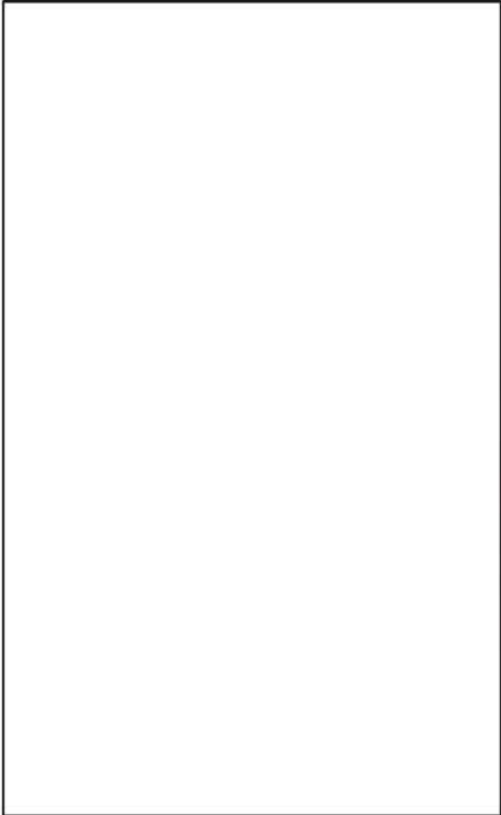
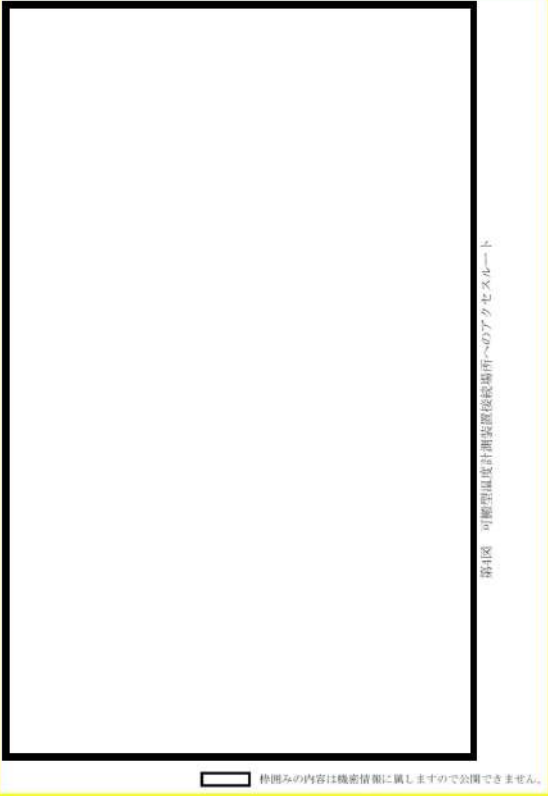



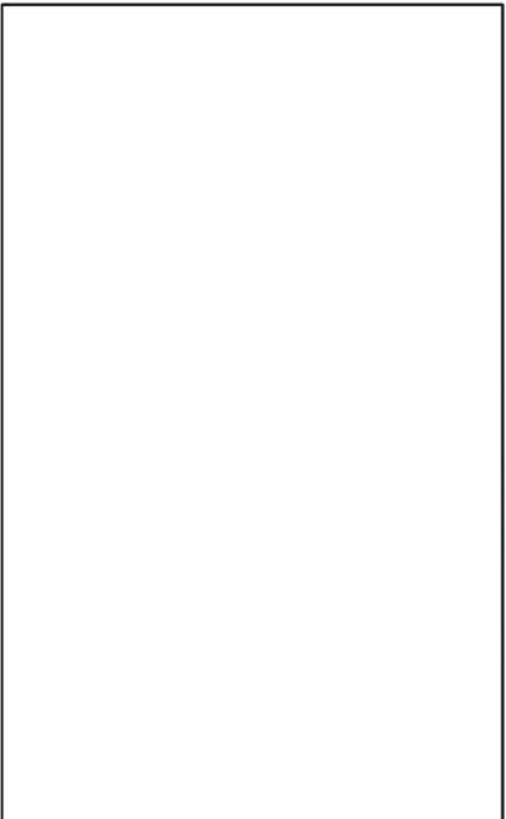
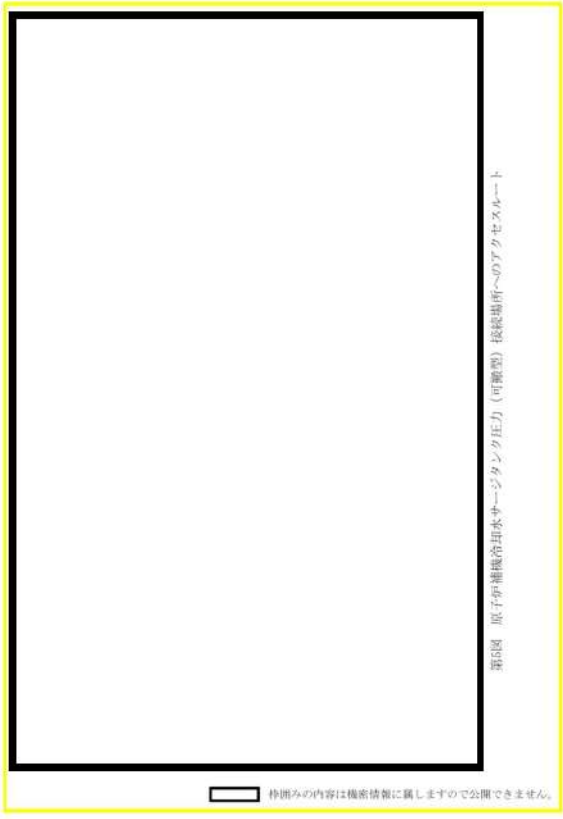
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p style="writing-mode: vertical-rl; position: absolute; right: 10px; top: 100px;">図 58-7-4 可能電評調器接続場所へのアクセスルート (開閉車居地より階)                  枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。</p>	 <p style="writing-mode: vertical-rl; position: absolute; right: 10px; top: 100px;">第4図 可搬型風成計装設置接続場所へのアクセスルート</p> <p style="text-align: center; margin-top: 10px;">  枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。             </p>	

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


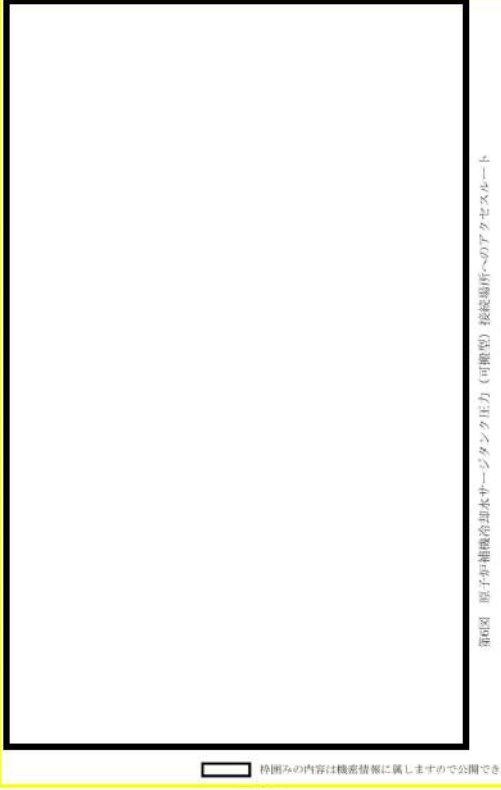
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">図58-7-5 可搬型計測器接続場所へのアクセスルート (制御室階地上2階)</p> <p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">枠囲みの内容は機密情報に類しますので公開できません。</p>	 <p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright;">図58 原子炉建屋冷却水サーキット圧力 (可搬型) 接続場所へのアクセスルート</p> <p style="text-align: center;">枠囲みの内容は機密情報に類しますので公開できません。</p>	



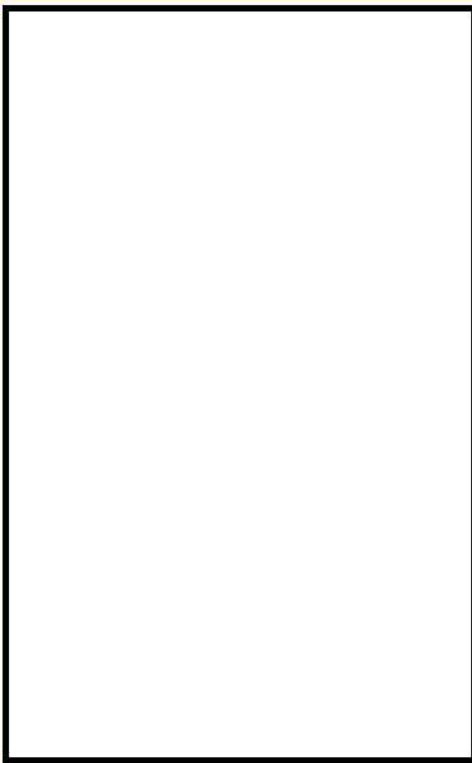
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p style="text-align: center;">図 58-7-6 可搬型計測器接続場所へのアクセスルート (制御室階地上1層)</p> <p style="text-align: center;">持開みの内容は防壁から公開できません。</p>	 <p style="text-align: center;">第6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</p> <p style="text-align: center;">持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>	

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

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

大飯発電所3 / 4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 yellow; padding: 10px;">  <p style="text-align: right; font-size: small;">第7回 原子炉循環処理水サージタンク圧力 (可搬型) 接続管路へのエアセシメント</p> <p style="text-align: center; font-size: x-small;">□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	

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

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<div style="border: 2px solid black; padding: 10px; margin: 10px auto; width: 80%;"> <p style="text-align: right; font-size: small;">第58条 使用済燃料ピット水位 (可搬型) 接続場所へのアラームルート</p> </div>	

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

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<div style="border: 2px solid yellow; padding: 10px;"> <div style="border: 1px solid black; height: 400px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: right; font-size: small;">第58条「使用済燃料ピット水位(可搬型)表紙欄所へのアクセスルート</p> <p style="text-align: center; font-size: x-small;">□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	

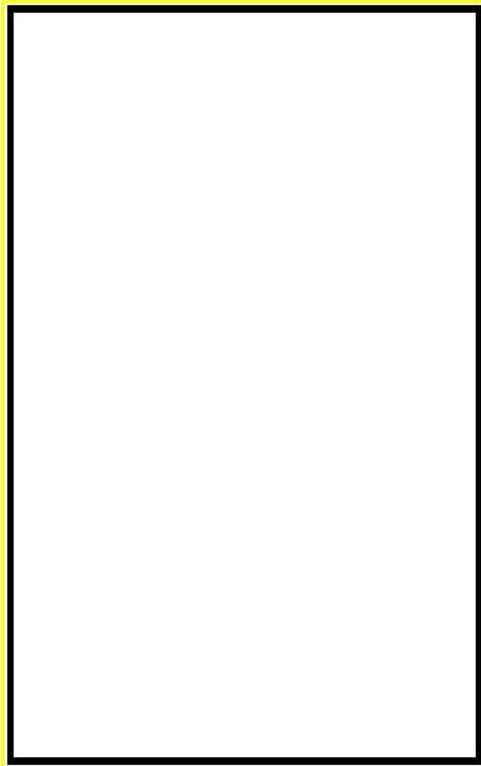
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<div style="border: 2px solid yellow; padding: 10px;"> <div style="border: 1px solid black; height: 400px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: right; font-size: small;">第10図 使用済燃料ピット可搬型エアリアモータ様線集束所へのアクセスルート</p> <p style="text-align: center; font-size: x-small;">□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	

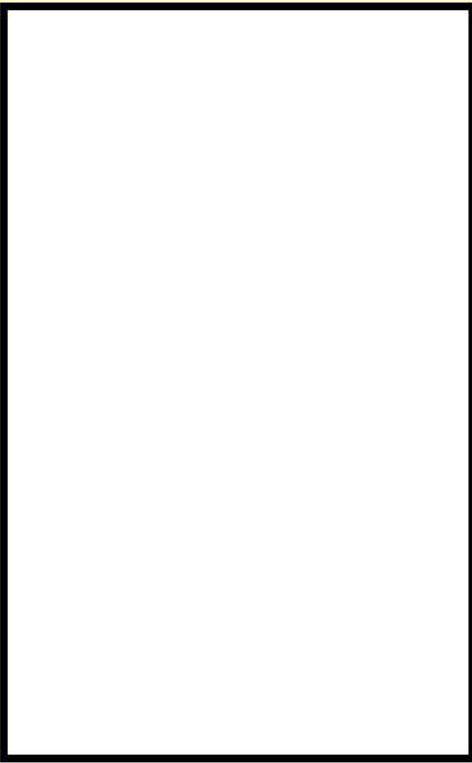
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<div data-bbox="1258 156 1809 965" style="border: 2px solid yellow; padding: 10px;">  <p style="text-align: right; margin-right: 50px;">第11図 使用が燃料ピット可搬型エリアモニタ設備所へのアクセスルート</p> <p style="text-align: center; margin-top: 10px;"> <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 10px; height: 10px;"></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。                 </p> </div>	

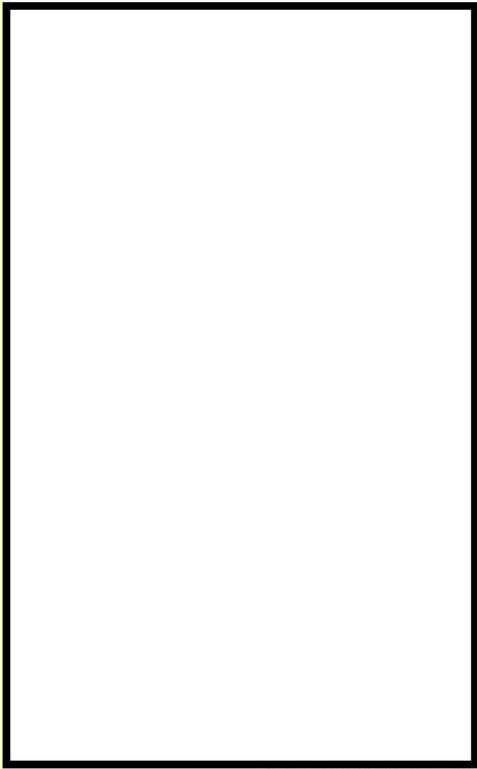
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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
		<div style="border: 2px solid yellow; padding: 10px;">  <p style="text-align: right; font-size: small;">第12図 使用済燃料ピラット可搬運エリアモニタ化設備所へのアクセスルート</p> <p style="text-align: center; font-size: x-small;">□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	

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

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<div style="border: 2px solid yellow; padding: 10px;">  <p style="text-align: right; font-size: small;">第13回 使用済燃料ピット監視カメラ設置直線設置場所へのアクセスルート</p> <p style="text-align: center; font-size: x-small;">□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	



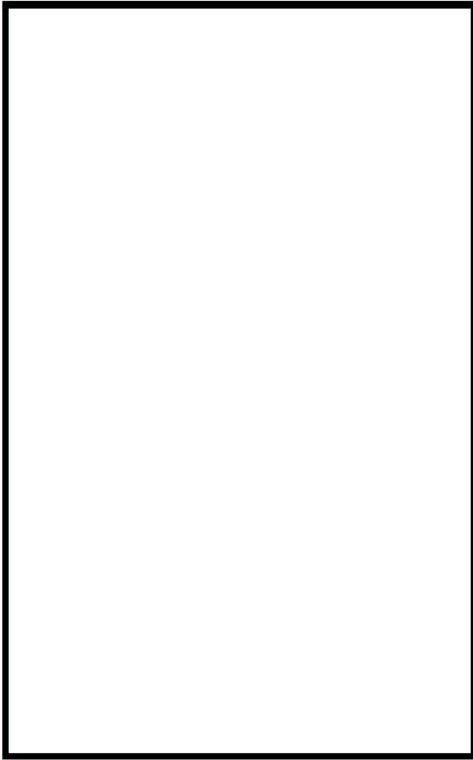
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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
		<div style="border: 2px solid yellow; padding: 10px;"> <div style="border: 1px solid black; height: 400px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: right; font-size: small;">第14図 使用済燃料ピット監視カメラ室設置線図場所へのアクセスルート</p> <p style="text-align: center; font-size: x-small;">□ 特開の内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	

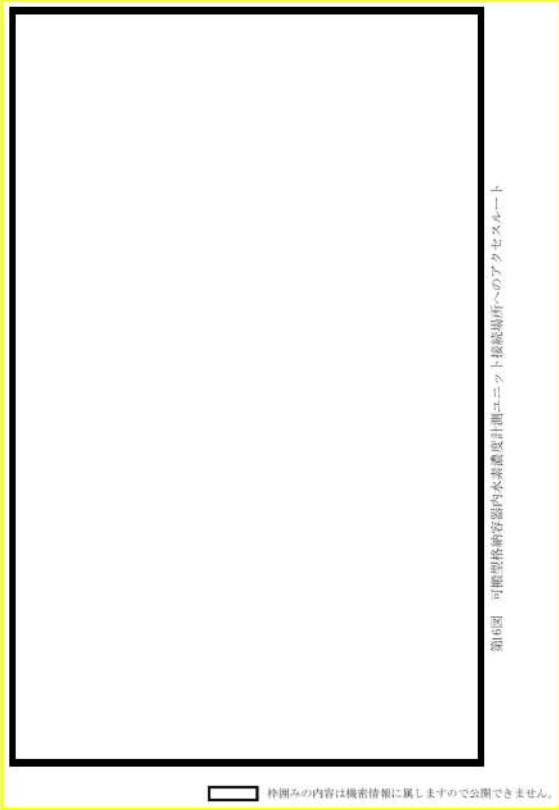
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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
		<div style="border: 2px solid yellow; padding: 10px;">  <p style="text-align: right; 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箇所へのアクセスルート</p> </div> <p style="text-align: center; font-size: x-small;">□ 特開みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

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

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<div data-bbox="1256 153 1812 967" style="border: 2px solid yellow; padding: 10px;">  <p style="writing-mode: vertical-rl; position: absolute; right: 10px; top: 200px;">第6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ルポート</p> </div> <div data-bbox="1458 938 1805 959" style="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>	

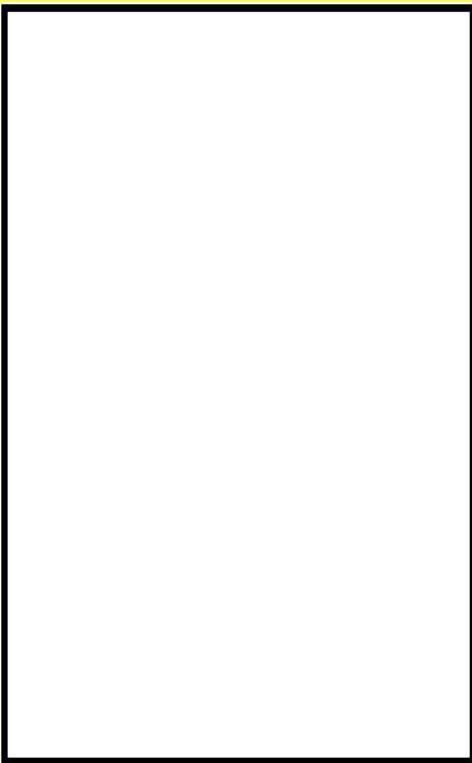
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<div data-bbox="1256 153 1733 916" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1733 336 1756 807" style="writing-mode: vertical-rl; position: absolute; right: 0; top: 50%; transform: translateY(-50%); font-size: small;">                     第17図 可搬型格納容器内作業用ユニット接続場所へのアクセスルート                 </div> <div data-bbox="1458 938 1800 954" style="font-size: x-small; margin-top: 10px;"> <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 10px; 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)

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<div style="border: 2px solid yellow; padding: 10px;">  <p style="text-align: right; margin-right: 10px;">第18図 可搬型アンテナシステム兼測定計測ユニット接続場所へのアクセスルート</p> <p style="text-align: center; margin-top: 10px;">□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	

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

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<div data-bbox="1256 161 1812 967" style="border: 2px solid yellow; padding: 10px;"> <div data-bbox="1733 336 1756 807" style="writing-mode: vertical-rl; position: absolute; right: 10px; top: 10px;">                     第196図 可搬型アニュウクス水素濃度計測ユニット接続場所へのアクセスルート                 </div> <div data-bbox="1458 938 1800 959" style="text-align: right; margin-top: 10px;">                     □ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。                 </div> </div>	

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

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

第58条 計装設備（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																									
<p>58-9 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について</p>	<p>58-8 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について</p>	<p>58-8 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について</p>	<p>【女川】炉型の相違                  ・PWRとBWRで想定される重大事故等及び対処するための監視パラメータが異なるため、比較対象外としている。以降、本資料内において同じ。</p>																																									
<p>(a) 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について</p>	<p>(a) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉压力容器内の温度）</p>	<p>(a) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法について（原子炉压力容器内の温度）</p>																																										
<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="4">原子炉压力容器内の温度</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th colspan="2">設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1次冷却材高温側温度（広域）</td> <td>0～400℃</td> <td colspan="2">最大値：約342℃</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材低温側温度（広域）</td> <td>0～400℃</td> <td colspan="2">最大値：約340℃</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉压力容器内の温度				監視パラメータ	計測範囲	設計基準		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℃		<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="3">原子炉压力容器内の温度</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>原子炉压力容器温度</td> <td>0～550℃</td> <td>最大値：約297℃</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉压力容器内の温度			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	原子炉压力容器温度	0～550℃	最大値：約297℃	<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="4">原子炉压力容器内の温度</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th colspan="2">設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1次冷却材温度（広域-高温側）</td> <td>0～400℃</td> <td colspan="2">最大値：約340℃</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材温度（広域-低温側）</td> <td>0～400℃</td> <td colspan="2">最大値：約339℃</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉压力容器内の温度				監視パラメータ	計測範囲	設計基準		1次冷却材温度（広域-高温側）	0～400℃	最大値：約340℃		1次冷却材温度（広域-低温側）	0～400℃	最大値：約339℃		<p>【大飯】記載方針の相違                  ・泊は、女川に合わせて以下の項目の代替パラメータによる推定方法及び参考資料を記載した。</p>
原子炉压力容器内の温度																																												
監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																										
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℃																																										
原子炉压力容器内の温度																																												
監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																										
原子炉压力容器温度	0～550℃	最大値：約297℃																																										
原子炉压力容器内の温度																																												
監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																										
1次冷却材温度（広域-高温側）	0～400℃	最大値：約340℃																																										
1次冷却材温度（広域-低温側）	0～400℃	最大値：約339℃																																										
<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="4">原子炉压力容器内の温度</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th colspan="2">設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1次冷却材高温側温度（広域）</td> <td>0～400℃</td> <td colspan="2">最大値：約342℃</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材低温側温度（広域）</td> <td>0～400℃</td> <td colspan="2">最大値：約340℃</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉压力容器内の温度				監視パラメータ	計測範囲	設計基準		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℃		<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="3">原子炉压力容器内の温度</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>原子炉压力容器温度</td> <td>0～550℃</td> <td>最大値：約297℃</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉压力容器内の温度			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	原子炉压力容器温度	0～550℃	最大値：約297℃	<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="4">原子炉压力容器内の温度</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th colspan="2">設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1次冷却材温度（広域-高温側）</td> <td>0～400℃</td> <td colspan="2">最大値：約340℃</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材温度（広域-低温側）</td> <td>0～400℃</td> <td colspan="2">最大値：約339℃</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉压力容器内の温度				監視パラメータ	計測範囲	設計基準		1次冷却材温度（広域-高温側）	0～400℃	最大値：約340℃		1次冷却材温度（広域-低温側）	0～400℃	最大値：約339℃		<p>「(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>
原子炉压力容器内の温度																																												
監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																										
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℃																																										
原子炉压力容器内の温度																																												
監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																										
原子炉压力容器温度	0～550℃	最大値：約297℃																																										
原子炉压力容器内の温度																																												
監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																										
1次冷却材温度（広域-高温側）	0～400℃	最大値：約340℃																																										
1次冷却材温度（広域-低温側）	0～400℃	最大値：約339℃																																										
<p>代替パラメータ</p> <p>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）</p>	<p>代替パラメータ</p> <p>①原子炉圧力（広帯域）                  ①原子炉水位（広帯域）                  ①原子炉水位（燃料槽）                  ①原子炉水位（SA広帯域）                  ①原子炉水位（SA燃料槽）                  ②残留熱除去系熱交換器入口温度</p>	<p>代替パラメータ</p> <p>①炉心出口温度                  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）                  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）                  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）</p>																																										
<p>計測目的</p> <p>重大事故等において、主要パラメータにて原子炉压力容器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、冷却効果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压力容器内の温度を監視することが重要である。</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原子炉压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、原子炉压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、冷却効果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压力容器内の温度を監視することが重要である。</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原子炉压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、原子炉压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压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、冷却効果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压力容器内の温度を監視することが重要である。</p>																																										
<p>推定方法</p> <p>原子炉压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、原子炉压力容器内の温度を推定（測定）する。                  これら2種類が各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。</p>	<p>推定方法</p> <p>残留熱除去系（原子炉停止時冷却ヘッド）が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により測定可能。                  推定方法は、以下のとおりである。                  ①原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料槽）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料槽）                  原子炉水位が有効燃料槽頂部(TAF)以上の場合には、飽和状態と想定し、飽和温度/圧力の関係を利用し、図58-8-1を用いて原子炉圧力より原子炉压力容器内の温度を推定する。                  推定可能範囲：100～312℃</p>	<p>推定方法</p> <p>原子炉压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）により原子炉压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>																																										
<p>推定の評価</p> <p>2種類の温度計は各ループに同じ仕様のもので設置しており、1次冷却材の温度計により、事故時の炉心の冷却状態を監視する目的において、互いに推定（測定）しても問題となることはなく、炉心損傷防止対策に必要な情報を得ることができる。                  原子炉压力容器内の温度を操作判断に用いている炉心損傷防止対策の有効性評価の解析結果を例に挙げ、推定の適用性について確認した結果、全交流動力電圧喪失（RCPシールド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>																																												

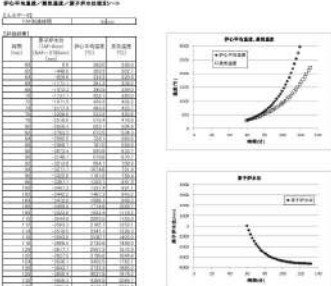
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																								
<p>事象 (例) : 全交流動力電源喪失 (RCP シール LOCA が発生する場合)</p>	<p>推定方法</p> <table border="1" data-bbox="750 427 1211 587"> <thead> <tr> <th>飽和温度 (°C)</th> <th>原子炉圧力 (MPa [gauge])</th> <th>飽和温度 (°C)</th> <th>原子炉圧力 (MPa [gauge])</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 S8-8-1 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発熱熱より原子炉圧力容器内の温度を推定する。          (専用入力シートに原子炉水位が有効燃料棒頂部 (TAF) に到達した時間を入力することによって、原子炉圧力容器内の温度を推定する。)</p> <p>※推定概要          &lt;推定方法&gt;          図 S8-8-2 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軸方向の熱伝導等を考慮していないため、実際の温度より高めに温度が算出される可能性がある。</p>	飽和温度 (°C)	原子炉圧力 (MPa [gauge])	飽和温度 (°C)	原子炉圧力 (MPa [gauge])	297	8.1	308	9.5	298	8.3	309	9.6	299	8.4	310	9.8	300	8.5	311	9.9	305	9.1	312	10.0	<p>推定方法</p> <p>② [炉心出口温度]          炉心出口温度 (自主対策設備) が監視可能であれば、炉心出口温度 (自主対策設備) により原子炉圧力容器内の温度を推定する。</p> <p>推定の評価</p> <p>① 1次冷却材温度 (広域-低温側) , 1次冷却材温度 (広域-高温側)          高温側と低温側の2種類の温度計は各ループに同じ仕様のものを設置しており、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はなく、炉心損傷防止対策に必要な情報を得ることができる。          原子炉圧力容器内の温度を操作判断に用いている炉心損傷防止対策の有効性評価の解析結果を例に挙げ、推定の適用性について確認した結果、全交流動力電源喪失 (RCP シール LOCA が発生する場合) 事象において、1次冷却材温度 (広域-高温側) と1次冷却材温度 (広域-低温側) の温度差は、約 10°C 程度であり、この温度差が炉心損傷防止対策における操作判断に与える影響は軽微であるため、推定 (測定) することができる。</p> <p>第1図 1次冷却材温度を利用した原子炉圧力容器内温度の推定 (事象例: 全交流動力電源喪失 (RCP シール LOCA が発生する場合) )</p>	<p>相違理由</p>
飽和温度 (°C)	原子炉圧力 (MPa [gauge])	飽和温度 (°C)	原子炉圧力 (MPa [gauge])																								
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>□ 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>推定方法</p>  <p>図 58-8-2 原子炉圧力容器内温度推定計算シート</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>推定の評価</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、原子炉水位が有熱燃料棒頂部 (DAP) 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。              原子炉水位が有熱燃料棒頂部 (DAP) 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計算シートは、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。(原子炉圧力容器の定格圧力: 約 7MPa [gauge] (飽和温度: 約 286℃) に対して、原子炉圧力の偏差: 約 ±0.07MPa [gauge] から温度に換算した場合は ±200 ± 1℃程度。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、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>推定の評価</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: ±1.4℃、1次冷却材温度 (広域-高温側) の誤差: ±1.4℃) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ (炉心出口温度 (自主対策設備)) による推定は、1次冷却材温度 (広域-高温側) と炉心出口温度 (自主対策設備) は、炉心冠水状態から炉心損傷を判断する時点 (350℃) では温度に大きな差はなく、操作判断に与える影響は軽微であり、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<p>相違理由</p>

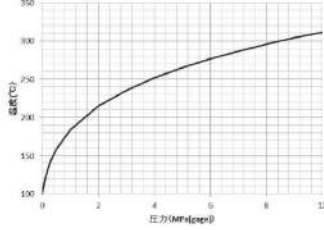
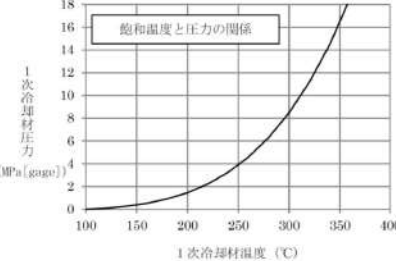
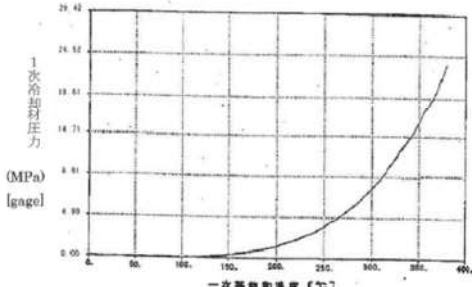
灰色:女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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																																																																																																																	
(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 (原子炉压力容器内の圧力)	(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 (原子炉压力容器内の圧力)																																																																																																																		
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉压力容器内の圧力</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 rowspan="2">代替パラメータ</td> <td>① 1次冷却材最高温度 (広域)</td> <td>0~400℃</td> <td>最大値:約342℃</td> </tr> <tr> <td>① 1次冷却材最低温度 (広域)</td> <td>0~400℃</td> <td>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压力容器内の圧力を監視する目的は、操作判断等を行う上で必要となるパラメータのひとつとしてプラント状態を確認することである。                      特に全交流動力電源喪失時にRCFシール部からの漏えいが生じる事象において、冷却材の補給が必要となるが、非常用炉心冷却設備による炉心への注水が期待できないため、処置が遅れると炉心損傷に至る。                      このような場合、蒸気発生器を用いた2次系強制冷却により1次系を減圧・減流し、蓄圧タンク及び代替炉心注水により冷却材を供給する操作を行うが、蓄圧タンクからの空流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压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">                     原子炉压力容器内の圧力の主要パラメータである1次冷却材圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの1次冷却材最高温度 (広域) 又は1次冷却材最低温度 (広域) (以下、「1次冷却材温度」という。) により、原子炉压力容器内の圧力を推定する。                      1次冷却材が飽和状態にあると判断される場合には、1次冷却材温度に対応する飽和圧力を用いて推定する。                      飽和温度と圧力の関係は、以下のとおりである。                      (例)                     <table border="1"> <thead> <tr> <th>飽和温度 (℃)</th> <th>圧力 (MPa[gage])</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>234</td> <td>約3.0</td> </tr> <tr> <td>214</td> <td>約2.0</td> </tr> <tr> <td>183</td> <td>約1.0</td> </tr> </tbody> </table> </td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉压力容器内の圧力			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次冷却材最高温度 (広域)	0~400℃	最大値:約342℃	① 1次冷却材最低温度 (広域)	0~400℃	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压力容器内の圧力を監視する目的は、操作判断等を行う上で必要となるパラメータのひとつとしてプラント状態を確認することである。 特に全交流動力電源喪失時にRCFシール部からの漏えいが生じる事象において、冷却材の補給が必要となるが、非常用炉心冷却設備による炉心への注水が期待できないため、処置が遅れると炉心損傷に至る。 このような場合、蒸気発生器を用いた2次系強制冷却により1次系を減圧・減流し、蓄圧タンク及び代替炉心注水により冷却材を供給する操作を行うが、蓄圧タンクからの空流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压力容器内の圧力を監視することは重要である。			推定方法	原子炉压力容器内の圧力の主要パラメータである1次冷却材圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの1次冷却材最高温度 (広域) 又は1次冷却材最低温度 (広域) (以下、「1次冷却材温度」という。) により、原子炉压力容器内の圧力を推定する。 1次冷却材が飽和状態にあると判断される場合には、1次冷却材温度に対応する飽和圧力を用いて推定する。 飽和温度と圧力の関係は、以下のとおりである。 (例) <table border="1"> <thead> <tr> <th>飽和温度 (℃)</th> <th>圧力 (MPa[gage])</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>234</td> <td>約3.0</td> </tr> <tr> <td>214</td> <td>約2.0</td> </tr> <tr> <td>183</td> <td>約1.0</td> </tr> </tbody> </table>			飽和温度 (℃)	圧力 (MPa[gage])	234	約3.0	214	約2.0	183	約1.0	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉压力容器内の圧力</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 rowspan="2">主要パラメータ</td> <td>原子炉圧力</td> <td>0~109Pa[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 rowspan="6">代替パラメータ</td> <td>①原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力の代替)</td> <td>0~11MPa[gage]</td> <td>最大値:約8.1MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>①原子炉圧力 (原子炉圧力の代替)</td> <td>0~109Pa[gage]</td> <td>最大値:約8.1MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>②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>②原子炉水位 (燃料域)</td> <td>-3,800mm~1,300mm<sup>①</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> <tr> <td>②原子炉水位 (SA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>②原子炉水位 (SA燃料域)</td> <td>-3,800mm~1,300mm<sup>①</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> <tr> <td>②原子炉压力容器温度</td> <td>0~500℃</td> <td>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压力容器内の圧力を監視する目的は、低圧注水運転のための原子炉減圧確認及び原子炉压力容器の損傷確認を実施することである。                      原子炉压力容器内の圧力の主要パラメータである原子炉圧力の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力 (SA) を推定する場合は原子炉圧力にて推定) により原子炉圧力を推定する。                      原子炉水位から原子炉压力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉压力容器温度により原子炉压力容器内の圧力を推定できる。原子炉压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压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)、原子炉压力容器温度                      原子炉水位が有効燃料棒底部 (BFB) 以上の場合には、原子炉压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て、図58-8-3を用いて原子炉压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 [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)、① 1次冷却材温度 (広域-低温側)                      原子炉压力容器内の水位が炉心の注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、原子炉压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て、第2図を用いて1次冷却材温度より原子炉压力容器内の圧力を推定する。この推定方法では、原子炉压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	原子炉压力容器内の圧力			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	0~109Pa[gage]	最大値:約8.1MPa[gage]	原子炉圧力 (SA)	0~11MPa[gage]	最大値:約8.1MPa[gage]	代替パラメータ	①原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力の代替)	0~11MPa[gage]	最大値:約8.1MPa[gage]	①原子炉圧力 (原子炉圧力の代替)	0~109Pa[gage]	最大値:約8.1MPa[gage]	②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>	②原子炉水位 (燃料域)	-3,800mm~1,300mm <sup>①</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 [-3,702mm~5,600mm] <sup>②</sup>	②原子炉水位 (SA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>	②原子炉水位 (SA燃料域)	-3,800mm~1,300mm <sup>①</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 [-3,702mm~5,600mm] <sup>②</sup>	②原子炉压力容器温度	0~500℃	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压力容器内の圧力を監視する目的は、低圧注水運転のための原子炉減圧確認及び原子炉压力容器の損傷確認を実施することである。 原子炉压力容器内の圧力の主要パラメータである原子炉圧力の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力 (SA) を推定する場合は原子炉圧力にて推定) により原子炉圧力を推定する。 原子炉水位から原子炉压力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉压力容器温度により原子炉压力容器内の圧力を推定できる。原子炉压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压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)、原子炉压力容器温度 原子炉水位が有効燃料棒底部 (BFB) 以上の場合には、原子炉压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て、図58-8-3を用いて原子炉压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 [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)、① 1次冷却材温度 (広域-低温側) 原子炉压力容器内の水位が炉心の注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、原子炉压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て、第2図を用いて1次冷却材温度より原子炉压力容器内の圧力を推定する。この推定方法では、原子炉压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"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉压力容器内の圧力</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 rowspan="2">主要パラメータ</td> <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>① [加圧器圧力]</td> <td>11.0~17.5MPa[gage]</td> <td>最大値:約17.5MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">代替パラメータ</td> <td>① [加圧器圧力] ① 1次冷却材圧力 (広域) の代替</td> <td>11.0~17.5MPa[gage]</td> <td>最大値:約17.5MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>② 1次冷却材温度 (広域-高温側) ① 1次冷却材圧力 (広域) の代替</td> <td>0~400℃</td> <td>最大値:約340℃</td> </tr> <tr> <td>③ 1次冷却材温度 (広域-低温側) ① 1次冷却材圧力 (広域) の代替</td> <td>0~400℃</td> <td>最大値:約339℃</td> </tr> <tr> <td>① 1次冷却材圧力 (広域) ① [加圧器圧力] の代替</td> <td>0~21.0MPa[gage]</td> <td>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压力容器内の圧力を監視する目的は、2次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">                     原子炉压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) により原子炉压力容器内の圧力を推定する。                      原子炉压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) により原子炉压力容器内の圧力を推定できる。原子炉压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)、① 1次冷却材温度 (広域-低温側)                      原子炉压力容器内の水位が炉心の注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、原子炉压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て、第2図を用いて1次冷却材温度より原子炉压力容器内の圧力を推定する。この推定方法では、原子炉压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	原子炉压力容器内の圧力			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)	0~21.0MPa[gage]	最大値:約17.8MPa[gage]	① [加圧器圧力]	11.0~17.5MPa[gage]	最大値:約17.5MPa[gage]	代替パラメータ	① [加圧器圧力] ① 1次冷却材圧力 (広域) の代替	11.0~17.5MPa[gage]	最大値:約17.5MPa[gage]	② 1次冷却材温度 (広域-高温側) ① 1次冷却材圧力 (広域) の代替	0~400℃	最大値:約340℃	③ 1次冷却材温度 (広域-低温側) ① 1次冷却材圧力 (広域) の代替	0~400℃	最大値:約339℃	① 1次冷却材圧力 (広域) ① [加圧器圧力] の代替	0~21.0MPa[gage]	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压力容器内の圧力を監視する目的は、2次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	原子炉压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) により原子炉压力容器内の圧力を推定する。 原子炉压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) により原子炉压力容器内の圧力を推定できる。原子炉压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)、① 1次冷却材温度 (広域-低温側) 原子炉压力容器内の水位が炉心の注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、原子炉压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て、第2図を用いて1次冷却材温度より原子炉压力容器内の圧力を推定する。この推定方法では、原子炉压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		原子炉压力容器内の圧力																																																																																																																		
	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次冷却材最高温度 (広域)	0~400℃	最大値:約342℃																																																																																																																	
	① 1次冷却材最低温度 (広域)	0~400℃	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压力容器内の圧力を監視する目的は、操作判断等を行う上で必要となるパラメータのひとつとしてプラント状態を確認することである。 特に全交流動力電源喪失時にRCFシール部からの漏えいが生じる事象において、冷却材の補給が必要となるが、非常用炉心冷却設備による炉心への注水が期待できないため、処置が遅れると炉心損傷に至る。 このような場合、蒸気発生器を用いた2次系強制冷却により1次系を減圧・減流し、蓄圧タンク及び代替炉心注水により冷却材を供給する操作を行うが、蓄圧タンクからの空流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压力容器内の圧力を監視することは重要である。																																																																																																																			
推定方法	原子炉压力容器内の圧力の主要パラメータである1次冷却材圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの1次冷却材最高温度 (広域) 又は1次冷却材最低温度 (広域) (以下、「1次冷却材温度」という。) により、原子炉压力容器内の圧力を推定する。 1次冷却材が飽和状態にあると判断される場合には、1次冷却材温度に対応する飽和圧力を用いて推定する。 飽和温度と圧力の関係は、以下のとおりである。 (例) <table border="1"> <thead> <tr> <th>飽和温度 (℃)</th> <th>圧力 (MPa[gage])</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>234</td> <td>約3.0</td> </tr> <tr> <td>214</td> <td>約2.0</td> </tr> <tr> <td>183</td> <td>約1.0</td> </tr> </tbody> </table>			飽和温度 (℃)	圧力 (MPa[gage])	234	約3.0	214	約2.0	183	約1.0																																																																																																									
飽和温度 (℃)	圧力 (MPa[gage])																																																																																																																			
234	約3.0																																																																																																																			
214	約2.0																																																																																																																			
183	約1.0																																																																																																																			
項目	原子炉压力容器内の圧力																																																																																																																			
	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	0~109Pa[gage]	最大値:約8.1MPa[gage]																																																																																																																	
	原子炉圧力 (SA)	0~11MPa[gage]	最大値:約8.1MPa[gage]																																																																																																																	
代替パラメータ	①原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力の代替)	0~11MPa[gage]	最大値:約8.1MPa[gage]																																																																																																																	
	①原子炉圧力 (原子炉圧力の代替)	0~109Pa[gage]	最大値:約8.1MPa[gage]																																																																																																																	
	②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>																																																																																																																	
	②原子炉水位 (燃料域)	-3,800mm~1,300mm <sup>①</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 [-3,702mm~5,600mm] <sup>②</sup>																																																																																																																	
	②原子炉水位 (SA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>																																																																																																																	
	②原子炉水位 (SA燃料域)	-3,800mm~1,300mm <sup>①</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 [-3,702mm~5,600mm] <sup>②</sup>																																																																																																																	
②原子炉压力容器温度	0~500℃	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压力容器内の圧力を監視する目的は、低圧注水運転のための原子炉減圧確認及び原子炉压力容器の損傷確認を実施することである。 原子炉压力容器内の圧力の主要パラメータである原子炉圧力の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力 (SA) を推定する場合は原子炉圧力にて推定) により原子炉圧力を推定する。 原子炉水位から原子炉压力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉压力容器温度により原子炉压力容器内の圧力を推定できる。原子炉压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压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)、原子炉压力容器温度 原子炉水位が有効燃料棒底部 (BFB) 以上の場合には、原子炉压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て、図58-8-3を用いて原子炉压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 [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)、① 1次冷却材温度 (広域-低温側) 原子炉压力容器内の水位が炉心の注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、原子炉压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て、第2図を用いて1次冷却材温度より原子炉压力容器内の圧力を推定する。この推定方法では、原子炉压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	原子炉压力容器内の圧力																																																																																																																			
	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)	0~21.0MPa[gage]	最大値:約17.8MPa[gage]																																																																																																																	
	① [加圧器圧力]	11.0~17.5MPa[gage]	最大値:約17.5MPa[gage]																																																																																																																	
代替パラメータ	① [加圧器圧力] ① 1次冷却材圧力 (広域) の代替	11.0~17.5MPa[gage]	最大値:約17.5MPa[gage]																																																																																																																	
	② 1次冷却材温度 (広域-高温側) ① 1次冷却材圧力 (広域) の代替	0~400℃	最大値:約340℃																																																																																																																	
	③ 1次冷却材温度 (広域-低温側) ① 1次冷却材圧力 (広域) の代替	0~400℃	最大値:約339℃																																																																																																																	
① 1次冷却材圧力 (広域) ① [加圧器圧力] の代替	0~21.0MPa[gage]	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压力容器内の圧力を監視する目的は、2次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	原子炉压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) により原子炉压力容器内の圧力を推定する。 原子炉压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) により原子炉压力容器内の圧力を推定できる。原子炉压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)、① 1次冷却材温度 (広域-低温側) 原子炉压力容器内の水位が炉心の注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、原子炉压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て、第2図を用いて1次冷却材温度より原子炉压力容器内の圧力を推定する。この推定方法では、原子炉压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

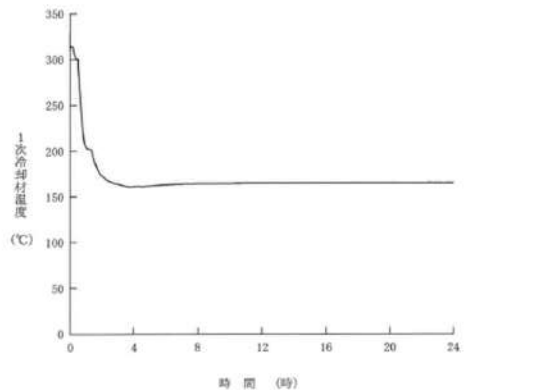
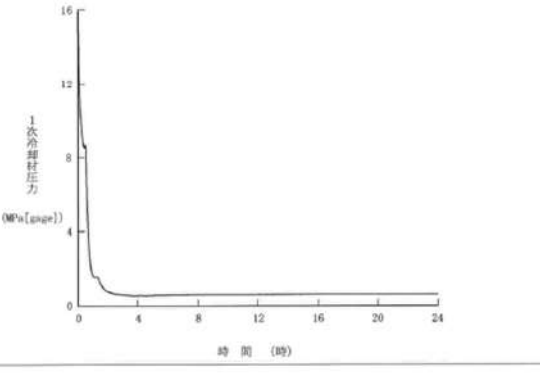
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																								
<p>原子炉圧力容器内の飽和状態判断は、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)]※<sup>1</sup> (計測範囲：11.3～17.2MPa[gage])                  温度パラメータ③1次冷却材高温側温度 (広域)                  ④1次冷却材低温側温度 (広域)                  [ ] : 多様性拡張設備 (常用代替パラメータ)                  ※1 耐震性、耐環境性がないパラメータ</p>	<p>推定方法</p>  <table border="1" data-bbox="757 395 1214 561"> <thead> <tr> <th>飽和温度 (°C)</th> <th>原子炉圧力 (MPa [gage])</th> <th>飽和温度 (°C)</th> <th>原子炉圧力 (MPa [gage])</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>297</td><td>8.1</td><td>308</td><td>9.5</td></tr> <tr><td>298</td><td>8.3</td><td>309</td><td>9.6</td></tr> <tr><td>299</td><td>8.4</td><td>310</td><td>9.8</td></tr> <tr><td>300</td><td>8.5</td><td>311</td><td>9.9</td></tr> <tr><td>305</td><td>9.1</td><td>312</td><td>10.0</td></tr> </tbody> </table> <p>図 58-8-3 飽和温度/圧力の関係を利用した圧力の推定</p>	飽和温度 (°C)	原子炉圧力 (MPa [gage])	飽和温度 (°C)	原子炉圧力 (MPa [gage])	297	8.1	308	9.5	298	8.3	309	9.6	299	8.4	310	9.8	300	8.5	311	9.9	305	9.1	312	10.0	<p>推定方法</p>  <table border="1" data-bbox="1348 450 1774 689"> <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>310</td><td>11.0</td></tr> <tr><td>180</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>303</td><td>9.0</td><td>366</td><td>20.0</td></tr> <tr><td>312</td><td>10.0</td><td>373</td><td>22.0</td></tr> </tbody> </table> <p>第2図 飽和温度/圧力の関係を利用した圧力の推定</p>	飽和温度(°C)	圧力(MPa[gage])	飽和温度(°C)	圧力(MPa[gage])	100以下	0.0	310	11.0	180	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	303	9.0	366	20.0	312	10.0	373	22.0	<p>相違理由</p>
飽和温度 (°C)	原子炉圧力 (MPa [gage])	飽和温度 (°C)	原子炉圧力 (MPa [gage])																																																																								
297	8.1	308	9.5																																																																								
298	8.3	309	9.6																																																																								
299	8.4	310	9.8																																																																								
300	8.5	311	9.9																																																																								
305	9.1	312	10.0																																																																								
飽和温度(°C)	圧力(MPa[gage])	飽和温度(°C)	圧力(MPa[gage])																																																																								
100以下	0.0	310	11.0																																																																								
180	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																																																																								
303	9.0	366	20.0																																																																								
312	10.0	373	22.0																																																																								
<p>推定の評価</p> <p>原子炉圧力容器内の圧力を操作判断に用いている炉心損傷防止対策の有効性評価の解析結果を例に挙げ、推定の適用性について確認した結果、1次冷却材温度による推定方法は、原子炉圧力容器内の飽和状態である範囲で適用できる。</p> <p>飽和状態は、飽和温度との比較が必要であり1次冷却材圧力の把握が本来必要であるが、その代わりとして他のパラメータを監視することによりプラント状態を判別して適用の可否を判断する。</p> <p>例えば、全交機動力電源喪失時にRCPシール部から漏えいが生じる場合のように1次系減圧現象である場合で2次系からの除熱機能が正常に機能している場合には飽和状態に至っている可能性が高い。</p> <p>このような場合、本推定方法による原子炉圧力容器内の圧力の推定は有効である。【事象(例)参照】</p> <p>以上より、本推定方法により監視が必要な場合において、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<p>推定の評価</p> <p>①原子炉圧力、原子炉圧力 (SA)                  同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することにより推定する。</p> <p>②原子炉水位 (広域域)、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、原子炉圧力容器内の飽和状態にあることに限定されるものの、原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定できるため、事故収束を行う上で問題とならない。</p> <p>【誤差による影響について】                  原子炉圧力容器内の圧力を推定する目的は、低圧注水確保のための原子炉減圧確認及び原子炉圧力容器の損傷を把握することであり、代替パラメータ (原子炉圧力) による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差 (原子炉圧力の誤差±0.07MPa、原子炉圧力 (SA) の誤差±0.09MPa) を考慮した上で対応することにより重大事故等の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ (原子炉圧力容器温度) による推定では、圧力に換算して原子炉圧力容器の圧力の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等の対策を実施することが可能である。(低圧注水確保の判断圧力:0.34MPa[gage] (飽和温度:約147°C)、原子炉圧力容器の定格圧力:約7MPa[gage] (飽和温度:約288°C) に対して、原子炉圧力容器温度の誤差:約±8.3°Cから圧力に換算した場合はそれぞれ 0.34±0.07MPa[gage]程度、7.0±0.09MPa[gage]程度。)</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<p>推定の評価</p> <p>①[加圧器圧力]                  同じ仕様のもので加圧器内の圧力を計測することにより推定する。</p> <p>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圧力を操作判断に用いている炉心損傷防止対策の有効性評価の解析結果を例に挙げ、推定の適用性について確認した結果、1次冷却材温度による推定方法は、原子炉圧力容器内の飽和状態である範囲で適用できる。</p> <p>飽和状態は、飽和温度との比較が必要であり1次冷却材圧力 (広域) の把握</p>	<p>相違理由</p>																																																																								
																																																																											

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

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

第58条 計装設備（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>炉心損傷防止対策                      事象（例）：全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAが発生する場合）</p>  		<p>推定の評価</p> <p>が本来必要であるが、その代わりとして他のパラメータを監視することによりプラント状態を判別して適用の可否を判断する。</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>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>【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、同一物理量があるの推定であり、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。（主蒸気発生弁開度調整の判断圧力：1.7MPa[range]（飽和温度：約208℃）に対して、1次冷却材温度の誤差：約±1.4℃から圧力に換算した場合はそれぞれ±0.7±0.10MPa[range]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> <div style="border: 2px solid black; height: 150px; margin: 10px 0;"></div> <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> <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）

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																																																																																																																																																								
(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（原子炉压力容器内の水位）	(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（原子炉压力容器内の水位）																																																																																																																																																									
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉压力容器内の水位</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>加圧器水位</td> <td>0～100%</td> <td>最大値：約85% 最小値：0%以下</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">代替パラメータ</td> <td>①原子炉水位</td> <td>0～100%</td> <td>最大値：100%以上 最小値：0%</td> </tr> <tr> <td>②1次冷却材圧力</td> <td>0～20.6MPa[gage]</td> <td>最大値：約17.8MPa</td> </tr> <tr> <td>③1次冷却材高温側温度（広域）</td> <td>0～400℃</td> <td>最大値：約342℃</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">PWRプラントにおいては、原子炉压力容器より上に位置する加圧器により過剰運転や事故時の圧力及び1次系の保有水量の制御を行っており、加圧器の水位を計測することで、原子炉压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、原子炉压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压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">原子炉压力容器内の水位の主要パラメータである加圧器水位の計測が困難になった場合、代替パラメータの原子炉水位又は1次冷却材圧力及び1次冷却材高温側温度（広域）により原子炉压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、原子炉压力容器内の水位を推定する。 ②1次冷却材圧力及び1次冷却材高温側温度（広域） 監視パラメータである1次冷却材圧力と1次冷却材高温側温度（広域）により飽和蒸気-圧力曲線を基に原子炉容器内のサブクール状態、飽和状態又は過熱状態を監視することで原子炉容器内の水位が、炉心上端以上、炉心上端近傍もしくは炉心上端部未満の水位であることを推定する。 飽和温度を示し炉心上端近傍と推定した場合においては、温度の推移による状態の傾向を監視することにより、温度が上昇する場合は炉心が露出状態であると判断し、温度が安定していれば炉心が隠水状態であることを判断する。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉压力容器内の水位			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	加圧器水位	0～100%	最大値：約85% 最小値：0%以下	代替パラメータ	①原子炉水位	0～100%	最大値：100%以上 最小値：0%	②1次冷却材圧力	0～20.6MPa[gage]	最大値：約17.8MPa	③1次冷却材高温側温度（広域）	0～400℃	最大値：約342℃	計測目的	PWRプラントにおいては、原子炉压力容器より上に位置する加圧器により過剰運転や事故時の圧力及び1次系の保有水量の制御を行っており、加圧器の水位を計測することで、原子炉压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、原子炉压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压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	原子炉压力容器内の水位の主要パラメータである加圧器水位の計測が困難になった場合、代替パラメータの原子炉水位又は1次冷却材圧力及び1次冷却材高温側温度（広域）により原子炉压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、原子炉压力容器内の水位を推定する。 ②1次冷却材圧力及び1次冷却材高温側温度（広域） 監視パラメータである1次冷却材圧力と1次冷却材高温側温度（広域）により飽和蒸気-圧力曲線を基に原子炉容器内のサブクール状態、飽和状態又は過熱状態を監視することで原子炉容器内の水位が、炉心上端以上、炉心上端近傍もしくは炉心上端部未満の水位であることを推定する。 飽和温度を示し炉心上端近傍と推定した場合においては、温度の推移による状態の傾向を監視することにより、温度が上昇する場合は炉心が露出状態であると判断し、温度が安定していれば炉心が隠水状態であることを判断する。			<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉压力容器内の水位</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">主要パラメータ</td> <td>原子炉水位（広帯域）</td> <td>-3,800mm～1,500mm<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>※1</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> <tr> <td>原子炉水位（SA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（SA燃料域）</td> <td>-3,800mm～1,300mm<sup>※1</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> <tr> <td rowspan="10">代替パラメータ</td> <td>①原子炉水位（SA広帯域） （原子炉水位（広帯域）の代替）</td> <td>-3,800mm～1,500mm<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）の代替）</td> <td>-3,800mm～1,300mm<sup>※1</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> <tr> <td>①原子炉水位（広帯域） （原子炉水位（SA広帯域）の代替）</td> <td>-3,800mm～1,500mm<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（燃料域） （原子炉水位（SA燃料域）の代替）</td> <td>-3,800mm～1,300mm<sup>※1</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> <tr> <td>②高圧代替注水ポンプ出口流量</td> <td>0～120m<sup>3</sup>/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>②残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量）</td> <td>0～220m<sup>3</sup>/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>②残留熱除去系熱源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>②高圧冷却器注水ポンプ出口流量</td> <td>0～100m<sup>3</sup>/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>②代替節操冷却ポンプ出口流量</td> <td>0～200m<sup>3</sup>/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>②原子炉即時冷却系ポンプ出口流量</td> <td>0～150m<sup>3</sup>/h</td> <td>0～60,8m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td>②高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量</td> <td>0～1,000m<sup>3</sup>/h</td> <td>（高圧側）0～318m<sup>3</sup>/h （低圧側）0～1,050m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td>②残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>0～1,500m<sup>3</sup>/h</td> <td>0～1,300m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td>②炉心スプレー系ポンプ出口流量</td> <td>0～1,500m<sup>3</sup>/h</td> <td>0～465m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td>③原子炉圧力</td> <td>0～10MPa[gage]</td> <td>最大値：約8.11MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>③原子炉圧力（SA）</td> <td>0～11MPa[gage]</td> <td>最大値：約8.11MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>③炉心圧力</td> <td>0～1MPa[abs]</td> <td>2100Pa[gage]以下</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压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">原子炉压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）にて推定し、②原子炉压力容器への注水流量（高圧代替注水ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量）、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系熱源容器冷却ライン洗浄流量）</td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉压力容器内の水位			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>※1</sup>	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3,702mm～-5,600mm) <sup>※2</sup>	原子炉水位（SA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（SA燃料域）	-3,800mm～1,300mm <sup>※1</sup>	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3,702mm～-5,600mm) <sup>※2</sup>	代替パラメータ	①原子炉水位（SA広帯域） （原子炉水位（広帯域）の代替）	-3,800mm～1,500mm <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）の代替）	-3,800mm～1,300mm <sup>※1</sup>	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3,702mm～-5,600mm) <sup>※2</sup>	①原子炉水位（広帯域） （原子炉水位（SA広帯域）の代替）	-3,800mm～1,500mm <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（燃料域） （原子炉水位（SA燃料域）の代替）	-3,800mm～1,300mm <sup>※1</sup>	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3,702mm～-5,600mm) <sup>※2</sup>	②高圧代替注水ポンプ出口流量	0～120m <sup>3</sup> /h	—	②残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量）	0～220m <sup>3</sup> /h	—	②残留熱除去系熱源容器冷却ライン洗浄流量	0～220m <sup>3</sup> /h	—	②高圧冷却器注水ポンプ出口流量	0～100m <sup>3</sup> /h	—	②代替節操冷却ポンプ出口流量	0～200m <sup>3</sup> /h	—	②原子炉即時冷却系ポンプ出口流量	0～150m <sup>3</sup> /h	0～60,8m <sup>3</sup> /h	②高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	0～1,000m <sup>3</sup> /h	（高圧側）0～318m <sup>3</sup> /h （低圧側）0～1,050m <sup>3</sup> /h	②残留熱除去系ポンプ出口流量	0～1,500m <sup>3</sup> /h	0～1,300m <sup>3</sup> /h	②炉心スプレー系ポンプ出口流量	0～1,500m <sup>3</sup> /h	0～465m <sup>3</sup> /h	③原子炉圧力	0～10MPa[gage]	最大値：約8.11MPa[gage]	③原子炉圧力（SA）	0～11MPa[gage]	最大値：約8.11MPa[gage]	③炉心圧力	0～1MPa[abs]	2100Pa[gage]以下	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压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	原子炉压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）にて推定し、②原子炉压力容器への注水流量（高圧代替注水ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量）、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系熱源容器冷却ライン洗浄流量）			<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉压力容器内の水位</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">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>〔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 rowspan="7">代替パラメータ</td> <td>①原子炉容器水位 （加圧器水位の代替）</td> <td>0～100%</td> <td>最大値：100% 最小値：0%</td> </tr> <tr> <td>①加圧器水位 （原子炉容器水位の代替）</td> <td>0～100%</td> <td>最大値：約99% 最小値：0%以下</td> </tr> <tr> <td>②〔サブクール度〕 （加圧器水位及び原子炉容器水位の代替）</td> <td>-200～200℃</td> <td>最小値：-200℃以下</td> </tr> <tr> <td>②1次冷却材圧力（広域） （加圧器水位及び原子炉容器水位の代替）</td> <td>0～ 21.0MPa[gage]</td> <td>最大値： 約17.8MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>②1次冷却材温度（広域-高温側） （加圧器水位、原子炉容器水位及び〔1次冷却系統ループ水位〕の代替）</td> <td>0～400℃</td> <td>最大値：約340℃</td> </tr> <tr> <td>②1次冷却材温度（広域-低温側） （原子炉容器水位及び〔1次冷却系統ループ水位〕の代替）</td> <td>0～400℃</td> <td>最大値：約339℃</td> </tr> <tr> <td>②〔炉心出口温度〕 （原子炉容器水位の代替）</td> <td>80～1,300℃</td> <td>最大値：約346℃</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">計測目的</td> <td colspan="3">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> </tr> <tr> <td colspan="3">重大事故等において、主要パラメータにて原子炉压力容器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	原子炉压力容器内の水位			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%	〔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	代替パラメータ	①原子炉容器水位 （加圧器水位の代替）	0～100%	最大値：100% 最小値：0%	①加圧器水位 （原子炉容器水位の代替）	0～100%	最大値：約99% 最小値：0%以下	②〔サブクール度〕 （加圧器水位及び原子炉容器水位の代替）	-200～200℃	最小値：-200℃以下	②1次冷却材圧力（広域） （加圧器水位及び原子炉容器水位の代替）	0～ 21.0MPa[gage]	最大値： 約17.8MPa[gage]	②1次冷却材温度（広域-高温側） （加圧器水位、原子炉容器水位及び〔1次冷却系統ループ水位〕の代替）	0～400℃	最大値：約340℃	②1次冷却材温度（広域-低温側） （原子炉容器水位及び〔1次冷却系統ループ水位〕の代替）	0～400℃	最大値：約339℃	②〔炉心出口温度〕 （原子炉容器水位の代替）	80～1,300℃	最大値：約346℃	計測目的	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〕			重大事故等において、主要パラメータにて原子炉压力容器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		原子炉压力容器内の水位																																																																																																																																																									
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																																																																								
主要パラメータ	加圧器水位	0～100%	最大値：約85% 最小値：0%以下																																																																																																																																																								
代替パラメータ	①原子炉水位	0～100%	最大値：100%以上 最小値：0%																																																																																																																																																								
	②1次冷却材圧力	0～20.6MPa[gage]	最大値：約17.8MPa																																																																																																																																																								
	③1次冷却材高温側温度（広域）	0～400℃	最大値：約342℃																																																																																																																																																								
計測目的	PWRプラントにおいては、原子炉压力容器より上に位置する加圧器により過剰運転や事故時の圧力及び1次系の保有水量の制御を行っており、加圧器の水位を計測することで、原子炉压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、原子炉压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压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	原子炉压力容器内の水位の主要パラメータである加圧器水位の計測が困難になった場合、代替パラメータの原子炉水位又は1次冷却材圧力及び1次冷却材高温側温度（広域）により原子炉压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、原子炉压力容器内の水位を推定する。 ②1次冷却材圧力及び1次冷却材高温側温度（広域） 監視パラメータである1次冷却材圧力と1次冷却材高温側温度（広域）により飽和蒸気-圧力曲線を基に原子炉容器内のサブクール状態、飽和状態又は過熱状態を監視することで原子炉容器内の水位が、炉心上端以上、炉心上端近傍もしくは炉心上端部未満の水位であることを推定する。 飽和温度を示し炉心上端近傍と推定した場合においては、温度の推移による状態の傾向を監視することにより、温度が上昇する場合は炉心が露出状態であると判断し、温度が安定していれば炉心が隠水状態であることを判断する。																																																																																																																																																										
項目	原子炉压力容器内の水位																																																																																																																																																										
	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>※1</sup>	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3,702mm～-5,600mm) <sup>※2</sup>																																																																																																																																																								
	原子炉水位（SA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（SA燃料域）	-3,800mm～1,300mm <sup>※1</sup>	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3,702mm～-5,600mm) <sup>※2</sup>																																																																																																																																																								
代替パラメータ	①原子炉水位（SA広帯域） （原子炉水位（広帯域）の代替）	-3,800mm～1,500mm <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）の代替）	-3,800mm～1,300mm <sup>※1</sup>	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3,702mm～-5,600mm) <sup>※2</sup>																																																																																																																																																								
	①原子炉水位（広帯域） （原子炉水位（SA広帯域）の代替）	-3,800mm～1,500mm <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（燃料域） （原子炉水位（SA燃料域）の代替）	-3,800mm～1,300mm <sup>※1</sup>	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3,702mm～-5,600mm) <sup>※2</sup>																																																																																																																																																								
	②高圧代替注水ポンプ出口流量	0～120m <sup>3</sup> /h	—																																																																																																																																																								
	②残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量）	0～220m <sup>3</sup> /h	—																																																																																																																																																								
	②残留熱除去系熱源容器冷却ライン洗浄流量	0～220m <sup>3</sup> /h	—																																																																																																																																																								
	②高圧冷却器注水ポンプ出口流量	0～100m <sup>3</sup> /h	—																																																																																																																																																								
	②代替節操冷却ポンプ出口流量	0～200m <sup>3</sup> /h	—																																																																																																																																																								
	②原子炉即時冷却系ポンプ出口流量	0～150m <sup>3</sup> /h	0～60,8m <sup>3</sup> /h																																																																																																																																																								
②高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	0～1,000m <sup>3</sup> /h	（高圧側）0～318m <sup>3</sup> /h （低圧側）0～1,050m <sup>3</sup> /h																																																																																																																																																									
②残留熱除去系ポンプ出口流量	0～1,500m <sup>3</sup> /h	0～1,300m <sup>3</sup> /h																																																																																																																																																									
②炉心スプレー系ポンプ出口流量	0～1,500m <sup>3</sup> /h	0～465m <sup>3</sup> /h																																																																																																																																																									
③原子炉圧力	0～10MPa[gage]	最大値：約8.11MPa[gage]																																																																																																																																																									
③原子炉圧力（SA）	0～11MPa[gage]	最大値：約8.11MPa[gage]																																																																																																																																																									
③炉心圧力	0～1MPa[abs]	2100Pa[gage]以下																																																																																																																																																									
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压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	原子炉压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）にて推定し、②原子炉压力容器への注水流量（高圧代替注水ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量）、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系熱源容器冷却ライン洗浄流量）																																																																																																																																																										
項目	原子炉压力容器内の水位																																																																																																																																																										
	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%																																																																																																																																																								
	〔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																																																																																																																																																								
代替パラメータ	①原子炉容器水位 （加圧器水位の代替）	0～100%	最大値：100% 最小値：0%																																																																																																																																																								
	①加圧器水位 （原子炉容器水位の代替）	0～100%	最大値：約99% 最小値：0%以下																																																																																																																																																								
	②〔サブクール度〕 （加圧器水位及び原子炉容器水位の代替）	-200～200℃	最小値：-200℃以下																																																																																																																																																								
	②1次冷却材圧力（広域） （加圧器水位及び原子炉容器水位の代替）	0～ 21.0MPa[gage]	最大値： 約17.8MPa[gage]																																																																																																																																																								
	②1次冷却材温度（広域-高温側） （加圧器水位、原子炉容器水位及び〔1次冷却系統ループ水位〕の代替）	0～400℃	最大値：約340℃																																																																																																																																																								
	②1次冷却材温度（広域-低温側） （原子炉容器水位及び〔1次冷却系統ループ水位〕の代替）	0～400℃	最大値：約339℃																																																																																																																																																								
	②〔炉心出口温度〕 （原子炉容器水位の代替）	80～1,300℃	最大値：約346℃																																																																																																																																																								
計測目的	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〕																																																																																																																																																										
	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉压力容器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困難になった場合、代替パラメータの①原子炉容器水位、(原子炉容器水位を推定する場合は加圧器水位)、②1次冷却材圧力(広域)及び1次冷却材温度(使用可能であれば、炉心出口温度(自主対策設備))により、サブクール度(自主対策設備)が使用可能であれば、サブクール度(自主対策設備)により原子炉圧力容器内がサブクール状態又は飽和状態であることを監視し炉心の冷却状態を確認することにより推定する。</p> <p>プラント停止中におけるRCSミッドループ運転時において、1次冷却系統をアップ水位(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</p> <p>副機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、原子炉圧力容器底部から原子炉圧力容器頂部までの水位を計測することにより、原子炉圧力容器内の水位を推定する。原子炉容器水位の監視が困難な場合は、加圧器水位により原子炉圧力容器内の水位を推定する。</p> <p>②1次冷却材圧力(広域)及び1次冷却材温度(広域-低温側)又は1次冷却材温度(広域-高温側)若しくは(炉心出口温度)、(サブクール度)</p> <p>1次冷却材圧力(広域)及び1次冷却材温度(広域-低温側)又は1次冷却材温度(広域-高温側)若しくは炉心出口温度(自主対策設備)、サブクール度(自主対策設備)により、原子炉圧力容器内がサブクール状態又は飽和状態であることを監視することで、原子炉圧力容器内の水位が、炉心上部以上で冠水状態であることを確認する。</p>	

