室圧力</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>原子炉格納容器下部注水流量</td> <td>淡水貯蔵タンク水位 原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">原子炉格納容器内の温度</td> <td>ドライウエル温度<sup>**</sup></td> <td>ドライウエル温度</td> <td>主要パラメータの他検出器 ドライウエル圧力 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 サブプレッションプール水温度 圧力制御室内空気循環</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>原子炉格納容器下部温度</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">原子炉格納容器内の圧力</td> <td>ドライウエル圧力<sup>**</sup></td> <td>ドライウエル圧力</td> <td>圧力制御室圧力 ドライウエル温度</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>圧力制御室圧力<sup>**</sup></td> <td>圧力制御室圧力</td> <td>ドライウエル圧力 圧力制御室内空気循環</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処設備等 <sup>*1</sup>	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	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	淡水貯蔵タンク水位 原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位 ドライウエル温度 ドライウエル圧力 圧力制御室圧力	常設	残留熱除去系ポンプ出口流量	原子炉格納容器代替スプレィ出口流量	原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位 ドライウエル温度 ドライウエル圧力 圧力制御室圧力	常設	—	代替循環冷却ポンプ出口流量	原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位 ドライウエル温度 ドライウエル圧力 圧力制御室圧力	常設	—	原子炉格納容器下部注水流量	淡水貯蔵タンク水位 原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位	常設	原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 <sup>**</sup>	ドライウエル温度	主要パラメータの他検出器 ドライウエル圧力 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 サブプレッションプール水温度 圧力制御室内空気循環	常設	—	原子炉格納容器下部温度	主要パラメータの他チャンネル	常設	原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 <sup>**</sup>	ドライウエル圧力	圧力制御室圧力 ドライウエル温度	常設	圧力制御室圧力 <sup>**</sup>	圧力制御室圧力	ドライウエル圧力 圧力制御室内空気循環	常設	<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>	<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<sup>*1, *2</sup></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="4">原子炉格納容器への注水量</td> <td>—</td> <td>B-1格納容器スプレィ冷却器出口積算流量 (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 (広域)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>代替格納容器スプレィ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 (広域)</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 (広域)</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 (広域)</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<sup>**</sup></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>	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 <sup>*1, *2</sup>	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	原子炉格納容器への注水量	—	B-1格納容器スプレィ冷却器出口積算流量 (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 (広域)	常設	—	代替格納容器スプレィ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 (広域)	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 (広域)	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 (広域)	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 <sup>**</sup>	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	<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 <sup>*1</sup>	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																																																																																
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	淡水貯蔵タンク水位 原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位 ドライウエル温度 ドライウエル圧力 圧力制御室圧力	常設																																																																																
	残留熱除去系ポンプ出口流量	原子炉格納容器代替スプレィ出口流量	原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位 ドライウエル温度 ドライウエル圧力 圧力制御室圧力	常設																																																																																
	—	代替循環冷却ポンプ出口流量	原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位 ドライウエル温度 ドライウエル圧力 圧力制御室圧力	常設																																																																																
	—	原子炉格納容器下部注水流量	淡水貯蔵タンク水位 原子炉格納容器下部水位 ドライウエル水位	常設																																																																																
原子炉格納容器内の温度	ドライウエル温度 <sup>**</sup>	ドライウエル温度	主要パラメータの他検出器 ドライウエル圧力 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 サブプレッションプール水温度 圧力制御室内空気循環	常設																																																																																
	—	原子炉格納容器下部温度	主要パラメータの他チャンネル	常設																																																																																
原子炉格納容器内の圧力	ドライウエル圧力 <sup>**</sup>	ドライウエル圧力	圧力制御室圧力 ドライウエル温度	常設																																																																																
	圧力制御室圧力 <sup>**</sup>	圧力制御室圧力	ドライウエル圧力 圧力制御室内空気循環	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 <sup>*1, *2</sup>	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																																																																																
原子炉格納容器への注水量	—	B-1格納容器スプレィ冷却器出口積算流量 (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 (広域)	常設																																																																																