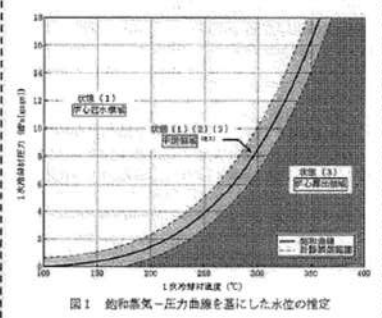
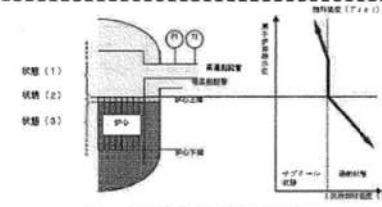
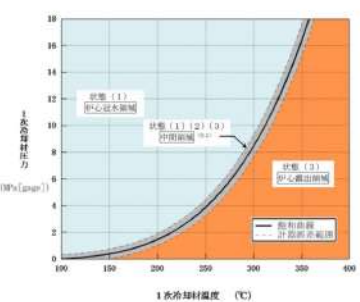
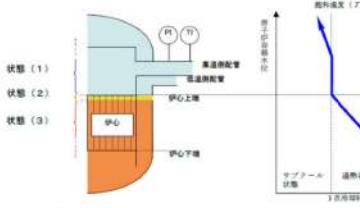
灰色: 女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																									
<table border="1" data-bbox="203 172 629 339"> <thead> <tr> <th>監視計器</th> <th>使用用途</th> <th>得られる情報</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1次冷却材圧力</td> <td>飽和温度の推定</td> <td>飽和温度 (Tsat)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">1次冷却材高温側温度 (広域)</td> <td rowspan="2">冷却材・蒸気の温度監視 (T)</td> <td>飽和温度と蒸気温度から得られる過熱度 (ΔTsat (°C))</td> </tr> </tbody> </table> <p>(1) 原子炉容器内がサブクール状態もしくは飽和状態                  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</p> <p>(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、ΔTsat = 小)                  水位 : 図1. 2状態 (2) に相当</p> <p>(3) 原子炉容器内が飽和温度を大きく上回る状態 (過熱状態)                  判別方法 : <math>T \gg T_{sat}</math>                  (温度Tが飽和温度Tsatを大きく上回っている状態、ΔTsat = 大)                  水位 : 図1. 2状態 (3) に相当</p>	監視計器	使用用途	得られる情報	1次冷却材圧力	飽和温度の推定	飽和温度 (Tsat)	1次冷却材高温側温度 (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 (ΔTsat (°C))	<p>① 減圧冷却低圧注水ポンプ出口流量、代替循環冷却ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量、高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量、換熱器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側面(TAP)に到達しているか否かを確認し、炉心の冷却状態を推定する。また、原子炉圧力又は原子炉圧力 (SA) と圧力抑制室圧力の差圧から原子炉圧力容器の満水を確認する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① 原子炉水位 (広域側)、原子炉水位 (燃料側)、原子炉水位 (SA 広域側)、原子炉水位 (SA 燃料側)                  同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することにより推定する。                  重大事故等時に、設備の故障等により原子炉水位計の機能が喪失し、水位不明と判断した場合は、下記の② 原子炉圧力容器への注水流量 から推定する。</p> <p>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除去に必要な水量の差を算出し、算出まで判明していた水位に換算率を考慮することにより原子炉水位を推定する。</p> <p>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除去に必要な水量の差 [m<sup>3</sup>/min] / 60 [min]</p> <p>原子炉圧力容器レベル換算 [ ]</p> <p>推定可能範囲: 全範囲</p>  <p>図 58-8-4 原子炉停止後の時間と換熱器除去に必要な注水流量の関係</p> <p>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(Lance)以上であれば原子炉圧力容器が満水と推定する。</p> <p>特記の内容は商業機密の観点から公開できません。</p>	<table border="1" data-bbox="1361 196 1785 459"> <thead> <tr> <th>監視計器</th> <th>使用用途</th> <th>得られる情報</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1次冷却材圧力 (広域)</td> <td>飽和温度の推定</td> <td>飽和温度 (Tsat)</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 (自主計算設備)</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 (Tsat - T)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(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4.3図の状態 (1) に相当</p> <p>(2) 原子炉圧力容器内が飽和温度を上回る状態                  判別方法 : <math>T &gt; T_{sat}</math> (温度Tが過熱状態を指示、ΔTsat = 小)                  水位 : 第4.3図の状態 (2) に相当</p> <p>(3) 原子炉圧力容器内が飽和温度を大きく上回る状態 (過熱状態)                  判別方法 : <math>T \gg T_{sat}</math>                  (温度Tが飽和温度Tsatを大きく上回っている状態、ΔTsat = 大)                  水位 : 第4.3図の状態 (3) に相当</p> <p>原子炉圧力容器内水位の推移の推定</p> <p>【炉心上端以上の場合】                  ・炉心の冠水状態の確認が可能。</p> <p>【炉心上端以下 (炉心露出状態) の場合】                  ・水位の上昇傾向 : ΔTsat が大きい状態から小さい状態へ移行                  ・水位の低下傾向 : ΔTsat 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 (Tsat)	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 (自主計算設備)			(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 (Tsat - 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 (Tsat)																										
1次冷却材高温側温度 (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 (ΔTsat (°C))																										
		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 (Tsat)																										
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 (自主計算設備)																												
(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 (Tsat - T)																										

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">原子炉圧力容器内水位の推定の相違</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-圧力曲線に基づいた水位の推定</p>  <p style="text-align: center;">図2 原子炉容器水位と水位変化の概念図</p>	<p>① 原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (SA広帯域)、原子炉水位 (SA燃料域)</p> <p>同じ仕様のものので原子炉圧力容器内の水位を計測することにより、原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p> <p>② 原子炉圧力容器への注水流量</p> <p>原子炉圧力容器への注水流量による推定方法は、直前まで明示していた原子炉水位に変換率を考慮し、原子炉圧力容器への注水流量と熱積熱除去に必要な水量の差を利用して、発電用原子炉の状態を考慮した推定としており、また、原子炉圧力容器への注水流量は、注水設備を運転する際に原子炉圧力容器へ確実に注水を行う系統構成とすることから、炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p> <p>③ 原子炉圧力、原子炉圧力 (SA)、圧力抑制室圧力</p> <p>原子炉圧力、原子炉圧力 (SA)、圧力抑制室圧力による推定方法は、原子炉水位の計測が困難となった場合の原子炉圧力容器の減水操作時における発電用原子炉の状態を考慮した推定としており、炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p> <p>● 原子炉水位の計測が困難になる状況として機器の故障以外に、原子炉圧力とドライウ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圧力容器の減水を確認することが困難であるため、破断口まで原子炉水位が回復したことを原子炉注水量による上昇率から推定又は破断口からの流出を圧力抑制室水位上昇傾向変化により推定する。</p> <p>【誤差による影響について】</p> <p>原子炉圧力容器内の水位を監視する目的は、炉心冷却状態を把握することであり、代替パラメータ (原子炉水位) による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差 (原子炉水位 (広帯域) の誤差: <math>\pm 45\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 (原子炉圧力容器への注水流量) による推定は、熱積熱除去に必要な注水量を注水することで、炉心冷却状態の傾向が把握でき、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{t/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{t/h}</math>、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系統納容器冷却ライン洗浄流量) の誤差: <math>\pm 3.6\text{t/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{t/h}</math>、代替循環冷却ポンプ出口流量の誤差: <math>\pm 3.3\text{t/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{t/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\text{t/h}</math>、残留熱除去系ポンプ出口流量の誤差: <math>\pm 24\text{t/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 24\text{t/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(gage)}</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(gage)}</math> から、原子炉圧力と圧力抑制室圧力の差圧誤差: 約 <math>0.1\text{MPa(gage)}</math> であるが、減水時に使用する系統の注水流量による推定手段と併せて原子炉圧力容器内の水位の傾向を把握することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	 <p style="text-align: center;">第4図 飽和蒸気-圧力曲線に基づいた水位の推定</p> <p>推定方法</p>  <p style="text-align: center;">第5図 原子炉圧力容器内の水位と水位変化の概念図</p> <p>(注1) 過熱度: <math>\Delta T_{sat} = T - T_{sat}</math></p> <p>(注2) 中間領域では炉心上端以上、炉心上端近傍若しくは炉心上端部未満の水位である。温度の推移を監視することで以下を推定することが可能である。</p> <ul style="list-style-type: none"> <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>	



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

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

第58条 計装設備（補足説明資料）

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(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次冷却材高温側温度（広域）                  本パラメータによる原子炉容器内の水位の推定は、炉心損傷で原子炉容器が損傷に至っていない状態であれば、プラント状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>以上より、本推定方法を原子炉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損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>		<p>推定方法</p> <p>なお、プラント停止中における RCS 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 RCS 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圧力容器底部から原子炉圧力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>②1次冷却材圧力（広域）及び1次冷却材温度（広域-低温側）又は1次冷却材温度（広域-高温側）若しくは（炉心出口温度）、（サブクール度）                  1次冷却材圧力（広域）及び1次冷却材温度（広域-低温側）又は1次冷却材温度（広域-高温側）若しくは炉心出口温度（自主対策設備）、サブクール度（自主対策設備）による推定方法は、原子炉容器内水位の計測が困難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飽和状態であることを監視することで、原子炉圧力容器内の水位が、炉心上端以上で冠水状態であることを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困難に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)

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>なお、大規模な断所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記号から推定する。</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BCS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、炉心退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℃) を包絡する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)</p> <p>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BCS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次冷却系保水水量の減少による余熱除去ポンプ出口圧力 (自主対策設備) の低下を確認することにより、原子炉圧力容器水位の低下を推定する方法であり、かつ、その計測範囲は余熱除去運転中の1次冷却材圧力を包絡する圧力 (0~5.0MPa [Gage]) 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】</p> <p>原子炉圧力容器内の水位を監視する目的は、炉心冷却状態を把握することであり、代替パラメータ (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: ±0.35%) を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ (1次冷却材圧力 (広域) 及び1次冷却材温度 (広域-低温側) 又は1次冷却材温度 (広域-高温側) 若しくは炉心出口温度 (自主対策設備)、サブクール度 (自主対策設備)) による推定では、原子炉圧力容器内がサブクール状態又は飽和状態であることを監視することで、原子炉圧力容器内の水位が、炉心上端以上で冠水状態であることを把握でき、計器誤差 (1次冷却材圧力 (広域) の誤差: ±0.2MPa、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

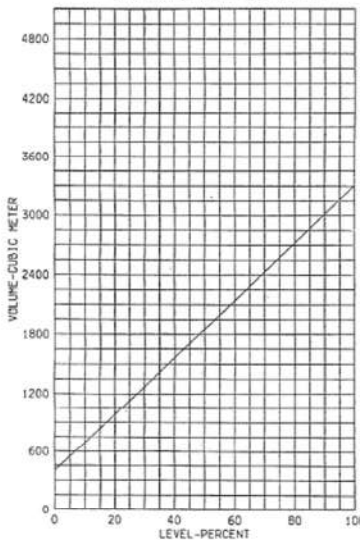


赤字:設備、運用又は体制の相違(設計方針の相違)  
 青字:記載箇所又は記載内容の相違(記載方針の相違)  
 緑字:記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

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" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <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>低設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の、設計基準事故時は値なし。</td> </tr> <tr> <td>①燃料取扱用水ピット水位 ②加圧器水位</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">計画目的</td> <td colspan="3">重大事故等において、主要パラメータにて原子炉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することが重要となる。</td> </tr> <tr> <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設代替低圧注水積算流量の計測が困難になった場合、代替パラメータの①燃料取扱用水ピット水位又は、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燃料取扱用水ピット水位である。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">推定方法</td> <td colspan="3">①復水貯蔵タンク水位 復水貯蔵タンクを水源としている場合は、復水貯蔵タンク水位の変化量から原子炉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> <tr> <td colspan="3">②原子炉水位 (広帯域) -3,800mm~1,500mm<sup>①</sup></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	低設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の、設計基準事故時は値なし。	①燃料取扱用水ピット水位 ②加圧器水位			計画目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉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することが重要となる。			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設代替低圧注水積算流量の計測が困難になった場合、代替パラメータの①燃料取扱用水ピット水位又は、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燃料取扱用水ピット水位である。			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			②原子炉水位 (広帯域) -3,800mm~1,500mm <sup>①</sup>			<table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <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="14">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>直流駆動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>0~90.5m<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>高圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>0~1,500m<sup>3</sup>/h</td> <td>0~1,126m<sup>3</sup>/h 0~1,050m<sup>3</sup>/h</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>0~1,050m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td>低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>0~1,050m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <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)、直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量及び高圧炉心スプレイスポンプ出口流量の代替)</td> <td></td> <td>0~3,200m<sup>3</sup></td> <td>0~3,173m<sup>3</sup></td> </tr> <tr> <td rowspan="5">代替パラメータ</td> <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スポンプ出口流量の代替)</td> <td>0~5m (0. P. ~3900mm~1100mm)</td> <td>0.05m (0. P. ~3850mm)</td> </tr> <tr> <td>②原子炉水位 (広帯域)</td> <td>-3,800mm~1,500mm<sup>①</sup></td> <td>有効燃料棒底部程度~ レベルS (-7,832mm~1,470mm) <sup>②</sup></td> </tr> <tr> <td>③原子炉水位 (燃料域)</td> <td>-3,800mm~1,300mm<sup>①</sup></td> <td>有効燃料棒底部程度~ レベルS (-3,702mm~5,600mm) <sup>②</sup></td> </tr> <tr> <td>④原子炉水位 (SA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S (-7,832mm~1,470mm) <sup>②</sup></td> </tr> <tr> <td>⑤原子炉水位 (SA燃料域)</td> <td>-3,800mm~1,300mm<sup>①</sup></td> <td>有効燃料棒底部程度~ レベルS (-3,702mm~1,600mm) <sup>②</sup></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">計画目的</td> <td colspan="3">重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉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。</td> </tr> <tr> <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。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">推定方法</td> <td colspan="3">①復水貯蔵タンク水位 復水貯蔵タンクを水源としている場合は、復水貯蔵タンク水位の変化量から原子炉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> <tr> <td colspan="3">②原子炉水位 (広帯域) -3,800mm~1,500mm<sup>①</sup></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	—	直流駆動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	0~90.5m <sup>3</sup> /h (高圧側) 0~318m <sup>3</sup> /h (低圧側) 0~1,050m <sup>3</sup> /h	高圧炉心スプレイスポンプ出口流量	0~1,500m <sup>3</sup> /h	0~1,126m <sup>3</sup> /h 0~1,050m <sup>3</sup> /h	残留熱除去系ポンプ出口流量	0~1,500m <sup>3</sup> /h	0~1,050m <sup>3</sup> /h	低圧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	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)、直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量及び高圧炉心スプレイスポンプ出口流量の代替)		0~3,200m <sup>3</sup>	0~3,173m <sup>3</sup>	代替パラメータ	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スポンプ出口流量の代替)	0~5m (0. P. ~3900mm~1100mm)	0.05m (0. P. ~3850mm)	②原子炉水位 (広帯域)	-3,800mm~1,500mm <sup>①</sup>	有効燃料棒底部程度~ レベルS (-7,832mm~1,470mm) <sup>②</sup>	③原子炉水位 (燃料域)	-3,800mm~1,300mm <sup>①</sup>	有効燃料棒底部程度~ レベルS (-3,702mm~5,600mm) <sup>②</sup>	④原子炉水位 (SA広帯域)	-3,800mm~1,500mm <sup>①</sup>	有効燃料棒底部程度~ レベルS (-7,832mm~1,470mm) <sup>②</sup>	⑤原子炉水位 (SA燃料域)	-3,800mm~1,300mm <sup>①</sup>	有効燃料棒底部程度~ レベルS (-3,702mm~1,600mm) <sup>②</sup>	計画目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉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。			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			②原子炉水位 (広帯域) -3,800mm~1,500mm <sup>①</sup>			<table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <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="14">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流量〕</td> <td>0~1,300m<sup>3</sup>/h</td> <td>1,290m<sup>3</sup>/h/台</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量</td> <td>0~200m<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>—</td> </tr> <tr> <td>〔蓄圧タンク圧力〕</td> <td>0~6.0MPa [gage]</td> <td>4.4MPa [gage]</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燃料取扱用水ピット水位 (高圧注入流量、低圧注入流量、B一格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、〔B一格納容器スプレイ流量〕、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量及び〔充てん流量〕の代替)</td> <td>0~100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>②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>③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>④加圧器水位 (高圧注入流量、低圧注入流量、B一格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、〔B一格納容器スプレイ流量〕、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量、〔充てん流量〕及び〔AM用消火水積算流量〕の代替)</td> <td>0~100%</td> <td>最大値: 約99% 最小値: 0%以下</td> </tr> <tr> <td>⑤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S (-7,832mm~1,470mm) <sup>②</sup></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流量〕	0~1,300m <sup>3</sup> /h	1,290m <sup>3</sup> /h/台	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> )	—	〔充てん流量〕	0~70m <sup>3</sup> /h	—	〔蓄圧タンク圧力〕	0~6.0MPa [gage]	4.4MPa [gage]	〔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燃料取扱用水ピット水位 (高圧注入流量、低圧注入流量、B一格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、〔B一格納容器スプレイ流量〕、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量及び〔充てん流量〕の代替)	0~100%	100%	②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%	③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	④加圧器水位 (高圧注入流量、低圧注入流量、B一格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、〔B一格納容器スプレイ流量〕、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量、〔充てん流量〕及び〔AM用消火水積算流量〕の代替)	0~100%	最大値: 約99% 最小値: 0%以下	⑤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S (-7,832mm~1,470mm) <sup>②</sup>	<p>相違理由</p> <p>□ 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>
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																																																																																																																																																													
	低設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の、設計基準事故時は値なし。																																																																																																																																																													
	①燃料取扱用水ピット水位 ②加圧器水位																																																																																																																																																															
計画目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉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することが重要となる。																																																																																																																																																															
	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設代替低圧注水積算流量の計測が困難になった場合、代替パラメータの①燃料取扱用水ピット水位又は、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燃料取扱用水ピット水位である。																																																																																																																																																															
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																																																																																																																																																															
	②原子炉水位 (広帯域) -3,800mm~1,500mm <sup>①</sup>																																																																																																																																																															
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	—																																																																																																																																																													
	直流駆動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	0~90.5m <sup>3</sup> /h (高圧側) 0~318m <sup>3</sup> /h (低圧側) 0~1,050m <sup>3</sup> /h																																																																																																																																																													
	高圧炉心スプレイスポンプ出口流量	0~1,500m <sup>3</sup> /h	0~1,126m <sup>3</sup> /h 0~1,050m <sup>3</sup> /h																																																																																																																																																													
	残留熱除去系ポンプ出口流量	0~1,500m <sup>3</sup> /h	0~1,050m <sup>3</sup> /h																																																																																																																																																													
	低圧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																																																																																																																																																													
	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)、直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量及び高圧炉心スプレイスポンプ出口流量の代替)		0~3,200m <sup>3</sup>	0~3,173m <sup>3</sup>																																																																																																																																																												
	代替パラメータ	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スポンプ出口流量の代替)	0~5m (0. P. ~3900mm~1100mm)	0.05m (0. P. ~3850mm)																																																																																																																																																												
		②原子炉水位 (広帯域)	-3,800mm~1,500mm <sup>①</sup>	有効燃料棒底部程度~ レベルS (-7,832mm~1,470mm) <sup>②</sup>																																																																																																																																																												
		③原子炉水位 (燃料域)	-3,800mm~1,300mm <sup>①</sup>	有効燃料棒底部程度~ レベルS (-3,702mm~5,600mm) <sup>②</sup>																																																																																																																																																												
		④原子炉水位 (SA広帯域)	-3,800mm~1,500mm <sup>①</sup>	有効燃料棒底部程度~ レベルS (-7,832mm~1,470mm) <sup>②</sup>																																																																																																																																																												
⑤原子炉水位 (SA燃料域)		-3,800mm~1,300mm <sup>①</sup>	有効燃料棒底部程度~ レベルS (-3,702mm~1,600mm) <sup>②</sup>																																																																																																																																																													
計画目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉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。																																																																																																																																																															
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																																																																																																																																																															
	②原子炉水位 (広帯域) -3,800mm~1,500mm <sup>①</sup>																																																																																																																																																															
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流量〕	0~1,300m <sup>3</sup> /h	1,290m <sup>3</sup> /h/台																																																																																																																																																													
	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> )	—																																																																																																																																																													
	〔充てん流量〕	0~70m <sup>3</sup> /h	—																																																																																																																																																													
	〔蓄圧タンク圧力〕	0~6.0MPa [gage]	4.4MPa [gage]																																																																																																																																																													
	〔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燃料取扱用水ピット水位 (高圧注入流量、低圧注入流量、B一格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、〔B一格納容器スプレイ流量〕、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量及び〔充てん流量〕の代替)	0~100%	100%																																																																																																																																																												
		②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%																																																																																																																																																												
		③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																																																																																																																																																												
		④加圧器水位 (高圧注入流量、低圧注入流量、B一格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、〔B一格納容器スプレイ流量〕、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量、〔充てん流量〕及び〔AM用消火水積算流量〕の代替)	0~100%	最大値: 約99% 最小値: 0%以下																																																																																																																																																												
		⑤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S (-7,832mm~1,470mm) <sup>②</sup>																																																																																																																																																												

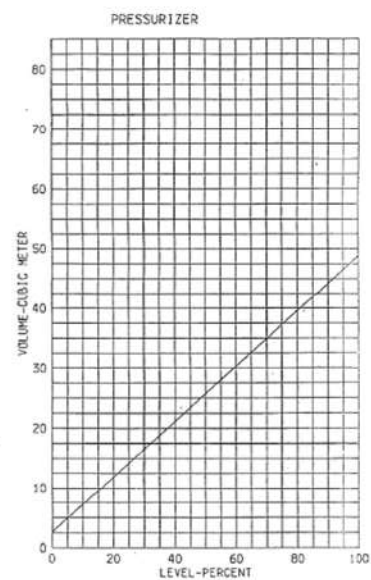
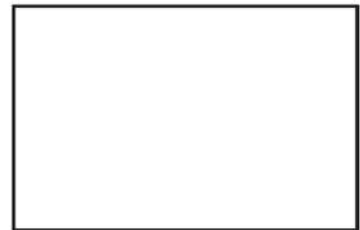
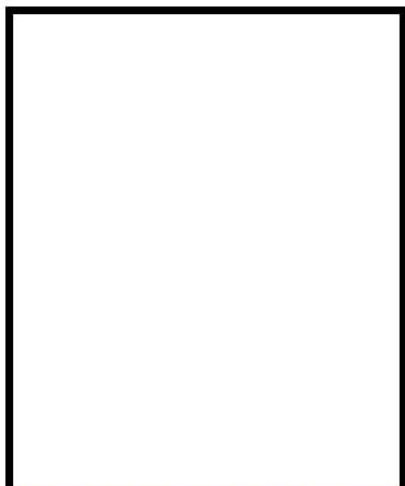


灰色:女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>②加圧器水位</p> <p>加圧器の水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。</p> 	<p>推定方法</p>  <p>図58-8-7 原子炉停止後の時間と蒸発熱除去に必要な注水量の関係</p> <p>注水貯蔵タンク水位                  注水貯蔵タンク水位による推定方法は、注水貯蔵タンクを水源として使用し、かつ、注水貯蔵タンクを水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。                  本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>圧力抑制室水位                  圧力抑制室水位による推定方法は、サブプレッションチャンベ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ベへの外部からの注水量が把握できる場合に適用できる。</p> <p>②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料罐)、原子炉水位 (SA広帯域)、原子炉水位 (SA燃料罐)                  原子炉水位による推定方法は、蒸発熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化量に相当する水量の和を利用して、プラントの状態を考慮した推定としており、蒸発熱除去に必要な注水量を正確に炉心冷却状態を把握する上で適用できる。</p> <p>推定の評価                  【誤差による影響について】                  原子炉圧力容器への注水量を監視する目的は、注水設備が機能していることを確認し、炉心冷却状態を把握することであり、代替パラメータ (注水貯蔵タンク水位、圧力抑制室水位) による推定は、水源の水位変化量から、注水設備による原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差 (注水貯蔵タンク水位の誤差: ±21㎍、圧力抑制室水位の誤差: ±0.03a (圧力抑制室内の水位に換算した場合の誤差は約±33a)) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。                  代替パラメータ (原子炉水位) による推定では、注水先の水位変化量から、注水設備による原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差 (原子炉水位 (広帯域) の誤差: ±44㎍、原子炉水位 (燃料罐) の誤差: ±43㎍、原子炉水位 (SA広帯域) の誤差: ±45㎍、原子炉水位 (SA燃料罐) の誤差: ±43㎍) 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>定時の水位から第7回を用いて、補助給水ピット水の体積の変化量を求め、原子炉圧力容器への注水量を推定する。                  これらの推定方法では、環境悪化の影響を受けることが小さい水源である燃料取替用水ピット、補助給水ピット水位を優先して使用し推定するが、燃料取替用水ピット及び補助給水ピットに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。原子炉冷却材喪失が発生した場合に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: 各注水流量の計画範囲</p>  <p>第6回 燃料取替用水ピット水位と燃料取替用水ピット水の体積の関係</p> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

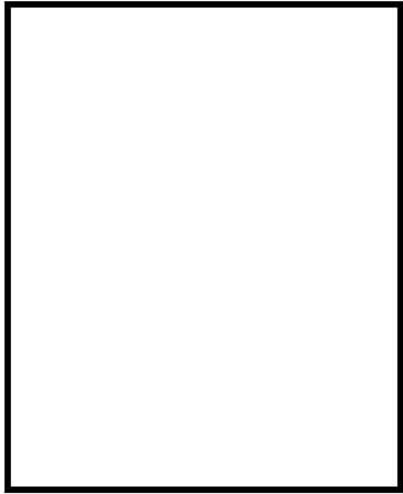

灰色: 女川2号炉の記載のうち, BWR固有の設備や対応手段であり, 泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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>推定の評価</p> <p>①燃料取替用水ビット水位                      燃料取替用水ビット水位による推定方法は、燃料取替用水ビットを水源として使用し、かつ、燃料取替用水ビットを水源とし原子炉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>推定方法</p> <div data-bbox="1361 164 1758 655" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">第7図 補助給水ビット水位と補助給水ビット水の体積の関係</p> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

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

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>②加圧器水位</p> <p>任意の時間における水位及び測定時の水位から第8図を用いて、冷却材の体積の変化量を求め、原子炉圧力容器への注水量を推定する。</p> <p>推定可能範囲の目安:全範囲</p>  <p>第8図 加圧器水位上加圧器水の体積の関係</p> <p>推定方法</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>	

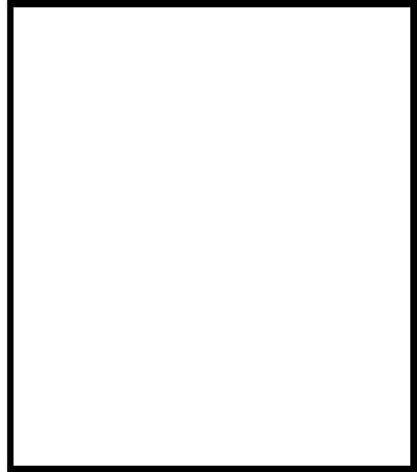
灰色:女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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)

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>④原子炉容器水位                      任意の時間における水位及び測定時の水位から第9図を用いて、冷却材の体積の変化量を求め、第10図を用いて、崩壊熱除去に必要な注水量を求め、体積変化量に計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注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流量[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流量[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><span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 10px; 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。</p>	



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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>④格納容器再循環サンプ水位 (広域)</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) から原子炉圧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、原子炉圧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>⑤1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> <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>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回を用いて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)) と同て方法で蓄圧タンクからの注水量を推定する。</p> <p>推定可能範囲: 全範囲</p> <p>①低圧注入流量                      炉用消火水積算流量 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、低圧注入流量により注水量を推定する。</p> <p>推定可能範囲: 全範囲</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界に蓄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>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。                      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、非常用炉心冷却設備 (ECCS) による注水水の破断口からの漏えいが少ないと考えられる破断規模の大きい原子炉冷却材喪失が発生した場合に限り適用できる。                      本推定方法は、①及び②の推定方法が優先されるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。                      なお、低圧側配管で破断が発生した場合には、ECCSによる注水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、格納容器パイプ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>⑤1次冷却材圧力 (広域)                      1次冷却材圧力 (広域) による推定方法は、蓄圧タンクからの注水が伴う場合に適用できる。</p> <p>⑥1次冷却材温度 (広域-低圧側)                      1次冷却材温度 (広域-低圧側) による推定方法は、蓄圧タンクからの注水が伴う場合に適用できる。</p> <p>⑦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>推定の評価</p> <p>【測定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 (燃料取替用水位、補助高水位) による推定は、本館の水位変化量から、注水設備による原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差 (燃料取替用水位の誤差±1.0%、補助高水位の誤差±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、格納容器再循環センサ水位 (広域)) による推定では、注水先の水位変化量から、注水設備による原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差 (加圧器水位の誤差±1.0%、原子炉容器水位の誤差±5.35%、格納容器再循環センサ水位 (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、高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-低温度側)) による推定では、温度の傾向監視により、高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-低温度側) 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炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	

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

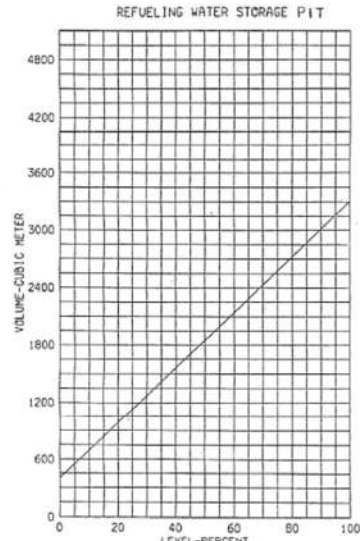

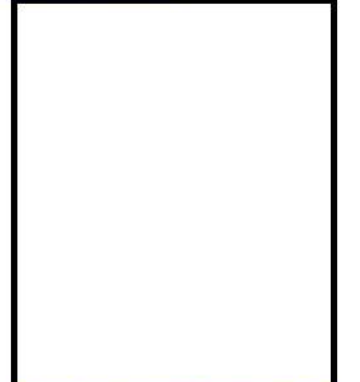
赤字:設備、運用又は体制の相違(設計方針の相違)  
 青字:記載箇所又は記載内容の相違(記載方針の相違)  
 緑字:記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																		
(e) 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について	(e) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (原子炉格納容器への注水量)	(e) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネル及び他グループを除く) による推定方法について (原子炉格納容器への注水量)																																																																																																																																			
<table border="1"> <thead> <tr> <th 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>0~1,700m³/h (0~10,000m³)</td> <td>重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。</td> </tr> <tr> <td>高圧注入流量</td> <td>0~400m³/h</td> <td>320m³/h</td> </tr> <tr> <td>余熱除去流量</td> <td>0~1,300m³/h</td> <td>1,350m³/h</td> </tr> <tr> <td>恒設代替低圧注水槽積算流量</td> <td>0~160m³/h (0~10,000m³)</td> <td>重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">代替パラメータ</td> <td colspan="3">①燃料取扱用ヒット水位 ②復水ビット水位 ③格納容器再循環サンプ水位 (広域)</td> </tr> <tr> <td colspan="3">重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器への注水量を監視する目的は、格納容器スプレイポンプ等の注水設備が正常に機能していることを確認することである。 特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉格納容器の健全性の維持には格納容器スプレイポンプ等による原子炉格納容器への注水が必要となるが、それら設備が正常に機能していることを確認し、もし機能していないと判断される場合には必要な措置を行う必要がある。 このような場合、注水設備が正常に機能していることを確認できることが重要となる。</td> </tr> <tr> <td colspan="3">原子炉格納容器への注水量の主要パラメータである格納容器スプレイ積算流量、高圧注入流量、余熱除去流量及び、恒設代替低圧注水積算流量の計測が困難になった場合、代替パラメータの①燃料取扱用ヒット水位、②復水ビット水位又は③格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により、原子炉格納容器への注水量を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 なお、本代替パラメータによる原子炉格納容器への注水量の推定において優先して使用されるパラメータは、プラント状態の影響を受けない①燃料取扱用ヒット水位である。</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	0~1,700m³/h (0~10,000m³)	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	0~400m³/h	320m³/h	余熱除去流量	0~1,300m³/h	1,350m³/h	恒設代替低圧注水槽積算流量	0~160m³/h (0~10,000m³)	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燃料取扱用ヒット水位 ②復水ビット水位 ③格納容器再循環サンプ水位 (広域)			重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器への注水量を監視する目的は、格納容器スプレイポンプ等の注水設備が正常に機能していることを確認することである。 特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉格納容器の健全性の維持には格納容器スプレイポンプ等による原子炉格納容器への注水が必要となるが、それら設備が正常に機能していることを確認し、もし機能していないと判断される場合には必要な措置を行う必要がある。 このような場合、注水設備が正常に機能していることを確認できることが重要となる。			原子炉格納容器への注水量の主要パラメータである格納容器スプレイ積算流量、高圧注入流量、余熱除去流量及び、恒設代替低圧注水積算流量の計測が困難になった場合、代替パラメータの①燃料取扱用ヒット水位、②復水ビット水位又は③格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により、原子炉格納容器への注水量を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 なお、本代替パラメータによる原子炉格納容器への注水量の推定において優先して使用されるパラメータは、プラント状態の影響を受けない①燃料取扱用ヒット水位である。			<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="6">主要パラメータ</td> <td>残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)</td> <td>0~220m³/h</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)</td> <td>0~220m³/h</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器代替スプレイ流量</td> <td>0~100m³/h</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却ポンプ出口流量</td> <td>0~200m³/h</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部注水流量</td> <td>0~110m³/h</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>①復水貯蔵タンク水位 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)、原子炉格納容器下部注水流量の代替)</td> <td>0~3,200m³</td> <td>0~3,173m³</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">代替パラメータ</td> <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>②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 rowspan="6">代替パラメータ</td> <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)	0~220m³/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)	0~220m³/h	-	原子炉格納容器代替スプレイ流量	0~100m³/h	-	代替循環冷却ポンプ出口流量	0~200m³/h	-	原子炉格納容器下部注水流量	0~110m³/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)	0~3,200m³	0~3,173m³	代替パラメータ	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)	-	②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	代替パラメータ	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="10">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>0~1,300m³/h (0~10,000m³)</td> <td>■</td> </tr> <tr> <td>高圧注入流量</td> <td>0~350m³/h</td> <td>280m³/h</td> </tr> <tr> <td>低圧注入流量</td> <td>0~1,100m³/h</td> <td>1,090m³/h</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量</td> <td>0~200m³/h (0~10,000m³)</td> <td>■</td> </tr> <tr> <td>〔未定み流量〕</td> <td>0~70m³/h</td> <td>■</td> </tr> <tr> <td>〔格納容器スプレイ流量〕</td> <td>0~1,300m³/h/台</td> <td>1,290m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>〔AM用消火水積算流量〕</td> <td>0~250m³/h (0~999,999m³)</td> <td>■</td> </tr> <tr> <td>③燃料取扱用ヒット水位 (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、〔未定み流量〕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>0~1,300m³/h (0~10,000m³)</td> <td>■</td> </tr> <tr> <td>①〔格納容器スプレイ流量〕 (〔AM用消火水積算流量〕の代替)</td> <td>0~1,300m³/h/台</td> <td>1,290m³/h/台</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">代替パラメータ</td> <td>②格納容器再循環サンプ水位 (広域)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>(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、〔未定み流量〕、〔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補助給水ヒット水位 (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> </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)	0~1,300m³/h (0~10,000m³)	■	高圧注入流量	0~350m³/h	280m³/h	低圧注入流量	0~1,100m³/h	1,090m³/h	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	0~200m³/h (0~10,000m³)	■	〔未定み流量〕	0~70m³/h	■	〔格納容器スプレイ流量〕	0~1,300m³/h/台	1,290m³/h/台	〔AM用消火水積算流量〕	0~250m³/h (0~999,999m³)	■	③燃料取扱用ヒット水位 (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、〔未定み流量〕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)	0~1,300m³/h (0~10,000m³)	■	①〔格納容器スプレイ流量〕 (〔AM用消火水積算流量〕の代替)	0~1,300m³/h/台	1,290m³/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、〔未定み流量〕、〔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補助給水ヒット水位 (代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の代替)	0~100%	100%	<p>■ 枠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	0~1,700m³/h (0~10,000m³)	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	0~400m³/h	320m³/h																																																																																																																																		
	余熱除去流量	0~1,300m³/h	1,350m³/h																																																																																																																																		
	恒設代替低圧注水槽積算流量	0~160m³/h (0~10,000m³)	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燃料取扱用ヒット水位 ②復水ビット水位 ③格納容器再循環サンプ水位 (広域)																																																																																																																																				
	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器への注水量を監視する目的は、格納容器スプレイポンプ等の注水設備が正常に機能していることを確認することである。 特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉格納容器の健全性の維持には格納容器スプレイポンプ等による原子炉格納容器への注水が必要となるが、それら設備が正常に機能していることを確認し、もし機能していないと判断される場合には必要な措置を行う必要がある。 このような場合、注水設備が正常に機能していることを確認できることが重要となる。																																																																																																																																				
	原子炉格納容器への注水量の主要パラメータである格納容器スプレイ積算流量、高圧注入流量、余熱除去流量及び、恒設代替低圧注水積算流量の計測が困難になった場合、代替パラメータの①燃料取扱用ヒット水位、②復水ビット水位又は③格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により、原子炉格納容器への注水量を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 なお、本代替パラメータによる原子炉格納容器への注水量の推定において優先して使用されるパラメータは、プラント状態の影響を受けない①燃料取扱用ヒット水位である。																																																																																																																																				
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)	0~220m³/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)	0~220m³/h	-																																																																																																																																		
	原子炉格納容器代替スプレイ流量	0~100m³/h	-																																																																																																																																		
	代替循環冷却ポンプ出口流量	0~200m³/h	-																																																																																																																																		
	原子炉格納容器下部注水流量	0~110m³/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)	0~3,200m³	0~3,173m³																																																																																																																																		
代替パラメータ	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)	-																																																																																																																																		
	②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																																																																																																																																		
代替パラメータ	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)	0~1,300m³/h (0~10,000m³)	■																																																																																																																																	
		高圧注入流量	0~350m³/h	280m³/h																																																																																																																																	
低圧注入流量		0~1,100m³/h	1,090m³/h																																																																																																																																		
代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量		0~200m³/h (0~10,000m³)	■																																																																																																																																		
〔未定み流量〕		0~70m³/h	■																																																																																																																																		
〔格納容器スプレイ流量〕		0~1,300m³/h/台	1,290m³/h/台																																																																																																																																		
〔AM用消火水積算流量〕		0~250m³/h (0~999,999m³)	■																																																																																																																																		
③燃料取扱用ヒット水位 (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、〔未定み流量〕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)		0~1,300m³/h (0~10,000m³)	■																																																																																																																																		
①〔格納容器スプレイ流量〕 (〔AM用消火水積算流量〕の代替)		0~1,300m³/h/台	1,290m³/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、〔未定み流量〕、〔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補助給水ヒット水位 (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%																																																																																																																																		



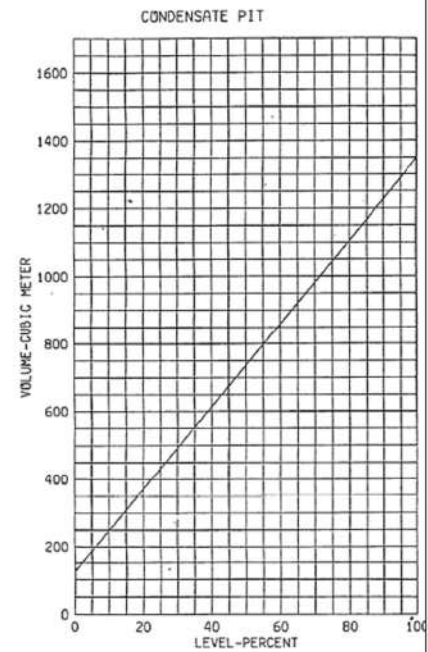
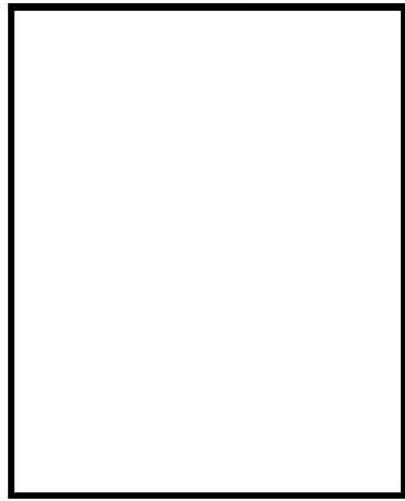
灰色: 女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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 303"> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td>②ドライウェル圧力 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレインライン洗浄流量)、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>0~1MPa[abs]</td> <td>330kPa[gage] 以下</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td>③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>0~1MPa[abs]</td> <td>210kPa[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炉格納容器への注水量を監視する目的は、原子炉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。 原子炉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。</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炉格納容器以外への注水量を減算することで原子炉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。 推定可能範囲: 各注水流量の計測範囲</p> <p>②原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位 図 58-8-8 を用いて、原子炉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 原子炉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 原子炉格納容器代替スプレイン冷却法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炉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、原子炉格納容器代替スプレイン機能又は代替循環冷却系による原子炉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> <p style="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>	代替パラメータ	②ドライウェル圧力 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレインライン洗浄流量)、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)	0~1MPa[abs]	330kPa[gage] 以下	代替パラメータ	③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)	0~1MPa[abs]	210kPa[gage] 以下	<table border="1" data-bbox="1254 151 1814 215"> <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炉格納容器への注水量を監視する目的は、原子炉格納容器への注水設備が機能していることの確認である。</p> <p>原子炉格納容器への注水量の主要パラメータであるB系格納容器スプレイン冷却器出口積算流量 (AM用)、高圧注入流量、低圧注入流量、充てん流量 (自主対策設備)、格納容器スプレイン流量 (自主対策設備) 及び AM 用消火水積算流量 (自主対策設備) の計測が困難になった場合、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。</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。 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関係</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>	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	—	
代替パラメータ	②ドライウェル圧力 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレインライン洗浄流量)、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)	0~1MPa[abs]	330kPa[gage] 以下												
代替パラメータ	③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)	0~1MPa[abs]	210kPa[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	—												

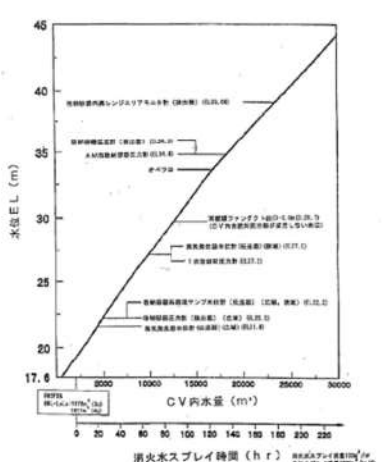
灰色:女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>②復水ピット水位                      復水ピットの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。</p> 	<p>①復水貯蔵タンク水位                      復水貯蔵タンク水位による推定方法は、復水貯蔵タンクを水源として使用し、かつ、復水貯蔵タンクを水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。                      本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>①②原子伊格納容器下部水位、ドライウェル水位                      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溶融炉心の冷却であり、原子伊格納容器下部水位及びドライウェル水位より、初期水張り時及び原子炉圧力容器破損後における原子伊格納容器下部への注水状況を把握できる。                      また、原子伊格納容器代替スプレイ冷却系によるスプレイ実施時には、原子伊格納容器下部水位及びドライウ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                      原子伊格納容器代替スプレイ冷却系としての系統構成が確立された状態で、復水移送ポンプ又は大容量送水ポンプ(タイプI)が動作している場合、若しくは代替循環冷却系による原子伊格納容器への注水時にはドライウェル温度、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]                      原子伊格納容器への注水量を監視する目的は、注水設備による原子伊格納容器へ注水されていることの傾向を把握することであり、代替パラメータ(復水貯蔵タンク水位)による推定は、水源の水位変化量から注水量の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。(復水貯蔵タンク水位の誤差:±2la)                      代替パラメータ(原子伊格納容器下部水位、ドライウェル水位)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:±5~10mm)を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。                      代替パラメータ(ドライウェル温度、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:±0.7℃、ドライウェル圧力の誤差の誤差:±0.006MPa、圧力抑制室圧力の誤差:±0.006MPa)を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<p>・補助給水ピット水位                      第13図を用いて、補助給水ピット水位から注水量を算出する。補助給水ピット下に注水や海水を供給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。</p> <p>推定可能範囲:各注水流量の計測範囲</p>  <p>第13図 補助給水ピットの水位と水量の相関図</p> <p>①B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)                      原子伊格納容器内に注水を行っている期間の積算流量より、注水量を推定する。</p> <p>①[格納容器スプレイ流量]                      原子伊格納容器内に注水を行っている期間の格納容器スプレイ流量(自主対策設備)の指示値を時間積分することにより、注水量を推定する。</p> <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

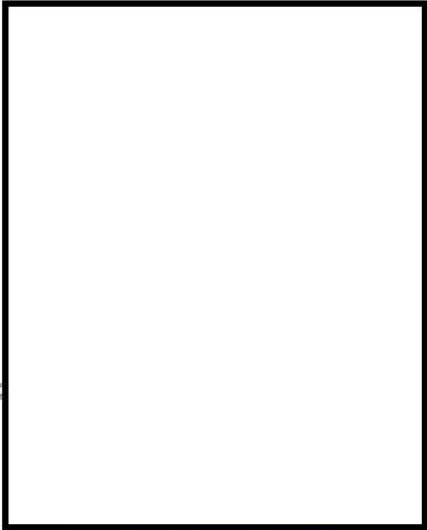
赤字: 設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字: 記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 緑字: 記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

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>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> <div style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%; margin: 10px 0;"></div> <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>	相違理由
		<p>推定方法</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>推定の評価</p> <p>①燃料取扱用レベル水位                      燃料取扱用レベル水位による推定方法は、燃料取扱用レベル水位を水源として使用し、かつ、燃料取扱用レベル水位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復水レベル水位                      復水レベル水位による推定方法は、①における適用条件のうち、水源を復水レベル水位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、水源を燃料取扱用レベル水位から復水レベル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> <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

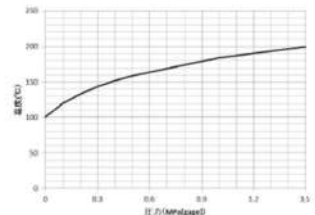
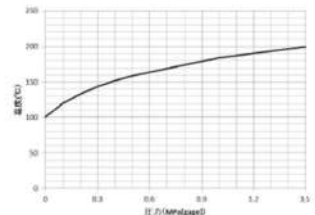
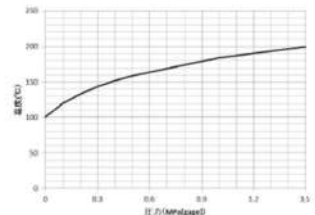
赤字: 設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字: 記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 緑字: 記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

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>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、原子炉格納容器への注水の水源を燃料取替用水ビットから補助給水ビットに切り替えた場合に適用できる。 本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</li> </ul> <p>①B-1格納容器スプレィ冷却器出口積算流量 (AM用) 及びB-1格納容器スプレィ流量 流量及び積算流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、流量及び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>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、格納容器パイプ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】 原子炉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炉格納容器へ注水されていることの傾向を把握することであり、代替パラメータ (燃料取替用水ビット水位、補助給水ビット水位及びろ過水タンク水位 (自主対策設備)) による推定は、水源の水位変化量から注水量の傾向が把握でき、計器誤差 (燃料取替用水ビット水位の誤差: ±1.0%、補助給水ビット水位の誤差: ±1.0%) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ (B-1格納容器スプレィ冷却器出口積算流量 (AM用)、格納容器スプレィ流量 (自主対策設備)) による推定は、注水設備による原子炉格納容器への注水量が把握でき、計器誤差 (B-1格納容器スプレィ冷却器出口積算流量 (AM用) の誤差: ±11.3m<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>代替パラメータ (格納容器再循環サンプ水位 (広域)) による推定は、注水先の水位から注水量の傾向が把握でき、計器誤差 (格納容器再循環サンプ水位 (広域) の誤差: ±2.0%) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	

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

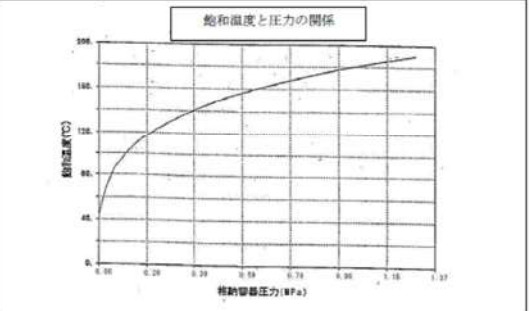
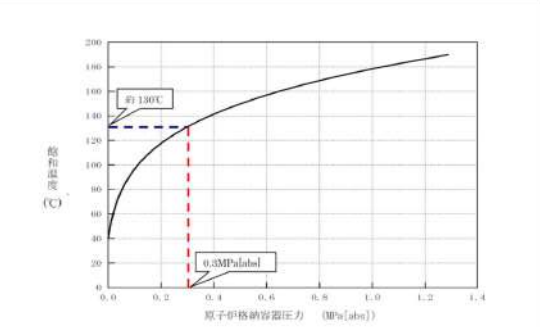
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第58条 計装設備（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																								
(f) 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について	(f) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の温度）	(f) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の温度）																																																																									
<table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="4">原子炉格納容器内の温度</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炉心燃料の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置が取られない場合には、原子炉格納容器内の温度が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。                      緩和措置の実施の判断及び格納容器健全性の確認のため、主要パラメータにて原子炉格納容器内の温度を監視することが重要である。                 </td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">                     原子炉格納容器内の温度の主要パラメータである格納容器内温度の計測が困難になった場合、代替パラメータの①格納容器圧力（広域）又は②AM用格納容器圧力により原子炉格納容器内の温度を推定する。                      格納容器圧力（広域）又はAM用格納容器圧力による推定の方法では、原子炉格納容器内が飽和状態である範囲で適用する。                      原子炉格納容器内の事故前初期条件（温度、圧力、相対湿度）を仮定することで、格納容器内飽和温度と圧力の関係が得られている。                      しかしながら、現在の格納容器内の状態が以下のような条件により飽和と判断される場合は、格納容器圧力より概略の温度を推定する。                      ・これまでに損傷炉心を冷却するための水が1次系又は格納容器内に注入されていること。                      ・過去の温度、圧力履歴を飽和温度と圧力の関係から判断して飽和状態で推移していると判断されること。                 </td> </tr> </tbody> </table>	原子炉格納容器内の温度				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炉心燃料の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置が取られない場合には、原子炉格納容器内の温度が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。 緩和措置の実施の判断及び格納容器健全性の確認のため、主要パラメータにて原子炉格納容器内の温度を監視することが重要である。			推定方法	原子炉格納容器内の温度の主要パラメータである格納容器内温度の計測が困難になった場合、代替パラメータの①格納容器圧力（広域）又は②AM用格納容器圧力により原子炉格納容器内の温度を推定する。 格納容器圧力（広域）又はAM用格納容器圧力による推定の方法では、原子炉格納容器内が飽和状態である範囲で適用する。 原子炉格納容器内の事故前初期条件（温度、圧力、相対湿度）を仮定することで、格納容器内飽和温度と圧力の関係が得られている。 しかしながら、現在の格納容器内の状態が以下のような条件により飽和と判断される場合は、格納容器圧力より概略の温度を推定する。 ・これまでに損傷炉心を冷却するための水が1次系又は格納容器内に注入されていること。 ・過去の温度、圧力履歴を飽和温度と圧力の関係から判断して飽和状態で推移していると判断されること。			<table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="4">原子炉格納容器内の温度</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>ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度 原子炉格納容器下部温度</td> <td>0~300℃ 0~300℃ 0~200℃ 0~700℃</td> <td>40℃以下 97℃以下 97℃以下 -</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td colspan="3">                     ①ドライウエル圧力（ドライウエル温度の代替） ②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） ③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） ④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> </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。                 </td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">                     ①ドライウエル圧力                      ドライウエル圧力が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度/圧力の関係を利用して図58-8-9よりドライウエル温度の推定を行う。                      推定可能範囲：100℃~185℃                       図58-8-9 飽和温度/圧力の関係を利用した温度の推定                      ②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漏が平衡状態であると仮定し、サブプレッションプール水温度により推定する。                 </td> </tr> </tbody> </table>	原子炉格納容器内の温度				項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度 原子炉格納容器下部温度	0~300℃ 0~300℃ 0~200℃ 0~700℃	40℃以下 97℃以下 97℃以下 -	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） ②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） ③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） ④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）			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。			推定方法	①ドライウエル圧力 ドライウエル圧力が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度/圧力の関係を利用して図58-8-9よりドライウエル温度の推定を行う。 推定可能範囲：100℃~185℃  図58-8-9 飽和温度/圧力の関係を利用した温度の推定 ②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漏が平衡状態であると仮定し、サブプレッションプール水温度により推定する。			<table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="4">原子炉格納容器内の温度</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。                 </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。                      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。                      しかしながら、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-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用） ②高圧注入流量 ③低圧注入流量 ④代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量                      推定可能範囲：100℃~180℃                 </td> </tr> </tbody> </table>	原子炉格納容器内の温度				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。			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。 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。 しかしながら、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-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用） ②高圧注入流量 ③低圧注入流量 ④代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 推定可能範囲：100℃~180℃			
原子炉格納容器内の温度																																																																											
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炉心燃料の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置が取られない場合には、原子炉格納容器内の温度が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。 緩和措置の実施の判断及び格納容器健全性の確認のため、主要パラメータにて原子炉格納容器内の温度を監視することが重要である。																																																																										
推定方法	原子炉格納容器内の温度の主要パラメータである格納容器内温度の計測が困難になった場合、代替パラメータの①格納容器圧力（広域）又は②AM用格納容器圧力により原子炉格納容器内の温度を推定する。 格納容器圧力（広域）又はAM用格納容器圧力による推定の方法では、原子炉格納容器内が飽和状態である範囲で適用する。 原子炉格納容器内の事故前初期条件（温度、圧力、相対湿度）を仮定することで、格納容器内飽和温度と圧力の関係が得られている。 しかしながら、現在の格納容器内の状態が以下のような条件により飽和と判断される場合は、格納容器圧力より概略の温度を推定する。 ・これまでに損傷炉心を冷却するための水が1次系又は格納容器内に注入されていること。 ・過去の温度、圧力履歴を飽和温度と圧力の関係から判断して飽和状態で推移していると判断されること。																																																																										
原子炉格納容器内の温度																																																																											
項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																								
主要パラメータ	ドライウエル温度 圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度 原子炉格納容器下部温度	0~300℃ 0~300℃ 0~200℃ 0~700℃	40℃以下 97℃以下 97℃以下 -																																																																								
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） ②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） ③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） ④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）																																																																										
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。																																																																										
推定方法	①ドライウエル圧力 ドライウエル圧力が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度/圧力の関係を利用して図58-8-9よりドライウエル温度の推定を行う。 推定可能範囲：100℃~185℃  図58-8-9 飽和温度/圧力の関係を利用した温度の推定 ②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漏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。																																																																										
原子炉格納容器内の温度																																																																											
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。																																																																										
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。 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。 しかしながら、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-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用） ②高圧注入流量 ③低圧注入流量 ④代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 推定可能範囲：100℃~180℃																																																																										

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

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

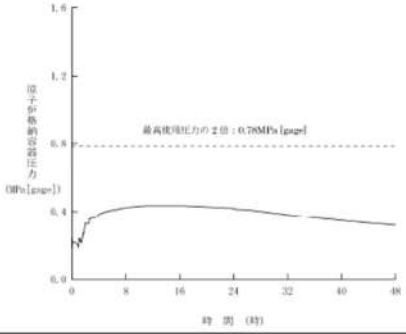
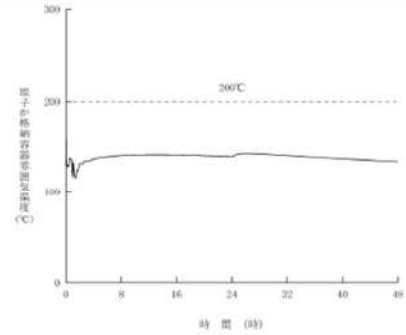
大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>原子炉格納容器内の飽和状態判断は、下記のパラメータの傾向を総合的に判断して推定する。</p> <p>圧力パラメータ ①格納容器圧力(広域)                  ②AM用格納容器圧力</p> <p>温度パラメータ ①格納容器内温度</p> <p>注入量パラメータ ①格納容器スプレイ積算流量                  ②蒸圧注入流量                  ③余熱除去流量                  ④恒設代替低圧注水積算流量</p> <p>原子炉格納容器の健全性の確認で原子炉格納容器内の温度の監視が重要となる格納容器破損防止対策の有効性評価の解析結果を例に挙げ、推定の適用性について確認した結果、蒸留気圧力・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量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(蒸留気圧力・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空室などの非凝縮性ガスが存在することから、原子炉格納容器内は完全には飽和状態にはならず、非凝縮性ガスの分圧分だけ原子炉格納容器内の圧力が高くなるため、本推定手段を用いると推定値より実際の原子炉格納容器内の温度は低くなる傾向と推測される。</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。(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:±0.1℃、サブプレッションプール水温度の誤差:±0.2℃)を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>本推定方法は、この様な誤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、蒸留気圧力・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空室等の非凝縮性ガスが存在することから、原子炉格納容器内は完全には飽和状態にはならず、非凝縮性ガスの分圧分だけ原子炉格納容器内の圧力が高くなるため、本推定手段を用いると推定値より実際の原子炉格納容器内の温度は低くなる傾向と推測される。</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を把握でき、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:±0.013MPa)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。                  本推定方法は、この様な誤差が生じることを把握しながら推定することで原子炉格納容器内の温度を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉格納容器内の温度推移の把握、除熱操作判断をする上で適用できる。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>  <p>第16図 飽和温度と圧力の関係</p>	<p>相違理由</p>



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

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

第58条 計装設備（補足説明資料）

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>格納容器換気防止対策</p> <p>事象（例）：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）                  高圧溶融物放出／格納容器雰囲気温度加熱                  原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p>  		<p>事象例：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）                  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> <div style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%; margin: 10px 0;"></div> <p>第17回 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> <p><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。</p>	