	—	代替格納容器スプレィ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 (広域)	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 (広域)	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 (広域)	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 <sup>**</sup>	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>機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等<sup>*1, *2</sup></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>圧力抑制室水位<sup>1)</sup></td> <td>圧力抑制室水位</td> <td>                     主要パラメータの他チャンネル熱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 (残留熱除去系格納容器冷却ライン洗浄流量)                      蒸気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                      高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量                      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                      復水貯蔵タンク水位                 </td> <td>常設</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                      代替循環冷却ポンプ出口流量                      原子炉格納容器下部注水流量                      復水貯蔵タンク水位                 </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                      代替循環冷却ポンプ出口流量                      原子炉格納容器下部注水流量                      復水貯蔵タンク水位                 </td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器内の水素濃度</td> <td>格納容器内雰囲気気水素濃度 (D/M)</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 (S/C)</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>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水素濃度 (D/M)</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。装置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 <sup>*1, *2</sup>	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/可搬型	原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位 <sup>1)</sup>	圧力抑制室水位	主要パラメータの他チャンネル熱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 (残留熱除去系格納容器冷却ライン洗浄流量) 蒸気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 高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量 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 復水貯蔵タンク水位	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 代替循環冷却ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 復水貯蔵タンク水位	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 代替循環冷却ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 復水貯蔵タンク水位	常設	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気気水素濃度 (D/M)	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 (S/C)	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	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水素濃度 (D/M)	常設	<p>(第58条) 計装設備 (4/10)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等<sup>*1, *2</sup></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/可搬型</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">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                      燃料取扱用水ビット水位                      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)                      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)                      燃料取扱用水ビット水位                      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)                      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>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)                      燃料取扱用水ビット水位                      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)                      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>                     燃料取扱用水ビット水位                      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)                      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濃度                      装置温度                      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<sup>注</sup>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 <sup>*1, *2</sup>	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 燃料取扱用水ビット水位 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) 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) 燃料取扱用水ビット水位 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) 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	—	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) 燃料取扱用水ビット水位 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) 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	燃料取扱用水ビット水位 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) 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濃度 装置温度 格納容器水素イグナイタ温度	可搬型	アニュラス <sup>注</sup> 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	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 <sup>*1, *2</sup>	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/可搬型																																																																	
原子炉格納容器内の水位	圧力抑制室水位 <sup>1)</sup>	圧力抑制室水位	主要パラメータの他チャンネル熱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 (残留熱除去系格納容器冷却ライン洗浄流量) 蒸気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 高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量 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 復水貯蔵タンク水位	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 代替循環冷却ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 復水貯蔵タンク水位	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 代替循環冷却ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 復水貯蔵タンク水位	常設																																																																	