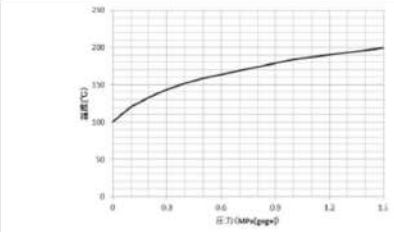
灰色:女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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																																																																												
(g) 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について	(g) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (原子炉格納容器内の圧力)	(g) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネル及び他ループを除く) による推定方法について (原子炉格納容器内の圧力)																																																																													
<table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="4" style="text-align: center;">原子炉格納容器内の圧力</th> </tr> <tr> <th style="width:10%;">項目</th> <th style="width:30%;">監視パラメータ</th> <th style="width:30%;">計測範囲</th> <th style="width:30%;">設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>格納容器圧力 (広域) (AM用格納容器圧力)</td> <td>-50~450kPa (0~1.5MPa)</td> <td>最大値: 約308kPa (最大値: 約308kPa)</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td colspan="3">①AM用格納容器圧力 (①格納容器圧力 (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濃度の原子炉冷却材及び炉心燃料の燃焼熱の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置が取れない場合には、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。 緩和措置の実施の判断及び格納容器健全性の確認のため、主要パラメータにて原子炉格納容器内の圧力を監視することが重要である。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">原子炉格納容器内の圧力の主要パラメータである格納容器圧力 (広域) の計測が困難になった場合、代替パラメータのAM用格納容器圧力又は格納容器内温度により原子炉格納容器内の圧力を推定する。 なお、代替パラメータのうち、直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測できるAM用格納容器圧力が優先する。 AM用格納容器圧力による推定の方法では、格納容器圧力 (広域) と同じ圧力を計測することにより原子炉格納容器内の圧力を計測ことができ、プラント状態に依存することなく適用可能である。 格納容器内温度による推定の方法では、原子炉格納容器内の事故前初期条件 (温度、圧力、相対湿度) を仮定することで得られる格納容器内飽和温度と圧力の関係から原子炉格納容器内の圧力を推定する。 本推定方法は原子炉格納容器内が飽和状態である範囲で適用でき、現在の原子炉格納容器内の状態が以下のような条件により飽和と判断される場合は、格納容器内温度より観測の原子炉格納容器内の圧力を推定する。 ・これまでに換熱炉心を冷却するための水が1次系又は格納容器内に注入されていること。 ・過去の温度、圧力履歴を飽和温度と圧力の関係から判断して飽和状態と推定していること。</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉格納容器内の圧力				項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	格納容器圧力 (広域) (AM用格納容器圧力)	-50~450kPa (0~1.5MPa)	最大値: 約308kPa (最大値: 約308kPa)	代替パラメータ	①AM用格納容器圧力 (①格納容器圧力 (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濃度の原子炉冷却材及び炉心燃料の燃焼熱の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置が取れない場合には、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。 緩和措置の実施の判断及び格納容器健全性の確認のため、主要パラメータにて原子炉格納容器内の圧力を監視することが重要である。			推定方法	原子炉格納容器内の圧力の主要パラメータである格納容器圧力 (広域) の計測が困難になった場合、代替パラメータのAM用格納容器圧力又は格納容器内温度により原子炉格納容器内の圧力を推定する。 なお、代替パラメータのうち、直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測できるAM用格納容器圧力が優先する。 AM用格納容器圧力による推定の方法では、格納容器圧力 (広域) と同じ圧力を計測することにより原子炉格納容器内の圧力を計測ことができ、プラント状態に依存することなく適用可能である。 格納容器内温度による推定の方法では、原子炉格納容器内の事故前初期条件 (温度、圧力、相対湿度) を仮定することで得られる格納容器内飽和温度と圧力の関係から原子炉格納容器内の圧力を推定する。 本推定方法は原子炉格納容器内が飽和状態である範囲で適用でき、現在の原子炉格納容器内の状態が以下のような条件により飽和と判断される場合は、格納容器内温度より観測の原子炉格納容器内の圧力を推定する。 ・これまでに換熱炉心を冷却するための水が1次系又は格納容器内に注入されていること。 ・過去の温度、圧力履歴を飽和温度と圧力の関係から判断して飽和状態と推定していること。			<table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="4" style="text-align: center;">* - 重要監視パラメータの取用範囲</th> </tr> <tr> <th colspan="4" style="text-align: center;">原子炉格納容器内の圧力</th> </tr> <tr> <th style="width:10%;">項目</th> <th style="width:30%;">監視パラメータ</th> <th style="width:30%;">計測範囲</th> <th style="width:30%;">設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>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] * (①ドライウエル圧力の代替) ③ [圧力抑制室圧力] * (圧力抑制室圧力の代替)</td> <td>0~1MPa[abs] 0~1MPa[abs] 0~300℃ 0~200℃ 0~600Pa[abs] 0~600Pa[abs]</td> <td>210kPa[gage] 以下 330kPa[gage] 以下 145℃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バは同一管内の水位に応じた本調圧分の圧力差を維持して、同様の圧力挙動を示す。従って、ドライウエル圧力の計測が困難になった場合、圧力抑制室圧力により推定する。(圧力抑制室圧力を推定する場合はドライウエル圧力により推定。) ②ドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度 原子炉格納容器内過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度/圧力の関係を利用して図 S8-8-10 よりドライウエル圧力、圧力抑制室圧力の推定を行う。 推定可能範囲: 0~1.0MPa[abs] ③ [ドライウエル圧力] 及び [圧力抑制室圧力] 常用計器で原子炉格納容器内の圧力を計測することにより推定する。</td> </tr> </tbody> </table>	* - 重要監視パラメータの取用範囲				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	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] * (①ドライウエル圧力の代替) ③ [圧力抑制室圧力] * (圧力抑制室圧力の代替)	0~1MPa[abs] 0~1MPa[abs] 0~300℃ 0~200℃ 0~600Pa[abs] 0~600Pa[abs]	210kPa[gage] 以下 330kPa[gage] 以下 145℃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バは同一管内の水位に応じた本調圧分の圧力差を維持して、同様の圧力挙動を示す。従って、ドライウエル圧力の計測が困難になった場合、圧力抑制室圧力により推定する。(圧力抑制室圧力を推定する場合はドライウエル圧力により推定。) ②ドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度 原子炉格納容器内過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度/圧力の関係を利用して図 S8-8-10 よりドライウエル圧力、圧力抑制室圧力の推定を行う。 推定可能範囲: 0~1.0MPa[abs] ③ [ドライウエル圧力] 及び [圧力抑制室圧力] 常用計器で原子炉格納容器内の圧力を計測することにより推定する。			<table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="4" style="text-align: center;">原子炉格納容器内の圧力</th> </tr> <tr> <th style="width:10%;">項目</th> <th style="width:30%;">監視パラメータ</th> <th style="width:30%;">計測範囲</th> <th style="width:30%;">設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>原子炉格納容器圧力 格納容器圧力 (AM用)</td> <td>0~0.35MPa[gage] 0~1.0MPa[gage]</td> <td>最大値: 約0.241MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td>①格納容器圧力 (AM用) (原子炉格納容器圧力の代替) ① [格納容器圧力 (狭域)] (原子炉格納容器圧力及び格納容器圧力 (AM用) の代替) ①原子炉格納容器圧力 (格納容器圧力 (AM用) の代替) ②格納容器内温度 (原子炉格納容器圧力及び格納容器圧力 (AM用) の代替)</td> <td>0~1.0MPa[gage] -10~30kPa[gage] 0~0.35MPa[gage] 0~220℃</td> <td>- - 最大値: 約0.241MPa[gage] 最大値: 約124℃</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は、原子炉格納容器内の除熱操作の判断、原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することである。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">原子炉格納容器内の圧力の主要パラメータである原子炉格納容器圧力、格納容器圧力 (AM用) の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器圧力 (AM用)、格納容器圧力 (狭域) (自主対策設備)、原子炉格納容器圧力又は格納容器内温度により原子炉格納容器内の圧力を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 ①格納容器圧力 (AM用)、 [格納容器圧力 (狭域)] 及び原子炉格納容器圧力 格納容器圧力 (AM用)、格納容器圧力 (狭域) (自主対策設備) 及び原子炉格納容器圧力により、原子炉格納容器内の圧力を直接測定する。 ②格納容器内温度 格納容器内温度による推定の方法では、原子炉格納容器内の事故前初期条件 (温度、圧力、相対湿度) を仮定することで得られる格納容器内飽和温度と</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) の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器圧力 (AM用)、格納容器圧力 (狭域) (自主対策設備)、原子炉格納容器圧力又は格納容器内温度により原子炉格納容器内の圧力を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 ①格納容器圧力 (AM用)、 [格納容器圧力 (狭域)] 及び原子炉格納容器圧力 格納容器圧力 (AM用)、格納容器圧力 (狭域) (自主対策設備) 及び原子炉格納容器圧力により、原子炉格納容器内の圧力を直接測定する。 ②格納容器内温度 格納容器内温度による推定の方法では、原子炉格納容器内の事故前初期条件 (温度、圧力、相対湿度) を仮定することで得られる格納容器内飽和温度と			
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308kPa (最大値: 約308kPa)																																																																												
代替パラメータ	①AM用格納容器圧力 (①格納容器圧力 (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濃度の原子炉冷却材及び炉心燃料の燃焼熱の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置が取れない場合には、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。 緩和措置の実施の判断及び格納容器健全性の確認のため、主要パラメータにて原子炉格納容器内の圧力を監視することが重要である。																																																																														
推定方法	原子炉格納容器内の圧力の主要パラメータである格納容器圧力 (広域) の計測が困難になった場合、代替パラメータのAM用格納容器圧力又は格納容器内温度により原子炉格納容器内の圧力を推定する。 なお、代替パラメータのうち、直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測できるAM用格納容器圧力が優先する。 AM用格納容器圧力による推定の方法では、格納容器圧力 (広域) と同じ圧力を計測することにより原子炉格納容器内の圧力を計測ことができ、プラント状態に依存することなく適用可能である。 格納容器内温度による推定の方法では、原子炉格納容器内の事故前初期条件 (温度、圧力、相対湿度) を仮定することで得られる格納容器内飽和温度と圧力の関係から原子炉格納容器内の圧力を推定する。 本推定方法は原子炉格納容器内が飽和状態である範囲で適用でき、現在の原子炉格納容器内の状態が以下のような条件により飽和と判断される場合は、格納容器内温度より観測の原子炉格納容器内の圧力を推定する。 ・これまでに換熱炉心を冷却するための水が1次系又は格納容器内に注入されていること。 ・過去の温度、圧力履歴を飽和温度と圧力の関係から判断して飽和状態と推定していること。																																																																														
* - 重要監視パラメータの取用範囲																																																																															
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	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] * (①ドライウエル圧力の代替) ③ [圧力抑制室圧力] * (圧力抑制室圧力の代替)	0~1MPa[abs] 0~1MPa[abs] 0~300℃ 0~200℃ 0~600Pa[abs] 0~600Pa[abs]	210kPa[gage] 以下 330kPa[gage] 以下 145℃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バは同一管内の水位に応じた本調圧分の圧力差を維持して、同様の圧力挙動を示す。従って、ドライウエル圧力の計測が困難になった場合、圧力抑制室圧力により推定する。(圧力抑制室圧力を推定する場合はドライウエル圧力により推定。) ②ドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度 原子炉格納容器内過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度/圧力の関係を利用して図 S8-8-10 よりドライウエル圧力、圧力抑制室圧力の推定を行う。 推定可能範囲: 0~1.0MPa[abs] ③ [ドライウエル圧力] 及び [圧力抑制室圧力] 常用計器で原子炉格納容器内の圧力を計測することにより推定する。																																																																														
原子炉格納容器内の圧力																																																																															
項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																												
主要パラメータ	原子炉格納容器圧力 格納容器圧力 (AM用)	0~0.35MPa[gage] 0~1.0MPa[gage]	最大値: 約0.241MPa[gage]																																																																												
代替パラメータ	①格納容器圧力 (AM用) (原子炉格納容器圧力の代替) ① [格納容器圧力 (狭域)] (原子炉格納容器圧力及び格納容器圧力 (AM用) の代替) ①原子炉格納容器圧力 (格納容器圧力 (AM用) の代替) ②格納容器内温度 (原子炉格納容器圧力及び格納容器圧力 (AM用) の代替)	0~1.0MPa[gage] -10~30kPa[gage] 0~0.35MPa[gage] 0~220℃	- - 最大値: 約0.241MPa[gage] 最大値: 約124℃																																																																												
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は、原子炉格納容器内の除熱操作の判断、原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することである。																																																																														
推定方法	原子炉格納容器内の圧力の主要パラメータである原子炉格納容器圧力、格納容器圧力 (AM用) の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器圧力 (AM用)、格納容器圧力 (狭域) (自主対策設備)、原子炉格納容器圧力又は格納容器内温度により原子炉格納容器内の圧力を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 ①格納容器圧力 (AM用)、 [格納容器圧力 (狭域)] 及び原子炉格納容器圧力 格納容器圧力 (AM用)、格納容器圧力 (狭域) (自主対策設備) 及び原子炉格納容器圧力により、原子炉格納容器内の圧力を直接測定する。 ②格納容器内温度 格納容器内温度による推定の方法では、原子炉格納容器内の事故前初期条件 (温度、圧力、相対湿度) を仮定することで得られる格納容器内飽和温度と																																																																														

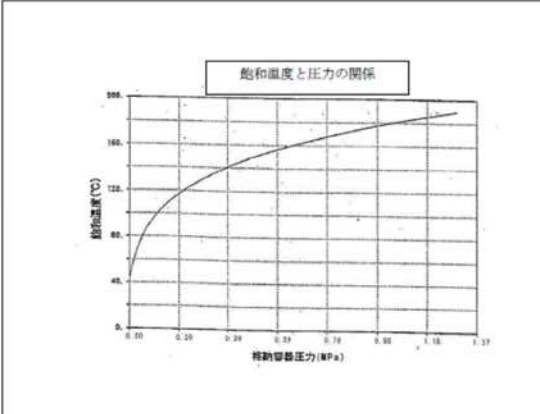
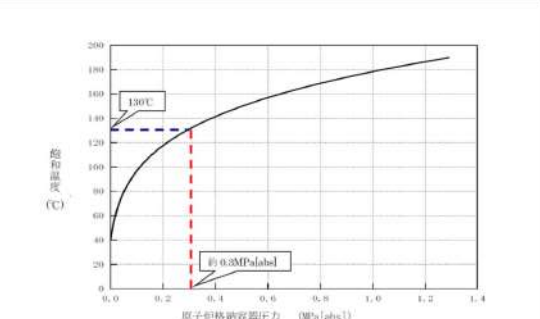
灰色: 女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大飯発電所3/4号炉	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復設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))                  AM用格納容器圧力 (格納容器圧力 (広域)) による推定は直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測するものであり、かつ、プラント状態に依存することなく適用可能であるため、推定方法として妥当である。</p> <p>②格納容器内温度 (②格納容器内温度)                  原子炉格納容器の健全性の観点で原子炉格納容器内の圧力の監視が重要となる格納容器破損防止対策の有効性評価の解析結果を例に挙げ、推定の妥当性及び適用性について確認する。</p> <p>有効性評価のうち、蒸気圧・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損) 等の場合、事故初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、その後はほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持される。</p> <p>また、過熱状態において本推定方法は適用できないが、その期間は一時的なものであり、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。</p> <p>以上より、本推定方法を原子炉格納容器内の圧力を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉格納容器内の圧力推移の把握、除熱操作判断において妥当である。</p> <p>これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<p>推定方法</p>  <p>図 58-8-10 飽和温度/圧力の関係を利用した温度の推定</p> <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ャ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、真空破壊装置により差圧 6.9kPa 以内で推移する。(代替蒸気冷却運転時や原子炉格納容器ベント前まではほぼ同じ挙動)</p> <p>また、サブプレッションチャンバ側の除熱 (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ャンバ側へ圧力がかかるため、ドライウエル圧力からサブプレッションチャンバ内の水頭圧分 (水面からゲージまでの高さ) を除いた値が圧力抑制室圧力と同じ挙動を示す。(例えば、NRI レベル: 水面から約 2.55m の時、水頭圧は約 12.5kPa であり、ドライウエル圧力=圧力抑制室圧力+12.5kPa の関係) (例えば、外部水源注水量低限 (真空破壊装置下層-0.4m): 水面から約 5.5m の時、水頭圧は約 31.4kPa であり、ドライウエル圧力=圧力抑制室圧力+31.4kPa の関係)</p> <p>②ドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度                  ドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度による推定手順は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定される。ただし、重大事故等時の有効性評価 (蒸気圧・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過熱破損)) において、原子炉格納容器内は概ね飽和に近い状態に維持されることから、原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる。</p> <p>③ [ドライウエル圧力] 及び [圧力抑制室圧力]                  監視可能であれば、常用計測で原子炉格納容器内の圧力を計測することにより、原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる。</p> <p>[誤差による影響について]                  原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は、原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することであり、代替パラメータ (ドライウエル圧力及び圧力抑制室圧力) による推定は、同一物理量からの推定であり、真空破壊装置、ベント管を介してそれぞれ均圧されることから、原子炉格納容器内の圧力の傾向が把握でき、計測誤差 (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>圧力の関係から原子炉格納容器内の圧力を推定する。</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>これまでに復設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 ①B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用)                  ②高圧注入流量                  ③低圧注入流量                  ④代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量</p> <p>推定可能範囲: 0 ~ 1.0MPa [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>	<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

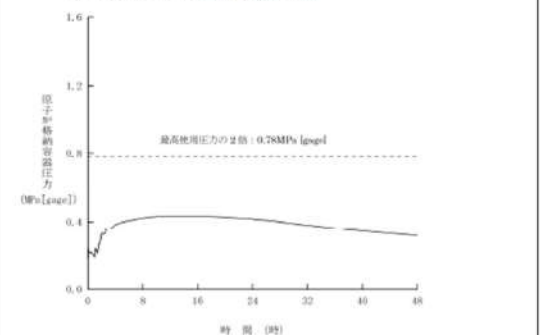
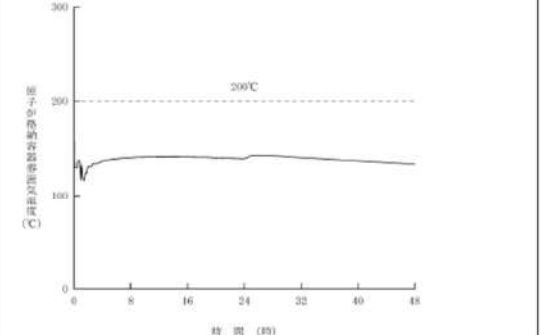
赤字: 設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字: 記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 緑字: 記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>飽和温度と圧力の関係</p>	<p>代替パラメータ (ドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度) による推定は、圧力に換算して原子炉格納容器内の圧力の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。(例えば、ドライウエル圧力: 約0.427MPa[gage] (飽和温度: 約154℃) に対してドライウエル温度の誤差: 約±2.7℃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、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ならず、非凝縮性ガスの分圧だけ原子炉格納容器内の圧力が高くなるため、本推定手段を用いると推定値より実際の圧力は高くなると推測される。</p> <p>本推定方法は、この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、除熱操作判断をと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>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、雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損) 等の場合、事象初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの、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><b>【誤差による影響について】</b></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 (状態)、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℃) 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蒸気等の非凝縮性ガスが存在することから、原子炉格納容器内は完全には飽和状態にならず、非凝縮性ガスの分圧だけ原子炉格納容器内の圧力が高くなるため、本推定手段を用いると推定値より実際の圧力は高くなると推定される。</p> <p>本推定方法は、この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、除熱操作判断をとする上で適用できる。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>  <p>第18図 飽和温度と圧力の関係</p>	



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

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>格納容器損傷防止対策</p> <p>事象(例) : 零閥気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)                  高圧溶融物放出 / 格納容器壁面気流加熱                  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: 零閥気圧力・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> <div style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%; margin: 10px 0;"></div> <p>第19回 零閥気圧力・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> <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>	

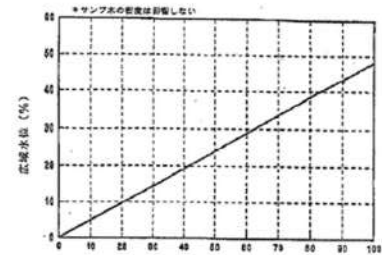

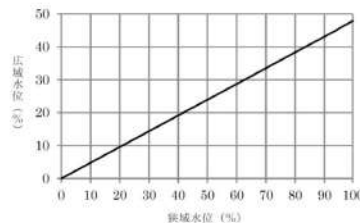
灰色:女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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																																																																																																																												
(h) 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について	(h) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (原子炉格納容器内の水位)	(h) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネル及び他グループを除く) による推定方法について (原子炉格納容器内の水位 (1))																																																																																																																													
<table border="1" data-bbox="69 236 651 938"> <thead> <tr> <th colspan="4">原子炉格納容器内の水位 (1)</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" data-bbox="658 236 1240 938"> <thead> <tr> <th colspan="4">原子炉格納容器内の水位</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="3">主要パラメータ</td> <td>圧力制御室水位</td> <td>0~5a (0.P.-2900mm~1100mm)</td> <td>6.05a (0.P.-3850mm)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部水位</td> <td>0.5a, 1.0a, 1.5a, 2.0a, 2.5a, 2.8a (0.P.-2000mm, -1500mm,-1000mm, -500mm,0mm,300mm)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル水位</td> <td>0.02a, 0.22a, 0.34a (0.P.1170mm,1280mm, 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 (圧力制御室水位の代替)</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B系格納容器冷却ライン洗浄流量) (圧力制御室水位、原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の代替)</td> <td>0~220m<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B系格納容器冷却ライン洗浄流量) (圧力制御室水位、原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の代替)</td> <td>0~220m<sup>3</sup>/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①高圧代替注水ポンプ出口流量 (圧力制御室水位の代替)</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 (圧力制御室水位の代替)</td> <td>0~150m<sup>3</sup>/h</td> <td>0~30.8a<sup>2</sup>/h</td> </tr> <tr> <td>①高圧中心スプレイポンプ出口流量 (圧力制御室水位の代替)</td> <td>0~1,500m<sup>3</sup>/h</td> <td>(高圧側) 0~218a<sup>2</sup>/h (低圧側) 0~1,050a<sup>2</sup>/h</td> </tr> <tr> <td>①原子炉格納容器代替スプレイ流量 (圧力制御室水位の代替)</td> <td>0~100m<sup>3</sup>/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①原子炉格納容器下部注水流量 (圧力制御室水位の代替)</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>①原子炉格納容器下部注水流量 (原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の代替)</td> <td>0~110m<sup>3</sup>/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>②溶水貯蔵タンク水位 (圧力制御室水位、原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の代替)</td> <td>0~3,200a<sup>2</sup></td> <td>0~3,173a<sup>2</sup></td> </tr> <tr> <td colspan="3">重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位を監視する目的は、サブプレッションチャンバからのベントを実施する際の圧力制御室水位の確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器下部 (圧力容器ベダスタル部及びドライウェル下部) への注水量の確認である。</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉格納容器内の水位				項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	圧力制御室水位	0~5a (0.P.-2900mm~1100mm)	6.05a (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,300mm)	—	ドライウェル水位	0.02a, 0.22a, 0.34a (0.P.1170mm,1280mm, 1490mm)	—	代替パラメータ	①高圧代替注水ポンプ出口流量 (圧力制御室水位の代替)	0~120m <sup>3</sup> /h	—	①残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) (圧力制御室水位、原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の代替)	0~220m <sup>3</sup> /h	—	①残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) (圧力制御室水位、原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の代替)	0~220m <sup>3</sup> /h	—	①高圧代替注水ポンプ出口流量 (圧力制御室水位の代替)	0~100m <sup>3</sup> /h	—	①原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 (圧力制御室水位の代替)	0~150m <sup>3</sup> /h	0~30.8a <sup>2</sup> /h	①高圧中心スプレイポンプ出口流量 (圧力制御室水位の代替)	0~1,500m <sup>3</sup> /h	(高圧側) 0~218a <sup>2</sup> /h (低圧側) 0~1,050a <sup>2</sup> /h	①原子炉格納容器代替スプレイ流量 (圧力制御室水位の代替)	0~100m <sup>3</sup> /h	—	①原子炉格納容器下部注水流量 (圧力制御室水位の代替)	0~110m <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	①原子炉格納容器下部注水流量 (原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の代替)	0~110m <sup>3</sup> /h	—	②溶水貯蔵タンク水位 (圧力制御室水位、原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の代替)	0~3,200a <sup>2</sup>	0~3,173a <sup>2</sup>	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位を監視する目的は、サブプレッションチャンバからのベントを実施する際の圧力制御室水位の確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器下部 (圧力容器ベダスタル部及びドライウェル下部) への注水量の確認である。			<table border="1" data-bbox="1247 236 1830 938"> <thead> <tr> <th colspan="4">原子炉格納容器内の水位 (1)</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>格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)</td> <td>0~100% 0~100%</td> <td>100% 100%以上</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">代替パラメータ</td> <td>①格納容器再循環サンプ水位 (狭域) ②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) ②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 ③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 ③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燃料取替用水ヒット水位 ③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>②補助給水ヒット水位 ③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>②B系格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (M用) ③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>②代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 ③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 colspan="4">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。</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) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	0~100% 0~100%	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) ②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) ②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 ③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 ③格納容器再循環サンプ水位 (広域) の代替	ON-OFF	—	②燃料取替用水ヒット水位 ③格納容器再循環サンプ水位 (広域) の代替	0~100%	100%	②補助給水ヒット水位 ③格納容器再循環サンプ水位 (広域) の代替	0~100%	100%	②B系格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (M用) ③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> }}	—	②代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 ③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	圧力制御室水位	0~5a (0.P.-2900mm~1100mm)	6.05a (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,300mm)	—																																																																																																																												
	ドライウェル水位	0.02a, 0.22a, 0.34a (0.P.1170mm,1280mm, 1490mm)	—																																																																																																																												
代替パラメータ	①高圧代替注水ポンプ出口流量 (圧力制御室水位の代替)	0~120m <sup>3</sup> /h	—																																																																																																																												
	①残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) (圧力制御室水位、原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の代替)	0~220m <sup>3</sup> /h	—																																																																																																																												
	①残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) (圧力制御室水位、原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の代替)	0~220m <sup>3</sup> /h	—																																																																																																																												
	①高圧代替注水ポンプ出口流量 (圧力制御室水位の代替)	0~100m <sup>3</sup> /h	—																																																																																																																												
	①原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量 (圧力制御室水位の代替)	0~150m <sup>3</sup> /h	0~30.8a <sup>2</sup> /h																																																																																																																												
	①高圧中心スプレイポンプ出口流量 (圧力制御室水位の代替)	0~1,500m <sup>3</sup> /h	(高圧側) 0~218a <sup>2</sup> /h (低圧側) 0~1,050a <sup>2</sup> /h																																																																																																																												
	①原子炉格納容器代替スプレイ流量 (圧力制御室水位の代替)	0~100m <sup>3</sup> /h	—																																																																																																																												
	①原子炉格納容器下部注水流量 (圧力制御室水位の代替)	0~110m <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	①原子炉格納容器下部注水流量 (原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の代替)	0~110m <sup>3</sup> /h	—																																																																																																																												
	②溶水貯蔵タンク水位 (圧力制御室水位、原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の代替)	0~3,200a <sup>2</sup>	0~3,173a <sup>2</sup>																																																																																																																												
	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位を監視する目的は、サブプレッションチャンバからのベントを実施する際の圧力制御室水位の確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器下部 (圧力容器ベダスタル部及びドライウェル下部) への注水量の確認である。																																																																																																																														
原子炉格納容器内の水位 (1)																																																																																																																															
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) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	0~100% 0~100%	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) ②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) ②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 ③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 ③格納容器再循環サンプ水位 (広域) の代替	ON-OFF	—																																																																																																																												
	②燃料取替用水ヒット水位 ③格納容器再循環サンプ水位 (広域) の代替	0~100%	100%																																																																																																																												
	②補助給水ヒット水位 ③格納容器再循環サンプ水位 (広域) の代替	0~100%	100%																																																																																																																												
	②B系格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (M用) ③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> }}	—																																																																																																																												
	②代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 ③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

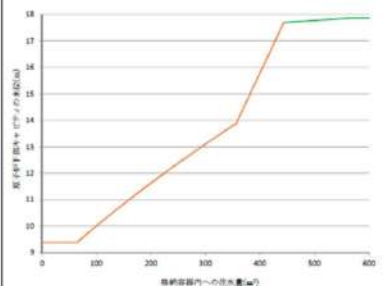


赤字:設備、運用又は体制の相違(設計方針の相違)  
 青字:記載箇所又は記載内容の相違(記載方針の相違)  
 緑字:記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>①格納容器再循環サンプ水位(狭域)</p> <p>格納容器再循環サンプの狭域水位と広域水位の相関図を用いて、その対応から水位を推定する。</p>  <p>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制御室水位、原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の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外排水による注流量(原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)</p> <p>圧力制御室水位の監視が不可能となった場合には、図58-8-11を用いて直前まで判明していた圧力制御室水位に相当するプール水体積に外部水源を用いた注水量(原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)を加算し圧力制御室水位を推定する。</p> <p>推定可能範囲の目安:通常水位~5m</p>  <p>図58-8-11 圧力制御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</p> <p>原子炉格納容器下部水位及びドライウェル水位の監視が不可能となった場合には、残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量)、原子炉格納容器代替スプレイレイン流量、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)の計測が困難になった場合、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原である燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位、B-1格納容器スプレイレイン冷却器出口積算流量(AH用)及び代替格納容器スプレイレイン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レイン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)の計測が困難になった場合、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)</p> <p>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)と(広域)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)の相関図を用いて、その対応から水位を推定する。</p>	<p>相違理由</p>
<p>枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p>			

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

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

第58条 計装設備（補足説明資料）

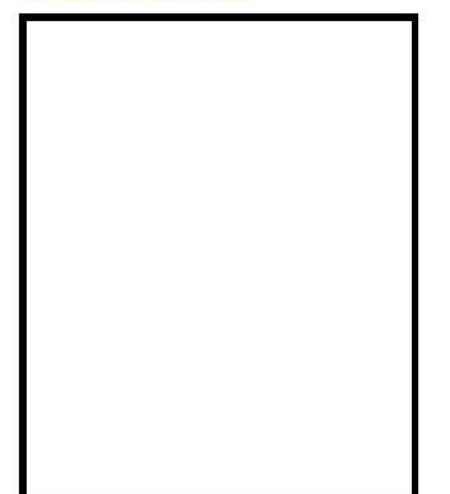
大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>②原子炉下部キャビティ水位                      原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて、水位を推定する。</p>  <p>③原子炉格納容器水位                      原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて、水位を推定する。②と同様</p>	<p>推定方法</p>  <p>図58-8-12 原子炉格納容器水位と注水量の関係</p> <p>②復水貯蔵タンク水位                      復水貯蔵タンクを水源としている場合は、復水貯蔵タンク水位の変化量から圧力抑制室水位を推定する。復水貯蔵タンクに戻水や溜水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。なお、原子炉格納容器への注水状況は原子炉格納容器内の圧力及び強度にて併せて確認する。</p> <p>推定の詳細</p> <p>①外部水源による注水量（高圧代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量）、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）、復水貯蔵タンク注水ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧炉心スプレイレインポンプ出口流量、原子炉格納容器代替スプレイレイン流量、原子炉格納容器下部注水流量）                      外部水源による注水量を用いた推定方法は、注水量による推定であり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>①残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量）、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）、原子炉格納容器代替スプレイレイン流量、代替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>②復水貯蔵タンク水位                      復水貯蔵タンク水位による推定方法は、復水貯蔵タンクを水源として使用し、かつ、復水貯蔵タンクを水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。                      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プレッションチャンセルへ移行する場合を想定しており、圧力抑制室水位の計測目的であるサプレッションチャンセルからのベント操作可否判断（通常運転水位+約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>【漏洩による影響について】                      原子炉格納容器内の水位を監視する目的は、サプレッションチャンセルからのベントを実施する際の圧力抑制室水位の確認及び帯電炉心・コンタクト相互作用を防止するための原子炉格納容器下部への注水量を把握することであり、代替バリエータ（外部水源による注水量）による推定は、注水設備による原子炉格納容器への注水量から注水先の水位の傾向が既</p>	<p>推定方法</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> <p>③燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位、B系格納容器スプレイレイン冷却器出口積算流量（AM用）及び代替格納容器スプレイレインポンプ出口積算流量                      ・燃料取替用水ピット水位                      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>相違理由</p> <p>相違理由欄は空欄です。</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>相違理由欄は空欄です。</p>	<p>相違理由欄は空欄です。</p>



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

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

第58条 計装設備（補足説明資料）

大阪発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>①格納容器再循環サンプ水位（狭域）                      格納容器再循環サンプ水位（狭域）による推定方法は、格納容器再循環サンプ水位（広域）と計測範囲が重複している範囲内において同等の計測が可能であり、プラント状態に依存することなく適用可能である。                      なお、格納容器再循環サンプ水位（広域）と比して計測範囲が限定されるものの、格納容器再循環サンプ水位（狭域）を監視することで原子炉格納容器への注水操作の成否を判断でき、推定することができる。</p> <p>②原子炉下部キャビティ水位                      原子炉下部キャビティ水位による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。原子炉下部キャビティ水位が液面を感知するまで水位が上昇しているかどうかにより、原子炉格納容器への注水操作の成否を判断でき、推定することができる。</p> <p>③原子炉格納容器水位                      原子炉格納容器水位による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。原子炉格納容器水位が液面を感知するまで水位が上昇しているかどうかにより、原子炉格納容器への注水操作の成否を判断でき、推定することができる。</p> <p>以上より、本推定方法を原子炉格納容器内の水位を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉格納容器の水漏りの状態の確認において妥当なものである。                      これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<p>推定の詳細                      図で、計器誤差（高圧代替注水ポンプ出口流量の誤差：±1.9m<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）の誤差：±3.6m<sup>3</sup>/h、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系系格納容器冷却ライン洗浄流量）の誤差：±3.6m<sup>3</sup>/h、直流駆動低圧注水ポンプ出口流量の誤差：±1.6m<sup>3</sup>/h、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の誤差：±2.4m<sup>3</sup>/h、高圧炉心スプレイレインポンプ出口流量の誤差：±2.4m<sup>3</sup>/h、原子炉格納容器代替スプレイレイン流量の誤差：±1.6m<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）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。                      （サブプレッションチェンバースタから3.5m（通常水位）において、外部水漏れによる注水流量の誤差から、1時間運転時の圧力抑制水位に換算した場合の誤差は約±0.04m<sup>3</sup>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（残留熱除去系系格納容器冷却ライン洗浄流量）、原子炉格納容器下部注水流量、原子炉格納容器代替スプレイレイン流量、代替循環冷却ポンプ出口流量）による推定は、注水設備による原子炉格納容器への注水量から注水先の水位の傾向が把握でき、計器誤差（残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量）の誤差：±3.6m<sup>3</sup>/h、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）の誤差：±3.6m<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、原子炉格納容器代替スプレイレイン流量の誤差：±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）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。                      （原子炉格納容器代替スプレイレイン流量の誤差：約1.6m<sup>3</sup>/hから、原子炉格納容器下部水位に換算した場合の誤差は約6.7cm/hであり、有効性評価における68m<sup>3</sup>/h、1時間で水漏りを想定すると誤差：約±0.07m、また、ドライウェル水位に換算した場合の誤差は約0.4cm/hであり、有効性評価における88m<sup>3</sup>/h、0.9時間で水漏りを想定すると誤差：約±0.004m）                      代替パラメータ（復水貯蔵タンク水位）による推定は、水源の水位変化量から、注水先の水位の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（復水貯蔵タンク水位の誤差：±21m<sup>3</sup>）                      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>推定方法</p> <div data-bbox="1344 159 1792 798" style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <p>・補助給水ピストン水位                              補助給水ピストンの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した注水量を算出し、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j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>  </div> <p>第22図 補助給水ピストンの水位と水量の相関図</p> <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>□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

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

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

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<div data-bbox="1256 172 1809 715" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p style="text-align: center;">推定方法</p> <div style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center; color: yellow; background-color: black; padding: 2px;">第23図 原子格納容器の水位と水量の相関図</p> </div> <div data-bbox="1256 719 1809 1029" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p style="text-align: center;">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> </div> <div data-bbox="1384 1038 1771 1061" style="text-align: center; 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)

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>②原子炉下部キャビティ水位及び格納容器水位                      原子炉下部キャビティ水位による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。原子炉下部キャビティ水位が液面を感知するまで水位が上昇しているかどうかにより、原子炉格納容器への注水操作の成否を判断でき、推定することができる。                      格納容器水位による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。格納容器水位が液面を感知するまで水位が上昇しているかどうかにより、原子炉格納容器への注水操作の成否を判断でき、推定することができる。</p> <p>③燃料取替用水ビット水位、補助給水ビット水位、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用) 及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量                      水源の水位変化及び流量積算量による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。また、積算流量による推定方法は、当該流量計を使用するポンプにより注水している場合に適用可能である。</p> <p>【誤差による影響について】                      原子炉格納容器内の水位 (1) を監視する目的は、溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器への注水量の確認であり、代替パラメータ (格納容器再循環サンプ水位 (狭域)、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、原子炉下部キャビティ水位、格納容器水位) による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差 (格納容器再循環サンプ水位 (狭域) の誤差: ±1.5%、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の誤差: ±2.0%、原子炉下部キャビティ水位の誤差: ±0mm/±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）

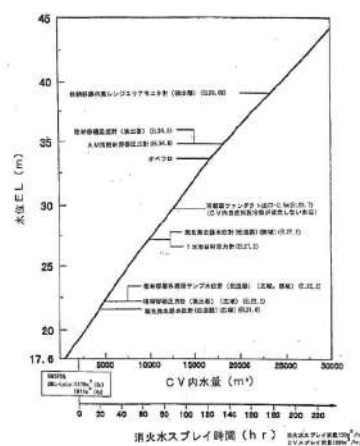
第58条 計装設備（補足説明資料）

大阪発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																										
<p>(i) 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について</p> <table border="1" data-bbox="73 239 654 877"> <thead> <tr> <th 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償戻代替低圧注水積算流量</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位（2）を監視する目的は、原子炉格納容器内の重要機器及び計器の水没有無の確認である。特に重大事故において、原子炉格納容器へ流出した蒸気の原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置が取られない場合には、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。ここで緩和措置として実施する代替格納容器スプレイ等の注水量が増大すれば、計器等が水没する可能性があるため、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位を監視することが重要である。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">原子炉格納容器内の水位の主要パラメータである原子炉格納容器水位の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器スプレイ積算流量、償戻代替低圧注水積算流量及び汎水スプレイ積算流量と格納容器内水量と格納容器水位との関係から原子炉格納容器内の水位を推定する。</td> </tr> </tbody> </table>	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償戻代替低圧注水積算流量			計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位（2）を監視する目的は、原子炉格納容器内の重要機器及び計器の水没有無の確認である。特に重大事故において、原子炉格納容器へ流出した蒸気の原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置が取られない場合には、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。ここで緩和措置として実施する代替格納容器スプレイ等の注水量が増大すれば、計器等が水没する可能性があるため、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位を監視することが重要である。			推定方法	原子炉格納容器内の水位の主要パラメータである原子炉格納容器水位の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器スプレイ積算流量、償戻代替低圧注水積算流量及び汎水スプレイ積算流量と格納容器内水量と格納容器水位との関係から原子炉格納容器内の水位を推定する。				<p>(i) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の水位（2））</p> <table border="1" data-bbox="1240 239 1827 1053"> <thead> <tr> <th 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="5">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>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困難になった場合、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困難になった場合、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環</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困難になった場合、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困難になった場合、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環			
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償戻代替低圧注水積算流量																																																												
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位（2）を監視する目的は、原子炉格納容器内の重要機器及び計器の水没有無の確認である。特に重大事故において、原子炉格納容器へ流出した蒸気の原子炉冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱によって発生した水蒸気、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、緩和措置が取られない場合には、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。ここで緩和措置として実施する代替格納容器スプレイ等の注水量が増大すれば、計器等が水没する可能性があるため、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位を監視することが重要である。																																																												
推定方法	原子炉格納容器内の水位の主要パラメータである原子炉格納容器水位の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器スプレイ積算流量、償戻代替低圧注水積算流量及び汎水スプレイ積算流量と格納容器内水量と格納容器水位との関係から原子炉格納容器内の水位を推定する。																																																												
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困難になった場合、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困難になった場合、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環																																																												

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

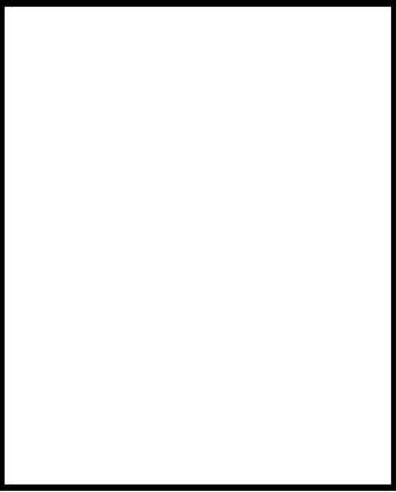
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第58条 計装設備（補足説明資料）

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>① 格納容器スプレイ積算流量                      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j用いて、水位を推定する。</p> <p style="text-align: center;">CV内注水量、水位、計算位置の関係</p>  <p>② 恒置代替注水積算流量                      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j用いて、水位を推定する。(①と同様)</p>		<p>サンク水位（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ク水位（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j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一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j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> <div style="border: 1px solid black; width: 150px; height: 150px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">第24回 燃料取替用水ビットの水位と水量の相関図</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>	

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

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>推定の評価</p> <p>①格納容器スプレイ積算流量                  格納容器スプレイ積算流量による推定方法は、原子炉格納容器内への注水手段としてA格納容器スプレイポンプを使用している場合に適用可能である。本推定方法は、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>②低設代替低圧注水積算流量                  低設代替低圧注水積算流量及び格納容器スプレイ積算流量による推定方法は、原子炉格納容器内への注水手段として低設代替低圧注水ポンプを使用している場合に適用可能である。本推定方法は、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>以上より、本推定方法を原子炉圧力容器内の水位を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉格納容器内の重要機器及び射器の水没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j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> <p>□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

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

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>・同一格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量                      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> <div style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 150px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center; font-size: small;">※26図 原子炉格納容器の水位と水量の相関図</p> </div> <p style="text-align: center; font-size: x-small; margin-top: 10px;"> <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 10px; 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。                 </p>	

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>①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へ浴熱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: ±11.3m<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																																																																																			
(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="3">原子炉格納容器内の水素濃度</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>監視パラメータ</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>可搬型格納容器水素ガス濃度</td> <td>重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td colspan="2">静的触媒式水素再結合装置温度監視装置 原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="2">重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、格納容器水素濃度が大規模な燃焼が生じる可能性が高い濃度にあるかどうかの確認である。 特に重大事故において、ジルコニウム-水反応等によって発生した水素が激しく燃焼した場合には、原子炉格納容器の破損に至る可能性がある。 ここで、原子炉格納容器の除熱が確立された場合にも、水素気が凝縮されることにより相対的な水素濃度が上昇することで水素が燃焼する可能性がある。 このため、事故時の対応手段を判断する上で格納容器内の水素濃度を監視することが重要である。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="2">原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである可搬型格納容器内水素濃度計測装置の計測が困難になった場合、代替パラメータの静的触媒式水素再結合装置温度監視装置又は原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置により、原子炉格納容器内の水素濃度を推定する。  静的触媒式水素再結合装置温度監視装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置  原子炉格納容器内の水素濃度と静的触媒式水素再結合装置温度監視装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の作動特性(水素処理特性)の関係から、静的触媒式水素再結合装置温度監視装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の作動状況を降臨することにより、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるか否かを推定する。</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉格納容器内の水素濃度			項目	監視パラメータ	設計基準	主要パラメータ	可搬型格納容器水素ガス濃度	重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。	代替パラメータ	静的触媒式水素再結合装置温度監視装置 原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置		計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、格納容器水素濃度が大規模な燃焼が生じる可能性が高い濃度にあるかどうかの確認である。 特に重大事故において、ジルコニウム-水反応等によって発生した水素が激しく燃焼した場合には、原子炉格納容器の破損に至る可能性がある。 ここで、原子炉格納容器の除熱が確立された場合にも、水素気が凝縮されることにより相対的な水素濃度が上昇することで水素が燃焼する可能性がある。 このため、事故時の対応手段を判断する上で格納容器内の水素濃度を監視することが重要である。		推定方法	原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである可搬型格納容器内水素濃度計測装置の計測が困難になった場合、代替パラメータの静的触媒式水素再結合装置温度監視装置又は原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置により、原子炉格納容器内の水素濃度を推定する。  静的触媒式水素再結合装置温度監視装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置  原子炉格納容器内の水素濃度と静的触媒式水素再結合装置温度監視装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の作動特性(水素処理特性)の関係から、静的触媒式水素再結合装置温度監視装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の作動状況を降臨することにより、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるか否かを推定する。		<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="3">原子炉格納容器内の水素濃度</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">主要パラメータ</td> <td>格納容器内水素濃度(D/W)</td> <td>0~100vol%K</td> <td>0~1.9vol%K</td> </tr> <tr> <td>格納容器内水素濃度(S/C)</td> <td>0~100vol%K</td> <td>0~1.0vol%K</td> </tr> <tr> <td>格納容器内雰囲気気水素濃度</td> <td>0~20vol%K 0~100vol%K</td> <td>0~1.9vol%K</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">代替パラメータ</td> <td>①格納容器内雰囲気気水素濃度(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)</td> <td>0~30vol%K 0~100vol%K</td> <td>0~1.9vol%K</td> </tr> <tr> <td>②格納容器内水素濃度(D/W)(格納容器内雰囲気気水素濃度の代替)</td> <td>0~100vol%K</td> <td>0~1.0vol%K</td> </tr> <tr> <td>③格納容器内水素濃度(D/W)(格納容器内雰囲気気水素濃度の代替)</td> <td>0~100vol%K</td> <td>0~1.9vol%K</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が高い濃度にあるかどうかの確認である。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである格納容器内水素濃度(D/W)の計測が困難になった場合、格納容器内雰囲気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。  推定方法は、以下のとおりである。</td> </tr> <tr> <td>推定の評価</td> <td colspan="3">①格納容器内水素濃度 格納容器内水素濃度(D/W)の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内雰囲気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気水素濃度により推定する。 格納容器内雰囲気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。  ②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気水素濃度による推定は、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、それと異なる計測原理で計測することから、推定方法として妥当である。  [誤差による影響について] 原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素濃度が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり、代替パラメータ(格納容器内水素濃度(D/W)、格納容器内水素濃度(S/C)、格納容器内雰囲気気水素濃度)による推定は、同一物理量からの推定であり、原子炉格納容器内の水素濃度の傾向を把握でき、計器誤差(格納容器内水素濃度(D/W)の誤差:±2.0vol%K、格納容器内水素濃度(S/C)の誤差:±2.0vol%K、格納容器内雰囲気気水素濃度の誤差:±0.6vol%K(0~30vol%K)、±2.0vol%K(0~100vol%K))を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。  以上より、これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策を成功させるために必要な状態を推定することができる。</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉格納容器内の水素濃度			項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	格納容器内水素濃度(D/W)	0~100vol%K	0~1.9vol%K	格納容器内水素濃度(S/C)	0~100vol%K	0~1.0vol%K	格納容器内雰囲気気水素濃度	0~20vol%K 0~100vol%K	0~1.9vol%K	代替パラメータ	①格納容器内雰囲気気水素濃度(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)	0~30vol%K 0~100vol%K	0~1.9vol%K	②格納容器内水素濃度(D/W)(格納容器内雰囲気気水素濃度の代替)	0~100vol%K	0~1.0vol%K	③格納容器内水素濃度(D/W)(格納容器内雰囲気気水素濃度の代替)	0~100vol%K	0~1.9vol%K	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が高い濃度にあるかどうかの確認である。			推定方法	原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである格納容器内水素濃度(D/W)の計測が困難になった場合、格納容器内雰囲気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。  推定方法は、以下のとおりである。			推定の評価	①格納容器内水素濃度 格納容器内水素濃度(D/W)の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内雰囲気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気水素濃度により推定する。 格納容器内雰囲気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。  ②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気水素濃度による推定は、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、それと異なる計測原理で計測することから、推定方法として妥当である。  [誤差による影響について] 原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素濃度が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり、代替パラメータ(格納容器内水素濃度(D/W)、格納容器内水素濃度(S/C)、格納容器内雰囲気気水素濃度)による推定は、同一物理量からの推定であり、原子炉格納容器内の水素濃度の傾向を把握でき、計器誤差(格納容器内水素濃度(D/W)の誤差:±2.0vol%K、格納容器内水素濃度(S/C)の誤差:±2.0vol%K、格納容器内雰囲気気水素濃度の誤差:±0.6vol%K(0~30vol%K)、±2.0vol%K(0~100vol%K))を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。  以上より、これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策を成功させるために必要な状態を推定することができる。			<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="3">原子炉格納容器内の水素濃度</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>格納容器内水素濃度</td> <td>0~20vol%K</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">代替パラメータ</td> <td>①原子炉格納容器内水素処理装置温度</td> <td>0~800℃</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①格納容器水素イグナイト温度 ②〔ガス分析計による水素濃度〕</td> <td>0~800℃ 0~100vol%K</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困難になった場合、代替パラメータの原子炉格納容器内水素処理装置温度、格納容器水素イグナイト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ト温度 原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイトの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トの作動状況を確認することにより、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるか否かを推定する。  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%K	—	代替パラメータ	①原子炉格納容器内水素処理装置温度	0~800℃	—	①格納容器水素イグナイト温度 ②〔ガス分析計による水素濃度〕	0~800℃ 0~100vol%K	—	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困難になった場合、代替パラメータの原子炉格納容器内水素処理装置温度、格納容器水素イグナイト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ト温度 原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイトの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トの作動状況を確認することにより、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるか否かを推定する。  ②〔ガス分析計による水素濃度〕 自主対策設備であるガス分析器が使用可能であれば、本分析器は水分を除いた各ガス組成について計測可能であり、直接ドライ水素濃度が確認できるため、ガス分析計による水素濃度(自主対策設備)の結果に基づき水素濃度を監視する。			
原子炉格納容器内の水素濃度																																																																																						
項目	監視パラメータ	設計基準																																																																																				
主要パラメータ	可搬型格納容器水素ガス濃度	重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。																																																																																				
代替パラメータ	静的触媒式水素再結合装置温度監視装置 原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置																																																																																					
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、格納容器水素濃度が大規模な燃焼が生じる可能性が高い濃度にあるかどうかの確認である。 特に重大事故において、ジルコニウム-水反応等によって発生した水素が激しく燃焼した場合には、原子炉格納容器の破損に至る可能性がある。 ここで、原子炉格納容器の除熱が確立された場合にも、水素気が凝縮されることにより相対的な水素濃度が上昇することで水素が燃焼する可能性がある。 このため、事故時の対応手段を判断する上で格納容器内の水素濃度を監視することが重要である。																																																																																					
推定方法	原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである可搬型格納容器内水素濃度計測装置の計測が困難になった場合、代替パラメータの静的触媒式水素再結合装置温度監視装置又は原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置により、原子炉格納容器内の水素濃度を推定する。  静的触媒式水素再結合装置温度監視装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置  原子炉格納容器内の水素濃度と静的触媒式水素再結合装置温度監視装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の作動特性(水素処理特性)の関係から、静的触媒式水素再結合装置温度監視装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の作動状況を降臨することにより、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるか否かを推定する。																																																																																					
原子炉格納容器内の水素濃度																																																																																						
項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																			
主要パラメータ	格納容器内水素濃度(D/W)	0~100vol%K	0~1.9vol%K																																																																																			
	格納容器内水素濃度(S/C)	0~100vol%K	0~1.0vol%K																																																																																			
	格納容器内雰囲気気水素濃度	0~20vol%K 0~100vol%K	0~1.9vol%K																																																																																			
代替パラメータ	①格納容器内雰囲気気水素濃度(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)	0~30vol%K 0~100vol%K	0~1.9vol%K																																																																																			
	②格納容器内水素濃度(D/W)(格納容器内雰囲気気水素濃度の代替)	0~100vol%K	0~1.0vol%K																																																																																			
	③格納容器内水素濃度(D/W)(格納容器内雰囲気気水素濃度の代替)	0~100vol%K	0~1.9vol%K																																																																																			
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が高い濃度にあるかどうかの確認である。																																																																																					
推定方法	原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである格納容器内水素濃度(D/W)の計測が困難になった場合、格納容器内雰囲気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。  推定方法は、以下のとおりである。																																																																																					
推定の評価	①格納容器内水素濃度 格納容器内水素濃度(D/W)の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内雰囲気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気水素濃度により推定する。 格納容器内雰囲気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。  ②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気水素濃度による推定は、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、それと異なる計測原理で計測することから、推定方法として妥当である。  [誤差による影響について] 原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素濃度が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり、代替パラメータ(格納容器内水素濃度(D/W)、格納容器内水素濃度(S/C)、格納容器内雰囲気気水素濃度)による推定は、同一物理量からの推定であり、原子炉格納容器内の水素濃度の傾向を把握でき、計器誤差(格納容器内水素濃度(D/W)の誤差:±2.0vol%K、格納容器内水素濃度(S/C)の誤差:±2.0vol%K、格納容器内雰囲気気水素濃度の誤差:±0.6vol%K(0~30vol%K)、±2.0vol%K(0~100vol%K))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%K	—																																																																																			
代替パラメータ	①原子炉格納容器内水素処理装置温度	0~800℃	—																																																																																			
	①格納容器水素イグナイト温度 ②〔ガス分析計による水素濃度〕	0~800℃ 0~100vol%K	—																																																																																			
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困難になった場合、代替パラメータの原子炉格納容器内水素処理装置温度、格納容器水素イグナイト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ト温度 原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイトの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トの作動状況を確認することにより、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるか否かを推定する。  ②〔ガス分析計による水素濃度〕 自主対策設備であるガス分析器が使用可能であれば、本分析器は水分を除いた各ガス組成について計測可能であり、直接ドライ水素濃度が確認できるため、ガス分析計による水素濃度(自主対策設備)の結果に基づき水素濃度を監視する。																																																																																					
<p>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</p> <p>静的触媒式水素再結合装置温度監視装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の作動状況を降臨することにより、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるか否かを確認できる。原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置は水素濃度を0%(wet)以下に抑える機能があり、事象進展に伴い原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の作動が収束した状態では、原子炉格納容器内の水素発生が低減しており、以降は静的触媒式水素再結合装置温度監視装置により水素濃度低減が可能であるため、大規模な水素燃焼が生じない領域であると判断できる。</p> <p>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。</p> <p>本代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>																																																																																						

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>①原子炉格納容器内水素処理装置温度及び格納容器水素イグナイタ温度                      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Sto1%(vol)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><b>要【ガス分析計による水素濃度】</b>                      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><b>【誤差による影響について】</b>                      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)




大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																													
		<p>(k) 主要パラメータの代替パラメータ(他チャンネル及び他ループを除く)による推定方法について(アニュラス内の水素濃度)</p> <table border="1" data-bbox="1256 233 1812 421"> <thead> <tr> <th colspan="4">アニュラス内の水素濃度</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 rowspan="2">主要パラメータ</td> <td>アニュラス水素濃度(可搬型)</td> <td>0~20vol%</td> <td>≦</td> </tr> <tr> <td>〔アニュラス水素濃度〕</td> <td>0~20vol%</td> <td>≦</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">代替パラメータ</td> <td>①〔アニュラス水素濃度〕</td> <td>0~20vol%</td> <td>≦</td> </tr> <tr> <td>②アニュラス水素濃度(可搬型)の代替</td> <td>0~20vol%</td> <td>≦</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">代替パラメータ</td> <td>③アニュラス水素濃度(可搬型)</td> <td>0~20vol%</td> <td>≦</td> </tr> <tr> <td>〔アニュラス水素濃度〕の代替</td> <td>0~20vol%</td> <td>≦</td> </tr> </tbody> </table> <p><b>計測目的</b>                      重大事故等時において、主要パラメータにてアニュラス内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器からの水素測定があるかどうかの確認である。</p> <p><b>推定方法</b>                      アニュラス内の水素濃度の主要パラメータであるアニュラス水素濃度(可搬型)の監視が不可能となった場合、監視可能であれば、アニュラス水素濃度(自主対策設備)により推定する。                      アニュラス内の水素濃度の主要パラメータであるアニュラス水素濃度(自主対策設備)の監視が不可能となった場合、アニュラス水素濃度(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〔アニュラス水素濃度〕                      自主対策設備であるアニュラス水素濃度が使用可能であれば、アニュラス水素濃度(自主対策設備)により推定する。アニュ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。                      ②アニュラス水素濃度(可搬型)                      アニュラス水素濃度(自主対策設備)の監視が不可能となった場合には、アニュラス水素濃度(可搬型)により推定する。</p> <p><b>推定の評価</b>                      ①〔アニュラス水素濃度〕                      アニュラス水素濃度(自主対策設備)による推定は、直接的にアニュラス内の水素濃度を計測するものであり、推定方法として妥当である。                      ②アニュラス水素濃度(可搬型)                      アニュラス水素濃度(可搬型)による推定は、直接的にアニュラス内の水素濃度を計測するものであり、推定方法として妥当である。</p> <p><b>推定の評価</b>                      【誤差による影響について】                      アニュラス内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器からの水素測定を把握することであり、代替パラメータ〔アニュラス水素濃度(自主対策設備)〕及びアニュラス水素濃度(可搬型)による推定は、同一物理量からの推定であり、アニュラス内の水素濃度の傾向を把握でき、計器誤差〔アニュラス水素濃度(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、原子炉格納容器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>	アニュラス内の水素濃度				項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	アニュラス水素濃度(可搬型)	0~20vol%	≦	〔アニュラス水素濃度〕	0~20vol%	≦	代替パラメータ	①〔アニュラス水素濃度〕	0~20vol%	≦	②アニュラス水素濃度(可搬型)の代替	0~20vol%	≦	代替パラメータ	③アニュラス水素濃度(可搬型)	0~20vol%	≦	〔アニュラス水素濃度〕の代替	0~20vol%	≦	
アニュラス内の水素濃度																																
項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																													
主要パラメータ	アニュラス水素濃度(可搬型)	0~20vol%	≦																													
	〔アニュラス水素濃度〕	0~20vol%	≦																													
代替パラメータ	①〔アニュラス水素濃度〕	0~20vol%	≦																													
	②アニュラス水素濃度(可搬型)の代替	0~20vol%	≦																													
代替パラメータ	③アニュラス水素濃度(可搬型)	0~20vol%	≦																													
	〔アニュラス水素濃度〕の代替	0~20vol%	≦																													



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

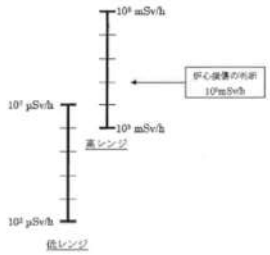

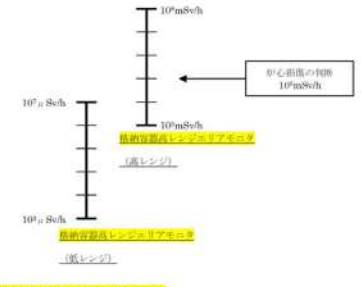
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第58条 計装設備（補足説明資料）

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																								
(k) - 1 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について	(j) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の放射線量率）	(1) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他グループを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の放射線量率（1））																																																																									
<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="4">原子炉格納容器内の放射線量率</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次系保有水が蒸出することにより1次系保有水量が減少し、炉心が露出すれば1次冷却材は過熱状態となり、炉心が過熱すると炉心損傷に至る。 このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視することが重要である。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 計測範囲の関係は、以下のとおりである。</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉格納容器内の放射線量率				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次系保有水が蒸出することにより1次系保有水量が減少し、炉心が露出すれば1次冷却材は過熱状態となり、炉心が過熱すると炉心損傷に至る。 このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視することが重要である。			推定方法	原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 計測範囲の関係は、以下のとおりである。			<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="4">*有効監視パラメータ 原子炉格納容器内の放射線量率</th> </tr> <tr> <th>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>格納容器内空気放射線モニタ(S/C)</td> <td>10<sup>2</sup>Sv/h~10<sup>3</sup>Sv/h</td> <td>10<sup>2</sup>Sv/h未満</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td>① [エアリア放射線モニタ] *</td> <td>10<sup>2</sup>μSv/h~10<sup>3</sup>μSv/h (ch. 9)</td> <td>10<sup>2</sup>μSv/h未満</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、燃料損傷を推定することである。 原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内空気放射線モニタ(S/C)及び格納容器内空気放射線モニタ(S/C)の計測が困難になった場合、エアリア放射線モニタの指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定できる。 推定方法は、以下のとおりである。 ① [エアリア放射線モニタ] 原子炉格納容器内の放射線量率が上昇した場合には、エアリア放射線モニタの指示値が上昇すると推定されることから、その上昇分より原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 燃料破損等により燃料内の放射性物質が原子炉圧力容器外に放出された場合、放射性物質（主に希ガス）が原子炉格納容器内空間に充満することになる。このとき、原子炉格納容器配管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確保として、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%、5%とし、奥層は希ガスのみを考慮する。 ・燃料から放出された希ガスが原子炉格納容器内に均一に充満すると仮定し、原子炉格納容器配管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。 ・原子炉格納容器内線量は原子炉格納容器空間容積の等価体積半壁内希ガスが充満するとして評価する。 図 58-8-13 及び図 58-8-14 は、エアリア放射線モニタ位置におけるガンマ線放射線量率を示す。これらのガンマ線量率における原子炉格納容器内の放射線量率を図 58-8-15 に示す。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">  <p>図 58-8-13 エアリア放射線モニタ ch.9 の位置と放射線量率計測部</p> </td> </tr> </tbody> </table>	*有効監視パラメータ 原子炉格納容器内の放射線量率				項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	格納容器内空気放射線モニタ(S/C)	10 <sup>2</sup> Sv/h~10 <sup>3</sup> Sv/h	10 <sup>2</sup> Sv/h未満	代替パラメータ	① [エアリア放射線モニタ] *	10 <sup>2</sup> μSv/h~10 <sup>3</sup> μSv/h (ch. 9)	10 <sup>2</sup> μSv/h未満	計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、燃料損傷を推定することである。 原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内空気放射線モニタ(S/C)及び格納容器内空気放射線モニタ(S/C)の計測が困難になった場合、エアリア放射線モニタの指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定できる。 推定方法は、以下のとおりである。 ① [エアリア放射線モニタ] 原子炉格納容器内の放射線量率が上昇した場合には、エアリア放射線モニタの指示値が上昇すると推定されることから、その上昇分より原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 燃料破損等により燃料内の放射性物質が原子炉圧力容器外に放出された場合、放射性物質（主に希ガス）が原子炉格納容器内空間に充満することになる。このとき、原子炉格納容器配管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確保として、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%、5%とし、奥層は希ガスのみを考慮する。 ・燃料から放出された希ガスが原子炉格納容器内に均一に充満すると仮定し、原子炉格納容器配管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。 ・原子炉格納容器内線量は原子炉格納容器空間容積の等価体積半壁内希ガスが充満するとして評価する。 図 58-8-13 及び図 58-8-14 は、エアリア放射線モニタ位置におけるガンマ線放射線量率を示す。これらのガンマ線量率における原子炉格納容器内の放射線量率を図 58-8-15 に示す。			推定方法	 <p>図 58-8-13 エアリア放射線モニタ ch.9 の位置と放射線量率計測部</p>			<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="4">原子炉格納容器内の放射線量率（1）</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） 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>10<sup>2</sup>~10<sup>4</sup> μSv/h 低レンジ：8.7×10<sup>-1</sup>~1.0×10<sup>2</sup>μSv/h 高レンジ：1.0×10<sup>2</sup>~1.0×10<sup>4</sup>μSv/h</td> <td>同上 同上</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率（1）を監視する目的は、炉心損傷の判断である。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">原子炉格納容器内の放射線量率（1）の主要パラメータである格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測が困難になった場合、格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）並びにモニタリングポスト及びモニタリングステーション（自主対策設備）の指示の上昇を傾向監視し、急上昇（バックランド値より数倍から1桁以上上昇）により、炉心損傷のおそれが生じているか否かを推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 ① 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）、モニタリングポスト及びモニタリングステーション 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）並びにモニタリングポスト及びモニタリングステーション（自主対策設備）により原子炉格納容器内の放射線量（1）を推定する。 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）と格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の計測範囲の関係は、以下のとおりである。</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉格納容器内の放射線量率（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） ② [モニタリングポスト及びモニタリングステーション]	10 <sup>2</sup> ~10 <sup>4</sup> μSv/h 低レンジ：8.7×10 <sup>-1</sup> ~1.0×10 <sup>2</sup> μSv/h 高レンジ：1.0×10 <sup>2</sup> ~1.0×10 <sup>4</sup> μSv/h	同上 同上	計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率（1）を監視する目的は、炉心損傷の判断である。			推定方法	原子炉格納容器内の放射線量率（1）の主要パラメータである格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測が困難になった場合、格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）並びにモニタリングポスト及びモニタリングステーション（自主対策設備）の指示の上昇を傾向監視し、急上昇（バックランド値より数倍から1桁以上上昇）により、炉心損傷のおそれが生じているか否かを推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 ① 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）、モニタリングポスト及びモニタリングステーション 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）並びにモニタリングポスト及びモニタリングステーション（自主対策設備）により原子炉格納容器内の放射線量（1）を推定する。 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）と格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の計測範囲の関係は、以下のとおりである。			
原子炉格納容器内の放射線量率																																																																											
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次系保有水が蒸出することにより1次系保有水量が減少し、炉心が露出すれば1次冷却材は過熱状態となり、炉心が過熱すると炉心損傷に至る。 このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視することが重要である。																																																																										
推定方法	原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 計測範囲の関係は、以下のとおりである。																																																																										
*有効監視パラメータ 原子炉格納容器内の放射線量率																																																																											
項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																								
主要パラメータ	格納容器内空気放射線モニタ(S/C)	10 <sup>2</sup> Sv/h~10 <sup>3</sup> Sv/h	10 <sup>2</sup> Sv/h未満																																																																								
代替パラメータ	① [エアリア放射線モニタ] *	10 <sup>2</sup> μSv/h~10 <sup>3</sup> μSv/h (ch. 9)	10 <sup>2</sup> μSv/h未満																																																																								
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、燃料損傷を推定することである。 原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内空気放射線モニタ(S/C)及び格納容器内空気放射線モニタ(S/C)の計測が困難になった場合、エアリア放射線モニタの指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定できる。 推定方法は、以下のとおりである。 ① [エアリア放射線モニタ] 原子炉格納容器内の放射線量率が上昇した場合には、エアリア放射線モニタの指示値が上昇すると推定されることから、その上昇分より原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 燃料破損等により燃料内の放射性物質が原子炉圧力容器外に放出された場合、放射性物質（主に希ガス）が原子炉格納容器内空間に充満することになる。このとき、原子炉格納容器配管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確保として、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%、5%とし、奥層は希ガスのみを考慮する。 ・燃料から放出された希ガスが原子炉格納容器内に均一に充満すると仮定し、原子炉格納容器配管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。 ・原子炉格納容器内線量は原子炉格納容器空間容積の等価体積半壁内希ガスが充満するとして評価する。 図 58-8-13 及び図 58-8-14 は、エアリア放射線モニタ位置におけるガンマ線放射線量率を示す。これらのガンマ線量率における原子炉格納容器内の放射線量率を図 58-8-15 に示す。																																																																										
推定方法	 <p>図 58-8-13 エアリア放射線モニタ ch.9 の位置と放射線量率計測部</p>																																																																										
原子炉格納容器内の放射線量率（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） ② [モニタリングポスト及びモニタリングステーション]	10 <sup>2</sup> ~10 <sup>4</sup> μSv/h 低レンジ：8.7×10 <sup>-1</sup> ~1.0×10 <sup>2</sup> μSv/h 高レンジ：1.0×10 <sup>2</sup> ~1.0×10 <sup>4</sup> μSv/h	同上 同上																																																																								
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率（1）を監視する目的は、炉心損傷の判断である。																																																																										
推定方法	原子炉格納容器内の放射線量率（1）の主要パラメータである格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測が困難になった場合、格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）並びにモニタリングポスト及びモニタリングステーション（自主対策設備）の指示の上昇を傾向監視し、急上昇（バックランド値より数倍から1桁以上上昇）により、炉心損傷のおそれが生じているか否かを推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 ① 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）、モニタリングポスト及びモニタリングステーション 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）並びにモニタリングポスト及びモニタリングステーション（自主対策設備）により原子炉格納容器内の放射線量（1）を推定する。 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）と格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の計測範囲の関係は、以下のとおりである。																																																																										
<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>図 58-8-14 エリア放射線モニタ No.23 の位置と放射線量率評価値</p>	 <p>推定可能範囲: <math>10^2 \sim 10^4 \mu\text{Sv/h}</math></p>	<p>相違理由</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 \text{mSv/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 \text{mSv/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>	<p>推定方法</p> <p>図 58-8-15 原子炉格納容器内 (D/R) 放射線量率推定値</p> <p>推定の評価</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<p>推定方法</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 \text{mSv/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 \text{mSv/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>【誤差による影響について】</p> <p>原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、炉心損傷の判断であり、代替パラメータ (格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ)、モニタリングポスト及びモニタリングステーション (自主対策設備)) による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差 (格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ) の誤差: <math>4.7 \times 10^{-1} \sim 1.8 \times 10^2 \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>相違理由</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>推定の評価</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び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）

第58条 計装設備（補足説明資料）

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																											
<p>(k) - 2 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について</p> <table border="1" data-bbox="85 212 629 754"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉格納容器内の放射線量率</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>格納容器内高レンジ エアロモニタ (低レンジ)</td> <td>10<sup>2</sup>~10<sup>7</sup> μSv/h</td> <td>10<sup>4</sup>mSv/h以下 炉心損傷判断の値は10<sup>4</sup>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。</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td colspan="3">格納容器内高レンジエアロモニタ (高レンジ)</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、炉心損傷に至っていないことの判断である。 特に重大事故において、安全注入に期待できない場合、1次系保有水が流出することにより1次系保有水量が減少し、炉心が露出すれば1次冷却材は過熱状態となり、析出が促されると炉心損傷に至る。このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で原子炉格納容器内の放射線量率を監視することが重要である。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内高レンジエアロモニタ（高レンジ）にて推定する。 計測範囲の関係は、以下のとおりである。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉格納容器内の放射線量率			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	格納容器内高レンジ エアロモニタ (低レンジ)	10 <sup>2</sup> ~10 <sup>7</sup> μSv/h	10 <sup>4</sup> mSv/h以下 炉心損傷判断の値は10 <sup>4</sup> 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ロモニタ (高レンジ)			計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、炉心損傷に至っていないことの判断である。 特に重大事故において、安全注入に期待できない場合、1次系保有水が流出することにより1次系保有水量が減少し、炉心が露出すれば1次冷却材は過熱状態となり、析出が促されると炉心損傷に至る。このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で原子炉格納容器内の放射線量率を監視することが重要である。			推定方法	原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内高レンジエアロモニタ（高レンジ）にて推定する。 計測範囲の関係は、以下のとおりである。				<p>(m) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の放射線量率（2））</p> <table border="1" data-bbox="1252 236 1816 1027"> <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="5">主要パラメータ</td> <td>格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ）</td> <td>10<sup>2</sup>~10<sup>7</sup>μSv/h</td> <td>10<sup>4</sup>mSv/h以下 炉心損傷判断の値は10<sup>4</sup>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。</td> </tr> <tr> <td>〔格納容器じんあいモニタ〕</td> <td>10~10<sup>3</sup>cpm</td> <td>バックグラウンドレベルを超える</td> </tr> <tr> <td>〔格納容器ガスモニタ〕</td> <td>10~10<sup>3</sup>cpm</td> <td>バックグラウンドレベルを超える</td> </tr> <tr> <td>〔エアロクックエアロモニタ〕</td> <td>1~10<sup>2</sup>μSv/h</td> <td>10<sup>4</sup>mSv/h以下 炉心損傷判断の値は10<sup>4</sup>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。</td> </tr> <tr> <td>〔炉内核計装区域エアロモニタ〕</td> <td>1~10<sup>2</sup>μSv/h</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">代替パラメータ</td> <td>① 格納容器内高レンジエアロモニタ（高レンジ） 〔格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ）の代替〕</td> <td>10<sup>2</sup>~10<sup>7</sup>μSv/h</td> <td>10<sup>4</sup>mSv/h以下 炉心損傷判断の値は10<sup>4</sup>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。</td> </tr> <tr> <td>② 〔エアロクックエアロモニタ〕 〔格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ）の代替〕</td> <td>1~10<sup>2</sup>μSv/h</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>③ 〔炉内核計装区域エアロモニタ〕 〔格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ）の代替〕</td> <td>1~10<sup>2</sup>μSv/h</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>④ 格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ） 〔〔格納容器じんあいモニタ〕、〔格納容器ガスモニタ〕、〔エアロクックエアロモニタ〕及び〔炉内核計装区域エアロモニタ〕の代替〕</td> <td>10<sup>2</sup>~10<sup>7</sup>μSv/h</td> <td>同上</td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉格納容器内の放射線量率（2）			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ）	10 <sup>2</sup> ~10 <sup>7</sup> μSv/h	10 <sup>4</sup> mSv/h以下 炉心損傷判断の値は10 <sup>4</sup> 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〕	10~10 <sup>3</sup> 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〕	10~10 <sup>3</sup> cpm	バックグラウンドレベルを超える	〔エアロクックエアロモニタ〕	1~10 <sup>2</sup> μSv/h	10 <sup>4</sup> mSv/h以下 炉心損傷判断の値は10 <sup>4</sup> 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。	〔炉内核計装区域エアロモニタ〕	1~10 <sup>2</sup> μSv/h	同上	代替パラメータ	① 格納容器内高レンジエアロモニタ（高レンジ） 〔格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ）の代替〕	10 <sup>2</sup> ~10 <sup>7</sup> μSv/h	10 <sup>4</sup> mSv/h以下 炉心損傷判断の値は10 <sup>4</sup> 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 〔エアロクックエアロモニタ〕 〔格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ）の代替〕	1~10 <sup>2</sup> μSv/h	同上	③ 〔炉内核計装区域エアロモニタ〕 〔格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ）の代替〕	1~10 <sup>2</sup> μSv/h	同上	④ 格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ） 〔〔格納容器じんあいモニタ〕、〔格納容器ガスモニタ〕、〔エアロクックエアロモニタ〕及び〔炉内核計装区域エアロモニタ〕の代替〕	10 <sup>2</sup> ~10 <sup>7</sup> μSv/h	同上	
項目		原子炉格納容器内の放射線量率																																																												
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																											
主要パラメータ	格納容器内高レンジ エアロモニタ (低レンジ)	10 <sup>2</sup> ~10 <sup>7</sup> μSv/h	10 <sup>4</sup> mSv/h以下 炉心損傷判断の値は10 <sup>4</sup> 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ロモニタ (高レンジ)																																																													
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、炉心損傷に至っていないことの判断である。 特に重大事故において、安全注入に期待できない場合、1次系保有水が流出することにより1次系保有水量が減少し、炉心が露出すれば1次冷却材は過熱状態となり、析出が促されると炉心損傷に至る。このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で原子炉格納容器内の放射線量率を監視することが重要である。																																																													
推定方法	原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内高レンジエアロモニタ（高レンジ）にて推定する。 計測範囲の関係は、以下のとおりである。																																																													
項目	原子炉格納容器内の放射線量率（2）																																																													
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																											
主要パラメータ	格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ）	10 <sup>2</sup> ~10 <sup>7</sup> μSv/h	10 <sup>4</sup> mSv/h以下 炉心損傷判断の値は10 <sup>4</sup> 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〕	10~10 <sup>3</sup> 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〕	10~10 <sup>3</sup> cpm	バックグラウンドレベルを超える																																																											
	〔エアロクックエアロモニタ〕	1~10 <sup>2</sup> μSv/h	10 <sup>4</sup> mSv/h以下 炉心損傷判断の値は10 <sup>4</sup> 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。																																																											
	〔炉内核計装区域エアロモニタ〕	1~10 <sup>2</sup> μSv/h	同上																																																											
代替パラメータ	① 格納容器内高レンジエアロモニタ（高レンジ） 〔格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ）の代替〕	10 <sup>2</sup> ~10 <sup>7</sup> μSv/h	10 <sup>4</sup> mSv/h以下 炉心損傷判断の値は10 <sup>4</sup> 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 〔エアロクックエアロモニタ〕 〔格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ）の代替〕	1~10 <sup>2</sup> μSv/h	同上																																																											
	③ 〔炉内核計装区域エアロモニタ〕 〔格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ）の代替〕	1~10 <sup>2</sup> μSv/h	同上																																																											
	④ 格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ） 〔〔格納容器じんあいモニタ〕、〔格納容器ガスモニタ〕、〔エアロクックエアロモニタ〕及び〔炉内核計装区域エアロモニタ〕の代替〕	10 <sup>2</sup> ~10 <sup>7</sup> μSv/h	同上																																																											



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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="286 213 539 464" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="107 518 629 810" data-label="Text"> <p>格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) の計測範囲のうち、炉心損傷の判断の値となる <math>10^2 \text{mSv/h}</math> 未満に指示値がある場合は、炉心損傷の判断基準のひとつを満足していないことを確認でき、炉心損傷に至っていないことを判断できる。</p> <p>以上より、本推定方法を原子炉格納容器内の放射線量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 1805 316" data-label="Text"> <p>計測目的</p> <p>重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率 (2) を監視する目的は、炉心損傷に至っていないことの判断である。</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 1805 778" data-label="Text"> <p>推定方法</p> <p>推定方法は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)</li> <li>② エアロクックエリアモニタ</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 (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、エアロク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困難になった場合、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、エアロクックエリアモニタ【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、エアロク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)、エアロクックエリアモニタ及び炉内核計装区域エリアモニタの計測範囲の関係は、以下のとおりである。</p> </div>	

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

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<div data-bbox="1258 151 1821 603"> <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>10^0 \sim 10^1 \text{ mSv/h}</math>                  格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) : <math>10^0 \sim 10^2 \mu\text{Sv/h}</math>                  [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 \mu\text{Sv/h}</math></p> </div> <div data-bbox="1258 606 1821 1021"> <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>10^0 \text{ mSv/h}</math> 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>10^0 \text{ mSv/h}</math> 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> </div> <div data-bbox="1258 1037 1821 1204"> <p>推定の評価</p> <p>モニタ (高レンジ) の誤差: <math>4.7 \times 10^0 \sim 1.8 \times 10^1 \text{ mSv/h}</math>、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 10^0 \sim 1.8 \times 10^2 \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>	

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	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="674 236 1220 1023"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">*有効監視パラメータ</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>未臨界の維持又は監視 計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">主要パラメータ</td> <td>起動領域モニタ</td> <td>中性子源領域 <math>10^3 \text{ cps} \sim 10^4 \text{ cps}</math> (<math>1 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1 \times 10^7 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}</math>) 中間領域 0~40%、又は0~125% (<math>1 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 2 \times 10^6 \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 [制御棒位置指示系]*</td> <td>0~125% (<math>1.2 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 2.8 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}</math>)</td> <td>定格出力の約8倍</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">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 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 2.8 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}</math>)</td> <td>定格出力の約8倍</td> </tr> <tr> <td>①起動領域モニタ (平均出力領域モニタ、[制御棒位置指示系]*の代替)</td> <td>中性子源領域 <math>10^3 \text{ cps} \sim 10^4 \text{ cps}</math> (<math>1 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1 \times 10^7 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}</math>) 中間領域 0~40%、又は0~125% (<math>1 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 2 \times 10^6 \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="2">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。 推定方法は、以下のとおりである。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="2">①起動領域モニタ、平均出力領域モニタ 起動領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの平均出力領域モニタにより推定する。 平均出力領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの起動領域モニタにより推定する。 ② [制御棒位置指示系] 制御棒が全挿入位置であれば原子炉は停止状態にあるため、制御棒の位置指示により、未臨界を推定できる。</td> </tr> <tr> <td>推定の評価</td> <td colspan="2">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、原子炉が緊急状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が確認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	*有効監視パラメータ			監視パラメータ	未臨界の維持又は監視 計測範囲	設計基準	主要パラメータ	起動領域モニタ	中性子源領域 $10^3 \text{ cps} \sim 10^4 \text{ cps}$ ( $1 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1 \times 10^7 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ) 中間領域 0~40%、又は0~125% ( $1 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 2 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	定格出力の約8倍	平均出力領域モニタ [制御棒位置指示系]*	0~125% ( $1.2 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 2.8 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	定格出力の約8倍	代替パラメータ	①平均出力領域モニタ (起動領域モニタ、[制御棒位置指示系]*の代替)	0~125% ( $1.2 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 2.8 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	定格出力の約8倍	①起動領域モニタ (平均出力領域モニタ、[制御棒位置指示系]*の代替)	中性子源領域 $10^3 \text{ cps} \sim 10^4 \text{ cps}$ ( $1 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1 \times 10^7 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ) 中間領域 0~40%、又は0~125% ( $1 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 2 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	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。 推定方法は、以下のとおりである。		推定方法	①起動領域モニタ、平均出力領域モニタ 起動領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの平均出力領域モニタにより推定する。 平均出力領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの起動領域モニタにより推定する。 ② [制御棒位置指示系] 制御棒が全挿入位置であれば原子炉は停止状態にあるため、制御棒の位置指示により、未臨界を推定できる。		推定の評価	①起動領域モニタ、平均出力領域モニタ 起動領域モニタ又は平均出力領域モニタによる推定は直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。 ② [制御棒位置指示系] 制御棒は、原子炉が緊急状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が確認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="1261 236 1807 1054"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">未臨界の維持又は監視</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>出力領域中性子束</td> <td>0~120% (<math>3.3 \times 10^7 \sim 1.2 \times 10^8 \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^{11} \text{ A}</math> (<math>1.3 \times 10^7 \sim 6.6 \times 10^7 \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 10^4 \text{ cps}</math> (<math>10^3 \sim 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>[中間領域起動率] [中性子源領域起動率]</td> <td>0.5~5.00PM 0.5~5.00PM</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 10^7 \sim 1.2 \times 10^8 \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^{11} \text{ A}</math> (<math>1.3 \times 10^7 \sim 6.6 \times 10^7 \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 10^4 \text{ cps}</math> (<math>10^3 \sim 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>②1次冷却材温度 (広域—高温側) [出力領域中性子束の代替]</td> <td>0~400℃</td> <td>最大値: 約340℃</td> </tr> <tr> <td>②1次冷却材温度 (広域—低温側) [出力領域中性子束の代替]</td> <td>0~400℃</td> <td>最大値: 約339℃</td> </tr> <tr> <td>②ほう酸タンク水位 (出力領域中性子束、中間領域中性子束及び中性子源領域中性子束の代替) ② [中性子源領域起動率] [ [中間領域起動率] の代替 ] ② [中間領域起動率] [ [中性子源領域起動率] の代替 ]</td> <td>0~100% 0.5~5.00PM 0.5~5.00PM 0.5~5.00PM</td> <td>100% — — —</td> </tr> </tbody> </table>	項目	未臨界の維持又は監視			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	出力領域中性子束	0~120% ( $3.3 \times 10^7 \sim 1.2 \times 10^8 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	最大値: 定格出力の約194倍 [制御棒飛び出し]	中間領域中性子束	$10^{11} \sim 5 \times 10^{11} \text{ A}$ ( $1.3 \times 10^7 \sim 6.6 \times 10^7 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	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	$1 \sim 10^4 \text{ cps}$ ( $10^3 \sim 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	最大値: 定格出力の約194倍 [制御棒飛び出し]	[中間領域起動率] [中性子源領域起動率]	0.5~5.00PM 0.5~5.00PM	— —	代替パラメータ	①出力領域中性子束 (中間領域中性子束の代替)	0~120% ( $3.3 \times 10^7 \sim 1.2 \times 10^8 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	最大値: 定格出力の約194倍 [制御棒飛び出し]	①中間領域中性子束 (出力領域中性子束、中性子源領域中性子束、[中間領域起動率]及び[中性子源領域起動率]の代替)	$10^{11} \sim 5 \times 10^{11} \text{ A}$ ( $1.3 \times 10^7 \sim 6.6 \times 10^7 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	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)	$1 \sim 10^4 \text{ cps}$ ( $10^3 \sim 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	最大値: 定格出力の約194倍 [制御棒飛び出し]	②1次冷却材温度 (広域—高温側) [出力領域中性子束の代替]	0~400℃	最大値: 約340℃	②1次冷却材温度 (広域—低温側) [出力領域中性子束の代替]	0~400℃	最大値: 約339℃	②ほう酸タンク水位 (出力領域中性子束、中間領域中性子束及び中性子源領域中性子束の代替) ② [中性子源領域起動率] [ [中間領域起動率] の代替 ] ② [中間領域起動率] [ [中性子源領域起動率] の代替 ]	0~100% 0.5~5.00PM 0.5~5.00PM 0.5~5.00PM	100% — — —	
項目	*有効監視パラメータ																																																																										
	監視パラメータ	未臨界の維持又は監視 計測範囲	設計基準																																																																								
主要パラメータ	起動領域モニタ	中性子源領域 $10^3 \text{ cps} \sim 10^4 \text{ cps}$ ( $1 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1 \times 10^7 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ) 中間領域 0~40%、又は0~125% ( $1 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 2 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	定格出力の約8倍																																																																								
	平均出力領域モニタ [制御棒位置指示系]*	0~125% ( $1.2 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 2.8 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	定格出力の約8倍																																																																								
代替パラメータ	①平均出力領域モニタ (起動領域モニタ、[制御棒位置指示系]*の代替)	0~125% ( $1.2 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 2.8 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	定格出力の約8倍																																																																								
	①起動領域モニタ (平均出力領域モニタ、[制御棒位置指示系]*の代替)	中性子源領域 $10^3 \text{ cps} \sim 10^4 \text{ cps}$ ( $1 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1 \times 10^7 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ ) 中間領域 0~40%、又は0~125% ( $1 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 2 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	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。 推定方法は、以下のとおりである。																																																																									
推定方法	①起動領域モニタ、平均出力領域モニタ 起動領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの平均出力領域モニタにより推定する。 平均出力領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの起動領域モニタにより推定する。 ② [制御棒位置指示系] 制御棒が全挿入位置であれば原子炉は停止状態にあるため、制御棒の位置指示により、未臨界を推定できる。																																																																										
推定の評価	①起動領域モニタ、平均出力領域モニタ 起動領域モニタ又は平均出力領域モニタによる推定は直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。 ② [制御棒位置指示系] 制御棒は、原子炉が緊急状態において臨界未満に維持できる設備であるため、その機能が確認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	未臨界の維持又は監視																																																																										
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																								
主要パラメータ	出力領域中性子束	0~120% ( $3.3 \times 10^7 \sim 1.2 \times 10^8 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	最大値: 定格出力の約194倍 [制御棒飛び出し]																																																																								
	中間領域中性子束	$10^{11} \sim 5 \times 10^{11} \text{ A}$ ( $1.3 \times 10^7 \sim 6.6 \times 10^7 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	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	$1 \sim 10^4 \text{ cps}$ ( $10^3 \sim 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	最大値: 定格出力の約194倍 [制御棒飛び出し]																																																																								
	[中間領域起動率] [中性子源領域起動率]	0.5~5.00PM 0.5~5.00PM	— —																																																																								
代替パラメータ	①出力領域中性子束 (中間領域中性子束の代替)	0~120% ( $3.3 \times 10^7 \sim 1.2 \times 10^8 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	最大値: 定格出力の約194倍 [制御棒飛び出し]																																																																								
	①中間領域中性子束 (出力領域中性子束、中性子源領域中性子束、[中間領域起動率]及び[中性子源領域起動率]の代替)	$10^{11} \sim 5 \times 10^{11} \text{ A}$ ( $1.3 \times 10^7 \sim 6.6 \times 10^7 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	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)	$1 \sim 10^4 \text{ cps}$ ( $10^3 \sim 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$ )	最大値: 定格出力の約194倍 [制御棒飛び出し]																																																																								
	②1次冷却材温度 (広域—高温側) [出力領域中性子束の代替]	0~400℃	最大値: 約340℃																																																																								
	②1次冷却材温度 (広域—低温側) [出力領域中性子束の代替]	0~400℃	最大値: 約339℃																																																																								
	②ほう酸タンク水位 (出力領域中性子束、中間領域中性子束及び中性子源領域中性子束の代替) ② [中性子源領域起動率] [ [中間領域起動率] の代替 ] ② [中間領域起動率] [ [中性子源領域起動率] の代替 ]	0~100% 0.5~5.00PM 0.5~5.00PM 0.5~5.00PM	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>【顕微鏡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、同一物質からの推定であり、原子炉が停止していることを把握でき、計器誤差 (起動領域モニタの誤差: 中性子源領域±0.14 デカド (7.25×10<sup>-7</sup>~1.28×10<sup>-6</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 (制御棒位置相平高) による推定は、制御棒の位置からの推定であり、原子炉が停止していることを把握でき、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<p><b>計測目的</b></p> <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> <p><b>①出力領域中性子束</b></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困難になった場合、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><b>②中間領域中性子束</b></p> <p>出力領域中性子束の計測が困難になった場合、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><b>③1次冷却材温度 (広域-高温側)、1次冷却材温度 (広域-低温側)</b></p> <p>出力領域中性子束の計測が困難になった場合、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><b>④ほう酸タンク水位</b></p> <p>出力領域中性子束の計測が困難となった場合、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><b>⑤中間領域中性子束</b></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困難になった場合、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><b>⑥出力領域中性子束、中性子源領域中性子束</b></p> <p>中間領域中性子束の計測が困難になった場合、代替パラメータの出力領域中性子束の測定範囲であれば、出力領域中性子束による推定を行い、代替パラメータの中性子源領域中性子束の測定範囲であれば、中性子源領域中性子束により推定する。</p>	

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>③ほう酸タンク水位                      中間領域中性子束の計測が困難となった場合、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困難になった場合、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困難になった場合、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困難になった場合、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)の計測が困難になった場合、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)の計測が困難になった場合、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の計測が困難になった場合、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により推定する。</p>	



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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p><b>推定方法</b></p> <p>推定方法は以下のとおりである。</p> <p>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) の計測が困難になった場合、代替パラメータの中性子源領域中性子束により推定する。</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②中間領域起動率 (自主対策設備) により推定する。</p> <p><b>推定の評価</b></p> <p>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。</p> <p>②1次冷却材温度 (広域-高温側)、1次冷却材温度 (広域-低温側)                      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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</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>推定の評価</b></p> <p>(3) 中性子源領域中性子束                  ① 中間領域中性子束                  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>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>② 中性子源領域中性子束、③ 〔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                  中性子源領域起動率 (自主対策設備) 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 〔中間領域起動率〕                  ① 中間領域中性子束による推定は、直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。また、中間領域起動率 (自主対策設備) による推定は、直接的に計測した原子炉出力から原子炉出力の変化率を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>〔誤差による影響について〕                  未臨界を監視する目的は、制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを把握することであり、代替パラメータ (出力領域中性子束、中間領域中性子束、中性子源領域中性子束、中間領域起動率 (自主対策設備)、中性子源領域起動率 (自主対策設備)) による推定は、同一物量からの推定であり、原子炉が停止していることを把握でき、計器誤差 (出力領域中性子束の誤差: ±1.0%、中間領域中性子束の誤差: <math>5.4 \times 10^{-6} \sim 1.9 \times 10^{-6}</math>、中性子源領域中性子束の誤差: <math>6.6 \times 10^{-10} \sim 1.6 \times 10^{-9}</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 (1次冷却材温度 (広域-高温側)、1次冷却材温度 (広域-低温側)) による推定は、1次冷却材温度 (広域-高温側) と1次冷却材温度 (広域-低温側) の温度差と原子炉出力の相関関係から原子炉が停止していることを把握でき、計器誤差 (1次冷却材温度 (広域-高温側) の誤差: ±3.4℃、1次冷却材温度 (広域-低温側) の誤差: ±3.4℃) 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 (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を把握でき、計器誤差 (ほう酸タンク水位の誤差: ±1.0%) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																			
	<p>(1) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (最終ヒートシンクの確保)</p> <table border="1" data-bbox="672 231 1220 1061"> <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">代替格納冷却系</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>残留熱除去系熱交換器入口温度</td> <td>0~200℃</td> <td>最大値:180℃</td> </tr> <tr> <td>代替格納冷却ポンプ出口流量</td> <td>0~200m<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>0~3.650m</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置入口圧力 (広帯域)</td> <td>-0.1MPa~10Pa[gage]</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口圧力 (広帯域)</td> <td>-0.1MPa~10Pa[gage]</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置水温度</td> <td>0~200℃</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口放射線モニタ</td> <td>10<sup>-5</sup>sv/h~10<sup>-6</sup>sv/h</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口水濃度</td> <td>0~30vol% 0~100vol%</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td colspan="3" style="text-align:center">副圧降化ベント系</td> </tr> <tr> <td>副圧降化ベント液放射線モニタ</td> <td>10<sup>-5</sup>sv/h~10<sup>-6</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>0~200℃</td> <td>最大値:180℃</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系熱交換器出口温度</td> <td>0~200℃</td> <td>最大値:180℃</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>0~1,500m<sup>3</sup>/h</td> <td>0~1,130m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td colspan="3" style="text-align:center">代替格納冷却系</td> </tr> <tr> <td>①圧力抑制室内空気湿度 (サブプレッションプール水温度の代替)</td> <td>0~200℃</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>0~200℃</td> <td>97℃以下</td> </tr> <tr> <td>③圧力抑制室水位 (代替格納冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)</td> <td>0~5m (0, P, ~3900mm~1100mm)</td> <td>0, 0.5m (0, P, ~3650mm)</td> </tr> <tr> <td>④原子炉水位 (広帯域) (代替格納冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)</td> <td>-3,800mm~1,500mm<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) (代替格納冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)</td> <td>-3,800mm~1,300mm<sup>①</sup></td> <td>有燃料棒底部程度~レベル-8 (-3,710mm~5,000mm)<sup>③</sup></td> </tr> <tr> <td>⑥原子炉水位 (SA広帯域) (代替格納冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)</td> <td>-3,800mm~1,500mm<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>⑦原子炉水位 (SA燃料域) (代替格納冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)</td> <td>-3,800mm~1,300mm<sup>①</sup></td> <td>有燃料棒底部程度~レベル-8 (-3,710mm~5,000mm)<sup>③</sup></td> </tr> <tr> <td>⑧原子炉格納容器下部水位 (代替格納冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)</td> <td>0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m, 10, P, ~2000mm, ~1500mm, ~1000mm, ~500mm, 0mm, 500mm)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>⑨ドライウェル水位 (代替格納冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)</td> <td>0.02m, 0.25m, 0.34m (0, P, 1170mm, 1380mm, 1450mm)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>⑩ドライウェル温度 (代替格納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>0~200℃</td> <td>140℃以下</td> </tr> <tr> <td>⑪ドライウェル圧力 (代替格納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>~330Pa[gage] 以下</td> </tr> </tbody> </table>	項目	最終ヒートシンクの確保			監視パラメータ	設計基準	代替格納冷却系			サブプレッションプール水温度	0~200℃	97℃以下	残留熱除去系熱交換器入口温度	0~200℃	最大値:180℃	代替格納冷却ポンプ出口流量	0~200m <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)	0~3.650m	-	フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	-0.1MPa~10Pa[gage]	-	フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	-0.1MPa~10Pa[gage]	-	フィルタ装置水温度	0~200℃	-	フィルタ装置出口放射線モニタ	10 <sup>-5</sup> sv/h~10 <sup>-6</sup> sv/h	-	フィルタ装置出口水濃度	0~30vol% 0~100vol%	-	副圧降化ベント系			副圧降化ベント液放射線モニタ	10 <sup>-5</sup> sv/h~10 <sup>-6</sup> sv/h	-	残留熱除去系			残留熱除去系熱交換器入口温度	0~200℃	最大値:180℃	残留熱除去系熱交換器出口温度	0~200℃	最大値:180℃	残留熱除去系ポンプ出口流量	0~1,500m <sup>3</sup> /h	0~1,130m <sup>3</sup> /h	代替格納冷却系			①圧力抑制室内空気湿度 (サブプレッションプール水温度の代替)	0~200℃	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)	0~200℃	97℃以下	③圧力抑制室水位 (代替格納冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)	0~5m (0, P, ~3900mm~1100mm)	0, 0.5m (0, P, ~3650mm)	④原子炉水位 (広帯域) (代替格納冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)	-3,800mm~1,500mm <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) (代替格納冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)	-3,800mm~1,300mm <sup>①</sup>	有燃料棒底部程度~レベル-8 (-3,710mm~5,000mm) <sup>③</sup>	⑥原子炉水位 (SA広帯域) (代替格納冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)	-3,800mm~1,500mm <sup>①</sup>	有燃料棒底部程度~レベル-8 (-7,832mm~1,470mm) <sup>②</sup>	⑦原子炉水位 (SA燃料域) (代替格納冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)	-3,800mm~1,300mm <sup>①</sup>	有燃料棒底部程度~レベル-8 (-3,710mm~5,000mm) <sup>③</sup>	⑧原子炉格納容器下部水位 (代替格納冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m, 10, P, ~2000mm, ~1500mm, ~1000mm, ~500mm, 0mm, 500mm)	-	⑨ドライウェル水位 (代替格納冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)	0.02m, 0.25m, 0.34m (0, P, 1170mm, 1380mm, 1450mm)	-	⑩ドライウェル温度 (代替格納冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)	0~200℃	140℃以下	⑪ドライウェル圧力 (代替格納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]	~330Pa[gage] 以下	<p>(2) 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 (最終ヒートシンクの確保)</p> <table border="1" data-bbox="1254 231 1814 1061"> <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[gage]</td> <td>最大値: 約0.241MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水サージタンク水位</td> <td>0~100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>〔原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)〕</td> <td>0~1.0MPa[gage]</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>〔C、D格納容器再循環ユニット補機冷却水流量〕</td> <td>0~120m<sup>3</sup>/h</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度</td> <td>0~200℃</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>〔C、D原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度〕</td> <td>0~100℃</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>〔B原子炉補機冷却水戻り管温度〕</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[gage]</td> <td>最大値: 約7.8MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器水位 (狭域)</td> <td>0~100%</td> <td>最大値:100%以上 最小値:0%以下</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器水位 (広域)</td> <td>0~100%</td> <td>最大値:100%以上 最小値:0%以下</td> </tr> <tr> <td>補助給水流量</td> <td>0~130m<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4,826t/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[gage]</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table>	項目	最終ヒートシンクの確保			監視パラメータ	設計基準	格納容器内自然対流冷却系			原子炉格納容器圧力	0~0.35MPa[gage]	最大値: 約0.241MPa[gage]	原子炉補機冷却水サージタンク水位	0~100%	100%	〔原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)〕	0~1.0MPa[gage]	-	〔C、D格納容器再循環ユニット補機冷却水流量〕	0~120m <sup>3</sup> /h	-	格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	0~200℃	-	〔C、D原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度〕	0~100℃	-	〔B原子炉補機冷却水戻り管温度〕	0~100℃	-	蒸気発生器2次側冷却系			主蒸気ライン圧力	0~8.5MPa[gage]	最大値: 約7.8MPa[gage]	蒸気発生器水位 (狭域)	0~100%	最大値:100%以上 最小値:0%以下	蒸気発生器水位 (広域)	0~100%	最大値:100%以上 最小値:0%以下	補助給水流量	0~130m <sup>3</sup> /h	50m <sup>3</sup> /h	〔主蒸気流量〕	0~2,000t/h	最大値:約4,826t/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[gage]	-	
項目	最終ヒートシンクの確保																																																																																																																																																					
	監視パラメータ	設計基準																																																																																																																																																				
代替格納冷却系																																																																																																																																																						
サブプレッションプール水温度	0~200℃	97℃以下																																																																																																																																																				
残留熱除去系熱交換器入口温度	0~200℃	最大値:180℃																																																																																																																																																				
代替格納冷却ポンプ出口流量	0~200m <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)	0~3.650m	-																																																																																																																																																				
フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	-0.1MPa~10Pa[gage]	-																																																																																																																																																				
フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	-0.1MPa~10Pa[gage]	-																																																																																																																																																				
フィルタ装置水温度	0~200℃	-																																																																																																																																																				
フィルタ装置出口放射線モニタ	10 <sup>-5</sup> sv/h~10 <sup>-6</sup> sv/h	-																																																																																																																																																				
フィルタ装置出口水濃度	0~30vol% 0~100vol%	-																																																																																																																																																				
副圧降化ベント系																																																																																																																																																						
副圧降化ベント液放射線モニタ	10 <sup>-5</sup> sv/h~10 <sup>-6</sup> sv/h	-																																																																																																																																																				
残留熱除去系																																																																																																																																																						
残留熱除去系熱交換器入口温度	0~200℃	最大値:180℃																																																																																																																																																				
残留熱除去系熱交換器出口温度	0~200℃	最大値:180℃																																																																																																																																																				
残留熱除去系ポンプ出口流量	0~1,500m <sup>3</sup> /h	0~1,130m <sup>3</sup> /h																																																																																																																																																				
代替格納冷却系																																																																																																																																																						
①圧力抑制室内空気湿度 (サブプレッションプール水温度の代替)	0~200℃	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)	0~200℃	97℃以下																																																																																																																																																				
③圧力抑制室水位 (代替格納冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)	0~5m (0, P, ~3900mm~1100mm)	0, 0.5m (0, P, ~3650mm)																																																																																																																																																				
④原子炉水位 (広帯域) (代替格納冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)	-3,800mm~1,500mm <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) (代替格納冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)	-3,800mm~1,300mm <sup>①</sup>	有燃料棒底部程度~レベル-8 (-3,710mm~5,000mm) <sup>③</sup>																																																																																																																																																				
⑥原子炉水位 (SA広帯域) (代替格納冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)	-3,800mm~1,500mm <sup>①</sup>	有燃料棒底部程度~レベル-8 (-7,832mm~1,470mm) <sup>②</sup>																																																																																																																																																				
⑦原子炉水位 (SA燃料域) (代替格納冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)	-3,800mm~1,300mm <sup>①</sup>	有燃料棒底部程度~レベル-8 (-3,710mm~5,000mm) <sup>③</sup>																																																																																																																																																				
⑧原子炉格納容器下部水位 (代替格納冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.8m, 10, P, ~2000mm, ~1500mm, ~1000mm, ~500mm, 0mm, 500mm)	-																																																																																																																																																				
⑨ドライウェル水位 (代替格納冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)	0.02m, 0.25m, 0.34m (0, P, 1170mm, 1380mm, 1450mm)	-																																																																																																																																																				
⑩ドライウェル温度 (代替格納冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)	0~200℃	140℃以下																																																																																																																																																				
⑪ドライウェル圧力 (代替格納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]	~330Pa[gage] 以下																																																																																																																																																				
項目	最終ヒートシンクの確保																																																																																																																																																					
	監視パラメータ	設計基準																																																																																																																																																				
格納容器内自然対流冷却系																																																																																																																																																						
原子炉格納容器圧力	0~0.35MPa[gage]	最大値: 約0.241MPa[gage]																																																																																																																																																				
原子炉補機冷却水サージタンク水位	0~100%	100%																																																																																																																																																				
〔原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)〕	0~1.0MPa[gage]	-																																																																																																																																																				
〔C、D格納容器再循環ユニット補機冷却水流量〕	0~120m <sup>3</sup> /h	-																																																																																																																																																				
格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	0~200℃	-																																																																																																																																																				
〔C、D原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度〕	0~100℃	-																																																																																																																																																				
〔B原子炉補機冷却水戻り管温度〕	0~100℃	-																																																																																																																																																				
蒸気発生器2次側冷却系																																																																																																																																																						
主蒸気ライン圧力	0~8.5MPa[gage]	最大値: 約7.8MPa[gage]																																																																																																																																																				
蒸気発生器水位 (狭域)	0~100%	最大値:100%以上 最小値:0%以下																																																																																																																																																				
蒸気発生器水位 (広域)	0~100%	最大値:100%以上 最小値:0%以下																																																																																																																																																				
補助給水流量	0~130m <sup>3</sup> /h	50m <sup>3</sup> /h																																																																																																																																																				
〔主蒸気流量〕	0~2,000t/h	最大値:約4,826t/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[gage]	-																																																																																																																																																				

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																											
	<table border="1"> <tr> <td>②圧力抑制室圧力 (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)</td> <td>0~1MPa[abs]</td> <td>210kPa[gage] 以下</td> </tr> <tr> <td>③原子炉圧力容器温度 (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)</td> <td>0~500℃</td> <td>最大値: 297℃</td> </tr> <tr> <td colspan="3" style="text-align: center;">原子炉格納容器フィルタベント系</td> </tr> <tr> <td>①ドライウェル圧力 (フィルタ装置入口圧力 (広帯域), フィルタ装置出口圧力 (広帯域) の代替)</td> <td>0~1MPa[abs]</td> <td>330kPa[gage] 以下</td> </tr> <tr> <td>①圧力抑制室圧力 (フィルタ装置入口圧力 (広帯域), フィルタ装置出口圧力 (広帯域) の代替)</td> <td>0~1MPa[abs]</td> <td>210kPa[gage] 以下</td> </tr> <tr> <td>①格納容器内水素濃度 (b/W) (フィルタ装置出口水素濃度の代替)</td> <td>0~100kvol</td> <td>0~1.9kvol</td> </tr> <tr> <td>①格納容器内水素濃度 (b/O) (フィルタ装置出口水素濃度の代替)</td> <td>0~100kvol</td> <td>0~1.0kvol</td> </tr> <tr> <td colspan="3" style="text-align: center;">残留熱除去系</td> </tr> <tr> <td>①原子炉圧力容器温度 (残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)</td> <td>0~500℃</td> <td>最大値: 297℃</td> </tr> <tr> <td>①サブプレッションプール水温度 (残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)</td> <td>0~200℃</td> <td>97℃以下</td> </tr> <tr> <td>①残留熱除去系熱交換器入口温度 (残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)</td> <td>0~300℃</td> <td>最大値: 180℃</td> </tr> <tr> <td>①圧力抑制室水位 (残留熱除去系ポンプ出口流量の代替)</td> <td>0~2m (0. P. -3900mm~1100mm)</td> <td>4.05m (0. P. -3850mm)</td> </tr> <tr> <td>②原子炉補機冷却水系統流量 (残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)</td> <td>0~4,000m<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: 1.73MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td colspan="3">* 1: 計測範囲の帯は, 原子炉圧力容器帯レベルより1.313m上のところとする (ドライヤスカート底部付近)。 * 2: 計測範囲の帯は, 原子炉圧力容器帯レベルより900cm上のところとする (有効燃料棒頂部付近)。</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="2">重大事故等において, 主要パラメータにて最終ヒートシンクの確保を監視する目的は, 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われているかどうかの確認である。なお, 最終ヒートシンクの確保はプラント状態を監視するため, 単一パラメータで確認することは困難であり, 複数のパラメータを組み合わせるにより監視が可能である。</td> </tr> <tr> <td>検定方法</td> <td colspan="2">1. 代替循環冷却系 (1) サブプレッションプール水温度 ①圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度の監視が不可能となった場合には, サブプレッションチェンバ内の空気温度と水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。 (2) 残留熱除去系熱交換器入口温度 ①サブプレッションプール水温度 残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は, サブプレッションプール水温度により残留熱除去系熱交換器入口温度を推定する。 (3) 代替循環冷却ポンプ出口流量 (原子炉圧力容器への注水) ①圧力抑制室水位 原子炉圧力容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は, 水源である圧力抑制室水位の変化により注水量を推定する。</td> </tr> </table>	②圧力抑制室圧力 (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉格納容器への注水)	0~1MPa[abs]	210kPa[gage] 以下	③原子炉圧力容器温度 (代替循環冷却ポンプ出口流量の代替) (原子炉圧力容器への注水)	0~500℃	最大値: 297℃	原子炉格納容器フィルタベント系			①ドライウェル圧力 (フィルタ装置入口圧力 (広帯域), フィルタ装置出口圧力 (広帯域) の代替)	0~1MPa[abs]	330kPa[gage] 以下	①圧力抑制室圧力 (フィルタ装置入口圧力 (広帯域), フィルタ装置出口圧力 (広帯域) の代替)	0~1MPa[abs]	210kPa[gage] 以下	①格納容器内水素濃度 (b/W) (フィルタ装置出口水素濃度の代替)	0~100kvol	0~1.9kvol	①格納容器内水素濃度 (b/O) (フィルタ装置出口水素濃度の代替)	0~100kvol	0~1.0kvol	残留熱除去系			①原子炉圧力容器温度 (残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)	0~500℃	最大値: 297℃	①サブプレッションプール水温度 (残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)	0~200℃	97℃以下	①残留熱除去系熱交換器入口温度 (残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)	0~300℃	最大値: 180℃	①圧力抑制室水位 (残留熱除去系ポンプ出口流量の代替)	0~2m (0. P. -3900mm~1100mm)	4.05m (0. P. -3850mm)	②原子炉補機冷却水系統流量 (残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)	0~4,000m <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: 1.73MPa[gage]	* 1: 計測範囲の帯は, 原子炉圧力容器帯レベルより1.313m上のところとする (ドライヤスカート底部付近)。 * 2: 計測範囲の帯は, 原子炉圧力容器帯レベルより900cm上のところとする (有効燃料棒頂部付近)。			計測目的	重大事故等において, 主要パラメータにて最終ヒートシンクの確保を監視する目的は, 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われているかどうかの確認である。なお, 最終ヒートシンクの確保はプラント状態を監視するため, 単一パラメータで確認することは困難であり, 複数のパラメータを組み合わせるにより監視が可能である。		検定方法	1. 代替循環冷却系 (1) サブプレッションプール水温度 ①圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度の監視が不可能となった場合には, サブプレッションチェンバ内の空気温度と水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。 (2) 残留熱除去系熱交換器入口温度 ①サブプレッションプール水温度 残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は, サブプレッションプール水温度により残留熱除去系熱交換器入口温度を推定する。 (3) 代替循環冷却ポンプ出口流量 (原子炉圧力容器への注水) ①圧力抑制室水位 原子炉圧力容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は, 水源である圧力抑制室水位の変化により注水量を推定する。		<table border="1"> <tr> <td rowspan="4">代替 パラメータ</td> <td>①格納容器内温度 〔原子炉格納容器圧力 (C, D) 格納容器再循環ユニット補機冷却水流量〕及び格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度の代替〕</td> <td>0~220℃</td> <td>最大値: 約124℃</td> </tr> <tr> <td>①格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 〔原子炉補機冷却水サイジングタング水位 (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-1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イジング圧力 (可縮型) 〔原子炉補機冷却水サイジング圧力 (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0.241MPa[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>①1次冷却材温度 (広域-低温度側) 〔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330℃</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イジングタング水位 (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-1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イジング圧力 (可縮型) 〔原子炉補機冷却水サイジング圧力 (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0.241MPa[gage]	蒸気発生器2次側冷却系					①1次冷却材温度 (広域-低温度側) 〔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330℃	
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 (b/W) (フィルタ装置出口水素濃度の代替)	0~100kvol	0~1.9kvol																																																																												
①格納容器内水素濃度 (b/O) (フィルタ装置出口水素濃度の代替)	0~100kvol	0~1.0kvol																																																																												
残留熱除去系																																																																														
①原子炉圧力容器温度 (残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)	0~500℃	最大値: 297℃																																																																												
①サブプレッションプール水温度 (残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)	0~200℃	97℃以下																																																																												
①残留熱除去系熱交換器入口温度 (残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)	0~300℃	最大値: 180℃																																																																												
①圧力抑制室水位 (残留熱除去系ポンプ出口流量の代替)	0~2m (0. P. -3900mm~1100mm)	4.05m (0. P. -3850mm)																																																																												
②原子炉補機冷却水系統流量 (残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)	0~4,000m <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: 1.73MPa[gage]																																																																												
* 1: 計測範囲の帯は, 原子炉圧力容器帯レベルより1.313m上のところとする (ドライヤスカート底部付近)。 * 2: 計測範囲の帯は, 原子炉圧力容器帯レベルより900cm上のところとする (有効燃料棒頂部付近)。																																																																														
計測目的	重大事故等において, 主要パラメータにて最終ヒートシンクの確保を監視する目的は, 原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われているかどうかの確認である。なお, 最終ヒートシンクの確保はプラント状態を監視するため, 単一パラメータで確認することは困難であり, 複数のパラメータを組み合わせるにより監視が可能である。																																																																													
検定方法	1. 代替循環冷却系 (1) サブプレッションプール水温度 ①圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度の監視が不可能となった場合には, サブプレッションチェンバ内の空気温度と水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。 (2) 残留熱除去系熱交換器入口温度 ①サブプレッションプール水温度 残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は, サブプレッションプール水温度により残留熱除去系熱交換器入口温度を推定する。 (3) 代替循環冷却ポンプ出口流量 (原子炉圧力容器への注水) ①圧力抑制室水位 原子炉圧力容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は, 水源である圧力抑制室水位の変化により注水量を推定する。																																																																													
代替 パラメータ	①格納容器内温度 〔原子炉格納容器圧力 (C, D) 格納容器再循環ユニット補機冷却水流量〕及び格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度の代替〕	0~220℃	最大値: 約124℃																																																																											
	①格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 〔原子炉補機冷却水サイジングタング水位 (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-1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イジング圧力 (可縮型) 〔原子炉補機冷却水サイジング圧力 (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0.241MPa[gage]																																																																											
蒸気発生器2次側冷却系																																																																														
	①1次冷却材温度 (広域-低温度側) 〔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330℃																																																																											

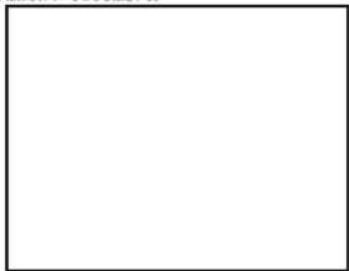
灰色:女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大飯発電所3/4号炉	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)                      ①原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位                      原子炉格納容器への注水時に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(S/W)、格納容器内水素濃度(S/C)                      フィルタ装置出口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素が原子炉格納容器フィルタベント系の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度(S/W)、格納容器内水素濃度(S/C)により推定する。</p> <p>3. 残留熱除去系                      (1) 残留熱除去系熱交換器入口温度                      ①原子炉圧力容器温度、サ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、サプレッションプール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>(2) 残留熱除去系熱交換器出口温度                      ①残留熱除去系熱交換器入口温度                      残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。</p> <p>②原子炉補機冷却水系統流量、残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量                      原子炉補機冷却水系統の流量が確保されていることで残留熱除去系熱交換器出口側が冷却されるため、これを利用して最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p>	<table border="1"> <tr> <td rowspan="6">代替パラメータ</td> <td>②1次冷却炉温度(広帯域-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〕</td> <td>0~400℃</td> <td>最大値:約340℃</td> </tr> <tr> <td>①蒸気発生器水位(広帯域) 〔蒸気発生器水位(狭域)、補助給水流量及び〔主蒸気流量〕の代替〕</td> <td>0~100%</td> <td>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) 〔蒸気発生器水位(広帯域)、補助給水流量及び〔主蒸気流量〕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補助給水ヒット水位 〔補助給水流量の代替〕</td> <td>0~100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>①主蒸気ライン圧力 〔〔主蒸気流量〕の代替〕</td> <td>0~8.5MPa[range]</td> <td>最大値: 約7.8MPa[range]</td> </tr> <tr> <td>②補助給水流量 〔〔主蒸気流量〕の代替〕</td> <td>0~130m<sup>3</sup>/h</td> <td>50m<sup>3</sup>/h</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てに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道                      ①原子炉格納容器圧力                      ②格納容器圧力 (AM用)                      原子炉格納容器圧力の監視が不可能となった場合には、格納容器圧力 (AM用)により推定する。</p>	代替パラメータ	②1次冷却炉温度(広帯域-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℃	①蒸気発生器水位(広帯域) 〔蒸気発生器水位(狭域)、補助給水流量及び〔主蒸気流量〕の代替〕	0~100%	最大値:100%以上 最小値:0%以下	①蒸気発生器水位(狭域) 〔蒸気発生器水位(広帯域)、補助給水流量及び〔主蒸気流量〕の代替〕	0~100%	最大値:100%以上 最小値:0%以下	①補助給水ヒット水位 〔補助給水流量の代替〕	0~100%	100%	①主蒸気ライン圧力 〔〔主蒸気流量〕の代替〕	0~8.5MPa[range]	最大値: 約7.8MPa[range]	②補助給水流量 〔〔主蒸気流量〕の代替〕	0~130m <sup>3</sup> /h	50m <sup>3</sup> /h	
代替パラメータ	②1次冷却炉温度(広帯域-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℃																		
	①蒸気発生器水位(広帯域) 〔蒸気発生器水位(狭域)、補助給水流量及び〔主蒸気流量〕の代替〕	0~100%		最大値:100%以上 最小値:0%以下																		
	①蒸気発生器水位(狭域) 〔蒸気発生器水位(広帯域)、補助給水流量及び〔主蒸気流量〕の代替〕	0~100%		最大値:100%以上 最小値:0%以下																		
	①補助給水ヒット水位 〔補助給水流量の代替〕	0~100%		100%																		
	①主蒸気ライン圧力 〔〔主蒸気流量〕の代替〕	0~8.5MPa[range]		最大値: 約7.8MPa[range]																		
	②補助給水流量 〔〔主蒸気流量〕の代替〕	0~130m <sup>3</sup> /h	50m <sup>3</sup> /h																			



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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>③ 残留熱除去系ポンプ出口流量                  ① 圧力制御室水位                  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、水源である圧力制御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 圧力制御室内空気温度                  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。(圧力制御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 (原子炉圧力容器への注水)                  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: ±0.03%)</p> <p>② 原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (SA広帯域)、原子炉水位 (SA燃料域)                  原子炉水位による推定方法は、残留熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化量に相当する水量の和を利用し炉心冷却状態を把握する上で適用でき、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(原子炉水位 (広帯域) の誤差: ±40mm、原子炉水位 (燃料域) の誤差: ±40mm、原子炉水位 (SA広帯域) の誤差: ±45mm、原子炉水位 (SA燃料域) の誤差: ±43mm)</p> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px; text-align: center;">枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p>	<p>① 格納容器内温度                  原子炉格納容器圧力の監視が不可能となった場合には、原子炉格納容器内の雰囲気温度と水温が平衡状態にあると仮定し、格納容器内温度により推定する。</p> <p>【補足】                  本推定方法は原子炉格納容器内が飽和状態である範囲で適用でき、現在の原子炉格納容器内の状態が以下のような条件により飽和と判断される場合は、格納容器内温度より概略の原子炉格納容器内の圧力を推定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <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を推定していること。</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>注水量パラメータ ① B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)                  ② 高压注入流量                  ③ 低圧注入流量                  ④ 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量</p> <p>推定可能範囲: 0 ~ 1.0MPa [gage]</p> <p>(2) 原子炉補機冷却水サージタンク水位                  ① 格納容器再循環ユニット入口温度 / 出口温度                  原子炉補機冷却水サージタンク水位の監視が不可能となった場合には、可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度 / 出口温度) の傾向監視により原子炉格納容器内の除熱のための原子炉補機冷却水系統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統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: ±0.3℃)</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灌水状況を確認することにより、代替循環冷却系による原子炉格納容器へ注水されていることの傾向を把握することが可能である。(原子炉格納容器下部水位の誤差: -5~+10mm、ドライウエル水位の誤差: -5~+10mm)</p> <p>②ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力                      ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力の低下傾向を確認することで、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(ドライウエル温度の誤差: ±2.7℃、ドライウエル圧力の誤差: ±0.000MPa、圧力抑制室圧力の誤差: ±0.000MPa)</p> <p>3. 原子炉格納容器フィルタベント系                      (1) フィルタ装置入口圧力 (広帯域)                      ①ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力                      ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力の低下傾向から原子炉格納容器ベントの実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 (広帯域)                      ①ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力                      ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力の低下傾向から原子炉格納容器ベントの実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 (D/F)、格納容器内水素濃度 (S/C)                      格納容器内水素濃度 (D/F)、格納容器内水素濃度 (S/C) による推定は、それぞれ異なる計測原理で計測することから推定方法として妥当である。(格納容器内水素濃度 (D/F) の誤差: ±2.0vol%, 格納容器内水素濃度 (S/C) の誤差: ±2.0vol%)</p> <p>3. 残留熱除去系による冷却                      (1) 残留熱除去系熱交換器入口温度                      ①原子炉圧力容器温度、サブプレッションプール水温度                      除熱対象である原子炉圧力容器温度、サブプレッションプール水温度の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(原子炉圧力容器温度の誤差: ±5.3℃、サブプレッションプール水温度の誤差: ±1.2℃)</p> <p>(2) 残留熱除去系熱交換器出口温度                      ①残留熱除去系熱交換器入口温度                      残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から、残留熱除去系熱交換器入口温度により残留熱除去系熱交換器出口温度を推定することができる。(残留熱除去系熱交換器入口温度の誤差: ±3.1℃)</p> <p>②原子炉補機冷却水系系統流量、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、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系統流量の誤差: ±66t/h、残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量の誤差: ±24t/h)</p>	<p>(4) [C、D]格納容器再蒸発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二格納容器再蒸発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) 格納容器再蒸発ユニット入口温度 / 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 (格納容器再蒸発ユニット入口温度 / 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格納容器再蒸発ユニット入口温度 / 出口温度                      C、D二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 (格納容器再蒸発ユニット入口温度 / 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格納容器再蒸発ユニット入口温度 / 出口温度                      B一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 (格納容器再蒸発ユニット入口温度 / 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るまで (未飽和状態) は不確かさが生じることを考慮する。</p> <p>②1次冷却材温度 (広域-高温側)                      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>	<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>(3) 残留熱除去系ポンプ出口流量                  (注)圧力抑制室水位                  圧力抑制室水位による推定方法は、水位の変化量から原子炉へ注水された量を推定するが、原子炉圧力容器からサブプレッション・チャンバー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：±0.09m)</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る。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：±0.02MPa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、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<p>蒸気発生器水位 (狭域) の監視が不可能となった場合には、相関関係のある蒸気発生器水位 (広域) の傾向監視により、蒸気発生器水位 (狭域) を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>①1次冷却材温度 (広域-低温側)、②1次冷却材温度 (広域-高温側)                  蒸気発生器水位 (狭域) の監視が不可能となった場合には、1次冷却材温度 (広域-低温側)、1次冷却材温度 (広域-高温側) の傾向監視により、蒸気発生器水位 (狭域) を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>③蒸気発生器水位 (広域)                  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。</p> <p>なお、蒸気発生器がドライアウトした場合、1次冷却材温度 (広域-低温側) 及び1次冷却材温度 (広域-高温側) が上昇傾向となることで推定することができる。</p> <p>(4) 補助給水流量                  ①補助給水ピット水位                  蒸気発生器への注水時において補助給水流量の監視が不可能となった場合は、水頭である補助給水ピット水位の傾向監視により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>②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>③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 (自主対漏設備) の監視が不可能となった場合には、主蒸気</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>① 蒸気発生器水位（灰域）、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（灰域）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><b>推定の評価</b></p> <p>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、アラー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）</p> <p>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℃）</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                  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%））</p> <p>② 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、アラー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：±0.010MPa）</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一格納容器再循環ユニット補機冷却水流量]                  ①格納容器内温度、②原子炉格納容器圧力                  除熱対象である格納容器内温度及び原子炉格納容器圧力の低下傾向を確認することができる。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。(格納容器内温度の誤差:±4.4℃、原子炉格納容器圧力の誤差:±0.004MPa)</p> <p>(5) 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度                  ①格納容器内温度、②原子炉格納容器圧力                  除熱対象である格納容器内温度及び原子炉格納容器圧力の低下傾向を確認することができる。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。(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一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。(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一原子炉補機冷却水戻り配管温度]                  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。(可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)の誤差:±(0.45℃±読み値の0.5%))</p> <p>2. 蒸気発生器2次側冷却系                  (1) 主蒸気ライン圧力                  ①1次冷却材温度(広域一低温側)                  ②1次冷却材温度(広域一低温側)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る。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(広域一低温側):±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)

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p><b>②1次冷却材温度 (広域-高温側)</b>                  ①1次冷却材温度 (広域-高温側) による推定方法は、1次冷却系が満水状態で蒸気発生器2次側が飽和状態の場合、飽和温度と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) : ±1.4℃)</p> <p><b>②蒸気発生器水位 (狭域)</b>                  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 (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 (狭域) の誤差: ±1.25%)</p> <p><b>③1次冷却材温度 (広域-低温度側)、②1次冷却材温度 (広域-高温側)</b>                  ①1次冷却材温度 (広域-低温度側) 及び①1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現存していない、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-低温度側) : ±1.4℃、1次冷却材温度 (広域-高温側) : ±1.4℃)</p> <p><b>③蒸気発生器水位 (狭域)</b>                  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 (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。(蒸気発生器水位 (狭域) の誤差: ±1.0%)</p> <p><b>③1次冷却材温度 (広域-低温度側)、②1次冷却材温度 (広域-高温側)</b>                  ①1次冷却材温度 (広域-低温度側) 及び①1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現存していない、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>示していることが推定できる。(1次冷却材温度(広域-低温度)：±4.4℃、1次冷却材温度(広域-高温度)：±4.4℃)</p> <p>(4)補助給水流量                  ①補助給水ピット水位                  補助給水ピット水位の傾向監視により蒸気発生器への給水状況を確認することで、蒸気発生器における除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用可能である。(補助給水ピット水位の誤差：±1.0%)</p> <p>②蒸気発生器水位(広域)                  蒸気発生器水位(広域)の傾向監視による補助給水流量の推定方法は、蒸気発生器水位(広域)が上昇または安定していることを確認することができれば、1次冷却系を加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次冷却系を加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次冷却系を加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次冷却系を加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または、主蒸気速がしゅう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次冷却系を加熱することが可能なだけの主蒸気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、主蒸気ライン圧力が上昇している場合、1次冷却系を加熱することが可能なだけの主蒸気流量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>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：±2.66%)</p> <p>④最終ヒートシンクの確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われているかどうかを把握することであり、代替パラメータによる推定は、除熱が適切に行われていることの傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	