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内雰囲気気水素濃度 (D/M)	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 (S/C)	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	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水素濃度 (D/M)	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 <sup>*1, *2</sup>	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 燃料取扱用水ビット水位 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) 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) 燃料取扱用水ビット水位 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) 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	—	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) 燃料取扱用水ビット水位 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) 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	燃料取扱用水ビット水位 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) 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濃度 装置温度 格納容器水素イグナイタ温度	可搬型																																																																	
アニュラス <sup>注</sup> 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処設備等*1、*2</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>本機界の維持又は監視</td> <td>(起動循環モニタ) 平均出力領域モニタ (平均出力領域モニタ) 起動循環モニタ</td> <td>起動循環モニタ 平均出力領域モニタ</td> <td>主要パラメータの他チャンネル 平均出力領域モニタ 主要パラメータの他チャンネル 起動循環モニタ</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温度</td> <td>主要パラメータの他チャンネル 圧力制御室内空気温度</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>残留熱除去系熱交換器入口温度</td> <td>サブプレッションプール水温度</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>—</td> <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 ドライウェル温度 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	本機界の維持又は監視	(起動循環モニタ) 平均出力領域モニタ (平均出力領域モニタ) 起動循環モニタ	起動循環モニタ 平均出力領域モニタ	主要パラメータの他チャンネル 平均出力領域モニタ 主要パラメータの他チャンネル 起動循環モニタ	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温度	主要パラメータの他チャンネル 圧力制御室内空気温度	常設	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	サブプレッションプール水温度	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 ドライウェル温度 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処設備等*1、*2</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="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>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>フィルタ装置水温度</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</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 (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温度</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温度</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</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	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)	ドライウェル圧力 圧力制御室圧力	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	フィルタ装置水温度	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	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 (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温度	—	—	—	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温度	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	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処設備等*1、*2</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">本機界の維持又は監視</td> <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>(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 中性子層領域中性子束 ほうげんタンク水位</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>(中性子層領域中性子束)</td> <td>中性子層領域中性子束</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	本機界の維持又は監視	(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	(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 中性子層領域中性子束 ほうげんタンク水位	常設	—	(中性子層領域中性子束)	中性子層領域中性子束	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処設備等*1、*2</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="4">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>原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)</td> <td>—</td> <td>原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型)</td> <td>可搬型</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>—</td> <td>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)</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>可搬型</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">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)*1</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>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>(補助給水流量)</td> <td>補助給水流量</td> <td>補助給水水位 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、*2	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	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	原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)	—	原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型)	可搬型	—	—	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)	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	可搬型	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)*1	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処設備等*1、*2	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																																																																																																																																									
本機界の維持又は監視	(起動循環モニタ) 平均出力領域モニタ (平均出力領域モニタ) 起動循環モニタ	起動循環モニタ 平均出力領域モニタ	主要パラメータの他チャンネル 平均出力領域モニタ 主要パラメータの他チャンネル 起動循環モニタ	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温度	主要パラメータの他チャンネル 圧力制御室内空気温度	常設																																																																																																																																									
	—	残留熱除去系熱交換器入口温度	サブプレッションプール水温度	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 ドライウェル温度 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処設備等*1、*2	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																																																																																																																																									
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)	ドライウェル圧力 圧力制御室圧力	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	フィルタ装置水温度	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	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 (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温度	—	—	—																																																																																																																																									
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温度	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	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処設備等*1、*2	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																																																																																																																																									
本機界の維持又は監視	(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																																																																																																																																									
	(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 中性子層領域中性子束 ほうげんタンク水位	常設																																																																																																																																									
—	(中性子層領域中性子束)	中性子層領域中性子束	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処設備等*1、*2	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																																																																																																																																									
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																																																																																																																																									
	原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)	—	原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型)	可搬型																																																																																																																																									
	—	—	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)	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	可搬型																																																																																																																																								
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)*1	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 (8/11)</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<sup>*1, *2</sup></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">格納容器パイプ内の監視 (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 (SA燃料域) 原子炉圧力容器温度</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>格納容器パイプ内の監視 (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 (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 (SA燃料域) 原子炉圧力容器温度</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>格納容器パイプ内の監視 (原子炉圧力容器内の状態)</td> <td>ドライウェル温度<sup>*1</sup> ドライウェル圧力<sup>*2</sup></td> <td>ドライウェル温度 ドライウェル圧力</td> <td>主要パラメータの他抽出器 ドライウェル圧力 圧力制御室圧力 ドライウェル温度</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>格納容器パイプ内の監視 (原子炉圧力容器内の状態)</td> <td>高圧炉心スプレイズポンプ出口圧力 (残留熱除去系ポンプ出口圧力) (低圧炉心スプレイズポンプ出口圧力)</td> <td>高圧炉心スプレイズポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイズポンプ出口圧力</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (SA)</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 <sup>*1, *2</sup>	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	格納容器パイプ内の監視 (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 (SA燃料域) 原子炉圧力容器温度	常設	格納容器パイプ内の監視 (原子炉圧力容器内の状態)	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 (SA燃料域) 原子炉圧力容器温度	常設	格納容器パイプ内の監視 (原子炉圧力容器内の状態)	ドライウェル温度 <sup>*1</sup> ドライウェル圧力 <sup>*2</sup>	ドライウェル温度 ドライウェル圧力	主要パラメータの他抽出器 ドライウェル圧力 圧力制御室圧力 ドライウェル温度	常設	格納容器パイプ内の監視 (原子炉圧力容器内の状態)	高圧炉心スプレイズポンプ出口圧力 (残留熱除去系ポンプ出口圧力) (低圧炉心スプレイズポンプ出口圧力)	高圧炉心スプレイズポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイズポンプ出口圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (SA)	常設	<p>(第58条) 計装設備 (7/10)</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<sup>*1, *2</sup></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">格納容器パイプ内の監視</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<sup>*3</sup></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">格納容器パイプ内の監視</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グループ 蒸気発生器水位 (狭域) 主蒸気ライン圧力 格納容器再循環サブ水位 (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> <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 <sup>*1, *2</sup>	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	格納容器パイプ内の監視	(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 <sup>*3</sup>	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	格納容器パイプ内の監視	(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グループ 蒸気発生器水位 (狭域) 主蒸気ライン圧力 格納容器再循環サブ水位 (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