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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																														
	<p>(m) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (格納容器バイパスの監視)</p> <table border="1" data-bbox="667 239 1220 1045"> <thead> <tr> <th colspan="4">*有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの適用計器</th> </tr> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">格納容器バイパスの監視</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 colspan="4">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> <td></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> <td></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> <td></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> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>0~10MPa [gauge]</td> <td>最大値: 約8.1MPa [gauge]</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力 (SA)</td> <td>0~11MPa [gauge]</td> <td>最大値: 約8.1MPa [gauge]</td> <td></td> </tr> <tr> <td colspan="4">原子炉格納容器内の状態</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル温度</td> <td>0~300℃</td> <td>146℃以下</td> <td></td> </tr> <tr> <td>ドライウェル圧力</td> <td>0~1MPa [abs.]</td> <td>330kPa [gauge] 以下</td> <td></td> </tr> <tr> <td colspan="4">原子炉建屋内の状態</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイズポンプ出口圧力</td> <td>0~12MPa [gauge]</td> <td>最大値: 10.9MPa [gauge]</td> <td></td> </tr> <tr> <td>残熱除去ポンプ出口圧力</td> <td>0~4MPa [gauge]</td> <td>最大値: 3.7MPa [gauge]</td> <td></td> </tr> <tr> <td>低圧炉心スプレイズポンプ出口圧力</td> <td>0~5MPa [gauge]</td> <td>最大値: 4.4MPa [gauge]</td> <td></td> </tr> <tr> <td colspan="4">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> <td></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> <td></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> <td></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> <td></td> </tr> <tr> <td>①原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力の代替)</td> <td>0~11MPa [gauge]</td> <td>最大値: 約8.1MPa [gauge]</td> <td></td> </tr> <tr> <td>①原子炉圧力 (原子炉圧力 (SA) の代替)</td> <td>0~10MPa [gauge]</td> <td>最大値: 約8.1MPa [gauge]</td> <td></td> </tr> <tr> <td>②原子炉圧力容器温度 (原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の代替)</td> <td>0~600℃</td> <td>最大値: 297℃</td> <td></td> </tr> <tr> <td colspan="4">原子炉格納容器内の状態</td> </tr> <tr> <td>①ドライウェル圧力 (ドライウェル温度の代替)</td> <td>0~1MPa [abs.]</td> <td>330kPa [gauge] 以下</td> <td></td> </tr> <tr> <td>①圧力抑制装置圧力 (ドライウェル圧力の代替)</td> <td>0~1MPa [abs.]</td> <td>210kPa [gauge] 以下</td> <td></td> </tr> <tr> <td>②ドライウェル温度 (ドライウェル圧力の代替)</td> <td>0~300℃</td> <td>146℃以下</td> <td></td> </tr> <tr> <td>③ [ドライウェル圧力]* (ドライウェル圧力の代替)</td> <td>0~600kPa [gauge]</td> <td>330kPa [gauge] 以下</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	*有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの適用計器				項目	格納容器バイパスの監視			監視パラメータ	計測範囲	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 [gauge]	最大値: 約8.1MPa [gauge]		原子炉圧力 (SA)	0~11MPa [gauge]	最大値: 約8.1MPa [gauge]		原子炉格納容器内の状態				ドライウェル温度	0~300℃	146℃以下		ドライウェル圧力	0~1MPa [abs.]	330kPa [gauge] 以下		原子炉建屋内の状態				高圧炉心スプレイズポンプ出口圧力	0~12MPa [gauge]	最大値: 10.9MPa [gauge]		残熱除去ポンプ出口圧力	0~4MPa [gauge]	最大値: 3.7MPa [gauge]		低圧炉心スプレイズポンプ出口圧力	0~5MPa [gauge]	最大値: 4.4MPa [gauge]		原子炉圧力容器内の状態				①原子炉水位 (SA広帯域) (原子炉水位 (広帯域)、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の代替)	-3,800mm~1,500mm <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) (原子炉圧力の代替)	0~11MPa [gauge]	最大値: 約8.1MPa [gauge]		①原子炉圧力 (原子炉圧力 (SA) の代替)	0~10MPa [gauge]	最大値: 約8.1MPa [gauge]		②原子炉圧力容器温度 (原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の代替)	0~600℃	最大値: 297℃		原子炉格納容器内の状態				①ドライウェル圧力 (ドライウェル温度の代替)	0~1MPa [abs.]	330kPa [gauge] 以下		①圧力抑制装置圧力 (ドライウェル圧力の代替)	0~1MPa [abs.]	210kPa [gauge] 以下		②ドライウェル温度 (ドライウェル圧力の代替)	0~300℃	146℃以下		③ [ドライウェル圧力]* (ドライウェル圧力の代替)	0~600kPa [gauge]	330kPa [gauge] 以下		<p>(p) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネル及び他ループを除く) 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 239 1809 1053"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">格納容器バイパスの監視</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>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> <td></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> <td></td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力 (広域)</td> <td>0~21.0MPa [gauge]</td> <td>最大値: 約 17.8MPa [gauge]</td> <td></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> <td></td> </tr> <tr> <td>[蒸気発生器ブローダウンモニタ]</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> <td></td> </tr> <tr> <td>[高感度型主蒸気モニタ]</td> <td>1~10<sup>5</sup>cpm</td> <td>バックグラウンド レベルを超える</td> <td></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> <td></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> <td></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> <td></td> </tr> <tr> <td>[補助建屋サンブタンク水位]</td> <td>0~100%</td> <td>0~100%</td> <td></td> </tr> <tr> <td>[余熱除去ポンプ出口圧力]</td> <td>0~5.0MPa [gauge]</td> <td>0.89~4.29MPa [gauge]</td> <td></td> </tr> <tr> <td>[加圧器逃がしタンク圧力]</td> <td>0~1.0MPa [gauge]</td> <td>0.021MPa [gauge]</td> <td></td> </tr> <tr> <td>[加圧器逃がしタンク水位]</td> <td>0~100%</td> <td>66~75%</td> <td></td> </tr> <tr> <td>[加圧器逃がしタンク温度]</td> <td>0~150℃</td> <td>49℃以下</td> <td></td> </tr> <tr> <td>[余熱除去冷却器入口温度]</td> <td>0~200℃</td> <td>10~177℃</td> <td></td> </tr> <tr> <td>[余熱除去冷却器出口温度]</td> <td>0~200℃</td> <td>10~177℃</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	項目	格納容器バイパスの監視			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	蒸気発生器水位 (狭域)	0~100%	最大値: 100%以上 最小値: 0%以下		主蒸気ライン圧力	0~8.5MPa [gauge]	最大値: 約7.8MPa [gauge]		1次冷却材圧力 (広域)	0~21.0MPa [gauge]	最大値: 約 17.8MPa [gauge]		[復水器排気ガスモニタ]	10~10 <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		[高感度型主蒸気モニタ]	1~10 <sup>5</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		[補助建屋サンブタンク水位]	0~100%	0~100%		[余熱除去ポンプ出口圧力]	0~5.0MPa [gauge]	0.89~4.29MPa [gauge]		[加圧器逃がしタンク圧力]	0~1.0MPa [gauge]	0.021MPa [gauge]		[加圧器逃がしタンク水位]	0~100%	66~75%		[加圧器逃がしタンク温度]	0~150℃	49℃以下		[余熱除去冷却器入口温度]	0~200℃	10~177℃		[余熱除去冷却器出口温度]	0~200℃	10~177℃		
*有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの適用計器																																																																																																																																																																																																	
項目	格納容器バイパスの監視																																																																																																																																																																																																
	監視パラメータ	計測範囲	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 [gauge]	最大値: 約8.1MPa [gauge]																																																																																																																																																																																															
原子炉圧力 (SA)	0~11MPa [gauge]	最大値: 約8.1MPa [gauge]																																																																																																																																																																																															
原子炉格納容器内の状態																																																																																																																																																																																																	
ドライウェル温度	0~300℃	146℃以下																																																																																																																																																																																															
ドライウェル圧力	0~1MPa [abs.]	330kPa [gauge] 以下																																																																																																																																																																																															
原子炉建屋内の状態																																																																																																																																																																																																	
高圧炉心スプレイズポンプ出口圧力	0~12MPa [gauge]	最大値: 10.9MPa [gauge]																																																																																																																																																																																															
残熱除去ポンプ出口圧力	0~4MPa [gauge]	最大値: 3.7MPa [gauge]																																																																																																																																																																																															
低圧炉心スプレイズポンプ出口圧力	0~5MPa [gauge]	最大値: 4.4MPa [gauge]																																																																																																																																																																																															
原子炉圧力容器内の状態																																																																																																																																																																																																	
①原子炉水位 (SA広帯域) (原子炉水位 (広帯域)、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の代替)	-3,800mm~1,500mm <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) (原子炉圧力の代替)	0~11MPa [gauge]	最大値: 約8.1MPa [gauge]																																																																																																																																																																																															
①原子炉圧力 (原子炉圧力 (SA) の代替)	0~10MPa [gauge]	最大値: 約8.1MPa [gauge]																																																																																																																																																																																															
②原子炉圧力容器温度 (原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の代替)	0~600℃	最大値: 297℃																																																																																																																																																																																															
原子炉格納容器内の状態																																																																																																																																																																																																	
①ドライウェル圧力 (ドライウェル温度の代替)	0~1MPa [abs.]	330kPa [gauge] 以下																																																																																																																																																																																															
①圧力抑制装置圧力 (ドライウェル圧力の代替)	0~1MPa [abs.]	210kPa [gauge] 以下																																																																																																																																																																																															
②ドライウェル温度 (ドライウェル圧力の代替)	0~300℃	146℃以下																																																																																																																																																																																															
③ [ドライウェル圧力]* (ドライウェル圧力の代替)	0~600kPa [gauge]	330kPa [gauge] 以下																																																																																																																																																																																															
項目	格納容器バイパスの監視																																																																																																																																																																																																
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																																																																																																														
蒸気発生器水位 (狭域)	0~100%	最大値: 100%以上 最小値: 0%以下																																																																																																																																																																																															
主蒸気ライン圧力	0~8.5MPa [gauge]	最大値: 約7.8MPa [gauge]																																																																																																																																																																																															
1次冷却材圧力 (広域)	0~21.0MPa [gauge]	最大値: 約 17.8MPa [gauge]																																																																																																																																																																																															
[復水器排気ガスモニタ]	10~10 <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																																																																																																																																																																																															
[高感度型主蒸気モニタ]	1~10 <sup>5</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																																																																																																																																																																																															
[補助建屋サンブタンク水位]	0~100%	0~100%																																																																																																																																																																																															
[余熱除去ポンプ出口圧力]	0~5.0MPa [gauge]	0.89~4.29MPa [gauge]																																																																																																																																																																																															
[加圧器逃がしタンク圧力]	0~1.0MPa [gauge]	0.021MPa [gauge]																																																																																																																																																																																															
[加圧器逃がしタンク水位]	0~100%	66~75%																																																																																																																																																																																															
[加圧器逃がしタンク温度]	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="3" style="text-align: center;">原子炉建屋内の状態</td> </tr> <tr> <td>①原子炉圧力</td> <td>0~10MPa[gage]</td> <td>最大値:約1.11MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>①原子炉圧力(SA)</td> <td>0~11MPa[gage]</td> <td>最大値:約1.11MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>②[エア放射線モニタ]*</td> <td>10 mSv/h~160v/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td colspan="3">                     *1:計測範囲の帯は、原子炉圧力容器帯レベルより1.313m上のところとする(ドライエースカート底部付設)。                      *2:計測範囲の帯は、原子炉圧力容器帯レベルより900cm上のところとする(有効燃料棒位置付設)。                      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故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監視が可能である。                 </td> </tr> <tr> <td colspan="3">計測目的</td> </tr> <tr> <td colspan="3">1. 原子炉圧力容器内の状態</td> </tr> <tr> <td colspan="3">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。</td> </tr> <tr> <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。</td> </tr> <tr> <td colspan="3">②原子炉圧力容器温度、原子炉水位(広帯域)、原子炉水位(燃料域)、原子炉水位(SA広帯域)、原子炉水位(SA燃料域) 飽和温度/圧力の関係を利用して、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</td> </tr> <tr> <td colspan="3">2. 原子炉格納容器内の状態</td> </tr> <tr> <td colspan="3">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℃</td> </tr> <tr> <td colspan="3">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]</td> </tr> <tr> <td colspan="3">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。</td> </tr> <tr> <td colspan="3">3. 原子炉建屋内の状態</td> </tr> <tr> <td colspan="3">①原子炉圧力、原子炉圧力(SA) 格納容器バイパスが発生した場合は、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が原子炉圧力により過圧され破断することを想定していることから、原子炉圧力、原子炉圧力(SA)により推定する。</td> </tr> <tr> <td colspan="3">②[エア放射線モニタ] エア放射線モニタ(有効監視パラメータ)により格納容器バイパスの発生を推定する。</td> </tr> </table>	原子炉建屋内の状態			①原子炉圧力	0~10MPa[gage]	最大値:約1.11MPa[gage]	①原子炉圧力(SA)	0~11MPa[gage]	最大値:約1.11MPa[gage]	②[エア放射線モニタ]*	10 mSv/h~160v/h	—	*1:計測範囲の帯は、原子炉圧力容器帯レベルより1.313m上のところとする(ドライエースカート底部付設)。 *2:計測範囲の帯は、原子炉圧力容器帯レベルより900cm上のところとする(有効燃料棒位置付設)。 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故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監視が可能である。			計測目的			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。			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て、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			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℃			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]			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。			3. 原子炉建屋内の状態			①原子炉圧力、原子炉圧力(SA) 格納容器バイパスが発生した場合は、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が原子炉圧力により過圧され破断することを想定していることから、原子炉圧力、原子炉圧力(SA)により推定する。			②[エア放射線モニタ] エア放射線モニタ(有効監視パラメータ)により格納容器バイパスの発生を推定する。			<table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td rowspan="4" style="vertical-align: middle;">代替 パラメータ</td> <td>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>0~100%</td> <td>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〕、〔排気筒高レンジガスモニタ(低レンジ)〕、〔排気筒高レンジガスモニタ(高レンジ)〕、 〔補助建屋サンプタンク水位〕及び〔余熱除去ポンプ出口圧力〕の代替</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〕、〔排気筒高レンジガスモニタ(低レンジ)〕、〔排気筒高レンジガスモニタ(高レンジ)〕、 〔補助建屋サンプタンク水位〕及び〔余熱除去ポンプ出口圧力〕の代替</td> <td>0~8.5MPa[gage]</td> <td>最大値:約7.8MPa[gage]</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>80m<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[gage]</td> <td>最大値:約17.5MPa[gage]</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〕、〔排気筒高レンジガスモニタ(低レンジ)〕、〔排気筒高レンジガスモニタ(高レンジ)〕、 〔補助建屋サンプタンク水位〕及び〔余熱除去ポンプ出口圧力〕の代替	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〕、〔排気筒高レンジガスモニタ(低レンジ)〕、〔排気筒高レンジガスモニタ(高レンジ)〕、 〔補助建屋サンプタンク水位〕及び〔余熱除去ポンプ出口圧力〕の代替	0~8.5MPa[gage]	最大値:約7.8MPa[gage]	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	80m <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[gage]	最大値:約17.5MPa[gage]	
原子炉建屋内の状態																																																																							
①原子炉圧力	0~10MPa[gage]	最大値:約1.11MPa[gage]																																																																					
①原子炉圧力(SA)	0~11MPa[gage]	最大値:約1.11MPa[gage]																																																																					
②[エア放射線モニタ]*	10 mSv/h~160v/h	—																																																																					
*1:計測範囲の帯は、原子炉圧力容器帯レベルより1.313m上のところとする(ドライエースカート底部付設)。 *2:計測範囲の帯は、原子炉圧力容器帯レベルより900cm上のところとする(有効燃料棒位置付設)。 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故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監視が可能である。																																																																							
計測目的																																																																							
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。																																																																							
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て、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																																																																							
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℃																																																																							
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]																																																																							
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。																																																																							
3. 原子炉建屋内の状態																																																																							
①原子炉圧力、原子炉圧力(SA) 格納容器バイパスが発生した場合は、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が原子炉圧力により過圧され破断することを想定していることから、原子炉圧力、原子炉圧力(SA)により推定する。																																																																							
②[エア放射線モニタ] エア放射線モニタ(有効監視パラメータ)により格納容器バイパスの発生を推定する。																																																																							
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〕、〔排気筒高レンジガスモニタ(低レンジ)〕、〔排気筒高レンジガスモニタ(高レンジ)〕、 〔補助建屋サンプタンク水位〕及び〔余熱除去ポンプ出口圧力〕の代替	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〕、〔排気筒高レンジガスモニタ(低レンジ)〕、〔排気筒高レンジガスモニタ(高レンジ)〕、 〔補助建屋サンプタンク水位〕及び〔余熱除去ポンプ出口圧力〕の代替	0~8.5MPa[gage]	最大値:約7.8MPa[gage]																																																																				
	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	80m <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[gage]	最大値:約17.5MPa[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>1. 原子炉圧力容器内の状態</p> <p>①原子炉水位 (SA 広帯域)、原子炉水位 (SA 燃料域)、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域)</p> <p>同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することができ、適用可能である。(原子炉水位 (SA 広帯域) の誤差: ±45mm、原子炉水位 (SA 燃料域) の誤差: ±42mm、原子炉水位 (広帯域) の誤差: ±40mm、原子炉水位 (燃料域) の誤差: ±44mm)</p> <p>②原子炉圧力、原子炉圧力 (SA)</p> <p>同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、適用可能である。(原子炉圧力の誤差: ±0.07MPa、原子炉圧力 (SA) の誤差: ±0.09MPa)</p> <p>③原子炉圧力容器温度、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (SA 広帯域)、原子炉水位 (SA 燃料域)</p> <p>原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して推定することで原子炉圧力の傾向を把握でき、計器誤差 (原子炉圧力容器温度の誤差: ±6.5℃) 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</p> <p>ドライウエル圧力による推定手順は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定される。ただし、重大事故等時の有効性評価 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破壊) において、原子炉格納容器は概ね飽和に近い状態で維持されることから、適用可能である。(ドライウエル圧力の誤差: ±0.006MPa)</p> <p>②圧力抑制室圧力</p> <p>原子炉格納容器内の圧力抑制室側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することができ、適用可能である。(圧力抑制室圧力の誤差: ±0.006MPa)</p> <p>③ドライウエル温度</p> <p>ドライウエル温度による推定手順は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定される。ただし、重大事故等時の有効性評価 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破壊) において、原子炉格納容器は概ね飽和に近い状態で維持されることから、適用可能である。(例えば、ドライウエル圧力: 約0.427MPa[gage] (飽和温度: 約154℃) に対してドライウエル温度の誤差: 約±0.7℃から圧力に換算した場合は、0.427 ± 0.04MPa[gage]程度)。</p> <p>④ [ドライウエル圧力]</p> <p>監視可能であれば常用計器でドライウエル圧力を計測することができる。</p> <p>3. 原子炉建屋内の状態</p> <p>①原子炉圧力、原子炉圧力 (SA)</p> <p>格納容器パイプが発生した場合 (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、破断検知をす上で適用可能である。(原子炉圧力の誤差: ±0.07MPa、原子炉圧力 (SA) の誤差: ±0.09MPa)</p> <p>② [エリア放射線モニタ]</p> <p>エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示上昇傾向を把握することにより、格納容器パイプ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断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>代替パラメータ</p> <p>①加圧器水位</p> <p>[排気筒ガスモニタ]、[排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ)]、[排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ)]、[補助建屋サブタンク水位]、[余熱除去ポンプ出口圧力]、[加圧器連がシタシタ圧力]、[加圧器連がシタシタ水位]、[加圧器連がシタシタ温度]、[余熱除去冷却器入口温度] 及び [余熱除去冷却器出口温度] の代替</p> <p>0 ~ 100%</p> <p>最大値: 約99% 最小値: 0%以下</p> <p>②格納容器再循環サブ水位 (広域)</p> <p>[1次冷却材圧力 (広域)]、[排気筒ガスモニタ]、[排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ)]、[排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ)]、[補助建屋サブタンク水位] 及び [余熱除去ポンプ出口圧力] の代替</p> <p>0 ~ 100%</p> <p>100%</p> <p>③1次冷却材温度 (広域-高温側)</p> <p>[1次冷却材圧力 (広域) の代替]</p> <p>0 ~ 400℃</p> <p>最大値: 約340℃</p> <p>④1次冷却材温度 (広域-低温側)</p> <p>[1次冷却材圧力 (広域) の代替]</p> <p>0 ~ 400℃</p> <p>最大値: 約339℃</p> <p>⑤1次冷却材圧力 (広域)</p> <p>[排気筒ガスモニタ]、[排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ)]、[排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ)]、[補助建屋サブタンク水位]、[余熱除去ポンプ出口圧力]、[加圧器連がシタシタ圧力]、[加圧器連がシタシタ水位]、[加圧器連がシタシタ温度]、[余熱除去冷却器入口温度] 及び [余熱除去冷却器出口温度] の代替</p> <p>0 ~ 21.0MPa[gage]</p> <p>最大値: 約17.8MPa[gage]</p>		

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

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

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																
		<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1267 161 1346 363">代替 パラメータ</td> <td data-bbox="1350 161 1525 252">                     ② 〔格納容器ヤンプ水位〕                      〔加圧器過しタンク圧力〕、〔加圧器過しタンク水位〕及び〔加圧器過しタンク温度〕の代替                 </td> <td data-bbox="1529 161 1653 252">0~100%</td> <td data-bbox="1657 161 1805 252">-</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1267 255 1346 363"></td> <td data-bbox="1350 255 1525 363">                     ③ 〔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="1529 255 1653 363">0~5.0MPa[range]</td> <td data-bbox="1657 255 1805 363">0.80~4.2MPa[range]</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1267 367 1346 523">計測目的</td> <td colspan="3" data-bbox="1350 367 1805 523">                     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フランドル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="1267 526 1346 959">推定方法</td> <td colspan="3" data-bbox="1350 526 1805 959">                     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)の計測が困難となった場合には、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、③補助給水流量                      蒸気発生器水位(狭域)の計測が困難となった場合には、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困難となった場合には、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 〔格納容器ヤンプ水位〕 〔加圧器過しタンク圧力〕、〔加圧器過しタンク水位〕及び〔加圧器過しタンク温度〕の代替	0~100%	-		③ 〔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[range]	0.80~4.2MPa[range]	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フランドル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)の計測が困難となった場合には、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、③補助給水流量 蒸気発生器水位(狭域)の計測が困難となった場合には、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困難となった場合には、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 〔格納容器ヤンプ水位〕 〔加圧器過しタンク圧力〕、〔加圧器過しタンク水位〕及び〔加圧器過しタンク温度〕の代替	0~100%	-																
	③ 〔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[range]	0.80~4.2MPa[range]																
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フランドル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)の計測が困難となった場合には、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、③補助給水流量 蒸気発生器水位(狭域)の計測が困難となった場合には、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困難となった場合には、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) の計測が困難となった場合には、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) の計測が困難となった場合には、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DCA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) の計測が困難となった場合には、飽和温度/圧力の関係を利用して、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) の計測が困難となった場合には、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) の計測が困難となった場合には、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) の計測が困難となった場合には、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) の計測が困難となった場合には、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ブ水位 (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) の計測が困難となった場合には、1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンブ水位 (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ブ水位 (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) の計測が困難となった場合には、1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンブ水位 (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) 【補助建屋サンブタンク水位】                  ① 1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンブ水位 (広域)、蒸気発生器水位 (狭域)、主蒸気ライン圧力                  補助建屋サンブタンク水位 (自主対策設備) の計測が困難となった場合には、1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンブ水位 (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ブ水位 (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) の計測が困難となった場合には、1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンブ水位 (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、格納容器サンブ水位                  加圧器逃がしタンク圧力 (自主対策設備) の計測が困難となった場合には、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>	

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	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〕                  ①1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) の計測が困難となった場合には、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、インターフェースシステム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、インターフェースシステムLOCAの傾向監視を行う。</p> <p>(14) 〔加圧器逃がしタンク温度〕                  ①1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) の計測が困難となった場合には、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、インターフェースシステム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、インターフェースシステムLOCAの傾向監視を行う。</p> <p>(15) 〔余熱除去冷却器入口温度〕                  ①1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) の計測が困難となった場合には、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、インターフェースシステム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、インターフェースシステムLOCAの傾向監視を行う。</p> <p>(16) 〔余熱除去冷却器出口温度〕                  ①1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) の計測が困難となった場合には、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、インターフェースシステム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、インターフェースシステム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)

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>(1) 蒸気発生器水位 (狭域)                  ① 蒸気発生器水位 (広域)                  蒸気発生器水位 (広域) で蒸気発生器内の水位を計測することができ、グ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>② 主蒸気ライン圧力、補助給水流量                  蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合、1次冷却材が蒸気発生器伝熱管破損部から2次側に漏えいすることで蒸気発生器2次側の圧力が上昇傾向となるとともに補助給水流量が減少傾向となることを利用して推定することで蒸気発生器内の水位の傾向を把握でき、計測誤差 (主蒸気ライン圧力の誤差: ±0.08MPa、補助給水流量の誤差: ±2.6m<sup>3</sup>/h) を考慮して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) 主蒸気ライン圧力                  ① 蒸気発生器水位 (広域)、補助給水流量                  蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合、1次冷却材が蒸気発生器伝熱管破損部から2次側に漏えいすることで蒸気発生器2次側の水位が上昇傾向となるとともに補助給水流量が減少傾向となることを利用して、蒸気発生器水位 (広域) 及び補助給水流量により推定することで、主蒸気ライン圧力の傾向を把握でき、計測誤差 (蒸気発生器水位 (広域) の誤差: ±1.25%、補助給水流量の誤差: ±2.6m<sup>3</sup>/h) を考慮して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>(3) 1次冷却材圧力 (広域)                  ① 加圧器圧力                  同じ仕様のもので加圧器内の圧力を計測することにより推定する。</p> <p>② 蒸気発生器水位 (狭域)、主蒸気ライン圧力、格納容器再循環サンプ水位 (広域)                  蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力が変化することを利用して、蒸気発生器伝熱管破損に伴う蒸気発生器2次側の状態を把握でき、計測誤差 (蒸気発生器水位 (狭域) の誤差: ±1.0%、主蒸気ライン圧力の誤差: ±0.08MPa) を考慮して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>③ インターフェイスシステム LOCA が発生した場合、格納容器再循環サンプ水位 (広域) が変化しないことを利用して、原子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: ±2.0%) を考慮して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>推定の評価</p>

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

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>⑤1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) <math>\pm 4.4^{\circ}\text{C}</math>、1次冷却材温度 (広域-低温側) <math>\pm 4.4^{\circ}\text{C}</math>) 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。                  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、事故取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: <math>\pm 1.0\%</math>、主蒸気ライン圧力の誤差: <math>\pm 0.085\text{MPa}</math>) を考慮して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>(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: <math>\pm 1.0\%</math>、主蒸気ライン圧力の誤差: <math>\pm 0.085\text{MPa}</math>) を考慮して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>(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: <math>\pm 1.0\%</math>、主蒸気ライン圧力の誤差: <math>\pm 0.085\text{MPa}</math>) を考慮して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>(7) 【排気管ガスモニタ】                  ①1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、蒸気発生器水位 (狭域)、主蒸気ライン圧力                  インターフェイスシステムLOCAが発生した場合、1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力が変化する一方、格納容器再循環サンプ水位 (広域) には基本的に蓄水が生じないことを利用して、インターフェイスシステムLOCAに伴う1次冷却系及び2次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:</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>±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))</p> <p>(D) 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</p> <p>インターフェイシステム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、インターフェイシステムLOCAに伴う1次冷却系及び2次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))</p> <p>(D) 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</p> <p>インターフェイシステム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、インターフェイシステムLOCAに伴う1次冷却系及び2次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の対策を実施することが可能である。</p> <p>(10) (補助循環サンプタンク水位)</p> <p>(D) 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</p> <p>インターフェイシステム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、インターフェイシステムLOCAに伴う1次冷却系及び2次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濃度]                  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濃度]                  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濃度]                  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の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																															
	<p>(n) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (水源の確保)</p> <table border="1" data-bbox="667 236 1218 992"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">水源の確保</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>復水貯蔵タンク水位</td> <td>0~2,200m<sup>3</sup></td> <td>0~2,173m<sup>3</sup></td> </tr> <tr> <td></td> <td>圧力抑制室水位</td> <td>0~5m (0. F. ~2900mm~1100mm)</td> <td>0.05m (0. F. ~3850mm)</td> </tr> <tr> <td rowspan="23">代替パラメータ</td> <td>①高圧代替注水系ポンプ出口流量 (復水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~120m<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) (復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B系格納容器冷却ライン洗浄流量) (復水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~220m<sup>3</sup>/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①減圧抑制注水系ポンプ出口流量 (復水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~100m<sup>3</sup>/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 (復水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~150m<sup>3</sup>/h</td> <td>0~90.8m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td>①高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量 (復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) 0~318m<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排水流量 (復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低圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)</td> <td>0~1,500m<sup>3</sup>/h</td> <td>0~1,050m<sup>3</sup>/h</td> </tr> <tr> <td>②高圧代替注水系ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~10MPa[gage]</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>②減圧抑制注水系ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~2MPa[gage]</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>②代替循環冷却ポンプ出口圧力 (圧力抑制室水位の代替)</td> <td>0~4MPa[gage]</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~10MPa[gage]</td> <td>最大値: 11.8MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>②高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~12MPa[gage]</td> <td>最大値: 13.0MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>②残留熱除去系ポンプ出口圧力 (圧力抑制室水位の代替)</td> <td>0~4MPa[gage]</td> <td>最大値: 3.7MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>②低圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口圧力 (圧力抑制室水位の代替)</td> <td>0~9MPa[gage]</td> <td>最大値: 4.4MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>②復水移送ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~1.5MPa[gage]</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>③原子炉水位 (広帯域) (復水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>~3,800mm~1,500mm<sup>2</sup></td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (~7,832mm~1,470mm) **</td> </tr> <tr> <td>③原子炉水位 (燃料域) (復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) **</td> </tr> </tbody> </table>	項目	水源の確保			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	復水貯蔵タンク水位	0~2,200m <sup>3</sup>	0~2,173m <sup>3</sup>		圧力抑制室水位	0~5m (0. F. ~2900mm~1100mm)	0.05m (0. F. ~3850mm)	代替パラメータ	①高圧代替注水系ポンプ出口流量 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~120m <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) (復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B系格納容器冷却ライン洗浄流量) (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~220m <sup>3</sup> /h	—	①減圧抑制注水系ポンプ出口流量 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~100m <sup>3</sup> /h	—	①原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 (復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高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~1,500m <sup>3</sup> /h	(高圧側) 0~318m <sup>3</sup> /h (低圧側) 0~1,050m <sup>3</sup> /h	①原子炉格納容器下部排水流量 (復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低圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0~1,500m <sup>3</sup> /h	0~1,050m <sup>3</sup> /h	②高圧代替注水系ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~10MPa[gage]	—	②減圧抑制注水系ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~2MPa[gage]	—	②代替循環冷却ポンプ出口圧力 (圧力抑制室水位の代替)	0~4MPa[gage]	—	②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~10MPa[gage]	最大値: 11.8MPa[gage]	②高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~12MPa[gage]	最大値: 13.0MPa[gage]	②残留熱除去系ポンプ出口圧力 (圧力抑制室水位の代替)	0~4MPa[gage]	最大値: 3.7MPa[gage]	②低圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口圧力 (圧力抑制室水位の代替)	0~9MPa[gage]	最大値: 4.4MPa[gage]	②復水移送ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~1.5MPa[gage]	—	③原子炉水位 (広帯域) (復水貯蔵タンク水位の代替)	~3,800mm~1,500mm <sup>2</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (~7,832mm~1,470mm) **	③原子炉水位 (燃料域) (復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) **	<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 1814 1056"> <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="13">代替パラメータ</td> <td>①格納容器再循環ポンプ水位 (広帯域) (燃料取替用水ビット水位の代替)</td> <td>0~100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>②B-格納容器スプレ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>1,290m<sup>3</sup>/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>□</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>10</sup>~1.2×10<sup>10</sup>cm<sup>-2</sup>・s<sup>-1</sup>)</td> <td>最大値: 定常出力の約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>10</sup> (1.3×10<sup>10</sup>~6.6×10<sup>10</sup>cm<sup>-2</sup>・s<sup>-1</sup>)</td> <td>最大値: 定常出力の約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格納容器再循環ポンプ水位 (広帯域) (燃料取替用水ビット水位の代替)	0~100%	100%	②B-格納容器スプレ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	1,290m <sup>3</sup> /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	□	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>10</sup> ~1.2×10 <sup>10</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	最大値: 定常出力の約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>10</sup> (1.3×10 <sup>10</sup> ~6.6×10 <sup>10</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	最大値: 定常出力の約194倍 (制御棒飛び出し)	
項目	水源の確保																																																																																																																																	
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																																															
主要パラメータ	復水貯蔵タンク水位	0~2,200m <sup>3</sup>	0~2,173m <sup>3</sup>																																																																																																																															
	圧力抑制室水位	0~5m (0. F. ~2900mm~1100mm)	0.05m (0. F. ~3850mm)																																																																																																																															
代替パラメータ	①高圧代替注水系ポンプ出口流量 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~120m <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) (復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B系格納容器冷却ライン洗浄流量) (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~220m <sup>3</sup> /h	—																																																																																																																															
	①減圧抑制注水系ポンプ出口流量 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~100m <sup>3</sup> /h	—																																																																																																																															
	①原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 (復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高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~1,500m <sup>3</sup> /h	(高圧側) 0~318m <sup>3</sup> /h (低圧側) 0~1,050m <sup>3</sup> /h																																																																																																																															
	①原子炉格納容器下部排水流量 (復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低圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0~1,500m <sup>3</sup> /h	0~1,050m <sup>3</sup> /h																																																																																																																															
	②高圧代替注水系ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~10MPa[gage]	—																																																																																																																															
	②減圧抑制注水系ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~2MPa[gage]	—																																																																																																																															
	②代替循環冷却ポンプ出口圧力 (圧力抑制室水位の代替)	0~4MPa[gage]	—																																																																																																																															
	②原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~10MPa[gage]	最大値: 11.8MPa[gage]																																																																																																																															
	②高圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~12MPa[gage]	最大値: 13.0MPa[gage]																																																																																																																															
	②残留熱除去系ポンプ出口圧力 (圧力抑制室水位の代替)	0~4MPa[gage]	最大値: 3.7MPa[gage]																																																																																																																															
	②低圧炉心スプレイレイン系ポンプ出口圧力 (圧力抑制室水位の代替)	0~9MPa[gage]	最大値: 4.4MPa[gage]																																																																																																																															
	②復水移送ポンプ出口圧力 (復水貯蔵タンク水位の代替)	0~1.5MPa[gage]	—																																																																																																																															
	③原子炉水位 (広帯域) (復水貯蔵タンク水位の代替)	~3,800mm~1,500mm <sup>2</sup>	有効燃料棒底部程度~レベル8 (~7,832mm~1,470mm) **																																																																																																																															
	③原子炉水位 (燃料域) (復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) **																																																																																																																															
	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格納容器再循環ポンプ水位 (広帯域) (燃料取替用水ビット水位の代替)	0~100%	100%																																																																																																																															
	②B-格納容器スプレ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	1,290m <sup>3</sup> /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	□																																																																																																																															
	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>10</sup> ~1.2×10 <sup>10</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	最大値: 定常出力の約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>10</sup> (1.3×10 <sup>10</sup> ~6.6×10 <sup>10</sup> cm <sup>-2</sup> ・s <sup>-1</sup> )	最大値: 定常出力の約194倍 (制御棒飛び出し)																																																																																																																															

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																
	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="672 156 750 247">代替パラメータ</td> <td data-bbox="750 156 952 247">③原子炉水位 (SA 広帯域) (復水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td data-bbox="952 156 1086 247">-3,800mm~1,500mm<sup>2</sup></td> <td data-bbox="1086 156 1220 247">有効燃料棒底位置度～レベル8 (-7,832mm~1,470mm) <sup>41</sup> 有効燃料棒底位置度～レベル9 (-3,792mm~5,600mm) <sup>42</sup></td> </tr> <tr> <td data-bbox="672 247 750 338">代替パラメータ</td> <td data-bbox="750 247 952 338">③原子炉水位 (SA 燃料域) (復水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td data-bbox="952 247 1086 338">-3,800mm~1,300mm<sup>2</sup></td> <td data-bbox="1086 247 1220 338">有効燃料棒底位置度～レベル8 (-3,792mm~5,600mm) <sup>42</sup></td> </tr> <tr> <td data-bbox="672 338 750 406">計測目的</td> <td colspan="3" data-bbox="750 338 1220 406">                     *1：計測範囲の旨は、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：計測範囲の旨は、原子炉圧力容器管レベル4より900cm上のところとする（有効燃料棒底付近）。                      重大事故等時において、主要パラメータにて水源の確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかの確認である。                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="672 406 750 869">推定方法</td> <td colspan="3" data-bbox="750 406 1220 869">                     復水貯蔵タンク又はサブプレッションチャンバのプール水を水源とするポンプの注水量、出口圧力あるいは注水先の原子炉水位から、復水貯蔵タンク水位又は圧力制御室水位を推定する。                      推定方法は、以下のとおりである。                      ①復水貯蔵タンクを水源とするポンプ注水量                      復水貯蔵タンクを水源とするポンプの流量と経過時間より算出した注水量から推定する。復水貯蔵タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。                      推定可能範囲：0～3,200m<sup>3</sup>                      ②サブプレッションチャンバを水源とするポンプ注水量                      サブプレッションチャ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ャンバのプール水が確保されていることを推定する。                      ③復水貯蔵タンクを水源とするポンプ出口圧力                      復水貯蔵タンクを水源とする高圧代替注水系ポンプ出口圧力、直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力及び復水移送ポンプ出口圧力から高圧代替注水系ポンプ、直流駆動低圧注水系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレ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把握することにより、水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることを推定する。                      ④サブプレッションチャンバを水源とするポンプ出口圧力                      サブプレッションチャンバを水源とする代替循環冷却ポンプ出口圧力、残留熱除去系ポンプ出口圧力及び低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力から代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレ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ャンバのプール水が確保されていることを推定する。                      ⑤原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA 広帯域）、原子炉水位（SA 燃料域）                      注水先である原子炉水位を計測することにより、水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることを推定する。復水貯蔵タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="672 869 750 997">推定の評価</td> <td colspan="3" data-bbox="750 869 1220 997">                     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ャ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制御室水位の確保を確認することであり、これらのポンプが正常に動作していることをポンプ注水量で確認することで、必要な水源である                 </td> </tr> </table>	代替パラメータ	③原子炉水位 (SA 広帯域) (復水貯蔵タンク水位の代替)	-3,800mm~1,500mm <sup>2</sup>	有効燃料棒底位置度～レベル8 (-7,832mm~1,470mm) <sup>41</sup> 有効燃料棒底位置度～レベル9 (-3,792mm~5,600mm) <sup>42</sup>	代替パラメータ	③原子炉水位 (SA 燃料域) (復水貯蔵タンク水位の代替)	-3,800mm~1,300mm <sup>2</sup>	有効燃料棒底位置度～レベル8 (-3,792mm~5,600mm) <sup>42</sup>	計測目的	*1：計測範囲の旨は、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：計測範囲の旨は、原子炉圧力容器管レベル4より900cm上のところとする（有効燃料棒底付近）。 重大事故等時において、主要パラメータにて水源の確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかの確認である。			推定方法	復水貯蔵タンク又はサブプレッションチャンバのプール水を水源とするポンプの注水量、出口圧力あるいは注水先の原子炉水位から、復水貯蔵タンク水位又は圧力制御室水位を推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 ①復水貯蔵タンクを水源とするポンプ注水量 復水貯蔵タンクを水源とするポンプの流量と経過時間より算出した注水量から推定する。復水貯蔵タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。 推定可能範囲：0～3,200m <sup>3</sup> ②サブプレッションチャンバを水源とするポンプ注水量 サブプレッションチャ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ャンバのプール水が確保されていることを推定する。 ③復水貯蔵タンクを水源とするポンプ出口圧力 復水貯蔵タンクを水源とする高圧代替注水系ポンプ出口圧力、直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力及び復水移送ポンプ出口圧力から高圧代替注水系ポンプ、直流駆動低圧注水系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレ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把握することにより、水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることを推定する。 ④サブプレッションチャンバを水源とするポンプ出口圧力 サブプレッションチャンバを水源とする代替循環冷却ポンプ出口圧力、残留熱除去系ポンプ出口圧力及び低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力から代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレ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ャンバのプール水が確保されていることを推定する。 ⑤原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA 広帯域）、原子炉水位（SA 燃料域） 注水先である原子炉水位を計測することにより、水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることを推定する。復水貯蔵タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。			推定の評価	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ャ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制御室水位の確保を確認することであり、これらのポンプが正常に動作していることをポンプ注水量で確認することで、必要な水源である			<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1254 156 1332 215">代替パラメータ</td> <td data-bbox="1332 156 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 156 1668 215">1～10<sup>6</sup>cps (10<sup>4</sup>～10<sup>8</sup>cm<sup>-2</sup>・s) 2分</td> <td data-bbox="1668 156 1814 215">最大値3 定格出力の約194倍 [制御棒飛び出し]</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1254 215 1332 279">計測目的</td> <td colspan="3" data-bbox="1332 215 1814 279">                     重大事故等時において、主要パラメータにて水源の確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかの確認である。                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1254 279 1332 997">推定方法</td> <td colspan="3" data-bbox="1332 279 1814 997">                     燃料取替用ホット、補助給水ホット又はほう酸タンクを水源とするポンプの注水量、注水先のタンク水位あるいは、炉心へのほう酸注入に伴う負の反応度添加の状況から、燃料取替用ホット水位、補助給水ホット水位又はほう酸タンク水位を推定する。                      推定方法は、以下のとおりである。                      ①格納容器再循環タンク水位（広域）                      注入先である格納容器再循環タンク水位（広域）を計測することにより、水源である燃料取替用ホット水位が確保されていることを推定する。燃料取替用ホ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燃料取替用ホットを水源とするポンプ注水量                      燃料取替用ホットを水源とする再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、低圧注入ポンプ、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ホット水位が確保されていることを推定する。燃料取替用ホ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補助給水ホットを水源とするポンプ注水量                      補助給水ホ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ホット水位が確保されていることを推定する。補助給水ホットに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。                      ④ほう酸タンクを水源とするポンプ注水量                      ほう酸タンクを水源とする緊急ほう酸注入ライン流量（自主対策設備）からほう酸ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるほう酸タンク水位が確保されていることを推定する。                 </td> </tr> </table>	代替パラメータ	②中性子源領域中性子束 (ほう酸タンク水位の代替)	1～10 <sup>6</sup> cps (10 <sup>4</sup> ～10 <sup>8</sup> cm <sup>-2</sup> ・s) 2分	最大値3 定格出力の約194倍 [制御棒飛び出し]	計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて水源の確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかの確認である。			推定方法	燃料取替用ホット、補助給水ホット又はほう酸タンクを水源とするポンプの注水量、注水先のタンク水位あるいは、炉心へのほう酸注入に伴う負の反応度添加の状況から、燃料取替用ホット水位、補助給水ホット水位又はほう酸タンク水位を推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 ①格納容器再循環タンク水位（広域） 注入先である格納容器再循環タンク水位（広域）を計測することにより、水源である燃料取替用ホット水位が確保されていることを推定する。燃料取替用ホ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燃料取替用ホットを水源とするポンプ注水量 燃料取替用ホットを水源とする再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、低圧注入ポンプ、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ホット水位が確保されていることを推定する。燃料取替用ホ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補助給水ホットを水源とするポンプ注水量 補助給水ホ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ホット水位が確保されていることを推定する。補助給水ホットに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。 ④ほう酸タンクを水源とするポンプ注水量 ほう酸タンクを水源とする緊急ほう酸注入ライン流量（自主対策設備）からほう酸ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるほう酸タンク水位が確保されていることを推定する。			
代替パラメータ	③原子炉水位 (SA 広帯域) (復水貯蔵タンク水位の代替)	-3,800mm~1,500mm <sup>2</sup>	有効燃料棒底位置度～レベル8 (-7,832mm~1,470mm) <sup>41</sup> 有効燃料棒底位置度～レベル9 (-3,792mm~5,600mm) <sup>42</sup>																																
代替パラメータ	③原子炉水位 (SA 燃料域) (復水貯蔵タンク水位の代替)	-3,800mm~1,300mm <sup>2</sup>	有効燃料棒底位置度～レベル8 (-3,792mm~5,600mm) <sup>42</sup>																																
計測目的	*1：計測範囲の旨は、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：計測範囲の旨は、原子炉圧力容器管レベル4より900cm上のところとする（有効燃料棒底付近）。 重大事故等時において、主要パラメータにて水源の確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかの確認である。																																		
推定方法	復水貯蔵タンク又はサブプレッションチャンバのプール水を水源とするポンプの注水量、出口圧力あるいは注水先の原子炉水位から、復水貯蔵タンク水位又は圧力制御室水位を推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 ①復水貯蔵タンクを水源とするポンプ注水量 復水貯蔵タンクを水源とするポンプの流量と経過時間より算出した注水量から推定する。復水貯蔵タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。 推定可能範囲：0～3,200m <sup>3</sup> ②サブプレッションチャンバを水源とするポンプ注水量 サブプレッションチャ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ャンバのプール水が確保されていることを推定する。 ③復水貯蔵タンクを水源とするポンプ出口圧力 復水貯蔵タンクを水源とする高圧代替注水系ポンプ出口圧力、直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力及び復水移送ポンプ出口圧力から高圧代替注水系ポンプ、直流駆動低圧注水系ポンプ、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレ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把握することにより、水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることを推定する。 ④サブプレッションチャンバを水源とするポンプ出口圧力 サブプレッションチャンバを水源とする代替循環冷却ポンプ出口圧力、残留熱除去系ポンプ出口圧力及び低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力から代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレ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ャンバのプール水が確保されていることを推定する。 ⑤原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、原子炉水位（SA 広帯域）、原子炉水位（SA 燃料域） 注水先である原子炉水位を計測することにより、水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることを推定する。復水貯蔵タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。																																		
推定の評価	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ャ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制御室水位の確保を確認することであり、これらのポンプが正常に動作していることをポンプ注水量で確認することで、必要な水源である																																		
代替パラメータ	②中性子源領域中性子束 (ほう酸タンク水位の代替)	1～10 <sup>6</sup> cps (10 <sup>4</sup> ～10 <sup>8</sup> cm <sup>-2</sup> ・s) 2分	最大値3 定格出力の約194倍 [制御棒飛び出し]																																
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて水源の確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかの確認である。																																		
推定方法	燃料取替用ホット、補助給水ホット又はほう酸タンクを水源とするポンプの注水量、注水先のタンク水位あるいは、炉心へのほう酸注入に伴う負の反応度添加の状況から、燃料取替用ホット水位、補助給水ホット水位又はほう酸タンク水位を推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 ①格納容器再循環タンク水位（広域） 注入先である格納容器再循環タンク水位（広域）を計測することにより、水源である燃料取替用ホット水位が確保されていることを推定する。燃料取替用ホ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燃料取替用ホットを水源とするポンプ注水量 燃料取替用ホットを水源とする再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、低圧注入ポンプ、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ホット水位が確保されていることを推定する。燃料取替用ホ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補助給水ホットを水源とするポンプ注水量 補助給水ホ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ホット水位が確保されていることを推定する。補助給水ホットに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。 ④ほう酸タンクを水源とするポンプ注水量 ほう酸タンクを水源とする緊急ほう酸注入ライン流量（自主対策設備）からほう酸ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるほう酸タンク水位が確保されていることを推定する。																																		



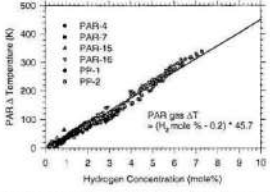
灰色:女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>圧力制御水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p>②復水貯蔵タンクを水源とするポンプ出口圧力                      本推定方法の目的は、原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水における水源である復水貯蔵タンク水位の確保を確認することであり、高圧代替注水ポンプ、高圧駆動低圧注水ポンプ、原子炉隔離時冷却ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ及び復水移送ポンプが正常に動作していることをポンプ出口圧力で確認することで、必要な水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p>③サブプレッションチェンバを水源とするポンプ出口圧力                      本推定方法の目的は、代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプ運転時における水源であるサブプレッションチェンバのプール水位の確保を確認することであり、代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることをポンプ出口圧力で確認することで、必要な水源であるサブプレッションチェンバのプール水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p>④原子炉水位(広帯域)、原子炉水位(燃料域)、原子炉水位(SA広帯域)、原子炉水位(SA燃料域)                      本推定方法の目的は、原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水における水源である復水貯蔵タンクの水位の確保を確認することであり、注水先の原子炉水位の水位変化を確認することで、必要な水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p>【誤差による影響について】                      水源の確保を監視する目的は、原子炉压力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかを把握することであり、代替パラメータ(復水貯蔵タンクを水源とするポンプ注水量及び出口圧力、サブプレッションチェンバを水源とするポンプ注水量及び出口圧力)による推定は、注水設備によるパラメータから必要な水源が確保されていることの傾向を把握でき、許容誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。(高圧代替注水ポンプ出口流量の誤差:±1.9%/h、残留熱除去系洗浄ライン流量(残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)の誤差:±1.6%/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:±3.6%/h、高圧駆動低圧注水ポンプ出口流量の誤差:±1.6%/h、代替循環冷却ポンプ出口流量の誤差:±3.3%/h、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の誤差:±2.4%/h、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の誤差:±2.4%/h、残留熱除去系ポンプ出口流量の誤差:±2.6%/h、低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量の誤差:±2.4%/h、原子炉格納容器下部注水流量の誤差:±1.9%/h、高圧代替注水ポンプ出口圧力の誤差:±0.1MPa、高圧駆動低圧注水ポンプ出口圧力の誤差:±0.01MPa、代替循環冷却ポンプ出口圧力の誤差:±0.02MPa、原子炉隔離時冷却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>①格納容器再循環ポンプ水位(広域)                      本推定方法の目的は、原子炉压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ドの水位の確保を確認することであり、格納容器再循環ポンプ水位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ド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、燃料取替用水ビッド以外からの注水がないことを前提とする。</p> <p>②燃料取替用水ビッド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、低圧注入ポンプ、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ド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ド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、燃料取替用水ビッド以外からの注水がないことを前提とする。</p> <p>③補助給水ビッド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ド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ド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、補助給水ビッド以外からの注水がないことを前提とする。</p> <p>④ほう酸タンクを水源とするポンプ注水量                      本推定方法の目的は、ほう酸ポンプ運転時における水源であるほう酸タンク水位の確保を確認することであり、このポンプが正常に動作していることをポンプ注水量で確認することで、必要な水源であるほう酸タンク水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p>⑤ほう酸タンクを水源とする炉心への負の反応度増加                      本推定方法の目的は、炉心への負の反応度増加時における水源であるほう酸タンク水位の確保を確認することであり、出力領域中性子束、中間領域中性子束及び中性子源領域中性子束の指示が低下していることを確認することで、必要な水源であるほう酸タンク水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p>【誤差による影響について】                      水源の確保を監視する目的は、原子炉压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(格納容器再循環ポンプ水位(広域)、燃料取替用水ビッドを水源とするポンプ注水量、補助給水ビッド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、許容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。(格納容器再循環ポンプ水位(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(AW用)の誤差:±11.3%/h、高圧注入流量の誤差:±2.7%/h、低圧注入流量の誤差:±8.9%/h、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の誤差:±1.7%/h、補助給水流量の誤差:±2.6%/h)</p> <p>代替パラメータ(ほう酸タンクを水源とする炉心への負の反応度増加)による推定は、炉心へのほう酸水注入に伴う負の反応度が追加されていることを出力領域中性子束、中間領域中性子束及び中性子源領域中性子束の傾向監視にすることにより水源の有無を把握でき、許容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>-3</sup>~1.9×10<sup>-3</sup>%、中性子源領域中性子束の誤差:6.4×10<sup>-6</sup>~1.8×10<sup>-6</sup>ppm)</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	

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

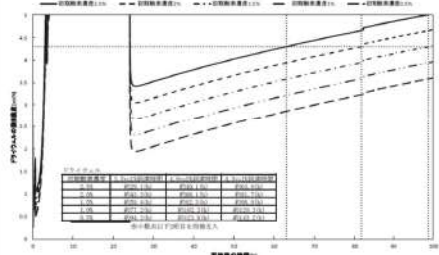
赤字: 設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字: 記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 緑字: 記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

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



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

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

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																								
	<p>(p) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (原子炉格納容器内の酸素濃度)</p> <table border="1" data-bbox="674 240 1225 368"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉格納容器内の酸素濃度</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>格納容器内空気放射線濃度</td> <td>0~30vol%</td> <td>約4.5vol%</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">代替パラメータ</td> <td>①格納容器内空気放射線モニタ(S/R)</td> <td>10<sup>-5</sup>v/h~10<sup>5</sup>v/h</td> <td>145v/h未満</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>v/h~10<sup>5</sup>v/h</td> <td>145v/h未満</td> </tr> <tr> <td>③ドライウェル圧力</td> <td>0~1MPa(abs)</td> <td>③300kPa(gage)以下</td> </tr> <tr> <td>④圧力調整室圧力</td> <td>0~1MPa(abs)</td> <td>④100kPa(gage)以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>計測目的                      重大事故等時において, 主要パラメータにて原子炉格納容器内の酸素濃度を監視する目的は, 原子炉格納容器内の水素が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかの確認である。</p> <p>原子炉格納容器内の酸素濃度の主要パラメータである格納容器内空気放射線濃度の計測が困難になった場合, 代替パラメータの格納容器内空気放射線モニタ(S/R)及び格納容器内空気放射線モニタ(S/C)にて用心値を判断した後, 評価結果(解析結果)により格納容器内空気放射線濃度を推定する。                      また, 事故後の原子炉格納容器内の圧力を監視することで, 原子炉格納容器内への空気流入有無を把握し, 水素が燃焼を生じる可能性を推定する。                      推定方法は, 以下のとおりである。</p> <p>①格納容器内空気放射線モニタ(S/R), 格納容器内空気放射線モニタ(S/C)                      格納容器内空気放射線濃度の計測が困難になった場合, 代替パラメータの格納容器内空気放射線モニタ(S/R)及び格納容器内空気放射線モニタ(S/C)にて用心値を判断した後, 初期酸素濃度と可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いている保守的な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供給なし) (ドライ条件)</p>	項目	原子炉格納容器内の酸素濃度			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	格納容器内空気放射線濃度	0~30vol%	約4.5vol%	代替パラメータ	①格納容器内空気放射線モニタ(S/R)	10 <sup>-5</sup> v/h~10 <sup>5</sup> v/h	145v/h未満	②格納容器内空気放射線モニタ(S/C)	10 <sup>-5</sup> v/h~10 <sup>5</sup> v/h	145v/h未満	③ドライウェル圧力	0~1MPa(abs)	③300kPa(gage)以下	④圧力調整室圧力	0~1MPa(abs)	④100kPa(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	格納容器内空気放射線濃度	0~30vol%	約4.5vol%																								
代替パラメータ	①格納容器内空気放射線モニタ(S/R)	10 <sup>-5</sup> v/h~10 <sup>5</sup> v/h	145v/h未満																								
	②格納容器内空気放射線モニタ(S/C)	10 <sup>-5</sup> v/h~10 <sup>5</sup> v/h	145v/h未満																								
	③ドライウェル圧力	0~1MPa(abs)	③300kPa(gage)以下																								
	④圧力調整室圧力	0~1MPa(abs)	④100kPa(gage)以下																								

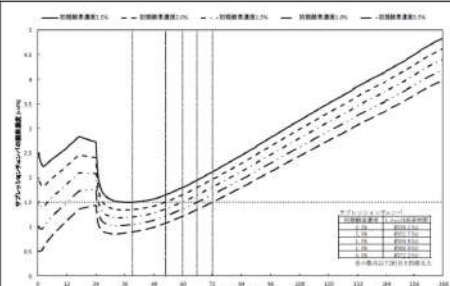
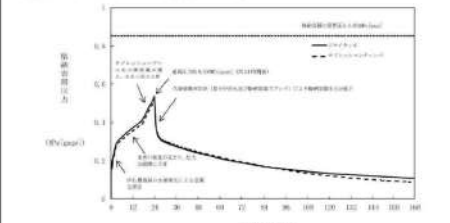
灰色: 女川2号炉の記載のうち, BWR固有の設備や対応手段であり, 泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: center;">測定方法</p> <p style="text-align: center;">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温度履歴 (サブプレッション状態) (原子が格納容器内への蒸気供給なし) (ドライ条件)</p> <p style="text-align: center;">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温度履歴 (ドライウェル) (原子が格納容器内への蒸気供給なし) (ウェット条件)</p>		

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

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

大飯発電所3/4号炉	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酸素濃度 (サブプレッションフェーズ) (原子炉格納容器内への蒸気供給なし) (クェット条件)</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酸素を把握する目的としては, 事故後の原子炉格納容器内の水素が燃焼を生じる可能性の把握である。              ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力により, 原子炉格納容器内の圧力が正圧であることを確認することで, 事故後の原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入有無を把握し, 水素燃焼の可能性を推定する。              なお, 非常時操作手順において, 原子炉格納容器内の圧力を変化させる原子炉格納容器スプレイ実施時には, 原子炉格納容器内への空気 (酸素) の流入防止を目的として, ドライウエル圧力又は圧力抑制室圧力が 13.7kPa [page] 以上であることを確認してスプレイ操作を判断することとしている。              格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器圧力の変化を図 58-8-22 に示す。有効性評価の結果では, 格納容器圧力が正圧に保たれる結果となっており, 原子炉格納容器への空気流入の可能性がないことを確認している。</p>  <p>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="674 156 1220 550" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>①格納容器内蒸気放射線モニタ(B/W)、格納容器内蒸気放射線モニタ(S/C)                      炉心損傷和断後の初期除染濃度と保守的なら値を入力とした評価結果(解析結果)では、実際の原子炉格納容器内の除染濃度よりも高く評価されることになるが、原子炉格納容器内での水素燃焼を防止する目的のためには、適切な推定手段である。</p> <p>②ドライウェル圧力、圧力制御室圧力                      格納容器内圧力を確認し、事故後の原子炉格納容器内への空気の流入を抑制することは、炉心損傷和断後の初期除染濃度と可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いている保守的なら値を入力とした評価結果(解析結果)の信頼性を上げることとなることから、原子炉格納容器内での水素燃焼の可能性を抑制する目的のためには、適切な推定手段である。</p> <p>推定の評価                      [振動による影響について]                      原子炉格納容器内の除染濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素が燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり、代替パラメータ(格納容器内蒸気放射線モニタ(B/W)、格納容器内蒸気放射線モニタ(S/C)、ドライウェル圧力、圧力制御室圧力)による原子炉格納容器内の除染濃度の傾向及び原子炉格納容器への空気流入の有無の傾向を把握でき、計器誤差(格納容器内蒸気放射線モニタ(B/W)の誤差:±0.29デカード(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:±0.006MPa、圧力制御室圧力の誤差:±0.006MPa)を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p> </div>		

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

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

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																												
	<p>(q) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (使用済燃料プールの監視)</p> <table border="1" data-bbox="667 236 1227 1045"> <thead> <tr> <th colspan="4">使用済燃料プールの監視</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="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>2</sup> 0~150℃</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)</td> <td>-4.300mm~7.300mm<sup>2</sup> 0~120℃</td> <td>0.F.32895mm 最大値:65℃</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)</td> <td>10<sup>4</sup>αSv/h~10<sup>6</sup>αSv/h 10<sup>3</sup>αSv/h~10<sup>5</sup>αSv/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="4">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) (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>2</sup> 0~120℃</td> <td>0.F.32895mm 最大値:65℃</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)、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>2</sup> 0~150℃</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) (使用済燃料プール監視カメラの代替)</td> <td>10<sup>4</sup>αSv/h~10<sup>6</sup>αSv/h 10<sup>3</sup>αSv/h~10<sup>5</sup>αSv/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) (使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) の代替)</td> <td>10<sup>4</sup>αSv/h~10<sup>6</sup>αSv/h 10<sup>3</sup>αSv/h~10<sup>5</sup>αSv/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td></td> <td>②使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) の代替)</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">*1:計測範囲の値は、使用済燃料貯蔵ラック上層 (0.F.25920mm) のところとする。 重大事故等時において、主要パラメータにて使用済燃料プールを監視する目的は、使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握することである。</td> </tr> <tr> <td>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。 使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)、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。 使用済燃料プール監視カメラによる監視が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) により推定する。</td> </tr> </tbody> </table>	使用済燃料プールの監視				項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	0~7.010mm <sup>2</sup> 0~150℃	—	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	-4.300mm~7.300mm <sup>2</sup> 0~120℃	0.F.32895mm 最大値:65℃	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)	10 <sup>4</sup> αSv/h~10 <sup>6</sup> αSv/h 10 <sup>3</sup> αSv/h~10 <sup>5</sup> αSv/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) (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>2</sup> 0~120℃	0.F.32895mm 最大値:65℃	①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) (使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)、使用済燃料プール監視カメラの代替)	0~7.010mm <sup>2</sup> 0~150℃	—	①使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) (使用済燃料プール監視カメラの代替)	10 <sup>4</sup> αSv/h~10 <sup>6</sup> αSv/h 10 <sup>3</sup> αSv/h~10 <sup>5</sup> αSv/h	—	②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) (使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) の代替)	10 <sup>4</sup> αSv/h~10 <sup>6</sup> αSv/h 10 <sup>3</sup> αSv/h~10 <sup>5</sup> αSv/h	—		②使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) の代替)	—	—	計測目的	*1:計測範囲の値は、使用済燃料貯蔵ラック上層 (0.F.25920mm) のところとする。 重大事故等時において、主要パラメータにて使用済燃料プールを監視する目的は、使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握することである。			推定方法	使用済燃料プール監視の主要パラメータである使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) 及び使用済燃料プール監視カメラにより推定する。 使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)、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。 使用済燃料プール監視カメラによる監視が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) により推定する。			<p>(r) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネル及び他ループを除く) による推定方法について (使用済燃料ピットの監視)</p> <table border="1" data-bbox="1254 236 1814 1045"> <thead> <tr> <th colspan="4">使用済燃料ピットの監視</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">主要パラメータ</td> <td>使用済燃料ピット水位 (AM用)</td> <td>T.P.25.24~ T.P.32.76m</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料ピット水位 (可搬型)</td> <td>T.P.21.30~ T.P.32.76m</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料ピット温度 (AM用)</td> <td>0~100℃</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料ピット可搬型エアモニタ</td> <td>10αSv/h~ 1,000αSv/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料ピット監視カメラ</td> <td>(視野範囲内 (水温:~40~120℃、水位:使用済燃料ピット上端~燃料頂部近接))</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>〔使用済燃料ピット水位〕</td> <td>T.P.32.26~ T.P.32.76m</td> <td>T.P.32.66m</td> </tr> <tr> <td>〔使用済燃料ピット温度〕</td> <td>0~100℃</td> <td>52℃以下</td> </tr> <tr> <td>〔使用済燃料ピットエアモニタ〕</td> <td>1~10<sup>4</sup>αSv/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>〔携帯型水温計〕</td> <td>~40~510℃</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>〔携帯型水位計〕</td> <td>T.P.29.29~ T.P.33.10m</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">代替パラメータ</td> <td>①使用済燃料ピット水位 (可搬型) (使用済燃料ピット水位 (AM用)、使用済燃料ピット監視カメラ、〔使用済燃料ピット水位〕、〔携帯型水位計〕及び〔使用済燃料ピット監視用携帯型ロープ式水位計〕の代替)</td> <td>T.P.21.30~ T.P.32.76m</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>②使用済燃料ピット温度 (可搬型) (使用済燃料ピット温度 (AM用)、〔携帯型水温計〕の代替)</td> <td>0~100℃</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	使用済燃料ピットの監視				項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	使用済燃料ピット水位 (AM用)	T.P.25.24~ T.P.32.76m	—	使用済燃料ピット水位 (可搬型)	T.P.21.30~ T.P.32.76m	—	使用済燃料ピット温度 (AM用)	0~100℃	—	使用済燃料ピット可搬型エアモニタ	10αSv/h~ 1,000αSv/h	—	使用済燃料ピット監視カメラ	(視野範囲内 (水温:~40~120℃、水位:使用済燃料ピット上端~燃料頂部近接))	—	〔使用済燃料ピット水位〕	T.P.32.26~ T.P.32.76m	T.P.32.66m	〔使用済燃料ピット温度〕	0~100℃	52℃以下	〔使用済燃料ピットエアモニタ〕	1~10 <sup>4</sup> αSv/h	—	〔携帯型水温計〕	~40~510℃	—	〔携帯型水位計〕	T.P.29.29~ T.P.33.10m	—	代替パラメータ	①使用済燃料ピット水位 (可搬型) (使用済燃料ピット水位 (AM用)、使用済燃料ピット監視カメラ、〔使用済燃料ピット水位〕、〔携帯型水位計〕及び〔使用済燃料ピット監視用携帯型ロープ式水位計〕の代替)	T.P.21.30~ T.P.32.76m	—	②使用済燃料ピット温度 (可搬型) (使用済燃料ピット温度 (AM用)、〔携帯型水温計〕の代替)	0~100℃	—	
使用済燃料プールの監視																																																																																															
項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																												
主要パラメータ	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	0~7.010mm <sup>2</sup> 0~150℃	—																																																																																												
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	-4.300mm~7.300mm <sup>2</sup> 0~120℃	0.F.32895mm 最大値:65℃																																																																																												
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)	10 <sup>4</sup> αSv/h~10 <sup>6</sup> αSv/h 10 <sup>3</sup> αSv/h~10 <sup>5</sup> αSv/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) (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>2</sup> 0~120℃	0.F.32895mm 最大値:65℃																																																																																												
	①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) (使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)、使用済燃料プール監視カメラの代替)	0~7.010mm <sup>2</sup> 0~150℃	—																																																																																												
	①使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) (使用済燃料プール監視カメラの代替)	10 <sup>4</sup> αSv/h~10 <sup>6</sup> αSv/h 10 <sup>3</sup> αSv/h~10 <sup>5</sup> αSv/h	—																																																																																												
	②使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) (使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) の代替)	10 <sup>4</sup> αSv/h~10 <sup>6</sup> αSv/h 10 <sup>3</sup> αSv/h~10 <sup>5</sup> αSv/h	—																																																																																												
	②使用済燃料プール監視カメラ (使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) の代替)	—	—																																																																																												
計測目的	*1:計測範囲の値は、使用済燃料貯蔵ラック上層 (0.F.25920mm) のところとする。 重大事故等時において、主要パラメータにて使用済燃料プールを監視する目的は、使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握することである。																																																																																														
推定方法	使用済燃料プール監視の主要パラメータである使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) 及び使用済燃料プール監視カメラにより推定する。 使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)、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。 使用済燃料プール監視カメラによる監視が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) により推定する。																																																																																														
使用済燃料ピットの監視																																																																																															
項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																												
主要パラメータ	使用済燃料ピット水位 (AM用)	T.P.25.24~ T.P.32.76m	—																																																																																												
	使用済燃料ピット水位 (可搬型)	T.P.21.30~ T.P.32.76m	—																																																																																												
	使用済燃料ピット温度 (AM用)	0~100℃	—																																																																																												
	使用済燃料ピット可搬型エアモニタ	10αSv/h~ 1,000αSv/h	—																																																																																												
	使用済燃料ピット監視カメラ	(視野範囲内 (水温:~40~120℃、水位:使用済燃料ピット上端~燃料頂部近接))	—																																																																																												
	〔使用済燃料ピット水位〕	T.P.32.26~ T.P.32.76m	T.P.32.66m																																																																																												
	〔使用済燃料ピット温度〕	0~100℃	52℃以下																																																																																												
	〔使用済燃料ピットエアモニタ〕	1~10 <sup>4</sup> αSv/h	—																																																																																												
	〔携帯型水温計〕	~40~510℃	—																																																																																												
	〔携帯型水位計〕	T.P.29.29~ T.P.33.10m	—																																																																																												
代替パラメータ	①使用済燃料ピット水位 (可搬型) (使用済燃料ピット水位 (AM用)、使用済燃料ピット監視カメラ、〔使用済燃料ピット水位〕、〔携帯型水位計〕及び〔使用済燃料ピット監視用携帯型ロープ式水位計〕の代替)	T.P.21.30~ T.P.32.76m	—																																																																																												
	②使用済燃料ピット温度 (可搬型) (使用済燃料ピット温度 (AM用)、〔携帯型水温計〕の代替)	0~100℃	—																																																																																												