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 <sup>*1, *2</sup>	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																																															
格納容器パイプ内の監視 (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 (SA燃料域) 原子炉圧力容器温度	常設																																															
格納容器パイプ内の監視 (原子炉圧力容器内の状態)	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 (SA燃料域) 原子炉圧力容器温度	常設																																															
格納容器パイプ内の監視 (原子炉圧力容器内の状態)	ドライウェル温度 <sup>*1</sup> ドライウェル圧力 <sup>*2</sup>	ドライウェル温度 ドライウェル圧力	主要パラメータの他抽出器 ドライウェル圧力 圧力制御室圧力 ドライウェル温度	常設																																															
格納容器パイプ内の監視 (原子炉圧力容器内の状態)	高圧炉心スプレイズポンプ出口圧力 (残留熱除去系ポンプ出口圧力) (低圧炉心スプレイズポンプ出口圧力)	高圧炉心スプレイズポンプ出口圧力 残留熱除去系ポンプ出口圧力 低圧炉心スプレイズポンプ出口圧力	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA) 原子炉圧力 (SA) 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 <sup>*1, *2</sup>	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																																															
格納容器パイプ内の監視	(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 <sup>*3</sup>	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																																															
格納容器パイプ内の監視	(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グループ 蒸気発生器水位 (狭域) 主蒸気ライン圧力 格納容器再循環サブ水位 (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>(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<sup>*1, *2</sup></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>圧力制御室水位</td> <td>復水貯蔵タンク水位</td> <td>高圧代替注水ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 残留熱除去系ヘッドスプレイズライン冷却流量 残留熱除去系高圧ライン流量 (残留熱除去系系格納容器冷却ライン冷却流量) 低圧代替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 高圧代替注水系ポンプ出口流量 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 高圧代替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 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 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) 原子炉水位 (SA燃料域)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>圧力制御室水位<sup>*2</sup></td> <td>圧力制御室水位</td> <td>主要パラメータの他チャンネル 代替残留熱冷却ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイズポンプ出口流量</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 <sup>*1, *2</sup>	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	圧力制御室水位	復水貯蔵タンク水位	高圧代替注水ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 残留熱除去系ヘッドスプレイズライン冷却流量 残留熱除去系高圧ライン流量 (残留熱除去系系格納容器冷却ライン冷却流量) 低圧代替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 高圧代替注水系ポンプ出口流量 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 高圧代替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 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 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) 原子炉水位 (SA燃料域)	常設	圧力制御室水位 <sup>*2</sup>	圧力制御室水位	主要パラメータの他チャンネル 代替残留熱冷却ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイズポンプ出口流量	常設	<p>(第58条) 計装設備 (8/10)</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<sup>*1, *2</sup></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>(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 格納容器再循環サブ水位 (広域) B-1格納容器スプレイズ冷却器出口積算流量(AM期) 高圧注入流量 低圧注入流量 代替格納容器スプレイズ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イズポンプ出口積算流量</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">水源の確保</td> <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 中性子観測域中性子束</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 <sup>*1, *2</sup>	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 格納容器再循環サブ水位 (広域) B-1格納容器スプレイズ冷却器出口積算流量(AM期) 高圧注入流量 低圧注入流量 代替格納容器スプレイズ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イズポンプ出口積算流量	常設	水源の確保	(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 中性子観測域中性子束	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 <sup>*1, *2</sup>	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	圧力制御室水位	復水貯蔵タンク水位	高圧代替注水ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 残留熱除去系ヘッドスプレイズライン冷却流量 残留熱除去系高圧ライン流量 (残留熱除去系系格納容器冷却ライン冷却流量) 低圧代替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 高圧代替注水系ポンプ出口流量 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 高圧代替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 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 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) 原子炉水位 (SA燃料域)	常設																																															
	圧力制御室水位 <sup>*2</sup>	圧力制御室水位	主要パラメータの他チャンネル 代替残留熱冷却ポンプ出口流量 残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイズポンプ出口流量	常設																																															
機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対応設備等 <sup>*1, *2</sup>	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 格納容器再循環サブ水位 (広域) B-1格納容器スプレイズ冷却器出口積算流量(AM期) 高圧注入流量 低圧注入流量 代替格納容器スプレイズ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イズポンプ出口積算流量	常設																																															
水源の確保	(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 中性子観測域中性子束	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 可搬型</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>主要パラメータの塩化メタンセル特約細目式水素再結合装置動作監視装置</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>主要パラメータの塩化メタンセル特約細目式酸素再結合装置モニタ (O<sub>2</sub>/%) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) ドライウェル圧力 圧力制御圧力</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 燃料貯蔵プール浄化系ポンプ入口流量 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 燃料貯蔵プール浄化系ポンプ入口流量 燃料貯蔵プール水温度 燃料貯蔵プール放射線モニタ</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 燃料貯蔵プール浄化系ポンプ入口流量 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 (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 燃料貯蔵プール浄化系ポンプ入口流量 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>—</td> <td>常設 (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 可搬型	原子炉建屋内の水素濃度	—	原子炉建屋内水素濃度	主要パラメータの塩化メタンセル特約細目式水素再結合装置動作監視装置	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	主要パラメータの塩化メタンセル特約細目式酸素再結合装置モニタ (O <sub>2</sub> /%) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) ドライウェル圧力 圧力制御圧力	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 燃料貯蔵プール浄化系ポンプ入口流量 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 燃料貯蔵プール浄化系ポンプ入口流量 燃料貯蔵プール水温度 燃料貯蔵プール放射線モニタ	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 燃料貯蔵プール浄化系ポンプ入口流量 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 (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 燃料貯蔵プール浄化系ポンプ入口流量 燃料貯蔵プール水温度	使用済燃料プール監視カメラ	—	常設 (可搬型)	<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>常設 可搬型</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>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>可搬型</td> </tr> <tr> <td rowspan="12">その他**</td> <td>(6-2D 母線電圧)</td> <td>0-2C 母線電圧</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(6-2D 母線電圧)</td> <td>0-2D 母線電圧</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(6-2B 母線電圧)</td> <td>0-2B 母線電圧</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(4-2C 母線電圧)</td> <td>4-2C 母線電圧</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(4-2D 母線電圧)</td> <td>4-2D 母線電圧</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>6-2C 母線電圧</td> <td>6-2F-1 母線電圧</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>6-2D 母線電圧</td> <td>6-2F-2 母線電圧</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>6-2B 母線電圧</td> <td>—</td> <td>—</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>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>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>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>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>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>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>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>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)	常設 可搬型	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	可搬型	その他**	(6-2D 母線電圧)	0-2C 母線電圧	常設	(6-2D 母線電圧)	0-2D 母線電圧	常設	(6-2B 母線電圧)	0-2B 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	6-2C 母線電圧	6-2F-1 母線電圧	常設	6-2D 母線電圧	6-2F-2 母線電圧	常設	6-2B 母線電圧	—	—	(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 可搬型</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 (AM用)</td> <td>使用済燃料ピット水位 (可搬型) 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>使用済燃料ピット水位</td> <td>使用済燃料ピット水位 (可搬型)</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>可搬型</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 (AM用)</td> <td>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>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>可搬型</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>使用済燃料ピット監視カメラ (使用済燃料ピット空室装置**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アリアモニタ</td> <td>常設 (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空室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 可搬型	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 (AM用)	使用済燃料ピット水位 (可搬型) 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	使用済燃料ピット水位	使用済燃料ピット水位 (可搬型)	主要パラメータの予備 使用済燃料ピット水位 (AM用) 使用済燃料ピット可搬型エアリアモニタ 使用済燃料ピット監視カメラ	可搬型	使用済燃料ピット温度	使用済燃料ピット温度 (AM用)	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	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	可搬型	—	使用済燃料ピット監視カメラ (使用済燃料ピット空室装置**を含む。)	