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

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																		
	<p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)                  ①使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルブ式)により使用済燃料プールの冷却状況を推定する。                  推定可能範囲:有効燃料棒下端近傍~有効燃料棒頂部+7.3m</p> <p>②代替パラメータの使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量、低線量)により水位/放射線量の関係を利用して図58-8-23より必要な水位が確保されていることを推定するとともに使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。</p> <p>使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルブ式)                  ①使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルブ式)の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)により使用済燃料プールの冷却状況を推定する。                  推定可能範囲:使用済燃料貯蔵ラック上端近傍~有効燃料棒頂部+約7m</p> <p>②代替パラメータの使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量、低線量)により水位/放射線量の関係を利用して図58-8-23より必要な水位が確保されていることを推定するとともに使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。</p> <p>使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量、低線量)                  ①使用済燃料プール放射線モニタ(高線量、低線量)の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)及び使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルブ式)により水位/放射線量の関係を利用して図58-8-23より必要な水準が確保されていることを推定する。                  推定可能範囲:5.4×10<sup>-5</sup>mSv/h~10<sup>-6</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>	<p>代替 パラメータ</p> <table border="1"> <tr> <td data-bbox="1256 153 1525 363">                     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)、使用済燃料ビット温度 (AM用)、使用済燃料ビット可燃型エアモニタ、使用済燃料ビット監視カメラ、使用済燃料ビット水位)、(標準型水位計)及び「使用済燃料ビット監視用携帯型ロープ式水位計」の代替)                 </td> <td data-bbox="1525 153 1653 363">                     T.P.25.24~                      T.P.32.76m                 </td> <td data-bbox="1653 153 1805 363">                     ■                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1256 363 1525 453">                     ①「使用済燃料ビット水位」(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)の代替)                 </td> <td data-bbox="1525 363 1653 453">                     T.P.32.26~                      T.P.32.76m                 </td> <td data-bbox="1653 363 1805 453">                     ■                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1256 453 1525 580">                     ①使用済燃料ビット温度 (AM用)                      (使用済燃料ビット監視カメラ、(使用済燃料ビット温度)及び「標準型水位計」の代替)                 </td> <td data-bbox="1525 453 1653 580">                     0~100℃                 </td> <td data-bbox="1653 453 1805 580">                     ■                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1256 580 1525 654">                     ①「使用済燃料ビット温度」(使用済燃料ビット温度 (AM用)の代替)                 </td> <td data-bbox="1525 580 1653 654">                     0~100℃                 </td> <td data-bbox="1653 580 1805 654">                     ■                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1256 654 1525 836">                     ①使用済燃料ビット可燃型エアモニタ                      (使用済燃料ビット水位 (AM用)、使用済燃料ビット水位 (可搬型)、使用済燃料ビット監視カメラ及び「使用済燃料ビットエアモニタ」の代替)                 </td> <td data-bbox="1525 654 1653 836">                     10mSv/h~                      1,000mSv/h                 </td> <td data-bbox="1653 654 1805 836">                     ■                 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1256 836 1525 986">                     ①「使用済燃料ビットエアモニタ」                      (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)及び使用済燃料ビット可燃型エアモニタの代替)                 </td> <td data-bbox="1525 836 1653 986">                     1~10<sup>5</sup>mSv/h                 </td> <td data-bbox="1653 836 1805 986">                     ■                 </td> </tr> </table>	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)、使用済燃料ビット温度 (AM用)、使用済燃料ビット可燃型エアモニタ、使用済燃料ビット監視カメラ、使用済燃料ビット水位)、(標準型水位計)及び「使用済燃料ビット監視用携帯型ロープ式水位計」の代替)	T.P.25.24~ T.P.32.76m	■	①「使用済燃料ビット水位」(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)の代替)	T.P.32.26~ T.P.32.76m	■	①使用済燃料ビット温度 (AM用) (使用済燃料ビット監視カメラ、(使用済燃料ビット温度)及び「標準型水位計」の代替)	0~100℃	■	①「使用済燃料ビット温度」(使用済燃料ビット温度 (AM用)の代替)	0~100℃	■	①使用済燃料ビット可燃型エアモニタ (使用済燃料ビット水位 (AM用)、使用済燃料ビット水位 (可搬型)、使用済燃料ビット監視カメラ及び「使用済燃料ビットエアモニタ」の代替)	10mSv/h~ 1,000mSv/h	■	①「使用済燃料ビットエアモニタ」 (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)及び使用済燃料ビット可燃型エアモニタの代替)	1~10 <sup>5</sup> mSv/h	■	
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)、使用済燃料ビット温度 (AM用)、使用済燃料ビット可燃型エアモニタ、使用済燃料ビット監視カメラ、使用済燃料ビット水位)、(標準型水位計)及び「使用済燃料ビット監視用携帯型ロープ式水位計」の代替)	T.P.25.24~ T.P.32.76m	■																			
①「使用済燃料ビット水位」(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)の代替)	T.P.32.26~ T.P.32.76m	■																			
①使用済燃料ビット温度 (AM用) (使用済燃料ビット監視カメラ、(使用済燃料ビット温度)及び「標準型水位計」の代替)	0~100℃	■																			
①「使用済燃料ビット温度」(使用済燃料ビット温度 (AM用)の代替)	0~100℃	■																			
①使用済燃料ビット可燃型エアモニタ (使用済燃料ビット水位 (AM用)、使用済燃料ビット水位 (可搬型)、使用済燃料ビット監視カメラ及び「使用済燃料ビットエアモニタ」の代替)	10mSv/h~ 1,000mSv/h	■																			
①「使用済燃料ビットエアモニタ」 (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)及び使用済燃料ビット可燃型エアモニタの代替)	1~10 <sup>5</sup> mSv/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>推定の評価</p> <p>使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)              ①使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) 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) 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) による推定方法は、水位/放射線量率の関係を利用して、必要な水位が確保されていることを推定でき、使用済燃料プールの監視を行う上で適切である。              ②使用済燃料プール監視カメラ              使用済燃料プール監視カメラによる推定方法は、使用済燃料プールの状態の監視を行う上で適切である。</p>	<p>代替パラメータ</p> <p>②使用済燃料ビット監視カメラ (使用済燃料ビット水位 (AM用)、使用済燃料ビット水位 (可搬型)、使用済燃料ビット温度 (AM用) 及び使用済燃料ビット可搬型エリアモニタの代替) (復野範囲内 (水温: 10~120℃、水位: 使用済燃料ビット上部~燃料頂部定常))</p> <p>計測目的</p> <p>重大事故等時において、主要パラメータにて使用済燃料ビットを監視する目的は、使用済燃料ビット内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握することである。</p> <p>推定方法</p> <p>使用済燃料ビット監視の主要パラメータである使用済燃料ビット水位 (AM用)、使用済燃料ビット水位 (可搬型)、使用済燃料ビット温度 (AM用)、使用済燃料ビット可搬型エリアモニタ及び使用済燃料ビット監視カメラについて、下記のとおり推定する。</p> <p>使用済燃料ビット水位 (AM用) による計測が困難となった場合、代替パラメータの使用済燃料ビット水位 (可搬型) により使用済燃料ビットの水位を推定する。また、使用済燃料ビット可搬型エ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、使用済燃料ビット監視カメラにより使用済燃料ビットの状態を監視する。</p> <p>使用済燃料ビット水位 (可搬型) による計測が困難となった場合、代替パラメータの使用済燃料ビット水位 (AM用) により使用済燃料ビットの冷却状況を推定する。また、使用済燃料ビット可搬型エ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、使用済燃料ビット監視カメラにより使用済燃料ビットの状態を監視する。</p> <p>使用済燃料ビット温度 (AM用) による計測が困難となった場合、代替パラメータの使用済燃料ビット水位 (AM用) の傾向監視により使用済燃料ビットの冷却状況を推定するとともに、使用済燃料ビット監視カメラにより使用済燃料ビットの状態を監視する。</p> <p>使用済燃料ビット可搬型エリアモニタによる計測が困難となった場合、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、使用済燃料ビット監視カメラにより使用済燃料ビットの状態を監視する。</p> <p>使用済燃料ビット監視カメラによる監視が困難となった場合、代替パラメータの使用済燃料ビット水位 (AM用)、使用済燃料ビット水位 (可搬型)、使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リアモニタにより使</p>	

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>使用済燃料プール監視カメラ                  ①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)                  上記パラメータによる推定方法は、使用済燃料プールの状態の監視を行う上で適切である。</p> <p>【顕微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)、使用済燃料プール監視カメラ) による使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握でき、計測誤差 (使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) の誤差: ±1.5℃、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式) の誤差: ±245mm (水位) ±3.4℃ (温度)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量) の誤差: ±0.29 デカード (2.6/dv/h)~1.9×10<sup>4</sup>dv/h)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (低線量) の誤差: ±0.29 デカード (5.2×10<sup>4</sup>dv/h)~1.9×10<sup>6</sup>dv/h) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、使用済燃料プールにおける燃料損傷防止対策を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<p>用済燃料ビッドの状態を監視する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>① 使用済燃料ビッド水位 (AM用)                  ① 使用済燃料ビッド水位 (可搬型)                  使用済燃料ビッド上水位 (AM用) による計測が困難となった場合、代替パラメータの使用済燃料ビッド水位 (可搬型) により使用済燃料ビッドの水位を推定する。</p> <p>① [使用済燃料ビッド水位]                  同じ仕様のもので使用済燃料ビッド水位 (自主対策設備) を計測することにより推定する。</p> <p>② 使用済燃料ビッド可搬型エリアモニタ、使用済燃料ビッド監視カメラ                  使用済燃料ビッド可搬型エリアモニタによる放射線量と水位の関係を利用して相関図より必要な水位が確保されていることを推定するとともに、使用済燃料ビッド監視カメラにより使用済燃料ビッドの状態を監視する。</p> <p>② [使用済燃料ビッドエリアモニタ]                  使用済燃料ビッドエリアモニタ (自主対策設備) により水位/放射線量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) 使用済燃料ビッド水位 (可搬型)                  ① 使用済燃料ビッド水位 (AM用)                  使用済燃料ビッド水位 (可搬型) による計測が困難となった場合、代替パラメータの使用済燃料ビッド水位 (AM用) により使用済燃料ビッドの冷却状況を推定する。</p> <p>① [使用済燃料ビッド水位]                  同じ仕様のもので使用済燃料ビッド水位 (自主対策設備) を計測することにより推定する。</p> <p>② 使用済燃料ビッド可搬型エリアモニタ、使用済燃料ビッド監視カメラ                  使用済燃料ビッド可搬型エリアモニタによる放射線量と水位の関係を利用して相関図より必要な水位が確保されていることを推定するとともに、使用済燃料ビッド監視カメラにより使用済燃料ビッドの状態を監視する。</p> <p>② [使用済燃料ビッドエリアモニタ]                  使用済燃料ビッドエリアモニタ (自主対策設備) による放射線量と水位の関係を利用して相関図より必要な水位が確保されていることを推定する。</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) による計測が困難となった場合、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困難となった場合、代替パラメータの使用済燃料ピット水位 (AM用) による放射線量率と水位の関係をj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困難となった場合、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線量率の相関図</p>	

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>①使用済燃料ピット水位 (AM用)                      ①使用済燃料ピット水位 (可搬型)                      使用済燃料ピット水位 (可搬型) による推定方法は、使用済燃料ピット水位を計測することができ、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>① (使用済燃料ピット水位)                      使用済燃料ピット水位 (自主対策設備) による推定方法は、使用済燃料ピット水位を計測することができ、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>②使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ、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> <p>推定の評価                      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>②使用済燃料ピット監視カメラ                  使用済燃料ピット監視カメラによる推定方法は、使用済燃料ピットの状態を監視できることから、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>(4) 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ                  ①【使用済燃料ピットエリアモニタ】                  使用済燃料ピットエリアモニタ (自主対策設備) による推定方法は、放射線量率と水位の関係を利用し必要な水位が確保されていることを推定できることから、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>②使用済燃料ピット水位 (AM用)                  使用済燃料ピット水位 (AM用) による推定方法は、放射線量率と水位の関係を利用し必要な水位が確保されていることを推定できることから、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>②使用済燃料ピット監視カメラ                  使用済燃料ピット監視カメラによる推定方法は、使用済燃料ピットの状態を監視できることから、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>(5) 使用済燃料ピット監視カメラ                  ①使用済燃料ピット水位 (AM用)、使用済燃料ピット水位 (可搬型)、使用済燃料ピット温度 (AM用)、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ                  上記パラメータによる推定方法は、使用済燃料ピットの状態を監視を行う上で適切である。</p>	
		<p>【顕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系の冷却状況、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系の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握でき、許容誤差 (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: 0.40Sv/h<math>\sim</math>1.5<math>\times</math>10<sup>6</sup>Sv/h) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、使用済燃料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																						
	<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>計装設備</th> <th>数量</th> <th>単位</th> <th>測定値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">燃料消費計(原子炉上部空間燃料線モニタ (高線量、低線量))</td> <td rowspan="2">電線管</td> <td>10S60-10-10000</td> <td>1</td> <td>個</td> <td>原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋燃料貯蔵内)</td> </tr> <tr> <td>10S60-10-10000</td> <td>1</td> <td>個</td> <td>原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋燃料貯蔵内)</td> </tr> <tr> <td>燃料消費計(原子炉監視)</td> <td>可視光カメラ</td> <td>-</td> <td>1</td> <td>個</td> <td>原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋燃料貯蔵内)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 計装設備の等は、原子炉内(原子炉建屋1階)より90cm以上のところとする。(原子炉建屋燃料貯蔵内)          ※2: 計装設備の等は、原子炉内(原子炉建屋1階)より90cm以上のところとする。(原子炉建屋燃料貯蔵内)          ※3: 計装設備の等は、原子炉建屋燃料貯蔵内(原子炉建屋燃料貯蔵内)の場所とする。          ※4: 計装設備の等は、原子炉建屋燃料貯蔵内(原子炉建屋燃料貯蔵内)の場所とする。          ※5: 燃料消費計(原子炉監視)の計装設備は、原子炉建屋燃料貯蔵内(原子炉建屋燃料貯蔵内)の場所とする。          ※6: 燃料消費計(原子炉監視)の計装設備は、原子炉建屋燃料貯蔵内(原子炉建屋燃料貯蔵内)の場所とする。          ※7: 検出器の種類。          ※8: 計装設備(原子炉監視)の計装設備は、原子炉建屋燃料貯蔵内(原子炉建屋燃料貯蔵内)の場所とする。          ※9: 検出器(原子炉監視)の計装設備は、原子炉建屋燃料貯蔵内(原子炉建屋燃料貯蔵内)の場所とする。          ※10: 検出器の種類。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px; text-align: center;"> <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>	名称	検出器の種類	計装設備	数量	単位	測定値	燃料消費計(原子炉上部空間燃料線モニタ (高線量、低線量))	電線管	10S60-10-10000	1	個	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋燃料貯蔵内)	10S60-10-10000	1	個	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋燃料貯蔵内)	燃料消費計(原子炉監視)	可視光カメラ	-	1	個	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋燃料貯蔵内)		
名称	検出器の種類	計装設備	数量	単位	測定値																				
燃料消費計(原子炉上部空間燃料線モニタ (高線量、低線量))	電線管	10S60-10-10000	1	個	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋燃料貯蔵内)																				
		10S60-10-10000	1	個	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋燃料貯蔵内)																				
燃料消費計(原子炉監視)	可視光カメラ	-	1	個	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋燃料貯蔵内)																				



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

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

大飯発電所3/4号炉

58-10 可搬型計測器及び可搬型温度計測装置の必要台数整理について

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定範囲	単位	測定	電圧	検出器の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
原子炉炉内空間内の温度	1次冷却炉出口温度 (広域)	0~400℃	0~500℃	4	A	差圧式検出器	可搬型	可	1次冷却炉出口	重大事故等時における原子炉炉内空間内の状態を監視し、自然対流により高い温度を示す1次冷却炉出口温度監視 (広域) を検出する。測定は各ループの温度を行う。
	1次冷却炉出口温度 (広域)	0~400℃	0~500℃	4	B	差圧式検出器	可	可	1次冷却炉出口	
原子炉炉内空間内の圧力	1次冷却炉出口圧力	0~20.6MPa	-	2	C, D	静圧式検出器	可	可	1次冷却炉出口	測定対象計測器が複数存在するが、代表して1台を測定する。
	加圧器水位	0~100%	-	2	A, E	差圧式検出器	可	可	1次冷却炉出口	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。
原子炉炉内空間内の水位	原子炉水位	0~100%	-	1	B	差圧式検出器	可	可	中央制御室	-
	原子炉水位	0~100%	-	3	B	差圧式検出器	可	可	中央制御室	-
原子炉炉内空間内の流量	高圧注入流量	0~400m <sup>3</sup> /h	-	2	A, E	差圧式検出器	可	可	1次冷却炉出口	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。
	中間冷却器流量	0~1,200m <sup>3</sup> /h	-	2	C, D	差圧式検出器	可	可	1次冷却炉出口	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。
原子炉炉内空間内の圧力	施設外対応圧力	0~100 m <sup>3</sup> /h	-	1	B	差圧式検出器	可	可	中央制御室	-
	圧力	0~10,000 m <sup>3</sup> /h	-	1	B	差圧式検出器	可	可	中央制御室	-



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	測定範囲	単位	測定	電圧	検出器の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
原子炉炉内空間内の温度	1次冷却炉出口温度 (広域)	0~400℃	0~500℃	4	A	差圧式検出器	可搬型	可	1次冷却炉出口	重大事故等時における原子炉炉内空間内の状態を監視し、自然対流により高い温度を示す1次冷却炉出口温度監視 (広域) を検出する。測定は各ループの温度を行う。
	1次冷却炉出口温度 (広域)	0~400℃	0~500℃	4	B	差圧式検出器	可	可	1次冷却炉出口	
原子炉炉内空間内の圧力	1次冷却炉出口圧力	0~20.6MPa	-	2	C, D	静圧式検出器	可	可	1次冷却炉出口	測定対象計測器が複数存在するが、代表して1台を測定する。
	加圧器水位	0~100%	-	2	A, E	差圧式検出器	可	可	1次冷却炉出口	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。
原子炉炉内空間内の水位	原子炉水位	0~100%	-	1	B	差圧式検出器	可	可	中央制御室	-
	原子炉水位	0~100%	-	3	B	差圧式検出器	可	可	中央制御室	-
原子炉炉内空間内の流量	高圧注入流量	0~400m <sup>3</sup> /h	-	2	A, E	差圧式検出器	可	可	1次冷却炉出口	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。
	中間冷却器流量	0~1,200m <sup>3</sup> /h	-	2	C, D	差圧式検出器	可	可	1次冷却炉出口	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。
原子炉炉内空間内の圧力	施設外対応圧力	0~100 m <sup>3</sup> /h	-	1	B	差圧式検出器	可	可	中央制御室	-
	圧力	0~10,000 m <sup>3</sup> /h	-	1	B	差圧式検出器	可	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	測定範囲	単位	測定	電圧	検出器の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
原子炉炉内空間内の温度	1次冷却炉出口温度 (広域)	0~400℃	0~500℃	4	A	差圧式検出器	可搬型	可	1次冷却炉出口	重大事故等時における原子炉炉内空間内の状態を監視し、自然対流により高い温度を示す1次冷却炉出口温度監視 (広域) を検出する。測定は各ループの温度を行う。
	1次冷却炉出口温度 (広域)	0~400℃	0~500℃	4	B	差圧式検出器	可	可	1次冷却炉出口	
原子炉炉内空間内の圧力	1次冷却炉出口圧力	0~20.6MPa	-	2	C, D	静圧式検出器	可	可	1次冷却炉出口	測定対象計測器が複数存在するが、代表して1台を測定する。
	加圧器水位	0~100%	-	2	A, E	差圧式検出器	可	可	1次冷却炉出口	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。
原子炉炉内空間内の流量	高圧注入流量	0~400m <sup>3</sup> /h	-	2	A, E	差圧式検出器	可	可	1次冷却炉出口	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。
	中間冷却器流量	0~1,200m <sup>3</sup> /h	-	2	C, D	差圧式検出器	可	可	1次冷却炉出口	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。
原子炉炉内空間内の圧力	施設外対応圧力	0~100 m <sup>3</sup> /h	-	1	B	差圧式検出器	可	可	中央制御室	-
	圧力	0~10,000 m <sup>3</sup> /h	-	1	B	差圧式検出器	可	可	中央制御室	-



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個数の考え方は同様。以降、同表において同じ。



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

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

大飯発電所3/4号炉

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	検数	検定	電流	検出部の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の温度	格納容器スプレードリッジ流量	0~1,700m <sup>3</sup> /h (0~10,000m <sup>3</sup> )	-	1	1	B	形式流量検出器	可	中央制御室	-
	低設代管配圧	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	注水調査流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器内の注水量	注水調査流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	注水注入流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	余熱除去流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度	0~250℃	-	2	1	A,B	測温抵抗体	可	1次系配電室	測定対象計器は複数台存在するが、代表して1台を測定する。
	格納容器圧力 (広梁)	-50~-450kPa	-	2	1	C,D	弾性圧力検出器	可	1次系配電室	測定対象計器は複数台存在するが、代表して1台を測定する。
	AM用格納容器の圧力	0~1.5MPa	-	1	1	B	弾性圧力検出器	可	中央制御室	-

原子炉圧力管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

女川原子力発電所2号炉

表 58-9-1 可搬型計測器の必要台数整理 (2/3)

位置	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	検数	検定	電流	検出部の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度 (広梁)	0~250℃	-	2	1	A,B	測温抵抗体	可	1次系配電室	測定対象計器は複数台存在するが、代表して1台を測定する。
	格納容器圧力 (広梁)	-50~-450kPa	-	2	1	C,D	弾性圧力検出器	可	1次系配電室	測定対象計器は複数台存在するが、代表して1台を測定する。
	AM用格納容器の圧力	0~1.5MPa	-	1	1	B	弾性圧力検出器	可	中央制御室	-
	原子炉格納容器内の注水量	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	注水調査流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	注水注入流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	余熱除去流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉格納容器内の注水量	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	注水調査流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	注水注入流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器内の注水量	注水調査流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	注水注入流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	余熱除去流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉格納容器内の注水量	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	注水調査流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	注水注入流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	余熱除去流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉格納容器内の注水量	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	注水調査流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	注水注入流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-

表 58-9-1 可搬型計測器の必要台数整理 (2/3)

可搬型計測器及び可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度) の必要台数整理 (2/5)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	重要計器数	必要個数	電源	検出部の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度	0~220℃	-	2	1	C, D 計装用電源	測温抵抗体	可	安全系計装室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	原子炉格納容器圧力	0~0.35MPa	-	2	1	C, D 計装用電源	弾性圧力検出器	可	安全系計装室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	格納容器圧力 (AM用)	0~1.0MPa	-	2	1	A 直流電源	弾性圧力検出器	可	常用系計装室	複数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。

□：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)

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

可搬型計測器及び可搬型温度計測装置の必要台数整理(3/5)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	個数	選定	電源	輸送部の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の水位	格納容器再循環ポンプ水位 (広域)	0~100%	-	2	C,D	C,D	差圧式水位検出器	可	1次系再循環ポンプ	格納容器再循環ポンプ水位 (広域) の計測範囲は、格納容器再循環ポンプ水位 (広域) の計測範囲を包含しているため、格納容器再循環ポンプ水位 (広域) を優先して測定する。
	格納容器再循環ポンプ水位 (狭域)	0~100%	-	2	C,D	C,D	差圧式水位検出器	可	1次系再循環ポンプ	動点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であるため共用して使用する。
	原子炉格納容器内水位	ON-OFF	-	1	B	B	電極式水位検出器	可	中央制御室	可搬型計測器での計測対象外。
原子炉格納容器内の放射線量	可搬型格納容器内放射線量	0~200µSv/h	-	1	B	B	熱伝導式	-	-	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器内放射線量	10 <sup>0</sup> ~10 <sup>4</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量率	可搬型格納容器内放射線量率	10 <sup>0</sup> ~10 <sup>4</sup> mSv/h	-	2	C,D	C,D	電離箱	注1	-	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器内放射線量率	10 <sup>0</sup> ~10 <sup>4</sup> mSv/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  
 □：電圧計測用

表 58-9-1 可搬型計測器の必要台数整理 (3/3)

設備	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	個数	選定	電源	輸送部の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
格納容器再循環ポンプ水位 (広域)	格納容器再循環ポンプ水位 (広域)	0~100%	-	2	C,D	C,D	差圧式水位検出器	可	1次系再循環ポンプ	格納容器再循環ポンプ水位 (広域) の計測範囲は、格納容器再循環ポンプ水位 (広域) の計測範囲を包含しているため、格納容器再循環ポンプ水位 (広域) を優先して測定する。
	格納容器再循環ポンプ水位 (狭域)	0~100%	-	2	C,D	C,D	差圧式水位検出器	可	1次系再循環ポンプ	動点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であるため共用して使用する。
	原子炉格納容器内水位	ON-OFF	-	1	B	B	電極式水位検出器	可	中央制御室	可搬型計測器での計測対象外。
原子炉格納容器内の放射線量	可搬型格納容器内放射線量	0~200µSv/h	-	1	B	B	熱伝導式	-	-	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器内放射線量	10 <sup>0</sup> ~10 <sup>4</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量率	可搬型格納容器内放射線量率	10 <sup>0</sup> ~10 <sup>4</sup> mSv/h	-	2	C,D	C,D	電離箱	注1	-	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器内放射線量率	10 <sup>0</sup> ~10 <sup>4</sup> mSv/h	-	2	C,D	C,D	電離箱	注1	-	可搬型計測器での計測対象外。

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 (格納容器再循環ポンプ水位・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	測定可能範囲	個数	選定	電源	輸送部の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の放射線量	格納容器再循環ポンプ水位 (広域)	0~100%	-	2	C,D	C,D	差圧式水位検出器	可	1次系再循環ポンプ	格納容器再循環ポンプ水位 (広域) の計測範囲は、格納容器再循環ポンプ水位 (広域) の計測範囲を包含しているため、格納容器再循環ポンプ水位 (広域) を優先して測定する。
	格納容器再循環ポンプ水位 (狭域)	0~100%	-	2	C,D	C,D	差圧式水位検出器	可	1次系再循環ポンプ	動点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であるため共用して使用する。
	原子炉格納容器内水位	ON-OFF	-	1	B	B	電極式水位検出器	可	中央制御室	可搬型計測器での計測対象外。
原子炉格納容器内の放射線量率	可搬型格納容器内放射線量率	0~200µSv/h	-	1	B	B	熱伝導式	-	-	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器内放射線量率	10 <sup>0</sup> ~10 <sup>4</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。
	可搬型格納容器内放射線量率	10 <sup>0</sup> ~10 <sup>4</sup> mSv/h	-	2	C,D	C,D	電離箱	注1	-	可搬型計測器での計測対象外。
	格納容器内放射線量率	10 <sup>0</sup> ~10 <sup>4</sup> mSv/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 (可搬型計測器)  
 □：電圧計測用 (可搬型計測器)

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

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

大飯発電所3/4号炉

分類	監視パラメータ	計装範囲	測定可能な範囲	検定	電圧	出力部の種類	可搬型計器		測定箇所	備考
							出力部の種類	出力部		
発電機出力	出力監視用中性点電圧 (10kV)	0~100%	—	4	A, B, C, D	出力監視用電圧	注1	注1	可搬型計器での計装対象外。	
	中間継電器中性点電圧 (10kV)	0~100%	—	2	A, B	出力監視用電圧	注1	注1		
最終ユニットシフト機	中性点電圧	0~100%	—	2	A, B	出力監視用電圧	注1	注1	高気圧冷水系 (H2O) は高気圧冷水系 (H2O) の計装範囲を包摂しているため、BWRの高気圧冷水系 (H2O) を除外して計装する。 測定対象計器が複数存在するが、表裏して1行を指定する。	
	高気圧冷水系 (H2O)	0~100%	—	8	C, D	出力監視用電圧	注1	注1		
	高気圧冷水系 (H2O)	0~100%	—	4	A, B, C, D	出力監視用電圧	注1	注1		
	高気圧冷水系 (H2O)	0~200 m/s	—	4	A, B, C, D	出力監視用電圧	注1	注1		
	高気圧冷水系 (H2O)	0~40 MPa	—	8	C, D	出力監視用電圧	注1	注1		
原子炉駆動機本体サーキットブレーク	主電圧	0~100%	—	2	1	C, D	出力監視用電圧	注1	測定対象計器が複数存在するが、表裏して1行を指定する。	
	原子炉駆動機本体サーキットブレーク	0~1.6MPa	—	—	—	出力監視用電圧	注1	注1	可搬型計器での計装対象外。	
	原子炉駆動機本体サーキットブレーク	0~1.6MPa	—	—	—	出力監視用電圧	注1	注1	可搬型計器での計装対象外。	

■：温度、水圧、流量・流量・圧力計測用  
 ■：流量計測用

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

可搬型計器及び可搬型温度計測装置 (最終定格用) の必要台数整理 (4/5)

分類	監視パラメータ	計装範囲	測定可能な範囲	検定	電圧	出力部の種類	可搬型計器	測定箇所	備考
発電機出力	出力監視用中性点電圧 (10kV)	0~100%	—	4	A, B, C, D	出力監視用電圧	注1	注1	可搬型計器での計装対象外。
	中間継電器中性点電圧 (10kV)	0~100%	—	2	A, B	出力監視用電圧	注1	注1	
最終ユニットシフト機	中性点電圧	0~100%	—	2	A, B	出力監視用電圧	注1	注1	高気圧冷水系 (H2O) は高気圧冷水系 (H2O) の計装範囲を包摂しているため、BWRの高気圧冷水系 (H2O) を除外して計装する。 測定対象計器が複数存在するが、表裏して1行を指定する。
	高気圧冷水系 (H2O)	0~100%	—	8	C, D	出力監視用電圧	注1	注1	
	高気圧冷水系 (H2O)	0~100%	—	4	A, B, C, D	出力監視用電圧	注1	注1	
	高気圧冷水系 (H2O)	0~200 m/s	—	4	A, B, C, D	出力監視用電圧	注1	注1	
	高気圧冷水系 (H2O)	0~40 MPa	—	8	C, D	出力監視用電圧	注1	注1	
原子炉駆動機本体サーキットブレーク	主電圧	0~100%	—	2	1	C, D	出力監視用電圧	注1	測定対象計器が複数存在するが、表裏して1行を指定する。
	原子炉駆動機本体サーキットブレーク	0~1.6MPa	—	—	—	出力監視用電圧	注1	注1	可搬型計器での計装対象外。
	原子炉駆動機本体サーキットブレーク	0~1.6MPa	—	—	—	出力監視用電圧	注1	注1	可搬型計器での計装対象外。

■：温度、水圧、流量・流量・圧力計測用  
 ■：流量計測用 (可搬型温度計測装置)



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

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

大飯発電所3/4号炉

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

可搬型計測器及び可搬型温度計測装置の必要台数整理(5/5)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	観数	意注	電圧	検出器の種類	可搬型計測器	検定箇所	備考
水質	燃料冷却器取水ピット水位	0~100%	-	2	1	C,D	差圧式水位検出器	可	1次系循環器室	測定対象機器が複数台存在するが、代表して1台を測定する。
	ほうげんクック水位	0~100%	-	2	1	C,D	差圧式水位検出器	可	1次系循環器室	測定対象機器が複数台存在するが、代表して1台を測定する。
	低レベルドット水位	0~100%	-	2	1	C,D	差圧式水位検出器	可	1次系循環器室	測定対象機器が複数台存在するが、代表して1台を測定する。
可搬型温度計測装置 (密閉容器内温度/出口風速) (S A) 用		0~200℃	-	-	3	-	熱電対	-	原子炉炉心隔壁	-

■：温度・水位・流量・圧力計測用  
■：湿度計測用

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

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

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

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	観数	必要台数	電圧	検出器の種類	可搬型計測器	検定箇所	備考
水質の測定	燃料冷却器取水ピット水位	0~100%	-	2	1	A, B計装用	差圧式水位検出器	青	安全系計装盤室	観数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	ほうげんクック水位	0~100%	-	2	1	B計装用	差圧式水位検出器	青	安全系計装盤室	観数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	補助給水ピット水位	0~100%	-	2	1	A, B計装用	差圧式水位検出器	青	安全系計装盤室	観数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
使用済燃料ピットの監視	使用済燃料ピット水位 (可搬型)	T.P. 25.24 ~32.76m	-	2	1	A計装用	電圧式水位検出器	青	常時計装盤室	観数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	使用済燃料ピット水位 (可搬型)	T.P. 21.30 ~32.76m	-	2	1	B計装用	フロート式水位検出器	青	常時計装盤室	観数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	使用済燃料ピット温度 (可搬型)	0~100℃	-	2	1	A計装用	温度検出器	青	常時計装盤室	観数チャンネルが存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	使用済燃料ピット	1055h~1,00660h	-	1	(注1)	B計装用	平均温度検出器、M1 (TD) 検出器	青	可搬型計測器での計測対象外	可搬型計測器での計測対象外
使用済燃料ピット監視カメラ		-	1	(注1)	A計装用	カメラ	青	可搬型計測器での計測対象外	可搬型計測器での計測対象外	

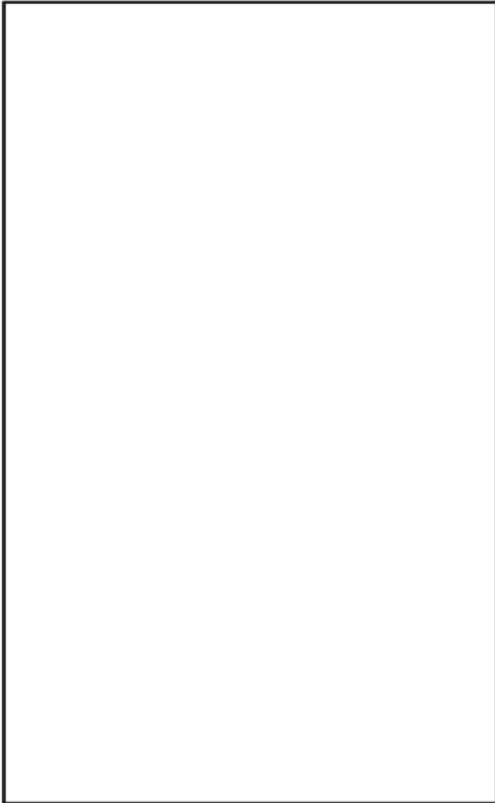
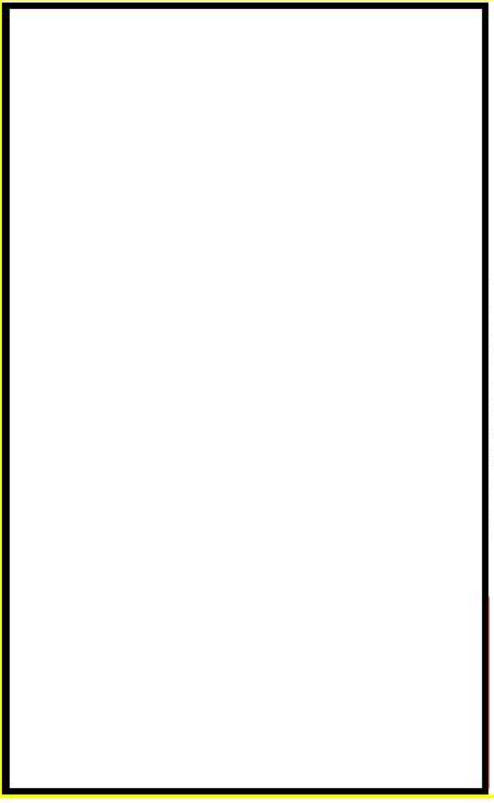
■：温度・水位・流量・圧力計測用 (可搬型計測器)  
■：湿度計測用 (可搬型計測器)

観数台数：可搬型計測器 (温度・水位・流量・圧力計測用) を3号炉 (計測時故障を考慮した1個含む) の必要台数整理 (5/5) 参照。  
 ：可搬型温度計測装置 (温度測定用) を3号炉、故障時及び点検時の予備として1個保管する。

(注1)：全交流動方題監視失時は、蒸気発生器、燃料冷却器及び使用済燃料ピット監視カメラ位置に専用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)：燃料冷却器取水ピット水位は、蒸気発生器の急激な減圧やドライアウト時に、基準配管の水が蒸発し、嵩みで不確かな水位を示す可能性がある。

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

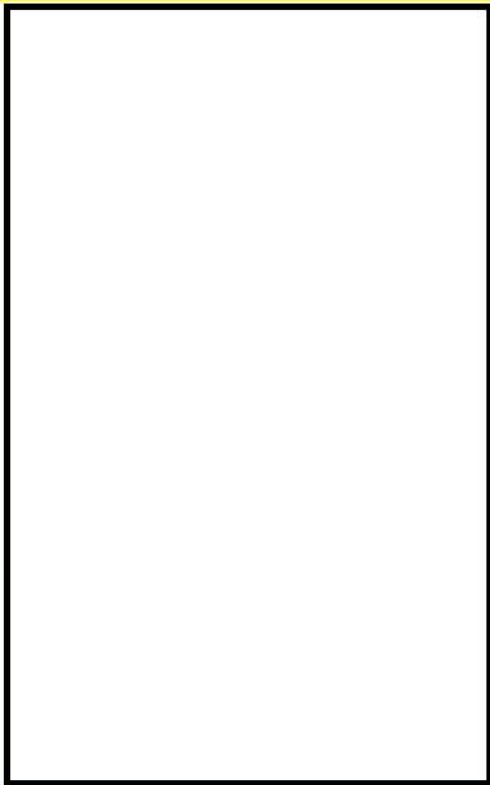
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(以降、大飯該当資料なし)</p>	 <p style="writing-mode: vertical-rl; position: absolute; right: 10px; top: 118px; font-size: small;">図58-9-1 可搬型計測器接続図例へのアクセスルート (制御室屋上3階)                      枠内みの内容は防護上の観点から公開できません。</p>	 <p style="writing-mode: vertical-rl; position: absolute; right: 10px; top: 118px; font-size: small;">第1図 可搬型計測器接続図例へのアクセスルート                      枠内みの内容は機密情報に属し、またその公開できません。</p>	<p>【大飯】記載方針の相違 (女川実績の反映)                      ・泊は女川実績を反映し、可搬型計測器及び可搬型温度計測装置へのアクセスルート図を記載している。</p>



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

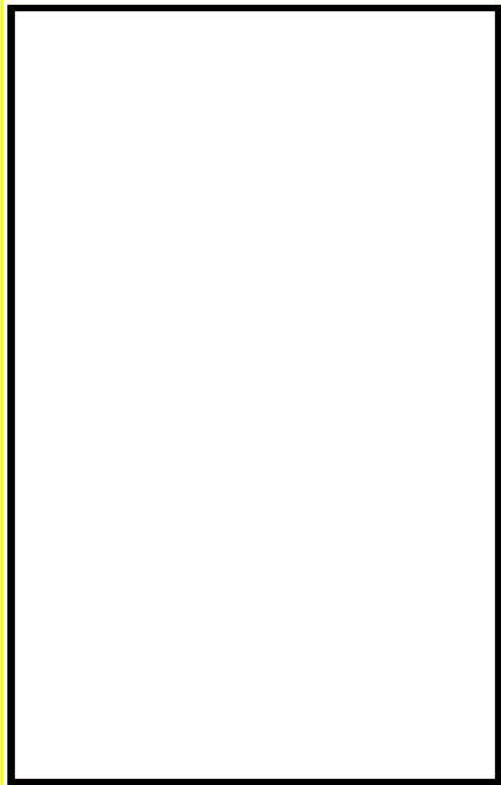
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4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 yellow; padding: 10px;">  </div>	

第2図 可搬型温度計据置位置(従来型)へのアクセスルート (L1/3)  外部からの内容は機密情報に属し、以下の公開できません。

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

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<div style="border: 2px solid yellow; padding: 10px;">  </div>	

第2図 可搬型出力計測装置取組所へのアクセスルート (2/3)   詳細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
		<div style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div style="border: 1px solid yellow; width: 100%; height: 100%; position: absolute; top: 0; right: 0; bottom: 0; left: 0;"> <p style="writing-mode: vertical-rl; text-orientation: upright; font-size: small;">第2図 可搬型風速計測装置設置箇所へのアクセスルート (G.20)</p> </div>	

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

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

第58条 計装設備（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	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 1091"> <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 1211 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="1261 874 1803 963"> <caption>表 58-10-1 重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件</caption> <thead> <tr> <th></th> <th>温度</th> <th>圧力</th> <th>放射線量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>環境条件</td> <td>約141℃（最大）</td> <td>約0.360MPa[gage]（最大）</td> <td>0.5mSv以下</td> </tr> </tbody> </table>		温度	圧力	放射線量	環境条件	約141℃（最大）	約0.360MPa[gage]（最大）	0.5mSv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0.360MPa[gage]（最大）	0.5mSv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="672 191 1209 574"> <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">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> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル温度</td> <td>熱電対</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>圧力抑制室内空気温度</td> <td>熱電対</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションプール水温度</td> <td>測温抵抗体</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部水位</td> <td>電極式水位検出器</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部温度</td> <td>熱電対</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル水位</td> <td>電極式水位検出器</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器内水素濃度 (D/D)</td> <td rowspan="2">水素異種材料式水素検出器</td> <td rowspan="2">同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器内水素濃度 (S/O)</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。	同上	ドライウェル温度	熱電対	同上	圧力抑制室内空気温度	熱電対	同上	サブプレッションプール水温度	測温抵抗体	同上	原子炉格納容器下部水位	電極式水位検出器	同上	原子炉格納容器下部温度	熱電対	同上	ドライウェル水位	電極式水位検出器	同上	格納容器内水素濃度 (D/D)	水素異種材料式水素検出器	同上	格納容器内水素濃度 (S/O)	<p>表 58-10-2 耐環境試験の評価結果</p> <table border="1" data-bbox="1254 191 1792 845"> <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 rowspan="5">伝送器</td> <td rowspan="10">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> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>加圧器水位</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 rowspan="2">格納容器再循環サンプ水位 (狭域)</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-高温度)</td> <td rowspan="2">測温抵抗体</td> <td rowspan="10">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> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>1 次冷却材温度 (広域-低温度)</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td rowspan="3">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>格納容器水素イオン交換装置温度</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">エリアモニタ</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)	伝送器	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。	同上	加圧器水位	同上	原子炉容器水位	同上	蒸気発生器水位 (狭域)	同上	蒸気発生器水位 (広域)	同上	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	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-高温度)	測温抵抗体	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。	同上	1 次冷却材温度 (広域-低温度)	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	格納容器水素イオン交換装置温度	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)	エリアモニタ	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)</p> <p>【女川】建屋名称の相違</p>
パラメータ名	検出器の種類	耐環境試験条件	評価																																																																									
原子炉圧力容器温度	熱電対	耐環境試験において、事故時雰囲気においても健全性が確保できることを確認している。	同上																																																																									
ドライウェル温度	熱電対		同上																																																																									
圧力抑制室内空気温度	熱電対		同上																																																																									
サブプレッションプール水温度	測温抵抗体		同上																																																																									
原子炉格納容器下部水位	電極式水位検出器		同上																																																																									
原子炉格納容器下部温度	熱電対		同上																																																																									
ドライウェル水位	電極式水位検出器		同上																																																																									
格納容器内水素濃度 (D/D)	水素異種材料式水素検出器		同上																																																																									
格納容器内水素濃度 (S/O)																																																																												
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)	伝送器	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。	同上																																																																									
加圧器水位			同上																																																																									
原子炉容器水位			同上																																																																									
蒸気発生器水位 (狭域)			同上																																																																									
蒸気発生器水位 (広域)			同上																																																																									
格納容器再循環サンプ水位 (広域)	格納容器再循環サンプ水位 (狭域)		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-高温度)	測温抵抗体		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。	同上																																																																								
1 次冷却材温度 (広域-低温度)				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																																																																										
格納容器水素イオン交換装置温度		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)	エリアモニタ	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）

第58条 計装設備（補足説明資料）

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>大阪発電所3 / 4号炉</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</p> <p>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</p> <p>試験装置の中に設置した計器に対して、事故時に想定される積算線量を印加し、監視機能を維持できることを確認する。</p> <div data-bbox="85 842 638 1125" style="border: 1px solid black; height: 177px; width: 247px;"></div> <p>図1 事故時模擬試験概要</p> <div data-bbox="143 1161 575 1185" style="border: 1px solid black; padding: 2px;">枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</div>	<p>別紙-1</p> <p>1. 原子炉格納容器内設置計器の事故時の環境について</p> <p>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</p> <p>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="712 847 1131 1145" style="text-align: center;"> </div> <p>試験装置の中に設置した試験体に対して重大事故等時環境（温度、圧力、蒸気）を印加し、監視機能を維持できることを確認。</p> <p>図58-10-1 蒸気暴露試験装置イメージ図</p> <div data-bbox="741 1289 1151 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</p> <p>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</p> <p>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="1263 847 1805 1125" style="border: 1px solid black; height: 174px; width: 242px;"></div> <p>図58-10-1 蒸気暴露試験装置イメージ図</p> <div data-bbox="1312 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="89 430 631 683"> <thead> <tr> <th rowspan="2">検出器種類</th> <th rowspan="2">監視計器</th> <th colspan="3">事故時模擬試験時の最大値</th> </tr> <tr> <th>圧力 [MPa(gage)]</th> <th>温度 [℃]</th> <th>積算線量 [MGy]</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">伝送器*</td> <td>1次冷却材圧力</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>加圧器圧力</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>加圧器水位</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器水位（広域）</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="4">温度計**</td> <td>格納容器再循環ヤノ水位（広域）</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環ヤノ水位（狭域）</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1次冷却材高側側温度（広域）</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1次冷却材低側側温度（広域）</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">モニタ**</td> <td>格納容器高レンジコリアモニタ（高レンジ）</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>格納容器低レンジコリアモニタ（低レンジ）</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：PWR 電力共同研究「新型耐環境性伝送器開発に関する研究」ほか          ※2：メーカ試験          ※3：PWR 電力共同研究「事故時HTTRの耐環境性評価研究」</p> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開できません。</p>	検出器種類	監視計器	事故時模擬試験時の最大値			圧力 [MPa(gage)]	温度 [℃]	積算線量 [MGy]	伝送器*	1次冷却材圧力				加圧器圧力				加圧器水位				蒸気発生器水位（広域）				温度計**	格納容器再循環ヤノ水位（広域）				格納容器再循環ヤノ水位（狭域）				1次冷却材高側側温度（広域）				1次冷却材低側側温度（広域）				モニタ**	格納容器高レンジコリアモニタ（高レンジ）				格納容器低レンジコリアモニタ（低レンジ）				<p>3. 原子炉格納容器内設置計器の事故時耐環境性試験結果</p> <p>重大事故等時環境試験の結果、温度200℃以上、圧力0.854MPa[gage]以上、積算線量 [ ]（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="680 430 1209 813"> <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>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> <td></td> </tr> <tr> <td>ドライウェル温度</td> <td>熱電対</td> <td></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></td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションプール水温度</td> <td>温度抵抗体</td> <td></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></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></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></td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器内水素濃度 (H<sub>2</sub>) 格納容器内水素濃度 (S-C)</td> <td>水素吸蔵材杆式水素検出器</td> <td></td> <td>同上</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：センサは無機物で構成しており、耐放射線性を有している。</p>	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	温度抵抗体		同上	原子炉格納容器下部水位	電極式水位検出器		同上	原子炉格納容器下部温度	熱電対		同上	ドライウェル水位	電極式水位検出器		同上	格納容器内水素濃度 (H <sub>2</sub> ) 格納容器内水素濃度 (S-C)	水素吸蔵材杆式水素検出器		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="1254 430 1805 1085"> <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 rowspan="4">伝送器</td> <td rowspan="4">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> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>加圧器水位</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 rowspan="4">温度抵抗体</td> <td rowspan="4"></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-高側側）</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材温度（広域-低側側）</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td rowspan="2">熱電対</td> <td rowspan="2"></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>格納容器水素イオン交換温度</td> <td rowspan="2">電極式水位検出器</td> <td rowspan="2"></td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器水位</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>原子炉下部キャビティ水位</td> <td rowspan="2">エリアモニタ</td> <td rowspan="2"></td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器内高レンジコリアモニタ（低レンジ）</td> <td></td> <td></td> <td>同上</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：センサは無機物で構成しており、耐放射線性を有している。          ※2：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）	伝送器	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。	同上	加圧器水位	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）	温度抵抗体		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-高側側）	同上	1次冷却材温度（広域-低側側）	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	格納容器水素イオン交換温度	電極式水位検出器		同上	格納容器水位	同上	原子炉下部キャビティ水位	エリアモニタ		同上	格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）	同上	格納容器内高レンジコリアモニタ（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(gage)]	温度 [℃]		積算線量 [MGy]																																																																																																																																				
伝送器*	1次冷却材圧力																																																																																																																																							
	加圧器圧力																																																																																																																																							
	加圧器水位																																																																																																																																							
	蒸気発生器水位（広域）																																																																																																																																							
温度計**	格納容器再循環ヤノ水位（広域）																																																																																																																																							
	格納容器再循環ヤノ水位（狭域）																																																																																																																																							
	1次冷却材高側側温度（広域）																																																																																																																																							
	1次冷却材低側側温度（広域）																																																																																																																																							
モニタ**	格納容器高レンジコリアモニタ（高レンジ）																																																																																																																																							
	格納容器低レンジコリアモニタ（低レンジ）																																																																																																																																							
パラメータ名	検出器の種類	耐環境試験条件	評価																																																																																																																																					
原子炉圧力容器温度	熱電対	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	温度抵抗体		同上																																																																																																																																					
原子炉格納容器下部水位	電極式水位検出器		同上																																																																																																																																					
原子炉格納容器下部温度	熱電対		同上																																																																																																																																					
ドライウェル水位	電極式水位検出器		同上																																																																																																																																					
格納容器内水素濃度 (H <sub>2</sub> ) 格納容器内水素濃度 (S-C)	水素吸蔵材杆式水素検出器		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）	伝送器	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。	同上																																																																																																																																					
加圧器水位			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）	温度抵抗体		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-高側側）			同上																																																																																																																																					
1次冷却材温度（広域-低側側）			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																																																																																																																																					
格納容器水素イオン交換温度	電極式水位検出器		同上																																																																																																																																					
格納容器水位			同上																																																																																																																																					
原子炉下部キャビティ水位	エリアモニタ		同上																																																																																																																																					
格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）			同上																																																																																																																																					
格納容器内高レンジコリアモニタ（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"> <thead> <tr> <th rowspan="2">設置場所</th> <th rowspan="2">型式化区分</th> <th colspan="3">環境条件</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>温度</th> <th>圧力</th> <th>放射線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器内</td> <td>A</td> <td>200℃</td> <td>6.65MPa [abs]</td> <td>従来設計と同等 (100%)<sup>※2</sup>、又はそれ以下</td> <td>従来設計と同等 (100%)<sup>※2</sup>、又はそれ以下</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋原子炉棟内<sup>※4</sup></td> <td>B</td> <td>従来設計と同等 (100%)<sup>※2</sup>、又はそれ以下</td> <td>4.46Pa [abs]</td> <td>従来設計と同等 (100%)<sup>※2</sup>、又はそれ以下</td> <td>又はそれ以下</td> </tr> <tr> <td>その他の建屋内</td> <td>C</td> <td>通常状態における常時値と同等 (100%)<sup>※2</sup></td> <td>大気圧相当</td> <td>通常状態における常時値と同等 (100%)<sup>※2</sup></td> <td>設置場所及び原子炉格納容器プレシユバント等の設置の可否による事故時固有の設計値<sup>※5</sup></td> </tr> <tr> <td>屋外</td> <td>D</td> <td>外気温 (最大値)<sup>※6</sup></td> <td>大気圧</td> <td>通常状態における設計値と同等 (100%)<sup>※2</sup></td> <td>設置場所及び原子炉格納容器プレシユバント等の設置の可否による事故時固有の設計値<sup>※5</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 表中は各環境条件の項目の最大値を記載する。また、評価値は詳細評価により今後見直す可能性もある。          ※2 設備設置場所や設備の固有の条件 (付近に発熱源や輻射があるもの) の影響を受けるものは個別に評価する。          ※3 中心損傷の有無、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 建屋外の事故においては使用済燃料プール施設の設計を考慮する。また、格納容器バイパス (インターフェイスシステム) LQCA) 等の原子炉建屋原子炉棟内の環境への影響が大きくなる。必要な設備が規定される事業については、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 原子炉建屋原子炉棟内の設計値の一例を示す。</p> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px; 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>	設置場所	型式化区分	環境条件			備考	温度	圧力	放射線	原子炉格納容器内	A	200℃	6.65MPa [abs]	従来設計と同等 (100%) <sup>※2</sup> 、又はそれ以下	従来設計と同等 (100%) <sup>※2</sup> 、又はそれ以下	原子炉建屋原子炉棟内 <sup>※4</sup>	B	従来設計と同等 (100%) <sup>※2</sup> 、又はそれ以下	4.46Pa [abs]	従来設計と同等 (100%) <sup>※2</sup> 、又はそれ以下	又はそれ以下	その他の建屋内	C	通常状態における常時値と同等 (100%) <sup>※2</sup>	大気圧相当	通常状態における常時値と同等 (100%) <sup>※2</sup>	設置場所及び原子炉格納容器プレシユバント等の設置の可否による事故時固有の設計値 <sup>※5</sup>	屋外	D	外気温 (最大値) <sup>※6</sup>	大気圧	通常状態における設計値と同等 (100%) <sup>※2</sup>	設置場所及び原子炉格納容器プレシユバント等の設置の可否による事故時固有の設計値 <sup>※5</sup>	<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"> <thead> <tr> <th rowspan="2">設置場所</th> <th rowspan="2">型式化区分</th> <th colspan="3">環境条件</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>温度</th> <th>圧力</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>0.369MPa [abs]</td> <td>従来設計と同等 (100%)<sup>※2</sup>、又はそれ以下</td> <td>0.506Gy/7日、又はそれ以下</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">原子炉格納容器外の建屋内<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>※2</sup>、又はそれ以下</td> <td>500mGy/h、又はそれ以下</td> </tr> <tr> <td>Bb</td> <td>100℃</td> <td>大気圧相当</td> <td>100%</td> <td>0.156Gy/h、又はそれ以下</td> </tr> <tr> <td>Be</td> <td>90℃、又はそれ以下</td> <td>大気圧相当</td> <td>従来設計と同等 (100%)<sup>※2</sup>、又はそれ以下</td> <td>20mGy/h、又はそれ以下</td> </tr> <tr> <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>※2</sup>、又はそれ以下</td> <td>1000mGy/h、又はそれ以下</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 (100%)<sup>※2</sup></td> <td>10mGy/h、又はそれ以下</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 表中は各環境条件の項目の最大値を記載する。また、評価値は詳細評価により今後見直す可能性もある。          ※2 設備設置場所や設備の固有の条件 (付近に発熱源や輻射があるもの) の影響を受けるものは個別に評価する。          ※3 中心損傷の有無、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原子炉建屋及び原子炉補助建屋等の環境への影響が大きくなる。必要な設備が規定される事業については、個別に設定する。          ※5 格納容器バイパス (インターフェイスシステム) LOCA) 時に使用が期待される安全補機室及び周辺区画の設備の設置箇所。          ※6 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故時に使用が期待される使用済燃料ピット及び周辺区画に設置する設備の設置箇所。          ※7 格納容器バイパス (蒸気発生器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室及び周辺の区画の設備の設置箇所。          ※8 インターフェイスシステム LOCA 時、使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故時、蒸気発生器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、原子炉建屋及び原子炉補助建屋等の設置箇所。          ※9 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	型式化区分	環境条件			備考	温度	圧力	放射線	原子炉格納容器内	A	141℃	0.369MPa [abs]	従来設計と同等 (100%) <sup>※2</sup> 、又はそれ以下	0.506Gy/7日、又はそれ以下	原子炉格納容器外の建屋内 <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>※2</sup> 、又はそれ以下	500mGy/h、又はそれ以下	Bb	100℃	大気圧相当	100%	0.156Gy/h、又はそれ以下	Be	90℃、又はそれ以下	大気圧相当	従来設計と同等 (100%) <sup>※2</sup> 、又はそれ以下	20mGy/h、又はそれ以下	Bd	60℃、又はそれ以下	大気圧相当	従来設計と同等 (100%) <sup>※2</sup> 、又はそれ以下	1000mGy/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 (100%) <sup>※2</sup>	10mGy/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	型式化区分			環境条件				備考																																																																						
		温度	圧力	放射線																																																																										
原子炉格納容器内	A	200℃	6.65MPa [abs]	従来設計と同等 (100%) <sup>※2</sup> 、又はそれ以下	従来設計と同等 (100%) <sup>※2</sup> 、又はそれ以下																																																																									
原子炉建屋原子炉棟内 <sup>※4</sup>	B	従来設計と同等 (100%) <sup>※2</sup> 、又はそれ以下	4.46Pa [abs]	従来設計と同等 (100%) <sup>※2</sup> 、又はそれ以下	又はそれ以下																																																																									
その他の建屋内	C	通常状態における常時値と同等 (100%) <sup>※2</sup>	大気圧相当	通常状態における常時値と同等 (100%) <sup>※2</sup>	設置場所及び原子炉格納容器プレシユバント等の設置の可否による事故時固有の設計値 <sup>※5</sup>																																																																									
屋外	D	外気温 (最大値) <sup>※6</sup>	大気圧	通常状態における設計値と同等 (100%) <sup>※2</sup>	設置場所及び原子炉格納容器プレシユバント等の設置の可否による事故時固有の設計値 <sup>※5</sup>																																																																									
設置場所	型式化区分	環境条件			備考																																																																									
		温度	圧力	放射線																																																																										
原子炉格納容器内	A	141℃	0.369MPa [abs]	従来設計と同等 (100%) <sup>※2</sup> 、又はそれ以下	0.506Gy/7日、又はそれ以下																																																																									
原子炉格納容器外の建屋内 <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>※2</sup> 、又はそれ以下	500mGy/h、又はそれ以下																																																																									
	Bb	100℃	大気圧相当	100%	0.156Gy/h、又はそれ以下																																																																									
	Be	90℃、又はそれ以下	大気圧相当	従来設計と同等 (100%) <sup>※2</sup> 、又はそれ以下	20mGy/h、又はそれ以下																																																																									
	Bd	60℃、又はそれ以下	大気圧相当	従来設計と同等 (100%) <sup>※2</sup> 、又はそれ以下	1000mGy/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 (100%) <sup>※2</sup>	10mGy/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）

第58条 計装設備（補足説明資料）

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

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

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

第58条 計装設備（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	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

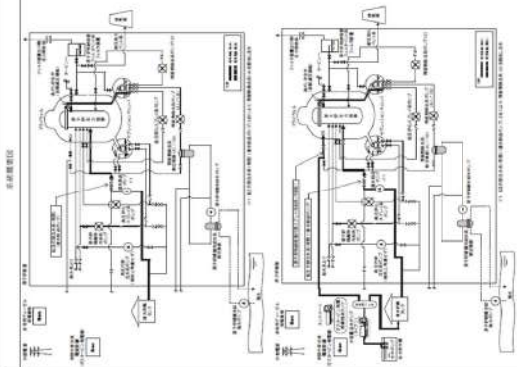
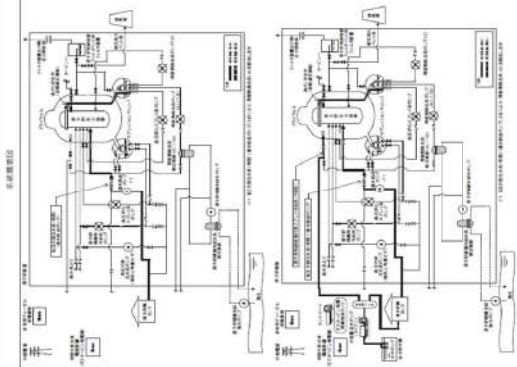
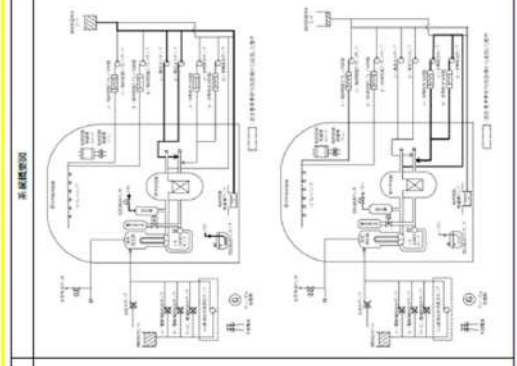
赤字: 設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字: 記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 緑字: 記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																																																																																																																																															
<p>表 58-11-1 設置許可基準規程の第58条における計装設備</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>1</th><th>2</th><th>3</th><th>4</th><th>5</th><th>6</th><th>7</th><th>8</th><th>9</th><th>10</th><th>11</th><th>12</th><th>13</th><th>14</th><th>15</th><th>16</th><th>17</th><th>18</th><th>19</th><th>20</th><th>21</th><th>22</th><th>23</th><th>24</th><th>25</th><th>26</th><th>27</th><th>28</th><th>29</th><th>30</th><th>31</th><th>32</th><th>33</th><th>34</th><th>35</th><th>36</th><th>37</th><th>38</th><th>39</th><th>40</th><th>41</th><th>42</th><th>43</th><th>44</th><th>45</th><th>46</th><th>47</th><th>48</th><th>49</th><th>50</th><th>51</th><th>52</th><th>53</th><th>54</th><th>55</th><th>56</th><th>57</th><th>58</th><th>59</th><th>60</th><th>61</th><th>62</th><th>63</th><th>64</th><th>65</th><th>66</th><th>67</th><th>68</th><th>69</th><th>70</th><th>71</th><th>72</th><th>73</th><th>74</th><th>75</th><th>76</th><th>77</th><th>78</th><th>79</th><th>80</th><th>81</th><th>82</th><th>83</th><th>84</th><th>85</th><th>86</th><th>87</th><th>88</th><th>89</th><th>90</th><th>91</th><th>92</th><th>93</th><th>94</th><th>95</th><th>96</th><th>97</th><th>98</th><th>99</th><th>100</th> </tr> </thead> </table>	項目	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	35	36	37	38	39	40	41	42	43	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69	70	71	72	73	74	75	76	77	78	79	80	81	82	83	84	85	86	87	88	89	90	91	92	93	94	95	96	97	98	99	100	<p>表 58-11-1 設置許可基準規程の第58条における計装設備</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>1</th><th>2</th><th>3</th><th>4</th><th>5</th><th>6</th><th>7</th><th>8</th><th>9</th><th>10</th><th>11</th><th>12</th><th>13</th><th>14</th><th>15</th><th>16</th><th>17</th><th>18</th><th>19</th><th>20</th><th>21</th><th>22</th><th>23</th><th>24</th><th>25</th><th>26</th><th>27</th><th>28</th><th>29</th><th>30</th><th>31</th><th>32</th><th>33</th><th>34</th><th>35</th><th>36</th><th>37</th><th>38</th><th>39</th><th>40</th><th>41</th><th>42</th><th>43</th><th>44</th><th>45</th><th>46</th><th>47</th><th>48</th><th>49</th><th>50</th><th>51</th><th>52</th><th>53</th><th>54</th><th>55</th><th>56</th><th>57</th><th>58</th><th>59</th><th>60</th><th>61</th><th>62</th><th>63</th><th>64</th><th>65</th><th>66</th><th>67</th><th>68</th><th>69</th><th>70</th><th>71</th><th>72</th><th>73</th><th>74</th><th>75</th><th>76</th><th>77</th><th>78</th><th>79</th><th>80</th><th>81</th><th>82</th><th>83</th><th>84</th><th>85</th><th>86</th><th>87</th><th>88</th><th>89</th><th>90</th><th>91</th><th>92</th><th>93</th><th>94</th><th>95</th><th>96</th><th>97</th><th>98</th><th>99</th><th>100</th> </tr> </thead> </table>	項目	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	35	36	37	38	39	40	41	42	43	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69	70	71	72	73	74	75	76	77	78	79	80	81	82	83	84	85	86	87	88	89	90	91	92	93	94	95	96	97	98	99	100	<p>表 58-11-1 設置許可基準規程の第58条における計装設備</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>1</th><th>2</th><th>3</th><th>4</th><th>5</th><th>6</th><th>7</th><th>8</th><th>9</th><th>10</th><th>11</th><th>12</th><th>13</th><th>14</th><th>15</th><th>16</th><th>17</th><th>18</th><th>19</th><th>20</th><th>21</th><th>22</th><th>23</th><th>24</th><th>25</th><th>26</th><th>27</th><th>28</th><th>29</th><th>30</th><th>31</th><th>32</th><th>33</th><th>34</th><th>35</th><th>36</th><th>37</th><th>38</th><th>39</th><th>40</th><th>41</th><th>42</th><th>43</th><th>44</th><th>45</th><th>46</th><th>47</th><th>48</th><th>49</th><th>50</th><th>51</th><th>52</th><th>53</th><th>54</th><th>55</th><th>56</th><th>57</th><th>58</th><th>59</th><th>60</th><th>61</th><th>62</th><th>63</th><th>64</th><th>65</th><th>66</th><th>67</th><th>68</th><th>69</th><th>70</th><th>71</th><th>72</th><th>73</th><th>74</th><th>75</th><th>76</th><th>77</th><th>78</th><th>79</th><th>80</th><th>81</th><th>82</th><th>83</th><th>84</th><th>85</th><th>86</th><th>87</th><th>88</th><th>89</th><th>90</th><th>91</th><th>92</th><th>93</th><th>94</th><th>95</th><th>96</th><th>97</th><th>98</th><th>99</th><th>100</th> </tr> </thead> </table>	項目	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	35	36	37	38	39	40	41	42	43	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69	70	71	72	73	74	75	76	77	78	79	80	81	82	83	84	85	86	87	88	89	90	91	92	93	94	95	96	97	98	99	100	<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。</p>
項目	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	35	36	37	38	39	40	41	42	43	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69	70	71	72	73	74	75	76	77	78	79	80	81	82	83	84	85	86	87	88	89	90	91	92	93	94	95	96	97	98	99	100																																																																																																																																																																																																														
項目	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	35	36	37	38	39	40	41	42	43	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69	70	71	72	73	74	75	76	77	78	79	80	81	82	83	84	85	86	87	88	89	90	91	92	93	94	95	96	97	98	99	100																																																																																																																																																																																																														
項目	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	35	36	37	38	39	40	41	42	43	44	45	46	47	48	49	50	51	52	53	54	55	56	57	58	59	60	61	62	63	64	65	66	67	68	69	70	71	72	73	74	75	76	77	78	79	80	81	82	83	84	85	86	87	88	89	90	91	92	93	94	95	96	97	98	99	100																																																																																																																																																																																																														



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

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

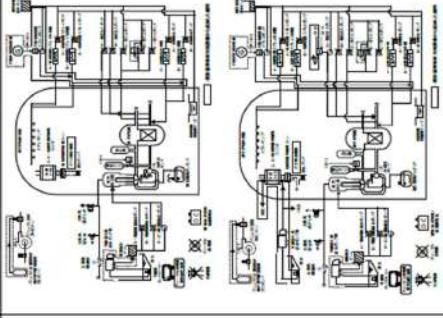
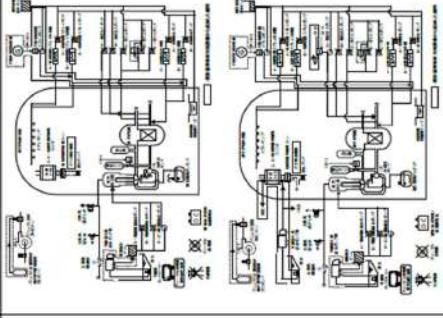
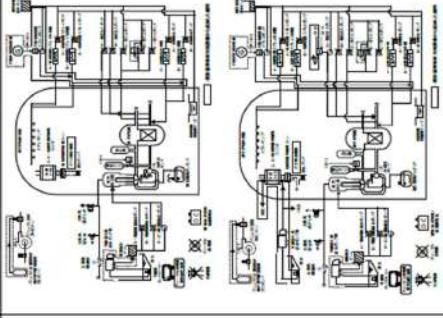
大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (1/36)</p> 	<p>表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (1/36)</p> 	<p>表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (1/36)</p> 	<p>相違理由</p> <p>【女川】炉型の相違</p> <ul style="list-style-type: 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。以下、同表において同じ。</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>表 58-11-2-37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (4/36)</p> <table border="1" data-bbox="698 167 969 1361"> <thead> <tr> <th>シナリオ</th> <th>主要機器区</th> <th>期待する設備</th> <th>分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">S0 2.2 高圧圧水・減圧機 故障</td> <td rowspan="10"></td> <td>汽機熱源系系ポンプ出口圧力</td> <td>53条設計基準範囲 (汽機熱源系系ポンプ故障)</td> </tr> <tr> <td>低圧中心スプレイズポンプ出口圧力</td> <td>53条設計基準範囲 (低圧中心スプレイズポンプ故障)</td> </tr> <tr> <td>降下炉圧力</td> <td>53条 (降下炉圧力監視)</td> </tr> <tr> <td>降下炉圧力 (S0)</td> <td>53条 (降下炉圧力監視)</td> </tr> <tr> <td>汽機熱源系系ポンプ出口流量</td> <td>53条設計基準範囲 (降下炉圧力監視)</td> </tr> <tr> <td>圧力制御系本底</td> <td>53条 (降下炉圧力監視)</td> </tr> <tr> <td>サブコヒーレンスポンプの流量</td> <td>53条 (降下炉圧力監視)</td> </tr> <tr> <td>汽機熱源系系熱交換器入口流量</td> <td>53条 (降下炉圧力監視)</td> </tr> <tr> <td>降下炉圧力制御流量</td> <td>53条 (降下炉圧力監視)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>53条 (降下炉圧力監視)</td> </tr> </tbody> </table>	シナリオ	主要機器区	期待する設備	分類	S0 2.2 高圧圧水・減圧機 故障		汽機熱源系系ポンプ出口圧力	53条設計基準範囲 (汽機熱源系系ポンプ故障)	低圧中心スプレイズポンプ出口圧力	53条設計基準範囲 (低圧中心スプレイズポンプ故障)	降下炉圧力	53条 (降下炉圧力監視)	降下炉圧力 (S0)	53条 (降下炉圧力監視)	汽機熱源系系ポンプ出口流量	53条設計基準範囲 (降下炉圧力監視)	圧力制御系本底	53条 (降下炉圧力監視)	サブコヒーレンスポンプの流量	53条 (降下炉圧力監視)	汽機熱源系系熱交換器入口流量	53条 (降下炉圧力監視)	降下炉圧力制御流量	53条 (降下炉圧力監視)				53条 (降下炉圧力監視)	<p>表 58-11-2-37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (4/36)</p> <table border="1" data-bbox="698 167 969 1361"> <thead> <tr> <th>シナリオ</th> <th>主要機器区</th> <th>期待する設備</th> <th>分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">S0 2.2 高圧圧水・減圧機 故障</td> <td rowspan="10"></td> <td>汽機熱源系系ポンプ出口圧力</td> <td>53条設計基準範囲 (汽機熱源系系ポンプ故障)</td> </tr> <tr> <td>低圧中心スプレイズポンプ出口圧力</td> <td>53条設計基準範囲 (低圧中心スプレイズポンプ故障)</td> </tr> <tr> <td>降下炉圧力</td> <td>53条 (降下炉圧力監視)</td> </tr> <tr> <td>降下炉圧力 (S0)</td> <td>53条 (降下炉圧力監視)</td> </tr> <tr> <td>汽機熱源系系ポンプ出口流量</td> <td>53条設計基準範囲 (降下炉圧力監視)</td> </tr> <tr> <td>圧力制御系本底</td> <td>53条 (降下炉圧力監視)</td> </tr> <tr> <td>サブコヒーレンスポンプの流量</td> <td>53条 (降下炉圧力監視)</td> </tr> <tr> <td>汽機熱源系系熱交換器入口流量</td> <td>53条 (降下炉圧力監視)</td> </tr> <tr> <td>降下炉圧力制御流量</td> <td>53条 (降下炉圧力監視)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>53条 (降下炉圧力監視)</td> </tr> </tbody> </table>	シナリオ	主要機器区	期待する設備	分類	S0 2.2 高圧圧水・減圧機 故障		汽機熱源系系ポンプ出口圧力	53条設計基準範囲 (汽機熱源系系ポンプ故障)	低圧中心スプレイズポンプ出口圧力	53条設計基準範囲 (低圧中心スプレイズポンプ故障)	降下炉圧力	53条 (降下炉圧力監視)	降下炉圧力 (S0)	53条 (降下炉圧力監視)	汽機熱源系系ポンプ出口流量	53条設計基準範囲 (降下炉圧力監視)	圧力制御系本底	53条 (降下炉圧力監視)	サブコヒーレンスポンプの流量	53条 (降下炉圧力監視)	汽機熱源系系熱交換器入口流量	53条 (降下炉圧力監視)	降下炉圧力制御流量	53条 (降下炉圧力監視)				53条 (降下炉圧力監視)	<p>表 58-11-2-37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (4/36)</p> <table border="1" data-bbox="1288 183 1774 938"> <thead> <tr> <th>シナリオ</th> <th>主要機器区</th> <th>期待する設備</th> <th>分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">S0 2.1.1 高圧圧水・減圧機 故障</td> <td rowspan="10">  </td> <td>タービン駆動ポンプ</td> <td>53条設計基準範囲 (タービン駆動ポンプ故障)</td> </tr> <tr> <td>電動機駆動ポンプ</td> <td>53条設計基準範囲 (電動機駆動ポンプ故障)</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生機 (圧入水)</td> <td>53条設計基準範囲 (蒸気発生機故障)</td> </tr> <tr> <td>補助給水ポンプ (本機)</td> <td>53条設計基準範囲 (補助給水ポンプ故障)</td> </tr> <tr> <td>汽機熱源系系ポンプ</td> <td>53条設計基準範囲 (汽機熱源系系ポンプ故障)</td> </tr> <tr> <td>サブコヒーレンスポンプ</td> <td>53条設計基準範囲 (サブコヒーレンスポンプ故障)</td> </tr> <tr> <td>降下炉圧力</td> <td>53条 (降下炉圧力監視)</td> </tr> <tr> <td>降下炉圧力 (S0)</td> <td>53条 (降下炉圧力監視)</td> </tr> <tr> <td>汽機熱源系系熱交換器入口流量</td> <td>53条 (降下炉圧力監視)</td> </tr> <tr> <td>降下炉圧力制御流量</td> <td>53条 (降下炉圧力監視)</td> </tr> </tbody> </table>	シナリオ	主要機器区	期待する設備	分類	S0 2.1.1 高圧圧水・減圧機 故障		タービン駆動ポンプ	53条設計基準範囲 (タービン駆動ポンプ故障)	電動機駆動ポンプ	53条設計基準範囲 (電動機駆動ポンプ故障)	蒸気発生機 (圧入水)	53条設計基準範囲 (蒸気発生機故障)	補助給水ポンプ (本機)	53条設計基準範囲 (補助給水ポンプ故障)	汽機熱源系系ポンプ	53条設計基準範囲 (汽機熱源系系ポンプ故障)	サブコヒーレンスポンプ	53条設計基準範囲 (サブコヒーレンスポンプ故障)	降下炉圧力	53条 (降下炉圧力監視)	降下炉圧力 (S0)	53条 (降下炉圧力監視)	汽機熱源系系熱交換器入口流量	53条 (降下炉圧力監視)	降下炉圧力制御流量	53条 (降下炉圧力監視)	<p>相違理由</p>
シナリオ	主要機器区	期待する設備	分類																																																																																		
S0 2.2 高圧圧水・減圧機 故障		汽機熱源系系ポンプ出口圧力	53条設計基準範囲 (汽機熱源系系ポンプ故障)																																																																																		
		低圧中心スプレイズポンプ出口圧力	53条設計基準範囲 (低圧中心スプレイズポンプ故障)																																																																																		
		降下炉圧力	53条 (降下炉圧力監視)																																																																																		
		降下炉圧力 (S0)	53条 (降下炉圧力監視)																																																																																		
		汽機熱源系系ポンプ出口流量	53条設計基準範囲 (降下炉圧力監視)																																																																																		
		圧力制御系本底	53条 (降下炉圧力監視)																																																																																		
		サブコヒーレンスポンプの流量	53条 (降下炉圧力監視)																																																																																		
		汽機熱源系系熱交換器入口流量	53条 (降下炉圧力監視)																																																																																		
		降下炉圧力制御流量	53条 (降下炉圧力監視)																																																																																		
					53条 (降下炉圧力監視)																																																																																
シナリオ	主要機器区	期待する設備	分類																																																																																		
S0 2.2 高圧圧水・減圧機 故障		汽機熱源系系ポンプ出口圧力	53条設計基準範囲 (汽機熱源系系ポンプ故障)																																																																																		
		低圧中心スプレイズポンプ出口圧力	53条設計基準範囲 (低圧中心スプレイズポンプ故障)																																																																																		
		降下炉圧力	53条 (降下炉圧力監視)																																																																																		
		降下炉圧力 (S0)	53条 (降下炉圧力監視)																																																																																		
		汽機熱源系系ポンプ出口流量	53条設計基準範囲 (降下炉圧力監視)																																																																																		
		圧力制御系本底	53条 (降下炉圧力監視)																																																																																		
		サブコヒーレンスポンプの流量	53条 (降下炉圧力監視)																																																																																		
		汽機熱源系系熱交換器入口流量	53条 (降下炉圧力監視)																																																																																		
		降下炉圧力制御流量	53条 (降下炉圧力監視)																																																																																		
					53条 (降下炉圧力監視)																																																																																
シナリオ	主要機器区	期待する設備	分類																																																																																		
S0 2.1.1 高圧圧水・減圧機 故障		タービン駆動ポンプ	53条設計基準範囲 (タービン駆動ポンプ故障)																																																																																		
		電動機駆動ポンプ	53条設計基準範囲 (電動機駆動ポンプ故障)																																																																																		
		蒸気発生機 (圧入水)	53条設計基準範囲 (蒸気発生機故障)																																																																																		
		補助給水ポンプ (本機)	53条設計基準範囲 (補助給水ポンプ故障)																																																																																		
		汽機熱源系系ポンプ	53条設計基準範囲 (汽機熱源系系ポンプ故障)																																																																																		
		サブコヒーレンスポンプ	53条設計基準範囲 (サブコヒーレンスポンプ故障)																																																																																		
		降下炉圧力	53条 (降下炉圧力監視)																																																																																		
		降下炉圧力 (S0)	53条 (降下炉圧力監視)																																																																																		
		汽機熱源系系熱交換器入口流量	53条 (降下炉圧力監視)																																																																																		
		降下炉圧力制御流量	53条 (降下炉圧力監視)																																																																																		







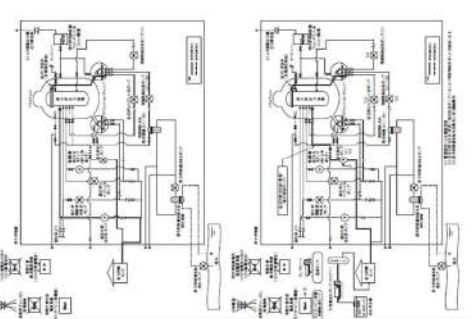
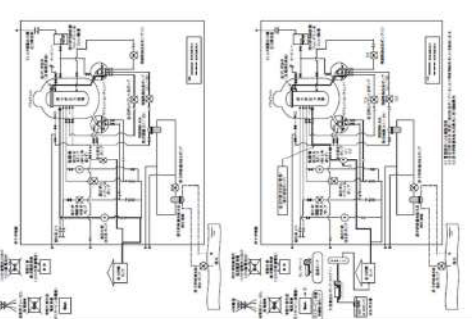
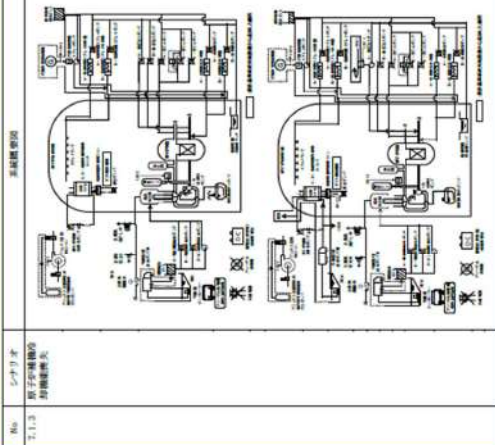






灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大飯発電所3 / 4号炉	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 (9/36)</p> 	<p>相違理由</p>



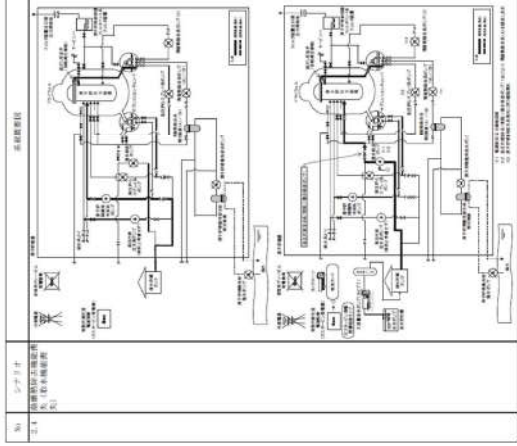
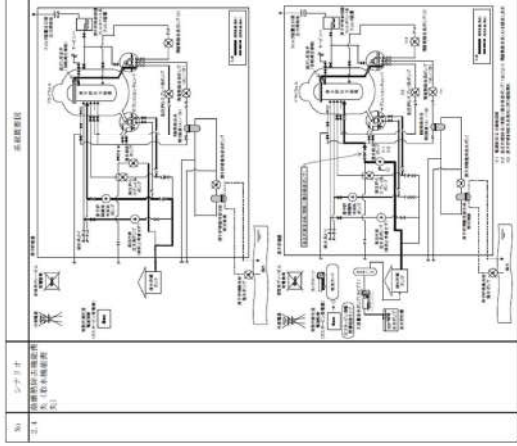
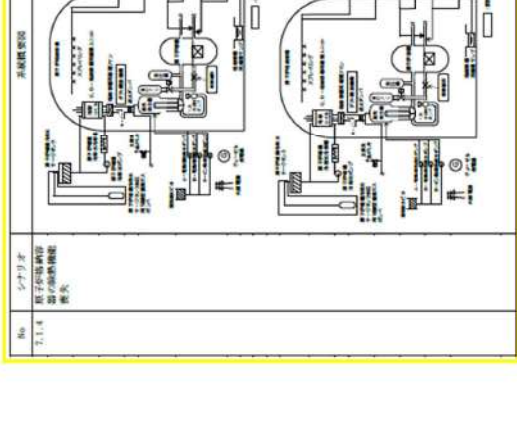






灰色: 女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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)

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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(18/36)</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(18/36)</p> 	<p>相違理由</p>







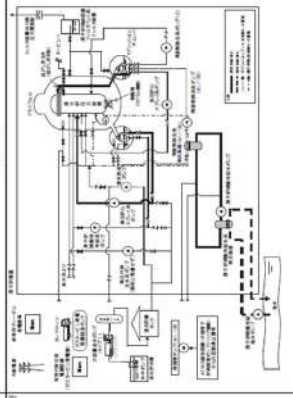
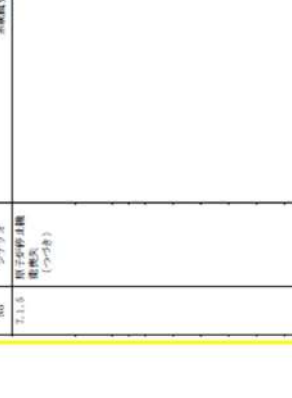






灰色: 女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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)

大飯発電所3/4号炉	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 (18/36)</p>  <table border="1" data-bbox="705 159 1220 1252"> <thead> <tr> <th>シナリオ</th> <th>期待する設備</th> <th>分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>50</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>51</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>52</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>53</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>54</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>55</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>56</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>57</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>58</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>59</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>60</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>61</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>62</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>63</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>64</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>65</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>66</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>67</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>68</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>69</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>70</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>71</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>72</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>73</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>74</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>75</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>76</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>77</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>78</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>79</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>80</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>81</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>82</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>83</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>84</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>85</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>86</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>87</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>88</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>89</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>90</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>91</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>92</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>93</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>94</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>95</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>96</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>97</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>98</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>99</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>100</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> </tbody> </table>	シナリオ	期待する設備	分類	50	原子炉冷却系	原子炉冷却系	51	原子炉冷却系	原子炉冷却系	52	原子炉冷却系	原子炉冷却系	53	原子炉冷却系	原子炉冷却系	54	原子炉冷却系	原子炉冷却系	55	原子炉冷却系	原子炉冷却系	56	原子炉冷却系	原子炉冷却系	57	原子炉冷却系	原子炉冷却系	58	原子炉冷却系	原子炉冷却系	59	原子炉冷却系	原子炉冷却系	60	原子炉冷却系	原子炉冷却系	61	原子炉冷却系	原子炉冷却系	62	原子炉冷却系	原子炉冷却系	63	原子炉冷却系	原子炉冷却系	64	原子炉冷却系	原子炉冷却系	65	原子炉冷却系	原子炉冷却系	66	原子炉冷却系	原子炉冷却系	67	原子炉冷却系	原子炉冷却系	68	原子炉冷却系	原子炉冷却系	69	原子炉冷却系	原子炉冷却系	70	原子炉冷却系	原子炉冷却系	71	原子炉冷却系	原子炉冷却系	72	原子炉冷却系	原子炉冷却系	73	原子炉冷却系	原子炉冷却系	74	原子炉冷却系	原子炉冷却系	75	原子炉冷却系	原子炉冷却系	76	原子炉冷却系	原子炉冷却系	77	原子炉冷却系	原子炉冷却系	78	原子炉冷却系	原子炉冷却系	79	原子炉冷却系	原子炉冷却系	80	原子炉冷却系	原子炉冷却系	81	原子炉冷却系	原子炉冷却系	82	原子炉冷却系	原子炉冷却系	83	原子炉冷却系	原子炉冷却系	84	原子炉冷却系	原子炉冷却系	85	原子炉冷却系	原子炉冷却系	86	原子炉冷却系	原子炉冷却系	87	原子炉冷却系	原子炉冷却系	88	原子炉冷却系	原子炉冷却系	89	原子炉冷却系	原子炉冷却系	90	原子炉冷却系	原子炉冷却系	91	原子炉冷却系	原子炉冷却系	92	原子炉冷却系	原子炉冷却系	93	原子炉冷却系	原子炉冷却系	94	原子炉冷却系	原子炉冷却系	95	原子炉冷却系	原子炉冷却系	96	原子炉冷却系	原子炉冷却系	97	原子炉冷却系	原子炉冷却系	98	原子炉冷却系	原子炉冷却系	99	原子炉冷却系	原子炉冷却系	100	原子炉冷却系	原子炉冷却系	<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>  <table border="1" data-bbox="1288 159 1803 1252"> <thead> <tr> <th>シナリオ</th> <th>期待する設備</th> <th>分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>50</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>51</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>52</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>53</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>54</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>55</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>56</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>57</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>58</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>59</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>60</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>61</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>62</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>63</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>64</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>65</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>66</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>67</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>68</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>69</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>70</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>71</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>72</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>73</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>74</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>75</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>76</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>77</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>78</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>79</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>80</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>81</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>82</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>83</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>84</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>85</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>86</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>87</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>88</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>89</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>90</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>91</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>92</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>93</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>94</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>95</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>96</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>97</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>98</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>99</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> <tr> <td>100</td> <td>原子炉冷却系</td> <td>原子炉冷却系</td> </tr> </tbody> </table>	シナリオ	期待する設備	分類	50	原子炉冷却系	原子炉冷却系	51	原子炉冷却系	原子炉冷却系	52	原子炉冷却系	原子炉冷却系	53	原子炉冷却系	原子炉冷却系	54	原子炉冷却系	原子炉冷却系	55	原子炉冷却系	原子炉冷却系	56	原子炉冷却系	原子炉冷却系	57	原子炉冷却系	原子炉冷却系	58	原子炉冷却系	原子炉冷却系	59	原子炉冷却系	原子炉冷却系	60	原子炉冷却系	原子炉冷却系	61	原子炉冷却系	原子炉冷却系	62	原子炉冷却系	原子炉冷却系	63	原子炉冷却系	原子炉冷却系	64	原子炉冷却系	原子炉冷却系	65	原子炉冷却系	原子炉冷却系	66	原子炉冷却系	原子炉冷却系	67	原子炉冷却系	原子炉冷却系	68	原子炉冷却系	原子炉冷却系	69	原子炉冷却系	原子炉冷却系	70	原子炉冷却系	原子炉冷却系	71	原子炉冷却系	原子炉冷却系	72	原子炉冷却系	原子炉冷却系	73	原子炉冷却系	原子炉冷却系	74	原子炉冷却系	原子炉冷却系	75	原子炉冷却系	原子炉冷却系	76	原子炉冷却系	原子炉冷却系	77	原子炉冷却系	原子炉冷却系	78	原子炉冷却系	原子炉冷却系	79	原子炉冷却系	原子炉冷却系	80	原子炉冷却系	原子炉冷却系	81	原子炉冷却系	原子炉冷却系	82	原子炉冷却系	原子炉冷却系	83	原子炉冷却系	原子炉冷却系	84	原子炉冷却系	原子炉冷却系	85	原子炉冷却系	原子炉冷却系	86	原子炉冷却系	原子炉冷却系	87	原子炉冷却系	原子炉冷却系	88	原子炉冷却系	原子炉冷却系	89	原子炉冷却系	原子炉冷却系	90	原子炉冷却系	原子炉冷却系	91	原子炉冷却系	原子炉冷却系	92	原子炉冷却系	原子炉冷却系	93	原子炉冷却系	原子炉冷却系	94	原子炉冷却系	原子炉冷却系	95	原子炉冷却系	原子炉冷却系	96	原子炉冷却系	原子炉冷却系	97	原子炉冷却系	原子炉冷却系	98	原子炉冷却系	原子炉冷却系	99	原子炉冷却系	原子炉冷却系	100	原子炉冷却系	原子炉冷却系	<p>相違理由</p>
シナリオ	期待する設備	分類																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
50	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
51	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
52	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
53	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
54	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
55	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
56	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
57	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
58	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
59	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
60	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
61	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
62	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
63	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
64	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
65	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
66	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
67	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
68	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
69	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
70	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
71	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
72	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
73	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
74	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
75	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
76	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
77	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
78	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
79	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
80	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
81	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
82	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
83	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
84	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
85	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
86	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
87	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
88	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
89	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
90	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
91	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
92	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
93	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
94	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
95	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
96	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
97	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
98	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
99	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
100	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
シナリオ	期待する設備	分類																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
50	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
51	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
52	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
53	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
54	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
55	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
56	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
57	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
58	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
59	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
60	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
61	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
62	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
63	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
64	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
65	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
66	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
67	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
68	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
69	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
70	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
71	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
72	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
73	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
74	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
75	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
76	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
77	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
78	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
79	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
80	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
81	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
82	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
83	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
84	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
85	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
86	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
87	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
88	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
89	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
90	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
91	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
92	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
93	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
94	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
95	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
96	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
97	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
98	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
99	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									
100	原子炉冷却系	原子炉冷却系																																																																																																																																																																																																																																																																																																																									







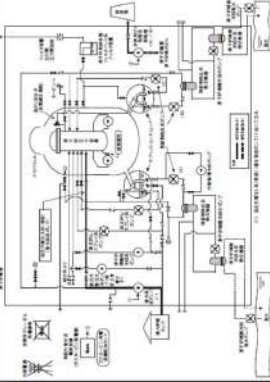
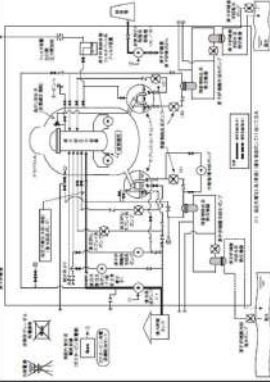
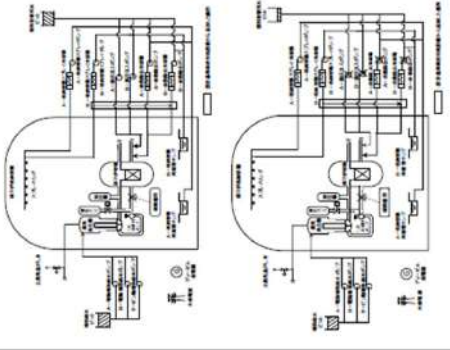






灰色: 女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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)

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (23/36)</p> 	<p>表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (23/36)</p> 	<p>表 58-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (23/36)</p> 	<p>相違理由</p>

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

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

大飯発電所3/4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 (24/36)

シナリオ	評価項目	期待する設備	分類
5.1 炉内圧力急増 燃料棒脱落・ 燃料棒破断 燃料棒破断による 炉内圧力急増 (1つ目)	炉内圧力急増 燃料棒脱落・ 燃料棒破断 燃料棒破断による 炉内圧力急増 (1つ目)	炉内圧力急増検知装置	00 (炉内圧力急増検知装置)
		炉内圧力急増抑制装置	01 (炉内圧力急増抑制装置)
		炉内圧力急増防止装置	02 (炉内圧力急増防止装置)
		炉内圧力急増検知装置	03 (炉内圧力急増検知装置)
		炉内圧力急増抑制装置	04 (炉内圧力急増抑制装置)
		炉内圧力急増防止装置	05 (炉内圧力急増防止装置)
		炉内圧力急増検知装置	06 (炉内圧力急増検知装置)
		炉内圧力急増抑制装置	07 (炉内圧力急増抑制装置)
		炉内圧力急増防止装置	08 (炉内圧力急増防止装置)
		炉内圧力急増検知装置	09 (炉内圧力急増検知装置)
		炉内圧力急増抑制装置	10 (炉内圧力急増抑制装置)
		炉内圧力急増防止装置	11 (炉内圧力急増防止装置)
		炉内圧力急増検知装置	12 (炉内圧力急増検知装置)
		炉内圧力急増抑制装置	13 (炉内圧力急増抑制装置)
		炉内圧力急増防止装置	14 (炉内圧力急増防止装置)
		炉内圧力急増検知装置	15 (炉内圧力急増検知装置)
		炉内圧力急増抑制装置	16 (炉内圧力急増抑制装置)
		炉内圧力急増防止装置	17 (炉内圧力急増防止装置)
		炉内圧力急増検知装置	18 (炉内圧力急増検知装置)

表 58-11-2-37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (30/35)

シナリオ	評価項目	期待する設備	分類
5.1 炉内圧力急増 燃料棒脱落・ 燃料棒破断 燃料棒破断による 炉内圧力急増 (2つ目)	炉内圧力急増 燃料棒脱落・ 燃料棒破断 燃料棒破断による 炉内圧力急増 (2つ目)	炉内圧力急増検知装置	00 (炉内圧力急増検知装置)
		炉内圧力急増抑制装置	01 (炉内圧力急増抑制装置)
		炉内圧力急増防止装置	02 (炉内圧力急増防止装置)
		炉内圧力急増検知装置	03 (炉内圧力急増検知装置)
		炉内圧力急増抑制装置	04 (炉内圧力急増抑制装置)
		炉内圧力急増防止装置	05 (炉内圧力急増防止装置)
		炉内圧力急増検知装置	06 (炉内圧力急増検知装置)
		炉内圧力急増抑制装置	07 (炉内圧力急増抑制装置)
		炉内圧力急増防止装置	08 (炉内圧力急増防止装置)
		炉内圧力急増検知装置	09 (炉内圧力急増検知装置)
		炉内圧力急増抑制装置	10 (炉内圧力急増抑制装置)
		炉内圧力急増防止装置	11 (炉内圧力急増防止装置)
		炉内圧力急増検知装置	12 (炉内圧力急増検知装置)
		炉内圧力急増抑制装置	13 (炉内圧力急増抑制装置)
		炉内圧力急増防止装置	14 (炉内圧力急増防止装置)
		炉内圧力急増検知装置	15 (炉内圧力急増検知装置)
		炉内圧力急増抑制装置	16 (炉内圧力急増抑制装置)
		炉内圧力急増防止装置	17 (炉内圧力急増防止装置)
		炉内圧力急増検知装置	18 (炉内圧力急増検知装置)



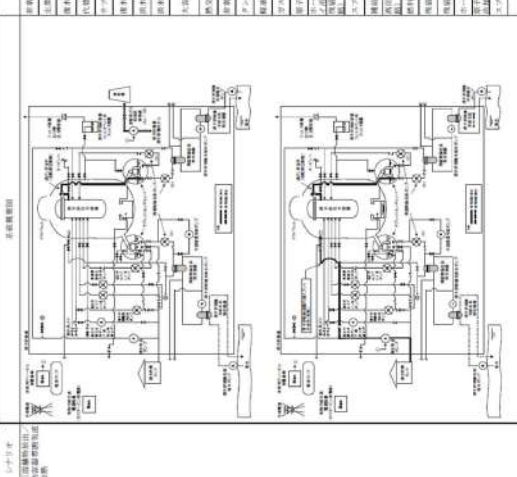
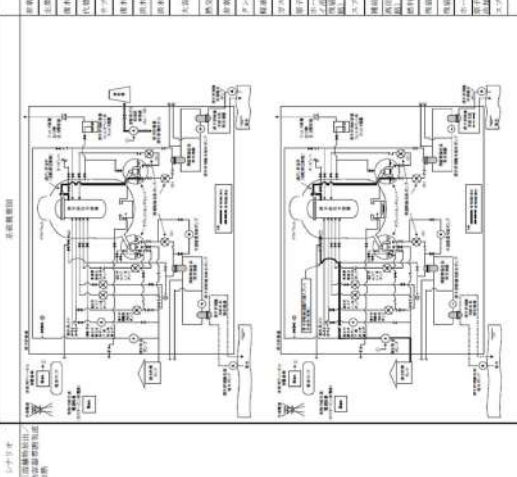
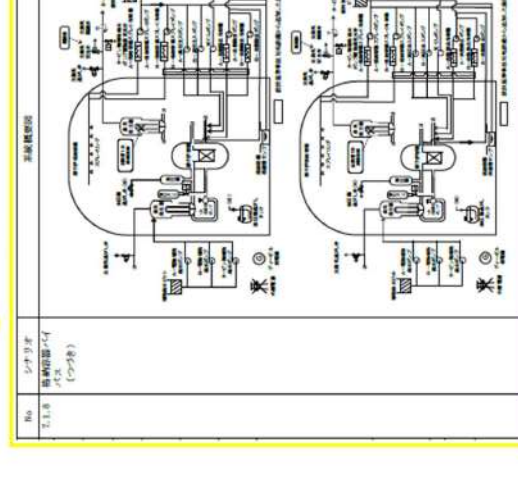






灰色: 女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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)

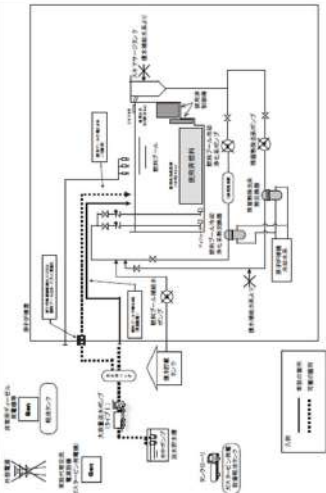
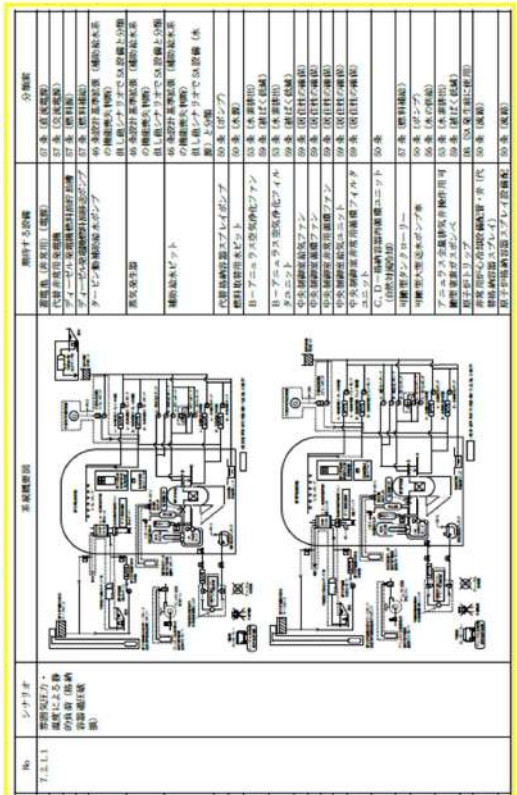
大飯発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
表 58-11-2-37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (30/36)						
シナリオ	系統範囲	期待する設備	分類	シナリオ	系統範囲	期待する設備
3.3 原子炉圧力容器破損 の冷却材供給停止 の対応	本廠範囲	-	-	7.2.1.1 原子炉圧力容器破損 の冷却材供給停止 の対応	本廠範囲	-
3.4 本廠範囲	本廠範囲	-	-	7.2.1.2 原子炉圧力容器破損 の冷却材供給停止 の対応	本廠範囲	-
3.5 原子炉圧力容器破損 の冷却材供給停止 の対応	本廠範囲	-	-	7.2.1.3 原子炉圧力容器破損 の冷却材供給停止 の対応	本廠範囲	-
4.1 原子炉圧力容器破損 の冷却材供給停止 の対応	本廠範囲		54条 (圧力容器) 55条 (ただし設備ではなく継ぎ) 56条 (ただし設備ではなく継ぎ) 57条 (燃料棒) 58条 (燃料棒) 59条 (燃料棒) 60条 (燃料棒) 61条 (燃料棒) 62条 (燃料棒) 63条 (燃料棒) 64条 (燃料棒) 65条 (燃料棒) 66条 (燃料棒) 67条 (燃料棒) 68条 (燃料棒) 69条 (燃料棒) 70条 (燃料棒) 71条 (燃料棒) 72条 (燃料棒) 73条 (燃料棒) 74条 (燃料棒) 75条 (燃料棒) 76条 (燃料棒) 77条 (燃料棒) 78条 (燃料棒) 79条 (燃料棒) 80条 (燃料棒) 81条 (燃料棒) 82条 (燃料棒) 83条 (燃料棒) 84条 (燃料棒) 85条 (燃料棒) 86条 (燃料棒) 87条 (燃料棒) 88条 (燃料棒) 89条 (燃料棒) 90条 (燃料棒) 91条 (燃料棒) 92条 (燃料棒) 93条 (燃料棒) 94条 (燃料棒) 95条 (燃料棒) 96条 (燃料棒) 97条 (燃料棒) 98条 (燃料棒) 99条 (燃料棒) 100条 (燃料棒)	7.2.1.4 原子炉圧力容器破損 の冷却材供給停止 の対応 (BWR固有) 7.2.1.5 原子炉圧力容器破損 の冷却材供給停止 の対応 (BWR固有) 7.2.1.6 原子炉圧力容器破損 の冷却材供給停止 の対応 (BWR固有) 7.2.1.7 原子炉圧力容器破損 の冷却材供給停止 の対応 (BWR固有) 7.2.1.8 原子炉圧力容器破損 の冷却材供給停止 の対応 (BWR固有) 7.2.1.9 原子炉圧力容器破損 の冷却材供給停止 の対応 (BWR固有) 7.2.1.10 原子炉圧力容器破損 の冷却材供給停止 の対応 (BWR固有) 7.2.1.11 原子炉圧力容器破損 の冷却材供給停止 の対応 (BWR固有) 7.2.1.12 原子炉圧力容器破損 の冷却材供給停止 の対応 (BWR固有) 7.2.1.13 原子炉圧力容器破損 の冷却材供給停止 の対応 (BWR固有) 7.2.1.14 原子炉圧力容器破損 の冷却材供給停止 の対応 (BWR固有) 7.2.1.15 原子炉圧力容器破損 の冷却材供給停止 の対応 (BWR固有) 7.2.1.16 原子炉圧力容器破損 の冷却材供給停止 の対応 (BWR固有) 7.2.1.17 原子炉圧力容器破損 の冷却材供給停止 の対応 (BWR固有) 7.2.1.18 原子炉圧力容器破損 の冷却材供給停止 の対応 (BWR固有) 7.2.1.19 原子炉圧力容器破損 の冷却材供給停止 の対応 (BWR固有) 7.2.1.20 原子炉圧力容器破損 の冷却材供給停止 の対応 (BWR固有) 7.2.1.21 原子炉圧力容器破損 の冷却材供給停止 の対応 (BWR固有) 7.2.1.22 原子炉圧力容器破損 の冷却材供給停止 の対応 (BWR固有) 7.2.1.23 原子炉圧力容器破損 の冷却材供給停止 の対応 (BWR固有) 7.2.1.24 原子炉圧力容器破損 の冷却材供給停止 の対応 (BWR固有) 7.2.1.25 原子炉圧力容器破損 の冷却材供給停止 の対応 (BWR固有) 7.2.1.26 原子炉圧力容器破損 の冷却材供給停止 の対応 (BWR固有) 7.2.1.27 原子炉圧力容器破損 の冷却材供給停止 の対応 (BWR固有) 7.2.1.28 原子炉圧力容器破損 の冷却材供給停止 の対応 (BWR固有) 7.2.1.29 原子炉圧力容器破損 の冷却材供給停止 の対応 (BWR固有) 7.2.1.30 原子炉圧力容器破損 の冷却材供給停止 の対応 (BWR固有)		

表 58-11-2-37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (30/36)

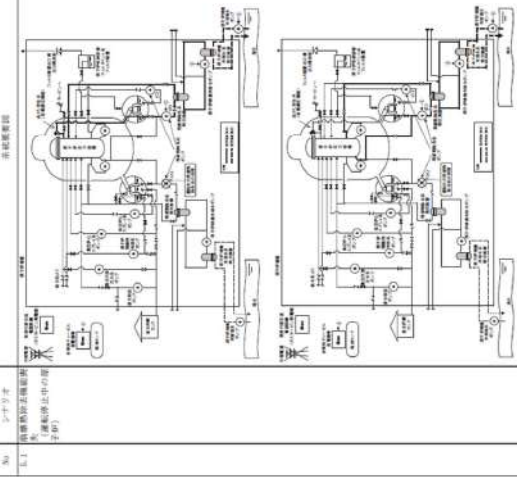
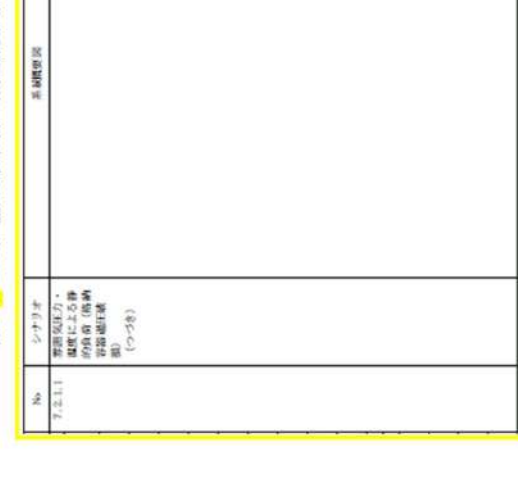






灰色:女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大飯発電所3/4号炉	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(32/36)</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(32/36)</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(32/35)</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>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開示する設備とその分類について (99/15)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>No.</th> <th>シナリオ 水素燃焼 (ツツキ)</th> <th>事故現象 発生時</th> <th>発生する設備</th> <th>分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>7</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>8</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>11</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>12</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>13</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>14</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>15</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>16</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>17</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>18</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>19</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>20</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>21</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>22</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>23</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>24</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>25</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>26</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>27</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>28</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>29</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>30</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>31</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>32</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>33</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>34</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>35</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>36</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>37</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>38</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>39</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>40</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>41</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>42</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>43</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>44</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>45</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>46</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>47</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>48</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>49</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>50</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>51</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>52</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>53</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>54</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>55</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>56</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>57</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>58</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>59</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>60</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>61</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>62</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>63</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>64</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>65</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>66</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>67</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>68</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>69</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>70</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>71</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>72</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>73</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>74</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>75</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>76</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>77</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>78</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>79</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>80</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>81</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>82</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>83</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>84</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>85</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>86</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>87</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>88</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>89</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>90</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>91</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>92</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>93</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>94</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>95</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>96</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>97</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>98</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>99</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> <tr> <td>100</td> <td></td> <td></td> <td>原子炉本館</td> <td>50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)</td> </tr> </tbody> </table>	No.	シナリオ 水素燃焼 (ツツキ)	事故現象 発生時	発生する設備	分類	1			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	2			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	3			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	4			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	5			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	6			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	7			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	8			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	9			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	10			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	11			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	12			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	13			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	14			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	15			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	16			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	17			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	18			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	19			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	20			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	21			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	22			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	23			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	24			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	25			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	26			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	27			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	28			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	29			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	30			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	31			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	32			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	33			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	34			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	35			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	36			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	37			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	38			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	39			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	40			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	41			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	42			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	43			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	44			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	45			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	46			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	47			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	48			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	49			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	50			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	51			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	52			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	53			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	54			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	55			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	56			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	57			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	58			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	59			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	60			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	61			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	62			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	63			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	64			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	65			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	66			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	67			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	68			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	69			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	70			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	71			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	72			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	73			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	74			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	75			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	76			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	77			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	78			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	79			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	80			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	81			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	82			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	83			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	84			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	85			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	86			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	87			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	88			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	89			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	90			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	91			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	92			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	93			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	94			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	95			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	96			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	97			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	98			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	99			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	100			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)	
No.	シナリオ 水素燃焼 (ツツキ)	事故現象 発生時	発生する設備	分類																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
1			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
2			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
3			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
4			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
5			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
6			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
7			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
8			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
9			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
10			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
11			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
12			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
13			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
14			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
15			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
16			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
17			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
18			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
19			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
20			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
21			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
22			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
23			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
24			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
25			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
26			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
27			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
28			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
29			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
30			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
31			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
32			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
33			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
34			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
35			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
36			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
37			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
38			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
39			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
40			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
41			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
42			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
43			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
44			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
45			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
46			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
47			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
48			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
49			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
50			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
51			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
52			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
53			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
54			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
55			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
56			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
57			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
58			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
59			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
60			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
61			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
62			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
63			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
64			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
65			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
66			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
67			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
68			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
69			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
70			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
71			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
72			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
73			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
74			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
75			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
76			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
77			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
78			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
79			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
80			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
81			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
82			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
83			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
84			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
85			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
86			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
87			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
88			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
89			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
90			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
91			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
92			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
93			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
94			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
95			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
96			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
97			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
98			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
99			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50条 (炉心冷却系)																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																																								
100			原子炉本館	50条 (炉心冷却系) 50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)

大飯発電所3 / 4号炉	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="1294 204 1509 1187"> <thead> <tr> <th data-bbox="1301 1034 1503 1182">シナリオ 本系統機 (つぎ)</th> <th data-bbox="1301 592 1503 1031">系統機別区</th> <th data-bbox="1301 400 1503 588">期待する設備</th> <th data-bbox="1301 209 1503 397">分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1301 1034 1503 1182">R6</td> <td data-bbox="1301 592 1503 1031"></td> <td data-bbox="1301 400 1503 588">可搬型アニュウラス水素濃度計測ユニット 代替用貯留器スプレイポンプ組 口標準装置 格納容器水柱 原子炉下置キャビティ水位 可燃物温度監視器(格納容器内) 蒸気コンタクト入口温度/出口温度</td> <td data-bbox="1301 209 1503 397">53条(格納容器内監視器) 49条(代替用貯留器スプレイ) 58条(口標準装置) 49条(代替用貯留器スプレイ) 58条(格納容器内監視器) 49条(代替用貯留器スプレイ) 58条(格納容器内監視器) 49条(代替用貯留器スプレイ) 58条(口標準装置) 58条(格納容器内監視器)</td> </tr> </tbody> </table>	シナリオ 本系統機 (つぎ)	系統機別区	期待する設備	分類	R6		可搬型アニュウラス水素濃度計測ユニット 代替用貯留器スプレイポンプ組 口標準装置 格納容器水柱 原子炉下置キャビティ水位 可燃物温度監視器(格納容器内) 蒸気コンタクト入口温度/出口温度	53条(格納容器内監視器) 49条(代替用貯留器スプレイ) 58条(口標準装置) 49条(代替用貯留器スプレイ) 58条(格納容器内監視器) 49条(代替用貯留器スプレイ) 58条(格納容器内監視器) 49条(代替用貯留器スプレイ) 58条(口標準装置) 58条(格納容器内監視器)	
シナリオ 本系統機 (つぎ)	系統機別区	期待する設備	分類								
R6		可搬型アニュウラス水素濃度計測ユニット 代替用貯留器スプレイポンプ組 口標準装置 格納容器水柱 原子炉下置キャビティ水位 可燃物温度監視器(格納容器内) 蒸気コンタクト入口温度/出口温度	53条(格納容器内監視器) 49条(代替用貯留器スプレイ) 58条(口標準装置) 49条(代替用貯留器スプレイ) 58条(格納容器内監視器) 49条(代替用貯留器スプレイ) 58条(格納容器内監視器) 49条(代替用貯留器スプレイ) 58条(口標準装置) 58条(格納容器内監視器)								



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)

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																						
		<p>表 58-11-2-37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (4/35頁)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>No</th> <th>シナリオ</th> <th>系統機器図</th> <th>期待する設備</th> <th>分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>7.2.2.2</td> <td>相互接続関係 出/入れ機器 間の伝達関係</td> <td rowspan="4"> </td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>7.2.2.3</td> <td>原子炉圧力 器内の伝達感 知一方向伝達</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>7.2.2.5</td> <td>設備中心・コ ンタクト機</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>7.2.2.7</td> <td>緊急事故1</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table>	No	シナリオ	系統機器図	期待する設備	分類	7.2.2.2	相互接続関係 出/入れ機器 間の伝達関係		-	-	7.2.2.3	原子炉圧力 器内の伝達感 知一方向伝達	-	-	7.2.2.5	設備中心・コ ンタクト機	-	-	7.2.2.7	緊急事故1	-	-	
No	シナリオ	系統機器図	期待する設備	分類																					
7.2.2.2	相互接続関係 出/入れ機器 間の伝達関係		-	-																					
7.2.2.3	原子炉圧力 器内の伝達感 知一方向伝達		-	-																					
7.2.2.5	設備中心・コ ンタクト機		-	-																					
7.2.2.7	緊急事故1		-	-																					

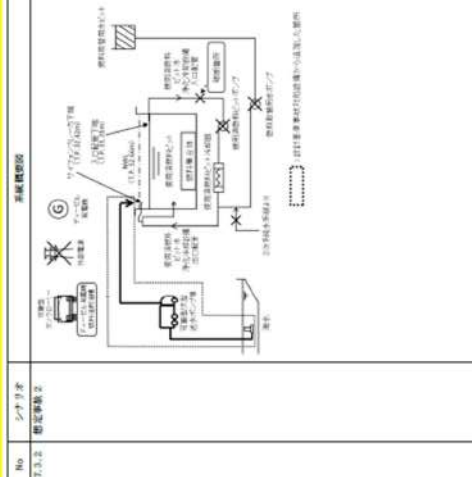
灰色:女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由										
		<p style="text-align: center;">表 58-11-2 37条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (42/55)</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>No</th> <th>シナリオ</th> <th>対策機器</th> <th>期待する設備</th> <th>分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>7.3.1</td> <td>想定事故1 (つづき)</td> <td></td> <td>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 (可搬型)</td> <td>34条 (使用済燃料ピット) 35条 (使用済燃料ピット) 36条 (使用済燃料ピット) 37条 (使用済燃料ピット)</td> </tr> </tbody> </table>	No	シナリオ	対策機器	期待する設備	分類	7.3.1	想定事故1 (つづき)		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 (可搬型)	34条 (使用済燃料ピット) 35条 (使用済燃料ピット) 36条 (使用済燃料ピット) 37条 (使用済燃料ピット)	
No	シナリオ	対策機器	期待する設備	分類									
7.3.1	想定事故1 (つづき)		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 (可搬型)	34条 (使用済燃料ピット) 35条 (使用済燃料ピット) 36条 (使用済燃料ピット) 37条 (使用済燃料ピット)									

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																																						
		<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 (表58-11-2-37条)</p>  <table border="1" data-bbox="1299 223 1792 542"> <thead> <tr> <th>期待する設備</th> <th>分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ダイアゼラム蒸気発生器</td> <td>07条 (燃料棒)</td> </tr> <tr> <td>ダイアゼラム蒸気発生器燃料供給ポンプ</td> <td>07条 (燃料棒)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>04条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>05条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>06条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>08条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>09条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>10条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>11条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>12条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>13条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>14条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>15条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>16条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>17条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>18条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>19条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>20条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>21条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>22条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>23条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>24条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>25条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>26条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>27条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>28条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>29条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>30条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>31条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>32条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>33条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>34条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>35条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>36条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>37条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>38条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>39条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>40条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>41条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>42条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>43条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>44条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>45条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>46条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>47条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>48条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>49条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>50条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>51条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>52条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>53条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>54条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>55条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>56条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>57条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>58条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>59条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>60条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>61条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>62条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>63条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>64条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>65条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>66条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>67条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>68条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>69条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>70条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>71条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>72条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>73条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>74条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>75条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>76条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>77条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>78条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>79条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>80条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>81条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>82条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>83条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>84条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>85条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>86条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>87条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>88条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>89条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>90条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>91条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>92条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>93条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>94条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>95条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>96条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>97条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>98条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>99条 (ポンプ)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒大型送水ポンプ</td> <td>100条 (ポンプ)</td> </tr> </tbody> </table>	期待する設備	分類	ダイアゼラム蒸気発生器	07条 (燃料棒)	ダイアゼラム蒸気発生器燃料供給ポンプ	07条 (燃料棒)	燃料棒大型送水ポンプ	04条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	05条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	06条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	08条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	09条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	10条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	11条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	12条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	13条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	14条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	15条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	16条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	17条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	18条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	19条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	20条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	21条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	22条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	23条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	24条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	25条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	26条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	27条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	28条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	29条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	30条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	31条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	32条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	33条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	34条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	35条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	36条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	37条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	38条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	39条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	40条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	41条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	42条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	43条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	44条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	45条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	46条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	47条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	48条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	49条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	50条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	51条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	52条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	53条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	54条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	55条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	56条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	57条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	58条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	59条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	60条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	61条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	62条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	63条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	64条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	65条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	66条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	67条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	68条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	69条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	70条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	71条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	72条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	73条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	74条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	75条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	76条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	77条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	78条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	79条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	80条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	81条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	82条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	83条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	84条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	85条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	86条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	87条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	88条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	89条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	90条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	91条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	92条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	93条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	94条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	95条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	96条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	97条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	98条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	99条 (ポンプ)	燃料棒大型送水ポンプ	100条 (ポンプ)	
期待する設備	分類																																																																																																																																																																																																								
ダイアゼラム蒸気発生器	07条 (燃料棒)																																																																																																																																																																																																								
ダイアゼラム蒸気発生器燃料供給ポンプ	07条 (燃料棒)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	04条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	05条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	06条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	08条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	09条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	10条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	11条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	12条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	13条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	14条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	15条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	16条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	17条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	18条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	19条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	20条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	21条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	22条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	23条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	24条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	25条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	26条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	27条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	28条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	29条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	30条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	31条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	32条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	33条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	34条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	35条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	36条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	37条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	38条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	39条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	40条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	41条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	42条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	43条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	44条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	45条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	46条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	47条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	48条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	49条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	50条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	51条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	52条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	53条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	54条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	55条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	56条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	57条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	58条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	59条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	60条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	61条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	62条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	63条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	64条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	65条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	66条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	67条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	68条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	69条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	70条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	71条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	72条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	73条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	74条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	75条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	76条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	77条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	78条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	79条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	80条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	81条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	82条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	83条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	84条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	85条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	86条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	87条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	88条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	89条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	90条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	91条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	92条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	93条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	94条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	95条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	96条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	97条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	98条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	99条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								
燃料棒大型送水ポンプ	100条 (ポンプ)																																																																																																																																																																																																								





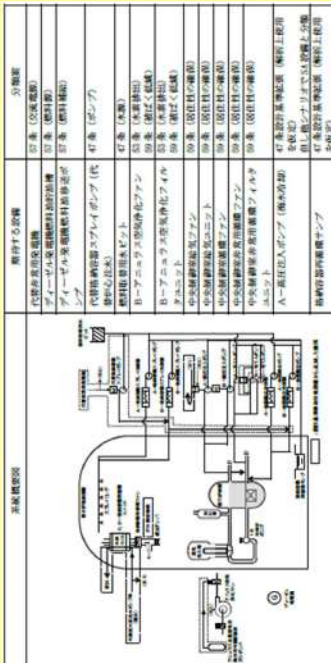






灰色: 女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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)

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																		
		<p>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 (68/55)</p>  <table border="1" data-bbox="1294 204 1803 997"> <thead> <tr> <th>シナリオ</th> <th>期待する設備</th> <th>分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="14">7.4.3 全炉停止中 (運転中)の 原子炉)</td> <td>冷却水供給設備</td> <td>37条 (設備)</td> </tr> <tr> <td>ポンプ</td> <td>37条 (設備)</td> </tr> <tr> <td>ポンプ</td> <td>37条 (設備)</td> </tr> <tr> <td>ポンプ</td> <td>37条 (設備)</td> </tr> <tr> <td>ポンプ</td> <td>37条 (設備)</td> </tr> <tr> <td>ポンプ</td> <td>37条 (設備)</td> </tr> <tr> <td>ポンプ</td> <td>37条 (設備)</td> </tr> <tr> <td>ポンプ</td> <td>37条 (設備)</td> </tr> <tr> <td>ポンプ</td> <td>37条 (設備)</td> </tr> <tr> <td>ポンプ</td> <td>37条 (設備)</td> </tr> <tr> <td>ポンプ</td> <td>37条 (設備)</td> </tr> <tr> <td>ポンプ</td> <td>37条 (設備)</td> </tr> <tr> <td>ポンプ</td> <td>37条 (設備)</td> </tr> <tr> <td>ポンプ</td> <td>37条 (設備)</td> </tr> <tr> <td>ポンプ</td> <td>37条 (設備)</td> </tr> </tbody> </table>	シナリオ	期待する設備	分類	7.4.3 全炉停止中 (運転中)の 原子炉)	冷却水供給設備	37条 (設備)	ポンプ	37条 (設備)	ポンプ	37条 (設備)	ポンプ	37条 (設備)	ポンプ	37条 (設備)	ポンプ	37条 (設備)	ポンプ	37条 (設備)	ポンプ	37条 (設備)	ポンプ	37条 (設備)	ポンプ	37条 (設備)	ポンプ	37条 (設備)	ポンプ	37条 (設備)	ポンプ	37条 (設備)	ポンプ	37条 (設備)	ポンプ	37条 (設備)	
シナリオ	期待する設備	分類																																			
7.4.3 全炉停止中 (運転中)の 原子炉)	冷却水供給設備	37条 (設備)																																			
	ポンプ	37条 (設備)																																			
	ポンプ	37条 (設備)																																			
	ポンプ	37条 (設備)																																			
	ポンプ	37条 (設備)																																			
	ポンプ	37条 (設備)																																			
	ポンプ	37条 (設備)																																			
	ポンプ	37条 (設備)																																			
	ポンプ	37条 (設備)																																			
	ポンプ	37条 (設備)																																			
	ポンプ	37条 (設備)																																			
	ポンプ	37条 (設備)																																			
	ポンプ	37条 (設備)																																			
	ポンプ	37条 (設備)																																			
ポンプ	37条 (設備)																																				













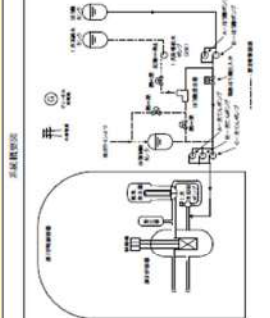
灰色: 女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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)

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																										
		<p>表 59-11-2-37 条 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて閉待する設備とその分類について (54/55)</p> <table border="1" data-bbox="1288 207 1556 1077"> <thead> <tr> <th>シナリオ</th> <th>系統機器部</th> <th>閉待する設備</th> <th>分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">7.4.3 原子炉冷却材の減圧途中 (減圧途中の原子炉) (つづき)</td> <td rowspan="10"></td> <td>1次冷却循環 (広域一回路)</td> <td>56条 (原子炉冷却循環)</td> </tr> <tr> <td>2次冷却循環 (広域一回路)</td> <td>47条 (本館)</td> </tr> <tr> <td>3次冷却循環 (広域一回路)</td> <td>58条 (本館)</td> </tr> <tr> <td>4次冷却循環 (広域一回路)</td> <td>59条 (本館)</td> </tr> <tr> <td>5次冷却循環 (広域一回路)</td> <td>60条 (本館)</td> </tr> <tr> <td>6次冷却循環 (広域一回路)</td> <td>61条 (本館)</td> </tr> <tr> <td>7次冷却循環 (広域一回路)</td> <td>62条 (本館)</td> </tr> <tr> <td>8次冷却循環 (広域一回路)</td> <td>63条 (本館)</td> </tr> <tr> <td>9次冷却循環 (広域一回路)</td> <td>64条 (本館)</td> </tr> <tr> <td>10次冷却循環 (広域一回路)</td> <td>65条 (本館)</td> </tr> </tbody> </table>	シナリオ	系統機器部	閉待する設備	分類	7.4.3 原子炉冷却材の減圧途中 (減圧途中の原子炉) (つづき)		1次冷却循環 (広域一回路)	56条 (原子炉冷却循環)	2次冷却循環 (広域一回路)	47条 (本館)	3次冷却循環 (広域一回路)	58条 (本館)	4次冷却循環 (広域一回路)	59条 (本館)	5次冷却循環 (広域一回路)	60条 (本館)	6次冷却循環 (広域一回路)	61条 (本館)	7次冷却循環 (広域一回路)	62条 (本館)	8次冷却循環 (広域一回路)	63条 (本館)	9次冷却循環 (広域一回路)	64条 (本館)	10次冷却循環 (広域一回路)	65条 (本館)	
シナリオ	系統機器部	閉待する設備	分類																										
7.4.3 原子炉冷却材の減圧途中 (減圧途中の原子炉) (つづき)		1次冷却循環 (広域一回路)	56条 (原子炉冷却循環)																										
		2次冷却循環 (広域一回路)	47条 (本館)																										
		3次冷却循環 (広域一回路)	58条 (本館)																										
		4次冷却循環 (広域一回路)	59条 (本館)																										
		5次冷却循環 (広域一回路)	60条 (本館)																										
		6次冷却循環 (広域一回路)	61条 (本館)																										
		7次冷却循環 (広域一回路)	62条 (本館)																										
		8次冷却循環 (広域一回路)	63条 (本館)																										
		9次冷却循環 (広域一回路)	64条 (本館)																										
		10次冷却循環 (広域一回路)	65条 (本館)																										

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	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 表 (重大事故等対策の有効性評価) 各シナリオにおいて期待する設備とその分類について (5/15)</p>  <table border="1" data-bbox="1299 207 1680 989"> <thead> <tr> <th>シナリオ</th> <th>設備</th> <th>期待する設備</th> <th>分類</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="15">1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1</td> <td>1.1.1.1</td> <td>1.1.1.1</td> <td>1.1.1.1 (BWR)</td> </tr> <tr> <td>1.1.1.1</td> <td>1.1.1.1</td> <td>1.1.1.1 (BWR)</td> </tr> <tr> <td>1.1.1.1</td> <td>1.1.1.1</td> <td>1.1.1.1 (BWR)</td> </tr> <tr> <td>1.1.1.1</td> <td>1.1.1.1</td> <td>1.1.1.1 (BWR)</td> </tr> <tr> <td>1.1.1.1</td> <td>1.1.1.1</td> <td>1.1.1.1 (BWR)</td> </tr> <tr> <td>1.1.1.1</td> <td>1.1.1.1</td> <td>1.1.1.1 (BWR)</td> </tr> <tr> <td>1.1.1.1</td> <td>1.1.1.1</td> <td>1.1.1.1 (BWR)</td> </tr> <tr> <td>1.1.1.1</td> <td>1.1.1.1</td> <td>1.1.1.1 (BWR)</td> </tr> <tr> <td>1.1.1.1</td> <td>1.1.1.1</td> <td>1.1.1.1 (BWR)</td> </tr> <tr> <td>1.1.1.1</td> <td>1.1.1.1</td> <td>1.1.1.1 (BWR)</td> </tr> <tr> <td>1.1.1.1</td> <td>1.1.1.1</td> <td>1.1.1.1 (BWR)</td> </tr> <tr> <td>1.1.1.1</td> <td>1.1.1.1</td> <td>1.1.1.1 (BWR)</td> </tr> <tr> <td>1.1.1.1</td> <td>1.1.1.1</td> <td>1.1.1.1 (BWR)</td> </tr> <tr> <td>1.1.1.1</td> <td>1.1.1.1</td> <td>1.1.1.1 (BWR)</td> </tr> <tr> <td>1.1.1.1</td> <td>1.1.1.1</td> <td>1.1.1.1 (BWR)</td> </tr> </tbody> </table>	シナリオ	設備	期待する設備	分類	1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1	1.1.1.1	1.1.1.1	1.1.1.1 (BWR)	1.1.1.1	1.1.1.1	1.1.1.1 (BWR)	1.1.1.1	1.1.1.1	1.1.1.1 (BWR)	1.1.1.1	1.1.1.1	1.1.1.1 (BWR)	1.1.1.1	1.1.1.1	1.1.1.1 (BWR)	1.1.1.1	1.1.1.1	1.1.1.1 (BWR)	1.1.1.1	1.1.1.1	1.1.1.1 (BWR)	1.1.1.1	1.1.1.1	1.1.1.1 (BWR)	1.1.1.1	1.1.1.1	1.1.1.1 (BWR)	1.1.1.1	1.1.1.1	1.1.1.1 (BWR)	1.1.1.1	1.1.1.1	1.1.1.1 (BWR)	1.1.1.1	1.1.1.1	1.1.1.1 (BWR)	1.1.1.1	1.1.1.1	1.1.1.1 (BWR)	1.1.1.1	1.1.1.1	1.1.1.1 (BWR)	1.1.1.1	1.1.1.1	1.1.1.1 (BWR)	
シナリオ	設備	期待する設備	分類																																																		
1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1 1.1.1.1	1.1.1.1	1.1.1.1	1.1.1.1 (BWR)																																																		
	1.1.1.1	1.1.1.1	1.1.1.1 (BWR)																																																		
	1.1.1.1	1.1.1.1	1.1.1.1 (BWR)																																																		
	1.1.1.1	1.1.1.1	1.1.1.1 (BWR)																																																		
	1.1.1.1	1.1.1.1	1.1.1.1 (BWR)																																																		
	1.1.1.1	1.1.1.1	1.1.1.1 (BWR)																																																		
	1.1.1.1	1.1.1.1	1.1.1.1 (BWR)																																																		
	1.1.1.1	1.1.1.1	1.1.1.1 (BWR)																																																		
	1.1.1.1	1.1.1.1	1.1.1.1 (BWR)																																																		
	1.1.1.1	1.1.1.1	1.1.1.1 (BWR)																																																		
	1.1.1.1	1.1.1.1	1.1.1.1 (BWR)																																																		
	1.1.1.1	1.1.1.1	1.1.1.1 (BWR)																																																		
	1.1.1.1	1.1.1.1	1.1.1.1 (BWR)																																																		
	1.1.1.1	1.1.1.1	1.1.1.1 (BWR)																																																		
	1.1.1.1	1.1.1.1	1.1.1.1 (BWR)																																																		