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アリアモニタ	常設 (可搬型)	<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>常設 可搬型</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>発電所の通信連絡</td> <td>—</td> <td>データ伝送設備 (発電所内)</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>可搬型</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">その他*3</td> <td>(6-A、B母線電圧)</td> <td>6-A、B母線電圧</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(A、B-1直流コントロールセンタ母線電圧)</td> <td>A、B-1直流コントロールセンタ母線電圧</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>A-1高圧注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量</td> <td>A-1高圧注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量 (AM用)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>A-1高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量</td> <td>A-1高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量 (AM用)</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>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>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)	常設 可搬型	発電所の通信連絡	—	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	各計器	可搬型計測器	可搬型	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母線電圧)	A、B-1直流コントロールセンタ母線電圧	常設	A-1高圧注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量	A-1高圧注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量 (AM用)	常設	A-1高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量	A-1高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量 (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 可搬型																																																																																																																																																					
原子炉建屋内の水素濃度	—	原子炉建屋内水素濃度	主要パラメータの塩化メタンセル特約細目式水素再結合装置動作監視装置	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	主要パラメータの塩化メタンセル特約細目式酸素再結合装置モニタ (O <sub>2</sub> /%) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) ドライウェル圧力 圧力制御圧力	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 燃料貯蔵プール浄化系ポンプ入口流量 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 燃料貯蔵プール浄化系ポンプ入口流量 燃料貯蔵プール水温度 燃料貯蔵プール放射線モニタ	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 燃料貯蔵プール浄化系ポンプ入口流量 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 (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 燃料貯蔵プール浄化系ポンプ入口流量 燃料貯蔵プール水温度	使用済燃料プール監視カメラ	—	常設 (可搬型)																																																																																																																																																					
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)	常設 可搬型																																																																																																																																																						
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	可搬型																																																																																																																																																						
その他**	(6-2D 母線電圧)	0-2C 母線電圧	常設																																																																																																																																																						
	(6-2D 母線電圧)	0-2D 母線電圧	常設																																																																																																																																																						
	(6-2B 母線電圧)	0-2B 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																																																																																																																																																						
	6-2C 母線電圧	6-2F-1 母線電圧	常設																																																																																																																																																						
	6-2D 母線電圧	6-2F-2 母線電圧	常設																																																																																																																																																						
	6-2B 母線電圧	—	—																																																																																																																																																						
	(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 可搬型																																																																																																																																																					
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 (AM用)	使用済燃料ピット水位 (可搬型) 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																																																																																																																																																					
	使用済燃料ピット水位	使用済燃料ピット水位 (可搬型)	主要パラメータの予備 使用済燃料ピット水位 (AM用) 使用済燃料ピット可搬型エアリアモニタ 使用済燃料ピット監視カメラ	可搬型																																																																																																																																																					
	使用済燃料ピット温度	使用済燃料ピット温度 (AM用)	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	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	可搬型																																																																																																																																																					
	—	使用済燃料ピット監視カメラ (使用済燃料ピット空室装置**を含む。)	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アリアモニタ	常設 (可搬型)																																																																																																																																																					
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)	常設 可搬型																																																																																																																																																						
発電所の通信連絡	—	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	各計器	可搬型計測器	可搬型																																																																																																																																																						
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母線電圧)	A、B-1直流コントロールセンタ母線電圧	常設																																																																																																																																																						
	A-1高圧注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量	A-1高圧注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量 (AM用)	常設																																																																																																																																																						
	A-1高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量	A-1高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量 (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																																																																																																																																																							

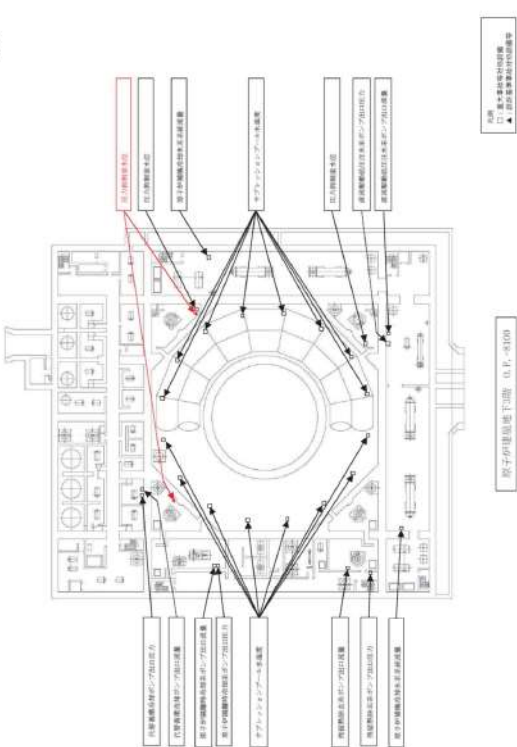
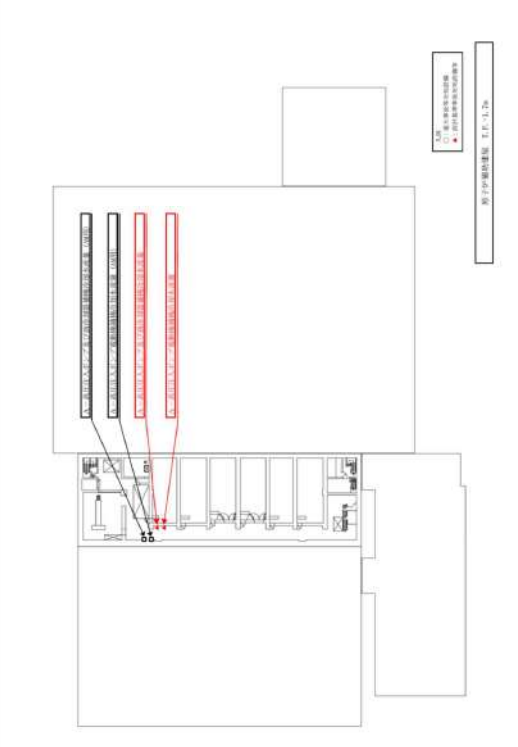
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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="674 416 1223 863"> <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>原子炉建屋原子炉機排気放射線モニタ</td> <td>4</td> <td>原子炉建屋地上3階 【図1(5/7)】</td> </tr> <tr> <td>燃料取替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)】	原子炉建屋原子炉機排気放射線モニタ	4	原子炉建屋地上3階 【図1(5/7)】	燃料取替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="1256 395 1809 943"> <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. -1.7m 【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. -1.7m 【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. 17.8m 【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>使用済燃料ビット水位</td> <td>2</td> <td>燃料取扱棟 【第1図(7/9)】</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料ビット温度</td> <td>2</td> <td>燃料取扱棟 【第1図(7/9)】</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料ビットエアモニタ</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. -1.7m 【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. -1.7m 【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. 17.8m 【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)】	使用済燃料ビット水位	2	燃料取扱棟 【第1図(7/9)】	使用済燃料ビット温度	2	燃料取扱棟 【第1図(7/9)】	使用済燃料ビットエアモニタ	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"> <li>・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。</li> </ul>
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)】																																																																												
原子炉建屋原子炉機排気放射線モニタ	4	原子炉建屋地上3階 【図1(5/7)】																																																																												
燃料取替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. -1.7m 【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. -1.7m 【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. 17.8m 【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)】																																																																												
使用済燃料ビット水位	2	燃料取扱棟 【第1図(7/9)】																																																																												
使用済燃料ビット温度	2	燃料取扱棟 【第1図(7/9)】																																																																												
使用済燃料ビットエアモニタ	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 (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"> <li>・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</li> </ul>

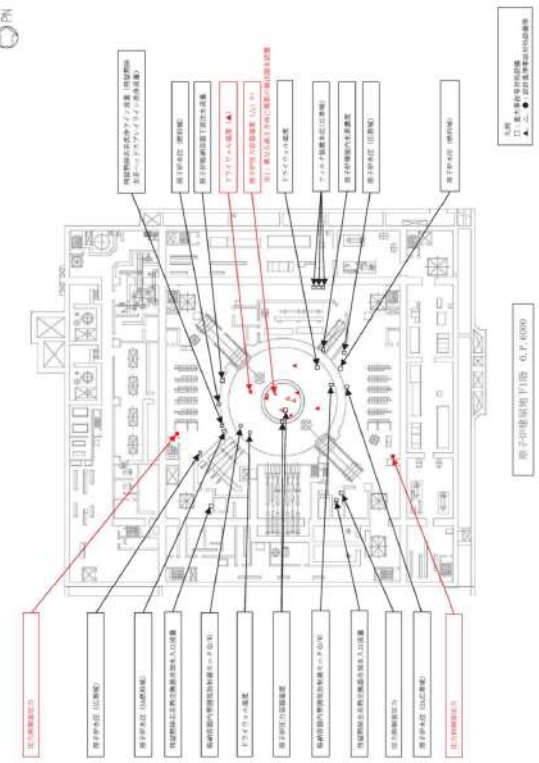
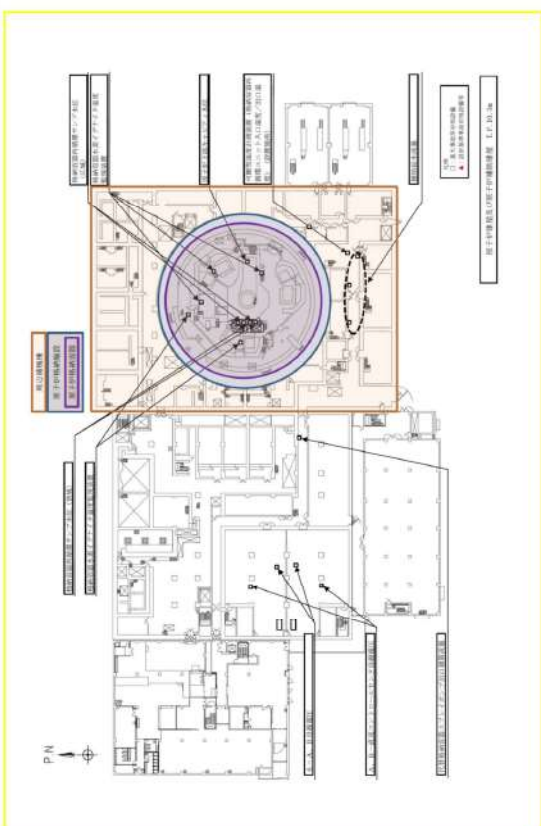
灰色：女川 2 号炉の記載のうち、BWR 固有の設備や対応手段であり、泊 3 号炉と比較対象とならない記載内容

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 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 (2/7)</p>	<p>図 2 配置図 (2/9)</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>女川原子力発電所 2 号炉</p>  <p>図 1 配置図 (3/7)</p>	<p>泊発電所 3 号炉</p>  <p>第 1 図 配置図 (3/9)</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>図1 配設図 (4/7)          原子炉建屋地上1階 0L.P.15000</p>	<p>第1図 配設図 (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

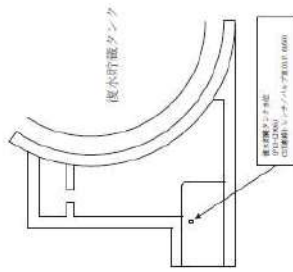
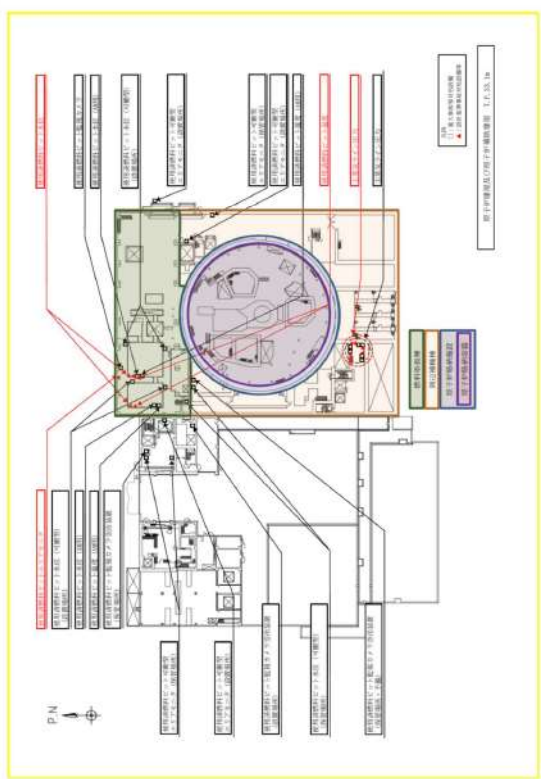
灰色：女川 2 号炉の記載のうち、BWR 固有の設備や対応手段であり、泊 3 号炉と比較対象とならない記載内容

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>図 16.7 配置図 (16.7)</p>	<p>第 1 図 配置図 (6.9)</p>	

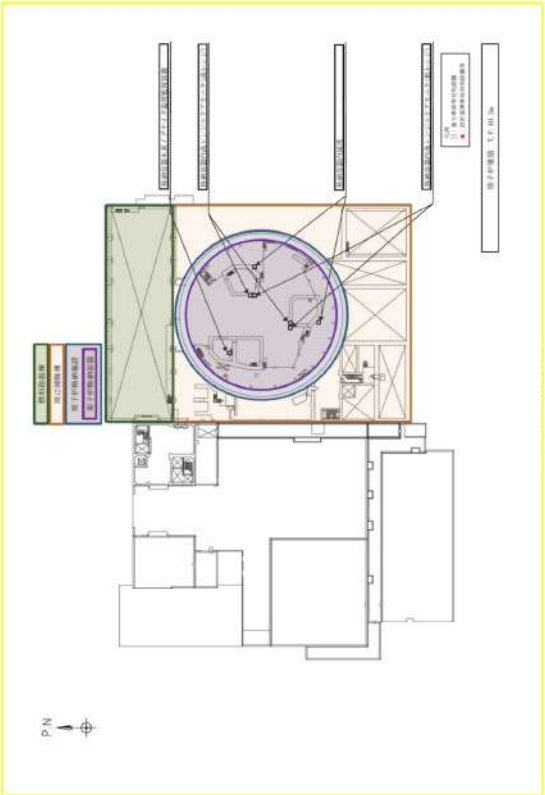
灰色：女川 2 号炉の記載のうち、BWR 固有の設備や対応手段であり、泊 3 号炉と比較対象とならない記載内容

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 配管区 (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
		