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

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(大阪該当資料なし)</p>	<p style="text-align: right;">別紙 1</p> <p>サブプレッションプール等水位上昇時の計装設備への影響について</p> <p>1. はじめに</p> <p>格納容器破損防止対策において、外部水源による原子炉注水、格納容器スプレイを継続した場合、サブプレッションチェンバのプール水の水位は上昇するが、真空破壊装置が水没しないように外部水源注水量制限 (サブプレッションプール水位が通常水位+約2m) を設け、制限に達した場合は格納容器スプレイを停止する。</p> <p>有効性評価シナリオにおいて、最もサブプレッションチェンバ内の水位が上昇するシナリオは、格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用できない場合) シナリオであり、格納容器ベント実施による圧力低下によりサブプレッションチェンバのプール水の水位は、真空破壊装置下端付近まで上昇する評価となる。</p> <p>また、格納容器下部注水及び格納容器スプレイを継続した場合、ドライウェル水位はベント管下端付近まで上昇する評価となる。</p> <p>ここでは、サブプレッションチェンバのプール水の水位及びドライウェル水位が上昇した場合の計装設備への影響を評価する。</p> <p>2. 評価結果</p> <p>格納容器内に設置される重大事故等時に使用する計装設備は、原子炉圧力容器温度、ドライウェル温度、格納容器内水素濃度 (D/W)、ドライウェル水位、原子炉格納容器下部温度、原子炉格納容器下部水位、格納容器内水素濃度 (S/C)、圧力抑制室内空気温度、サブプレッションプール水温度があり、サブプレッションプール水位及びドライウェル水位が上昇した場合の計装設備への影響を以下のとおり評価した。</p>	<p style="text-align: right;">別紙 1</p> <p>格納容器内水位上昇時の計装設備への影響について</p> <p>1. はじめに</p> <p>格納容器破損防止対策において、外部水源による原子炉注水、格納容器スプレイを継続した場合、格納容器内の水位は上昇するが、格納容器再循環ユニットの吸気ダクトが水没しないように外部水源注水量制限 (格納容器再循環ユニットの吸気ダクト下端付近) を設け、制限に達した場合は格納容器注水を停止する。</p> <p>有効性評価シナリオにおいて、最も格納容器内の水位が上昇するシナリオは、格納容器過圧破損シナリオであり、外部水源による原子炉注水、格納容器スプレイ実施により格納容器内の水位は、格納容器再循環ユニットの吸気ダクト下端付近まで上昇する評価となる。</p> <p>ここでは、格納容器内の水位が上昇した場合の計装設備への影響を評価する。</p> <p>2. 評価結果</p> <p>格納容器内に設置される重大事故等時に使用する計装設備は、1次冷却材温度 (広域-高温側)、1次冷却材温度 (広域-低温側)、1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、原子炉容器水位、格納容器内温度、原子炉格納容器圧力、格納容器圧力 (AM用)、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、格納容器再循環サンプ水位 (狭域)、格納容器水位、原子炉下部キャビティ水位、格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)、格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)、出力領域中性子束、中間領域中性子束、中性子源領域中性子束、蒸気発生器水位 (広域)、蒸気発生器水位 (狭域)、原子炉格納容器内水素処理装置温度及び格納容器水素イグナイタ温度があり、格納容器内水位が上昇した場合の計装設備へ</p>	<p>・泊は、格納容器除熱手段として格納容器再循環ユニットによる自然対流冷却を行うこととしており、格納容器内の水位については格納容器再循環ユニットの給気ダクトが水没しないことを制限としている。</p> <p>■記載表現の相違</p> <p>・外部水源による原子炉注水、格納容器スプレイを継続した場合としており、スプレイではなく注水とした。</p>

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

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>第1表に格納容器内の計装設備の設置高さを、第1図に格納容器内の計装設備の配置を示す。</p> <p>(1) サプレッションプール水位が上昇した場合の計装設備への影響                  サプレッションプール水位が真空破壊装置下端まで上昇した場合、格納容器内に設置される重大事故等時に使用する計装設備のうち、通常運転時から水面下に設置しているサプレッションプール水温度は水面以下となる状態が継続する。                  サプレッションプール水温度は、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、水没により機能喪失しない設計としている。                  また、重大事故等時の耐環境性向上 (格納容器の限界温度・圧力である 200℃、854kPaの蒸気条件下での健全性確保) を図る設計としている。</p> <p>(2) ドライウェル水位が上昇した場合の計装設備への影響                  ドライウェル水位がベント管下端まで上昇した場合、格納容器内に設置される重大事故等時に使用する計装設備のうち、ドライウェル水位、原子炉格納容器下部温度及び原子炉格納容器下部水位は、ドライウェル水位の上昇により水没する。</p> <p>これらの重大事故等時に使用する計装設備は、検出器から電気貫通部までの間に接続部を設けない構造とすることで、水没により機能喪失しない設計としている。また、重大事故等時の耐環境性向上 (格納容器の限界温度・圧力である200℃、854kPa の蒸気条件下での健全性確保) を図る設計としている。</p>	<p>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及び格納容器水素イグナイト温度の一部は、格納容器内水位の上昇により水没する。</p> <p>これらの重大事故時に使用する計装設備は、水没後は機能維持を期待せず、水没しない位置に設置している重大事故等時に使用する計装設備を用いてプラント状態を監視する設計としている。また、重大事故等時の耐環境性向上 (重大事故等時の環境条件下 (最大約141℃、約0.360MPaの蒸気条件下) での健全性確保) を図る設計としている。</p>	<p>■記載方針の相違                  ・PWR と BWR における耐環境性試験の相違。</p>

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

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

大飯発電所3 / 4号炉

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

第1表 原子炉格納容器内の計装設備の設置高さ

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

※1 表中の丸数字は第1図の丸数字に対応する。

枠囲みの内容は部業機密の観点から公開できません。

第1表 格納容器内の計装設備の設置高さ (1/4)

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

(注1) 計装設備の番号は、第1図における計装設備の番号と同じ。

枠囲みの内容は部業機密の観点から公開できません。

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



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

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉 (女川なし)	泊発電所3号炉	相違理由																												
		<p>第1表 格納容器内の計装設備の設置高さ (2/4)</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>㉗ 原子炉格納容器圧力</td> <td>2</td> <td></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により確認している。</td> </tr> <tr> <td>㉘ 格納容器圧力 (AM用)</td> <td>2</td> <td></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により確認している。</td> </tr> <tr> <td>㉙ 格納容器再循環サンプ水位 (広域)</td> <td>2</td> <td></td> <td>格納容器再循環サンプ水位 (広域) 2個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の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>㉚ 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)</td> <td>2</td> <td></td> <td>格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 2個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の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>㉛ 格納容器水位</td> <td>1</td> <td></td> <td>格納容器水位1個は水没しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の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>㉜ 原子炉下部キャビティ水位</td> <td>1</td> <td></td> <td>原子炉下部キャビティ水位1個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の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。  <span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 10px; height: 10px;"></span> : 枠囲みの内容は機器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	㉗ 原子炉格納容器圧力	2		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により確認している。	㉘ 格納容器圧力 (AM用)	2		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により確認している。	㉙ 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	2		格納容器再循環サンプ水位 (広域) 2個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。	㉚ 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	2		格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 2個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。	㉛ 格納容器水位	1		格納容器水位1個は水没しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。	㉜ 原子炉下部キャビティ水位	1		原子炉下部キャビティ水位1個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の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																												
㉗ 原子炉格納容器圧力	2		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により確認している。																												
㉘ 格納容器圧力 (AM用)	2		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により確認している。																												
㉙ 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	2		格納容器再循環サンプ水位 (広域) 2個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。																												
㉚ 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	2		格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 2個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。																												
㉛ 格納容器水位	1		格納容器水位1個は水没しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。																												
㉜ 原子炉下部キャビティ水位	1		原子炉下部キャビティ水位1個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の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 (3/4)</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>㊸ 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)</td> <td>2</td> <td></td> <td>格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) 2個は水没しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。</td> </tr> <tr> <td>㊹ 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)</td> <td>2</td> <td></td> <td>格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) 2個は水没しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。</td> </tr> <tr> <td>㊺ 出力領域中性子束</td> <td>4</td> <td></td> <td>出力領域中性子束4個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。</td> </tr> <tr> <td>㊻ 中間領域中性子束</td> <td>2</td> <td></td> <td>中間領域中性子束2個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。</td> </tr> <tr> <td>㊼ 中性子源領域中性子束</td> <td>2</td> <td></td> <td>中性子源領域中性子束2個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。</td> </tr> <tr> <td>㊽ 蒸気発生器水位 (広域)</td> <td>3</td> <td></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。  <input type="checkbox"/> : 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>	計装設備 (注1)	個数	検出器 設置高さ	影響評価	㊸ 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	2		格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) 2個は水没しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。	㊹ 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	2		格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) 2個は水没しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。	㊺ 出力領域中性子束	4		出力領域中性子束4個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。	㊻ 中間領域中性子束	2		中間領域中性子束2個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。	㊼ 中性子源領域中性子束	2		中性子源領域中性子束2個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。	㊽ 蒸気発生器水位 (広域)	3		蒸気発生器水位 (広域) 3個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。	
計装設備 (注1)	個数	検出器 設置高さ	影響評価																												
㊸ 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	2		格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) 2個は水没しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。																												
㊹ 格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	2		格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) 2個は水没しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。																												
㊺ 出力領域中性子束	4		出力領域中性子束4個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。																												
㊻ 中間領域中性子束	2		中間領域中性子束2個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。																												
㊼ 中性子源領域中性子束	2		中性子源領域中性子束2個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。																												
㊽ 蒸気発生器水位 (広域)	3		蒸気発生器水位 (広域) 3個は水没し、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。																												



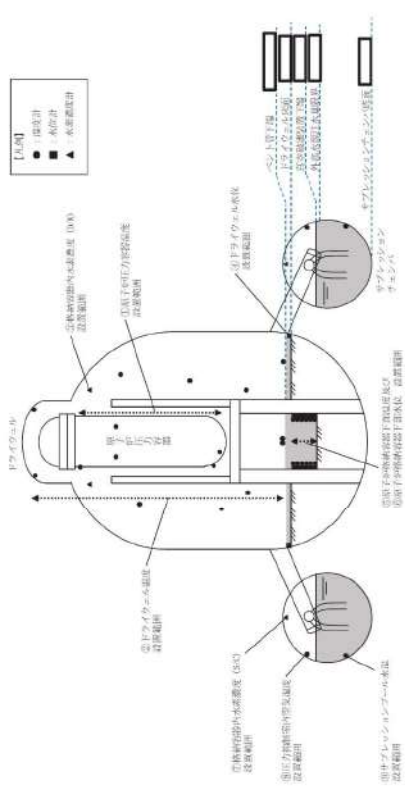
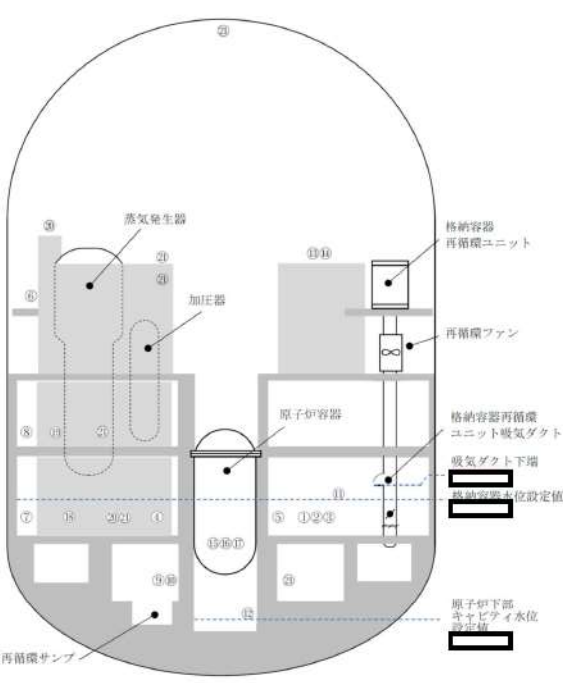
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉 (女川なし)	泊発電所3号炉	相違理由																
		<p>第1表 格納容器内の計装設備の設置高さ (4/4)</p> <table border="1" data-bbox="1279 213 1597 1110"> <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>㊸ 蒸気発生器水位 (狭域)</td> <td>6</td> <td></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>㊹ 原子炉格納容器内水蒸気処理装置温度</td> <td>5</td> <td></td> <td>原子炉格納容器内水蒸気処理装置温度5個のうち一部の水没する検出器は、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。</td> </tr> <tr> <td>㊺ 格納容器水素イグナイタ温度</td> <td>13</td> <td></td> <td>格納容器水素イグナイタ温度13個のうち一部の水没する検出器は、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 計装設備の番号は、第1図における計装設備の番号と同じ。</p>	計装設備 (注1)	個数	検出器設置高さ	影響評価	㊸ 蒸気発生器水位 (狭域)	6		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。	㊹ 原子炉格納容器内水蒸気処理装置温度	5		原子炉格納容器内水蒸気処理装置温度5個のうち一部の水没する検出器は、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。	㊺ 格納容器水素イグナイタ温度	13		格納容器水素イグナイタ温度13個のうち一部の水没する検出器は、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。	<p>相違理由</p> <p>□：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																
㊸ 蒸気発生器水位 (狭域)	6		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。																
㊹ 原子炉格納容器内水蒸気処理装置温度	5		原子炉格納容器内水蒸気処理装置温度5個のうち一部の水没する検出器は、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。																
㊺ 格納容器水素イグナイタ温度	13		格納容器水素イグナイタ温度13個のうち一部の水没する検出器は、水没後は機能維持を期待しない。なお、事故時の耐環境性向上を図る設計としており、事故時の環境条件下での健全性を試験により確認している。																

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>第1図 原子炉格納容器内の計装設備の配置</p> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	 <p>第1図 概略系統図</p> <p>枠囲みの内容は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ベドスタル部の蓄水状況を把握するために設置するものである。</p> <p>b. 主要仕様</p> <p>主要仕様を表1に示す。</p> <table border="1" data-bbox="667 638 1227 766"> <caption>表1 原子炉格納容器下部水位の主要仕様</caption> <thead> <tr> <th>種類</th> <th>計測範囲<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, 300mm)</td> <td>12</td> <td>-5~+10mm</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: 計測範囲の零は、原子炉格納容器下部 (圧力容器ベドスタル底部)</p> <p>※2: センサは無機物で構成しており、耐放射線性を有している。</p> <p>枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p> <p>c. 機器配置</p> <p>検出器の配置場所を図1及び図2に示す。</p> <p>(2) ドライウエル水位</p> <p>a. 設置目的</p> <p>ドライウエル水位検出器は、重大事故等時において、原子炉格納容器下部に落下した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="667 1292 1227 1420"> <caption>表2 ドライウエル水位の主要仕様</caption> <thead> <tr> <th>種類</th> <th>計測範囲<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, 300mm)	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室の蓄水状況を把握するために設置するものである。</p> <p>b. 主要仕様</p> <p>主要仕様を第1表に示す。</p> <table border="1" data-bbox="1254 670 1814 782"> <caption>第1表 原子炉下部キャビティ水位計の主要仕様</caption> <thead> <tr> <th>種類</th> <th>計測範囲</th> <th>個数</th> <th>誤差</th> <th>耐環境試験条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>電極式水位検出器</td> <td>ON-OFF (注1) T.P.</td> <td>1</td> <td>+60mm/ -0mm</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>注1: 水位が検出器に到達した場合にONとなる。</p> <p>注2: センサは無機物で構成しており、十分な耐放射線性を有している。</p> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> <p>c. 機器配置</p> <p>検出器の配置場所を第1図及び第2図に示す。</p> <p>(2) 格納容器再循環サンプ水位 (広域)</p> <p>a. 設置目的</p> <p>格納容器再循環サンプ水位 (広域) は、重大事故等時において、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 1292 1814 1404"> <caption>第2表 格納容器再循環サンプ水位 (広域) の主要仕様</caption> <thead> <tr> <th>種類</th> <th>計測範囲</th> <th>個数</th> <th>誤差</th> <th>耐環境試験条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>差圧式水位検出器</td> <td>0~100% (T.P. 10.3~15.1m)</td> <td>2</td> <td>±2.0%</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	種類	計測範囲	個数	誤差	耐環境試験条件	電極式水位検出器	ON-OFF (注1) T.P.	1	+60mm/ -0mm		種類	計測範囲	個数	誤差	耐環境試験条件	差圧式水位検出器	0~100% (T.P. 10.3~15.1m)	2	±2.0%		<p>相違理由</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, 300mm)	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 (注1) T.P.	1	+60mm/ -0mm																																								
種類	計測範囲	個数	誤差	耐環境試験条件																																							
差圧式水位検出器	0~100% (T.P. 10.3~15.1m)	2	±2.0%																																								

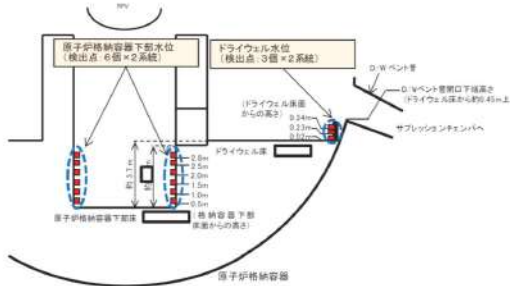
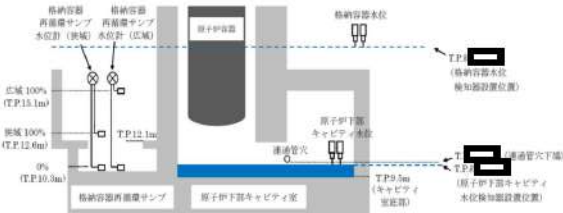
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																				
	<p>c. 機器配置                      検出器の配置場所を図1及び図2に示す。</p>	<p>c. 機器配置                      検出器の配置場所を第1図及び第2図に示す。</p> <p>(3) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域)</p> <p>a. 設置目的                      格納容器再循環サンプ水位 (狭域) は、重大事故等時において、熔融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器への注水量を把握するために設置するものである。</p> <p>b. 主要仕様                      主要仕様を第3表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第3表 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) の主要仕様</p> <table border="1" data-bbox="1256 564 1812 651"> <thead> <tr> <th>種類</th> <th>計測範囲</th> <th>個数</th> <th>誤差</th> <th>耐環境試験条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>差圧式 水位検出器</td> <td>0~100% (T.P. 10.3~12.6m)</td> <td>2</td> <td>±1.5%</td> <td style="border: 2px solid black;"></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 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</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 格納容器水位計の主要仕様</p> <table border="1" data-bbox="1256 1038 1812 1125"> <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 style="border: 2px solid black;"></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>	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

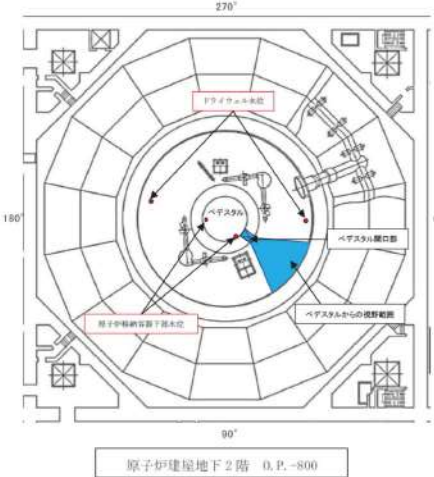
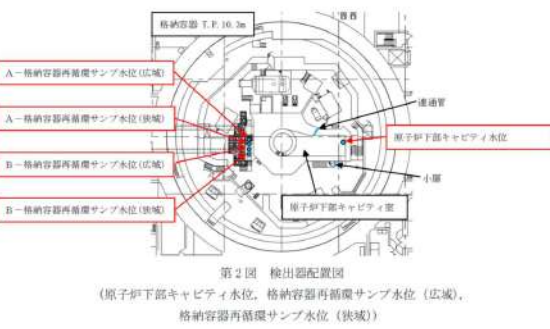
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

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エル水位の検出器配置図 (1 / 2)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;">                 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。             </div>	 <p>第1図 格納容器内水位監視装置概要図              (原子炉下部キャビティ水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、格納容器再循環サンプ水位 (狭域)、格納容器水位)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; 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>	<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>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)

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>2. 圧力容器ペDESTAL内の熱源によるドライウエル水位検出器への影響</p> <p>ドライウエル水位は、溶融炉心が圧力容器ペDESTALへ落下した後の冷却を行うために監視が必要なパラメータであり、ドライウエル水位検出器は重大事故等時の原子炉格納容器内の環境において健全性を維持する必要がある。ドライウエル水位検出器は、300℃の環境下における健全性が確認されており、重大事故等時のドライウエル内の環境温度(最大約180℃)に対して、検出器の健全性に問題はない。</p> <p>仮に圧力容器ペDESTAL開口部(圧力容器ペDESTAL側)に熱源があった場合には図2に示すとおり、検出器は設置箇所が圧力容器ペDESTAL内から直接視認できる範囲にないことから、熱の影響を受けないと考えられる。また、検出器は多重化しており、片系が機能喪失した場合においても、もう片系の検出器によりドライウエル水位の監視が可能である。</p> <p>3. 格納容器スプレイによるドライウエル水位検出器及び原子炉格納容器下部水位検出器への影響</p> <p>ドライウエル水位及び原子炉格納容器下部水位の検知に使用する電極式水位検出器の構造を図3に示す。熱電対(電極)は、保護管(電極)に覆われており、開放部と通気孔を有した構造をしている。検出器は、縦向き(開放部が下方向)に設置され、ドライウエル水位の上昇時は、開放部から水が入り、内部の気体が通気孔から抜け電極間が導通状態となることで水位を検知し、水位低下時は、開放部及び通気孔から水が排出されることにより、電極間が非導通状態となる。</p> <p>電極式水位検出器は水没を考慮した設計としており、格納容器スプレイ水の被水による機能喪失はない。また、ケーブルについても、検出器と一体構造であり、原子炉格納容器の貫通部までの間に接続箇所を設けない設計としており、格納容器スプレイ水の被水による影響はない。</p> <p>誤検知が発生する状況として、大量の水が連続的に検出器に当たり続け、電極間が導通状態になることが考えられるが、ドライウエル水位検出器は、図1に示すとおり、ドライウエル床付近に設置する設計であり、格納容器スプレイを直接受けることはないため、誤検知は発生しない。また、原子炉格納容器下部水位検出器は、図2に示すとおり、圧力容器ペDESTAL開口部より離れた位置に設置する設計であり、格納容器スプレイ水が圧力容器ペDESTAL開口部より流れ込む際に被水することはなく、誤検知は発生しない。</p>	<p>2. 原子炉下部キャビティ内の熱源による格納容器再循環サンプル水位検出器への影響</p> <p>格納容器再循環サンプル水位(広域)及び格納容器再循環サンプル水位(狭域)は、溶融炉心が原子炉下部キャビティへ落下した後の冷却を行うために監視が必要なパラメータであり、これらの検出器は重大事故等時の原子炉格納容器内の環境において健全性を維持する必要がある。これらの検出器は、約□の環境下における健全性が確認されており、重大事故等時の格納容器内の環境温度(最大約141℃)に対して、検出器の健全性に問題はない。</p> <p>仮に原子炉キャビティ内に熱源があった場合には第2図に示すとおり、検出器は設置箇所が原子炉キャビティ内から直接視認できる範囲にないことから、熱の影響を受けないと考えられる。また、検出器は多重化しており、片系が機能喪失した場合においても、もう片系の検出器により格納容器再循環サンプル水位の監視が可能である。</p> <p>□：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> <p>3. 格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティ水位及び格納容器水位検出器への影響</p> <p>原子炉下部キャビティ水位及び格納容器水位の検知に使用する電極式水位検出器の構造を第4図に示す。</p> <p>検出器は、縦向きに設置され、格納容器内の水位の上昇時は、電極間が導通状態となることで水位を検知し、水位低下時は、電極間が非導通状態となる。</p> <p>電極式水位検出器は電極をカバーで覆うことで格納容器スプレイ水の被水による影響を抑止する構成としている。また、蒸気環境下におけるスプレイ試験を行い誤検知しないことを確認していることから、重大事故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>



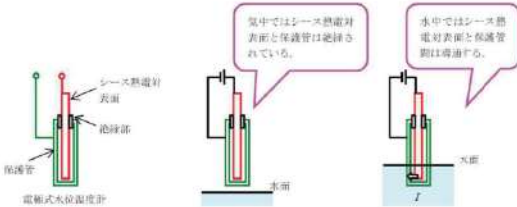
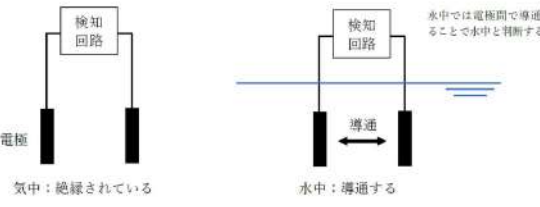
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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)

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p data-bbox="840 379 1041 399">図3 電極式水位検出器の構造</p> <div data-bbox="667 177 1227 365" style="border: 1px solid black; height: 118px; width: 250px;"></div> <div data-bbox="891 448 1227 475" 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> <p data-bbox="667 550 1232 630">なお、電極式水位検出器については、検出器が水中と気中にある場合を判定するために、検出器を水中から気中、気中から水中と状態変化させた場合の試験を実施している。</p> <p data-bbox="667 638 1232 746">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> <p data-bbox="667 754 1232 834">そのため、<a href="#">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</a>のように、一度水位が形成された後の水位低下についても確実に検知が可能である。</p> <div data-bbox="667 874 1209 1121"> </div> <p data-bbox="772 1129 1097 1149">図4 時間特性 (水 (沸騰状態), 印加電圧 1.0V)</p>	<div data-bbox="1355 156 1713 375"> </div> <p data-bbox="1377 391 1713 410">第4図 電極式水位検出器の構造</p> <p data-bbox="1249 550 1814 630">なお、電極式水位検出器については、検出器が水中と気中にある場合を判定するために、検出器を水中から気中、気中から水中と状態変化させた場合の試験を実施している。</p> <p data-bbox="1249 638 1814 746">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> <p data-bbox="1249 754 1814 802">そのため、長期間の格納容器水位管理のように、一度水位が形成された後の水位低下についても確実に検知が可能である。</p> <div data-bbox="1272 874 1713 1114"> </div> <p data-bbox="1332 1129 1657 1149">第5図 時間特性 (水 (沸騰状態), 回路印加電圧 24VDC)</p>	<p data-bbox="1836 786 1937 805">■炉型の相違</p> <ul data-bbox="1836 813 2161 917" 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>(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)

<p>大阪発電所3 / 4号炉</p> <p>(大阪該当資料なし)</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>別紙 4</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数の考え方について</p> <p>図3.15-3「重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー」により選定した重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数の考え方を第1表に示す。</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>別紙 3</p> <p>重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数の考え方について</p> <p>図2.15.3「重大事故等時に必要なパラメータの選定フロー」により選定した重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数の考え方を第1表に示す。</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】資料構成の相違</p> <p>【女川】資料構成の相違</p> <p>【女川】炉型の相違</p> <p>・PWRとBWRで想定される重大事故等及び対処するための監視パラメータが異なるため、比較対象外としている。以降、同表において同じ。</p>																																																																																																																																						
<p>第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (1/5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>名称</th> <th>計測範囲</th> <th>個数</th> <th>設定個数の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力容器内の温度</td> <td>原子炉圧力容器温度</td> <td>0~500℃</td> <td>5</td> <td>原子炉圧力容器 (以下「RPV」という) 破損漏洩の検知に用いるRPV下段下部に1個、また、RPV下段下部と位置的に分岐させて上部に1個、RPV下段上部に1個、給水ノズル部に2個、RPV側フランジ下部に1個、合計5個の監視流量計を設置する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力</td> <td>0~10MPa[gage]</td> <td>2</td> <td>安全機能の重要度分類MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により別に多重化された2個を設定する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力 (SA)</td> <td>0~11MPa[gage]</td> <td>2</td> <td>監視の重要性に鑑み、既設の原子炉圧力とは別に新規に2個を設置する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位 (広帯域)</td> <td>-3.800mm~1.500mm<sup>#</sup></td> <td>2</td> <td>原子炉圧力と同じ。</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (広帯域)</td> <td>-3.800mm~1.300mm<sup>#</sup></td> <td>2</td> <td>原子炉圧力と同じ。</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA 広帯域)</td> <td>-3.800mm~1.500mm<sup>#</sup></td> <td>1</td> <td>監視の重要性に鑑み、既設の原子炉水位 (広帯域) とは別に新規に1個を設置する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">原子炉圧力容器内への注水量</td> <td>原子炉水位 (SA 燃料域)</td> <td>-3.800mm~1.300mm<sup>#</sup></td> <td>1</td> <td>監視の重要性に鑑み、既設の原子炉水位 (燃料域) とは別に新規に1個を設置する。</td> </tr> <tr> <td>高圧加熱注水ポンプ出口流量</td> <td>0~220m<sup>3</sup>/h</td> <td>1</td> <td>系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系浄ライソ出口流量 (残留熱除去系ヘッドスペース領域)</td> <td>0~220m<sup>3</sup>/h</td> <td>1</td> <td>系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系浄ライソ流量 (残留熱除去系ヘッドスペース領域)</td> <td>0~100m<sup>3</sup>/h</td> <td>1</td> <td>系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。</td> </tr> <tr> <td>直流駆動圧注水ポンプ出口流量</td> <td>0~200m<sup>3</sup>/h</td> <td>1</td> <td>系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。</td> </tr> <tr> <td>代替静置ポンプ出口流量</td> <td>0~150m<sup>3</sup>/h</td> <td>1</td> <td>系統流量を監視可能な流量計を1個設置する。</td> </tr> <tr> <td>高圧冷却水ポンプ出口流量</td> <td>0~1.500m<sup>3</sup>/h</td> <td>1</td> <td>系統流量を監視可能な流量計を1個設置する。</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>0~1.500m<sup>3</sup>/h</td> <td>3</td> <td>系統流量を監視可能な流量計を3個設置する。</td> </tr> <tr> <td>低圧冷却水ポンプ出口流量</td> <td>0~1.500m<sup>3</sup>/h</td> <td>1</td> <td>系統流量を監視可能な流量計を1個設置する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器代替蒸スレイ流量</td> <td>0~100m<sup>3</sup>/h</td> <td>2</td> <td>系統流量を監視可能な流量計を新規に2個設置する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部注水流量</td> <td>0~110m<sup>3</sup>/h</td> <td>1</td> <td>系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。</td> </tr> </tbody> </table>	分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	0~500℃	5	原子炉圧力容器 (以下「RPV」という) 破損漏洩の検知に用いるRPV下段下部に1個、また、RPV下段下部と位置的に分岐させて上部に1個、RPV下段上部に1個、給水ノズル部に2個、RPV側フランジ下部に1個、合計5個の監視流量計を設置する。	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	0~10MPa[gage]	2	安全機能の重要度分類MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により別に多重化された2個を設定する。	原子炉圧力 (SA)	0~11MPa[gage]	2	監視の重要性に鑑み、既設の原子炉圧力とは別に新規に2個を設置する。	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	-3.800mm~1.500mm <sup>#</sup>	2	原子炉圧力と同じ。	原子炉水位 (広帯域)	-3.800mm~1.300mm <sup>#</sup>	2	原子炉圧力と同じ。	原子炉水位 (SA 広帯域)	-3.800mm~1.500mm <sup>#</sup>	1	監視の重要性に鑑み、既設の原子炉水位 (広帯域) とは別に新規に1個を設置する。	原子炉圧力容器内への注水量	原子炉水位 (SA 燃料域)	-3.800mm~1.300mm <sup>#</sup>	1	監視の重要性に鑑み、既設の原子炉水位 (燃料域) とは別に新規に1個を設置する。	高圧加熱注水ポンプ出口流量	0~220m <sup>3</sup> /h	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。	残留熱除去系浄ライソ出口流量 (残留熱除去系ヘッドスペース領域)	0~220m <sup>3</sup> /h	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。	残留熱除去系浄ライソ流量 (残留熱除去系ヘッドスペース領域)	0~100m <sup>3</sup> /h	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。	直流駆動圧注水ポンプ出口流量	0~200m <sup>3</sup> /h	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。	代替静置ポンプ出口流量	0~150m <sup>3</sup> /h	1	系統流量を監視可能な流量計を1個設置する。	高圧冷却水ポンプ出口流量	0~1.500m <sup>3</sup> /h	1	系統流量を監視可能な流量計を1個設置する。	残留熱除去系ポンプ出口流量	0~1.500m <sup>3</sup> /h	3	系統流量を監視可能な流量計を3個設置する。	低圧冷却水ポンプ出口流量	0~1.500m <sup>3</sup> /h	1	系統流量を監視可能な流量計を1個設置する。	原子炉格納容器代替蒸スレイ流量	0~100m <sup>3</sup> /h	2	系統流量を監視可能な流量計を新規に2個設置する。	原子炉格納容器下部注水流量	0~110m <sup>3</sup> /h	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。	<p>第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (1/4)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>名称</th> <th>計測範囲</th> <th>個数</th> <th>設定個数の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器内の温度</td> <td>1号炉冷却器温度 (広域-高温側)</td> <td>0~400℃</td> <td>3</td> <td>安全機能の重要度分類MS-3 (事故時監視計器) の設計要求により各グループごとに多重化された3個を1組とする (広帯域1個及び低帯域1個)、合計3個の合計個数を設定する。</td> </tr> <tr> <td>1号炉冷却器温度 (広域-低温側)</td> <td>0~400℃</td> <td>3</td> <td>安全機能の重要度分類MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により別に多重化された3個を設定する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>1号炉冷却器圧力 (広域)</td> <td>0~21.0MPa[gage]</td> <td>3</td> <td>安全機能の重要度分類MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により別に多重化された3個を設定する。</td> </tr> <tr> <td>加圧器水位</td> <td>0~300%</td> <td>4</td> <td>安全機能の重要度分類MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により別に多重化された3個を設定する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉容器水位</td> <td>0~300%</td> <td>1</td> <td>原子炉容器水位を監視可能な流量計を1個設置する。</td> </tr> <tr> <td>視界投入流量</td> <td>0~50m<sup>3</sup>/h</td> <td>3</td> <td>安全機能の重要度分類MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により別に多重化された3個を設定する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器内への注水量</td> <td>乾留入流量</td> <td>0~1.00m<sup>3</sup>/h</td> <td>2</td> <td>安全機能の重要度分類MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により別に多重化された2個を設定する。</td> </tr> <tr> <td>B-格納容器スプレイト冷却器出口積算流量 (00用)</td> <td>0~1.300m<sup>3</sup>/h (0~10.000 t)</td> <td>1</td> <td>系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器内の温度</td> <td>代替格納容器スプレイト出口積算流量</td> <td>0~200℃ (0~10.000 t)</td> <td>1</td> <td>系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>0~200℃</td> <td>2</td> <td>格納容器内温度を監視可能な温度計を2個設置する。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器内の圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>0~0.33MPa[gage]</td> <td>2</td> <td>安全機能の重要度分類MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により別に多重化された2個を設定する。</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力 (00用)</td> <td>0~1.00Pa[gage]</td> <td>2</td> <td>原子炉格納容器の過圧圧力 (0.568mbar[gage]) を監視可能な監視圧力計を2個設置する。</td> </tr> </tbody> </table>	分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方	原子炉圧力容器内の温度	1号炉冷却器温度 (広域-高温側)	0~400℃	3	安全機能の重要度分類MS-3 (事故時監視計器) の設計要求により各グループごとに多重化された3個を1組とする (広帯域1個及び低帯域1個)、合計3個の合計個数を設定する。	1号炉冷却器温度 (広域-低温側)	0~400℃	3	安全機能の重要度分類MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により別に多重化された3個を設定する。	原子炉圧力容器内の圧力	1号炉冷却器圧力 (広域)	0~21.0MPa[gage]	3	安全機能の重要度分類MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により別に多重化された3個を設定する。	加圧器水位	0~300%	4	安全機能の重要度分類MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により別に多重化された3個を設定する。	原子炉圧力容器内の水位	原子炉容器水位	0~300%	1	原子炉容器水位を監視可能な流量計を1個設置する。	視界投入流量	0~50m <sup>3</sup> /h	3	安全機能の重要度分類MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により別に多重化された3個を設定する。	原子炉圧力容器内への注水量	乾留入流量	0~1.00m <sup>3</sup> /h	2	安全機能の重要度分類MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により別に多重化された2個を設定する。	B-格納容器スプレイト冷却器出口積算流量 (00用)	0~1.300m <sup>3</sup> /h (0~10.000 t)	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。	原子炉格納容器内の温度	代替格納容器スプレイト出口積算流量	0~200℃ (0~10.000 t)	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。	格納容器内温度	0~200℃	2	格納容器内温度を監視可能な温度計を2個設置する。	原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器圧力	0~0.33MPa[gage]	2	安全機能の重要度分類MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により別に多重化された2個を設定する。	格納容器圧力 (00用)	0~1.00Pa[gage]	2	原子炉格納容器の過圧圧力 (0.568mbar[gage]) を監視可能な監視圧力計を2個設置する。
分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方																																																																																																																																					
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度	0~500℃	5	原子炉圧力容器 (以下「RPV」という) 破損漏洩の検知に用いるRPV下段下部に1個、また、RPV下段下部と位置的に分岐させて上部に1個、RPV下段上部に1個、給水ノズル部に2個、RPV側フランジ下部に1個、合計5個の監視流量計を設置する。																																																																																																																																					
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力	0~10MPa[gage]	2	安全機能の重要度分類MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により別に多重化された2個を設定する。																																																																																																																																					
	原子炉圧力 (SA)	0~11MPa[gage]	2	監視の重要性に鑑み、既設の原子炉圧力とは別に新規に2個を設置する。																																																																																																																																					
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域)	-3.800mm~1.500mm <sup>#</sup>	2	原子炉圧力と同じ。																																																																																																																																					
	原子炉水位 (広帯域)	-3.800mm~1.300mm <sup>#</sup>	2	原子炉圧力と同じ。																																																																																																																																					
	原子炉水位 (SA 広帯域)	-3.800mm~1.500mm <sup>#</sup>	1	監視の重要性に鑑み、既設の原子炉水位 (広帯域) とは別に新規に1個を設置する。																																																																																																																																					
原子炉圧力容器内への注水量	原子炉水位 (SA 燃料域)	-3.800mm~1.300mm <sup>#</sup>	1	監視の重要性に鑑み、既設の原子炉水位 (燃料域) とは別に新規に1個を設置する。																																																																																																																																					
	高圧加熱注水ポンプ出口流量	0~220m <sup>3</sup> /h	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。																																																																																																																																					
	残留熱除去系浄ライソ出口流量 (残留熱除去系ヘッドスペース領域)	0~220m <sup>3</sup> /h	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。																																																																																																																																					
	残留熱除去系浄ライソ流量 (残留熱除去系ヘッドスペース領域)	0~100m <sup>3</sup> /h	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。																																																																																																																																					
	直流駆動圧注水ポンプ出口流量	0~200m <sup>3</sup> /h	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。																																																																																																																																					
	代替静置ポンプ出口流量	0~150m <sup>3</sup> /h	1	系統流量を監視可能な流量計を1個設置する。																																																																																																																																					
	高圧冷却水ポンプ出口流量	0~1.500m <sup>3</sup> /h	1	系統流量を監視可能な流量計を1個設置する。																																																																																																																																					
	残留熱除去系ポンプ出口流量	0~1.500m <sup>3</sup> /h	3	系統流量を監視可能な流量計を3個設置する。																																																																																																																																					
	低圧冷却水ポンプ出口流量	0~1.500m <sup>3</sup> /h	1	系統流量を監視可能な流量計を1個設置する。																																																																																																																																					
	原子炉格納容器代替蒸スレイ流量	0~100m <sup>3</sup> /h	2	系統流量を監視可能な流量計を新規に2個設置する。																																																																																																																																					
原子炉格納容器下部注水流量	0~110m <sup>3</sup> /h	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。																																																																																																																																						
分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の考え方																																																																																																																																					
原子炉圧力容器内の温度	1号炉冷却器温度 (広域-高温側)	0~400℃	3	安全機能の重要度分類MS-3 (事故時監視計器) の設計要求により各グループごとに多重化された3個を1組とする (広帯域1個及び低帯域1個)、合計3個の合計個数を設定する。																																																																																																																																					
	1号炉冷却器温度 (広域-低温側)	0~400℃	3	安全機能の重要度分類MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により別に多重化された3個を設定する。																																																																																																																																					
原子炉圧力容器内の圧力	1号炉冷却器圧力 (広域)	0~21.0MPa[gage]	3	安全機能の重要度分類MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により別に多重化された3個を設定する。																																																																																																																																					
	加圧器水位	0~300%	4	安全機能の重要度分類MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により別に多重化された3個を設定する。																																																																																																																																					
原子炉圧力容器内の水位	原子炉容器水位	0~300%	1	原子炉容器水位を監視可能な流量計を1個設置する。																																																																																																																																					
	視界投入流量	0~50m <sup>3</sup> /h	3	安全機能の重要度分類MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により別に多重化された3個を設定する。																																																																																																																																					
原子炉圧力容器内への注水量	乾留入流量	0~1.00m <sup>3</sup> /h	2	安全機能の重要度分類MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により別に多重化された2個を設定する。																																																																																																																																					
	B-格納容器スプレイト冷却器出口積算流量 (00用)	0~1.300m <sup>3</sup> /h (0~10.000 t)	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。																																																																																																																																					
原子炉格納容器内の温度	代替格納容器スプレイト出口積算流量	0~200℃ (0~10.000 t)	1	系統流量を監視可能な流量計を新規に1個設置する。																																																																																																																																					
	格納容器内温度	0~200℃	2	格納容器内温度を監視可能な温度計を2個設置する。																																																																																																																																					
原子炉格納容器内の圧力	原子炉格納容器圧力	0~0.33MPa[gage]	2	安全機能の重要度分類MS-2 (事故時監視計器) の設計要求により別に多重化された2個を設定する。																																																																																																																																					
	格納容器圧力 (00用)	0~1.00Pa[gage]	2	原子炉格納容器の過圧圧力 (0.568mbar[gage]) を監視可能な監視圧力計を2個設置する。																																																																																																																																					



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

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

大飯発電所3 / 4号炉		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
第1表 重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータの設定個数 (2/5)						
分類	名称	計測範囲	個数	設定個数の取え方	計測範囲	個数
原子炉格納容器内各層内の温度	ドライウェル温度	0~300℃	11	ドライウェル内の温度変動を把握するため、RPウランジの補正 (ドライウェル玉ウランジ) に2個、過熱し安全弁閉出入口上部、バーナクセルエレクト 上部及び電気配線貫通部の高さ (ドライウェル中部) に4個、積層出入口用ヘッダ下部及び前部配管側面積出入口下部の高さ (ドライウェル下部) に3個、圧力容器へスタスタ上部に2個、合計11個の設置個数を設定する。	0~300℃	11
	圧力制御室内空気温度	0~200℃	4	RPウランジの温度変動を把握するため、前部配管で設置している温度感温計を4個に設定する。	0~200℃	4
	サブレンジンポンプール本温度	0~200℃	16	サブレンジンポンプの温度変動を把握するため、前部配管で設置している温度感温計を16個に設定する。	0~200℃	16
	原子炉格納容器下部温度	0~700℃	12	原子炉格納容器下部に設置している各層下の各層における原子炉出力各層の温度を把握するため、スタスタの側面から設置する。S. 1. 0m, 1. 1m, 1. 2m, 2. 0m, 2. 3m に各2個ずつ、合計12個を新規に設置する。	0~700℃	12
原子炉格納容器内の圧力	ドライウェル圧力	0~180Pa [abs]	1	原子炉格納容器の閉鎖圧力を (85kPa [gauge]) を監視可能な原子炉出力各層に設置する。	0~180Pa [abs]	1
	圧力制御室圧力	0~180Pa [abs]	1	原子炉出力各層に設置する (85kPa [gauge]) を監視可能な原子炉出力各層に設置する。	0~180Pa [abs]	1
原子炉格納容器内の水位	圧力制御室水位	0~3m (0. P. -3000mm ~-1100mm)	2	外部も貯水可能な貯水タンク (0. P. -1010mm) を設置し、水位の圧力制御室水位とは別に新規に1個を設置する。	0~3m (0. P. -3000mm ~-1100mm)	2
	原子炉格納容器下部水位	0. 5m, 1. 0m, 1. 5m, 2. 0m, 2. 5m, 2. 8m (0. P. -2000mm ~-500mm, 0mm, 200mm)	12	原子炉格納容器下部への注水による原子炉格納容器下部の貯水状況を監視するため、スタスタの圧力制御室から設置高さ0. 5m, 1. 0m, 1. 5m, 2. 0m, 2. 5m, 2. 8m に各2個ずつ、合計12個を新規に設置する。	0. 5m, 1. 0m, 1. 5m, 2. 0m, 2. 5m, 2. 8m (0. P. -2000mm ~-500mm, 0mm, 200mm)	12
	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に落下した格納容器の冷卻に必要な貯水があることを監視するため、ドライウェル床面から設置高さ0. 02m, 0. 23m, 0. 34m に各2個ずつ、合計6個を新規に設置する。	0. 02m, 0. 23m, 0. 34m (0. P. 1170mm, 1280mm, 1400mm)	6
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	設定個数の取え方	計測範囲	個数
原子炉格納容器内の水位	格納容器格納タンク水位 (0. 2M)	0~100%	2	安全確保の重要度分類FC-2 (事故時監視計) の設計要件により個々に多量化された2個を規定する。 (計測範囲: 1. P. 10. 35~15. 1a)	0~100%	2
	格納容器格納タンク水位 (格納)	0~100%	2	安全確保の重要度分類FC-2 (事故時監視計) の設計要件により個々に多量化された2個を規定する。 (計測範囲: 1. P. 10. 35~12. 6a)	0~100%	2
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器水位	0%~100% T. 1. 1以上	4	外部も貯水可能な貯水タンクを新規に1個設置する。	0%~100% T. 1. 1以上	4
	原子炉下部キャビティ水位	0%~100% T. 1. 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ティの水素濃度を監視するため、1個を新規に設置する。	0%~100% T. 1. 1以上	1
	格納容器内水素濃度	0~200%	1	重大事故時に原子炉格納容器内積留の水素濃度である格納容器内水素濃度 (1300ppm以下) に多量化された2個を監視可能な水素濃度計を新規に1個設置する。	0~200%	1
	原子炉格納容器内水素総置換温度	0~300℃	6	原子炉格納容器内水素総置換温度の増加を抑制し、格納容器内水素濃度を監視可能な水素濃度計を新規に1個設置する。 計5個を新規に設置する。	0~300℃	6
原子炉格納容器内の設計質量	格納容器本置イグナイタ温度	0~800℃	13	格納容器本置イグナイタ13個の動作状況を圧力監視するが、事故時貯水タンクイグナイタに1個ずつ、合計13個を新規に設置する。	0~800℃	13
	格納容器内高レンジンエリアモニタ (蒸レン)	10 <sup>-6</sup> ~10 <sup>-8</sup> Sv/h	2	安全確保の重要度分類FC-2 (事故時監視計) の設計要件により個々に多量化された2個を規定する。	10 <sup>-6</sup> ~10 <sup>-8</sup> Sv/h	2
原子炉格納容器内の設計質量	格納容器内高レンジンエリアモニタ (蒸レン)	10 <sup>-6</sup> ~10 <sup>-8</sup> Sv/h	2	安全確保の重要度分類FC-2 (事故時監視計) の設計要件により個々に多量化された2個を規定する。	10 <sup>-6</sup> ~10 <sup>-8</sup> Sv/h	2
	出力調整中性子束	0~1200 0. 3% (10 <sup>-6</sup> ~1. 2×10 <sup>-6</sup> s <sup>-1</sup> )	4	原子炉出力を監視可能な監視出力監視計を4個を新規に設置する。	0~1200 0. 3% (10 <sup>-6</sup> ~1. 2×10 <sup>-6</sup> s <sup>-1</sup> )	4
格納容器の維持又は監視	中間域中性子束	10 <sup>-11</sup> ~5×10 <sup>-9</sup> (1. 3×10 <sup>-6</sup> ~4. 6×10 <sup>-6</sup> s <sup>-1</sup> )	2	原子炉の中間域を監視可能な監視出力監視計を2個を新規に設置する。	10 <sup>-11</sup> ~5×10 <sup>-9</sup> (1. 3×10 <sup>-6</sup> ~4. 6×10 <sup>-6</sup> s <sup>-1</sup> )	2
	中性子領域域中性子束	1~10 <sup>10</sup> cps (10 <sup>-1</sup> ~10 <sup>10</sup> cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> )	2	原子炉の中性子領域を監視可能な監視出力監視計を2個を新規に設置する。	1~10 <sup>10</sup> cps (10 <sup>-1</sup> ~10 <sup>10</sup> cm <sup>-2</sup> s <sup>-1</sup> )	2
<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block;">                 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。             </div>						





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

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

大飯発電所3 / 4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	計画範囲	個数	設定個数の考え方
原子炉格納容器内の水素濃度	静的飽和式水素再結合装置動作監視装置	0~500°C	8 <sup>*)</sup>	静的飽和式水素再結合装置 19 箇の動作状況を広く監視するため、水平方向及び格納容器方向の位置関係を考慮し、互いに離れた位置にある4基を代表して、出入口に1箇所ずつ、合計8箇所を新規に設置する。
	格納容器内貯留気体濃度	0~20vol%	2	重大事故発生時に原子炉格納容器内の水素濃度の可能性 (飽和濃度:5vol%) を監視するため、ドライウェルとサブアレクシコントラジェントの運転切替 (サンプリング方式) により計画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 (ヒートサーモック)	0~7.010mm <sup>*)</sup> (0.P.25920mm~32920mm) 0~150°C	1 <sup>*)</sup>	通常水位から使用済燃料プールの基準近傍まで監視可能な水位 (通常水位から沸騰水位) を監視可能な水位/温度計を新規に1個設置する。
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	-4.200mm~7.300mm <sup>*)</sup> (0.P.21620mm~33220mm) 0~120°C	1 1 <sup>*)</sup>	通常水位から沸騰水位 (設置高さ) 通常水位から約2.0m 付近及び使用済燃料貯蔵クワッド中央付近)まで監視可能な温度計を新規に1個設置する。
	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (汚染量、低汚染)	10 mSv/h~10 <sup>4</sup> mSv/h 10 mSv/h~10 <sup>4</sup> mSv/h	1 1	通常水位から使用済燃料貯蔵クワッド上端近傍まで監視可能な監視カメラを新規に1個設置する。
	使用済燃料プール監視カメラ	—	1	通常水位から使用済燃料貯蔵クワッド上端近傍まで監視可能な監視カメラを新規に1個設置する。

\*1：計測範囲の事は、原子炉圧力容器等レベルより1.315m上のごととする (ドライウェル上部)。計測範囲の事は、原子炉圧力容器等レベルより900cm上のごととする (ドライウェル上部)。計測範囲の事は、原子炉格納容器下部 (又は格納容器下部) のところとする。  
 \*2：計測範囲の事は、原子炉格納容器下部 (又は格納容器下部) のところとする。  
 \*3：計測範囲の事は、原子炉格納容器下部 (又は格納容器下部) のところとする。  
 \*4：計測範囲の事は、ドライウェル床面 (又は格納容器下部) のところとする。  
 \*5：定格出力時の値に示す。  
 \*6：定格出力時の値に示す。  
 \*7：4箇の静的飽和式水素再結合装置に対して、入口側及び出口側にそれぞれ1個設置。  
 \*8：計測範囲の事は、使用済燃料貯蔵クワッド上端 (0.P.25920mm) のところとする。  
 \*9：検出点15箇所。  
 \*10：検出点2箇所。

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)

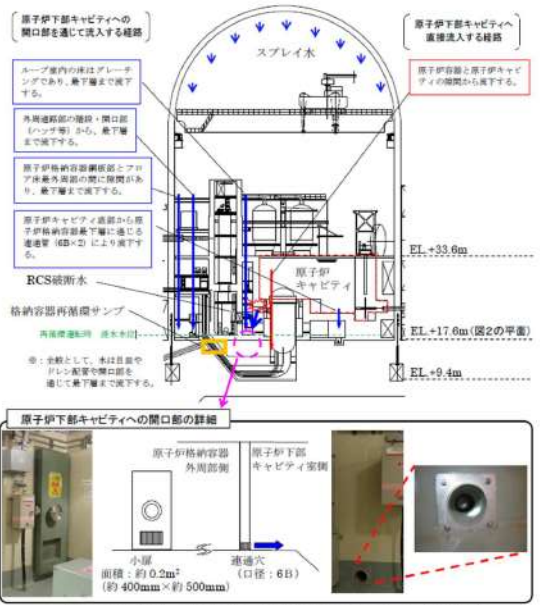
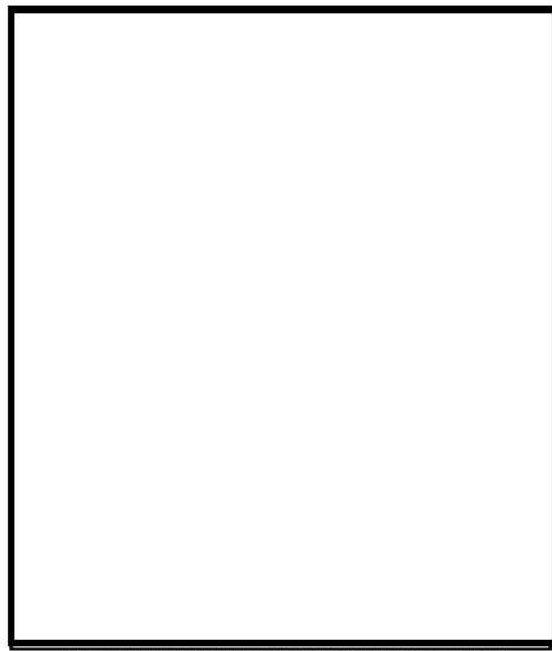
大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>原子炉下部キャビティへの流入経路について</p> <p>LOCA時のRCS破断水および原子炉格納容器に注水されたスプレイ水が原子炉下部キャビティへ流入する経路について、図1および図2に示す。</p>		<p>原子炉下部キャビティへの流入経路について</p> <p>1. 原子炉下部キャビティ室への流入経路</p> <p>原子炉格納容器にスプレイされた水は、図1、図2、図3に示すとおり、格納容器最下階フロアに流下する。主な流下経路は以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 格納容器とフロア床最外周部の隙間</li> <li>② 各フロアの外周通路部の階段・開口部 (ハッチ等)</li> <li>③ ループ室内の床のグレーチング</li> <li>④ 原子炉キャビティ底部に設置した格納容器最下階への連通管 (6B×2)</li> </ul> <p>さらに格納容器最下階フロアの加圧器逃がしタンクエリアに溜まった水は、以下の経路により原子炉下部キャビティ室に流入する。(なお、RCS配管破断水も同様の経路で原子炉下部キャビティ室に流入する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>⑤ 格納容器最下階フロアの加圧器逃がしタンクエリアから原子炉下部キャビティ室に通じる連通管 (6B×1)</li> <li>⑥ C/Vサンプから下部キャビティ室に通じる床ドレン配管を逆流 (4B×1)</li> </ul> <p>また原子炉容器付近にスプレイされた水の一部は、下記の経路からも直接原子炉下部キャビティ室に流下する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>⑦ 原子炉容器と原子炉下部キャビティの隙間 (原子炉容器シールリング部、原子炉容器と1次遮蔽コンクリートの隙間)</li> </ul> <p>また、更なる信頼性の向上を図るため、原子炉下部キャビティ室への入口扉に開口部 (小扉) を設置し、原子炉下部キャビティ室へ繋がる通水経路の多重性を確保した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>⑧ 原子炉下部キャビティ室への入口扉の小扉 (200mm×500mm)</li> </ul>	<p>別紙4「」の範囲については、第51条「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する設備」の審査進捗を踏まえて今後修正を行う。</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）

第58条 計装設備（補足説明資料）

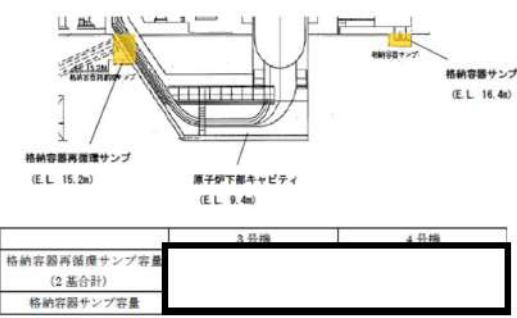
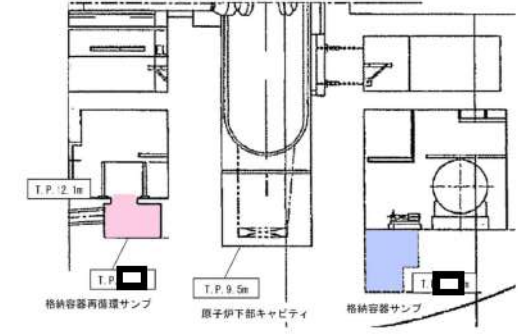
大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図1 スプレイ水及びRCS破断水の原子炉下部キャビティへの流入経路（断面図）</p>		 <p>図1 格納容器スプレイ水及びRCS配管破断水の原子炉キャビティへの流入経路</p> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p>「<span style="border: 1px dashed black; display: inline-block; width: 1em; height: 1em;"></span>」の範囲については、第51条「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する設備」の審査進捗を踏まえて今後修正を行う。</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）





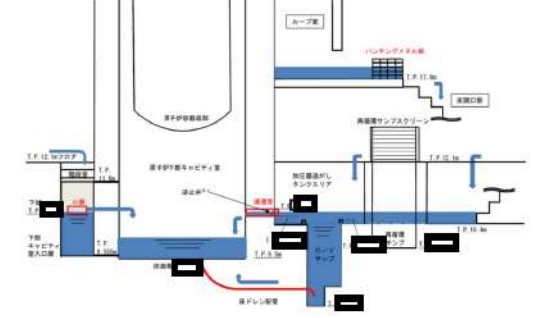

第58条 計装設備（補足説明資料）

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>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>1. 原子炉下部キャビティへの流入箇所              原子炉格納容器の最下階エリアからは、原子炉下部キャビティに通じる連通穴を経由して原子炉下部キャビティへ流入する。また、原子炉格納容器最下階フロアの水位上昇に伴い、小扉からも流入する。              原子炉下部キャビティに流入する経路断面概要を図4に、また、最下階エリア及び原子炉下部キャビティの水位と原子炉格納容器内への注水量の関係を図5に示す。</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>	 <p>図3 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>2. 原子炉下部キャビティ室への流入箇所              格納容器の最下階エリアからは、原子炉下部キャビティ室に通じる以下の開口部（連通管及び小扉）を経由して原子炉下部キャビティ室へ流入する。              原子炉下部キャビティ室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室の水位と格納容器内への注水量の関係を図5及び図6に示す。</p>	<p>「<span style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> </span>」の範囲については、第51条「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する設備」の審査進捗を踏まえて今後修正を行う。</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）

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 data-bbox="197 486 495 504">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>  <p data-bbox="215 1054 515 1072">図5. 原子炉格納容器内への注水量と水位の関係</p> <div data-bbox="91 1137 636 1166" 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> <p data-bbox="73 1246 654 1473">                     本関係図の設定条件は以下のとおりである。                      (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<math>\square</math>トン<sup>※2</sup>の溶融炉心及び溶融された炉内構造物等が原子炉下部キャビティに落下するとの結果を得ている。この初期に落下する溶融炉心等の物量について、保守的に大飯3、4号機に装荷される炉心有効部の全量約<math>\square</math>トンと設定し、これが原                 </p>	 <p data-bbox="678 486 976 504">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>  <p data-bbox="696 1054 994 1072">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> <div data-bbox="678 1137 1223 1166" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>枠囲みの範囲は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div> <p data-bbox="654 1246 1238 1473">                     本関係図の設定条件は以下のとおりである。                      (a) MCCIの発生に対して最も影響の大きい「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗」（格納容器過圧破損防止）シナリオの有効性評価における解析により、原子炉容器破損時（約1.6時間後<sup>※2</sup>）に合計<math>\square</math>トン<sup>※2</sup>の溶融炉心が原子炉下部キャビティ室に落下するとの結果を得ている。この初期に落下する溶融炉心の物量について、解析の不確かさを考慮して、泊3号機に装荷される炉心有効部の全量約<math>\square</math>トンと設定し、これが原                 </p>	 <p data-bbox="1281 512 1787 539">※1 通常運転時において、原子炉下部キャビティ室と格納容器下部エリアの空調バランスを考慮し、逆止弁を設置。</p> <p data-bbox="1361 563 1706 580">図4 原子炉キャビティ室までの流入経路断面概要図</p> <div data-bbox="1296 643 1794 671" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <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="1281 1046 1823 1064">図5 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 data-bbox="1296 1150 1794 1179" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <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="1238 1246 1823 1473">                     本関係図の設定条件は以下のとおりである。                      (a) MCCIの発生に対して最も影響の大きい「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗」（格納容器過圧破損防止）シナリオの有効性評価における解析により、原子炉容器破損時（約1.6時間後<sup>※2</sup>）に合計<math>\square</math>トン<sup>※2</sup>の溶融炉心が原子炉下部キャビティ室に落下するとの結果を得ている。この初期に落下する溶融炉心の物量について、解析の不確かさを考慮して、泊3号機に装荷される炉心有効部の全量約<math>\square</math>トンと設定し、これが原                 </p>	<p data-bbox="1848 145 2166 252">「<math>\square</math>」の範囲については、第51条「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する設備」の審査進捗を踏まえて今後修正を行う。</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）

第58条 計装設備（補足説明資料）

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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 <math>\square</math> m<sup>3</sup>とした。解析結果によれば、原子炉容器破損時（約 <math>\square</math> 時間後）における原子炉下部キャビティ水量は約 <math>\square</math> m<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2%大きめに設定しており、また、炉心崩壊熱も大きめの発熱量で推移すると設定している。そのため、原子炉容器破損時間や溶融炉心等落下物量は実態よりも早め・大きめになり、数値は十分保守的である。</p> <p>※3：初期以降に落下する溶融炉心等の冷却に必要な冷却水については、スプレイ水等により最下階に溜まった水が連通穴等により適宜注水される。</p> <p><span 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。</span></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>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 <math>\square</math> m<sup>3</sup>とした。</p> <p>※2 解析では、初期炉心熱出力を2%大きめに設定しており、また、炉心崩壊熱も大きめの発熱量で推移すると想定している。そのため、原子炉容器破損時間や溶融炉心落下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><span 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。</span></p> <p>(b) 大破断LOCA時には短時間に大流量が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室に通水されるため、上図においては以下については考慮しないこととした。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・C/V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="1267 898 1816 1214" style="border: 2px solid black; height: 200px; width: 100%;"></div> <p>図6 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>本関係図の設定条件は以下のとおりである。</p> <p>(a) 溶融炉心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>(b) 追設する小扉の流入性確認のため、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。</p>	<p>と想定し、これが原子炉下部キャビティ室に落下した際に蓄水した水により冷却するのに必要な水量として約 <math>\square</math> とした。</p> <p>※2 解析では、初期炉心熱出力を2%大きめに設定しており、また、炉心崩壊熱も大きめの発熱量で推移すると想定している。そのため、原子炉容器破損時間や溶融炉心落下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><span 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。</span></p> <p>(b) 大破断LOCA時には短時間に大流量が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室に通水されるため、上図においては以下については考慮しないこととした。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・C/V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="1267 898 1816 1214" style="border: 2px solid black; height: 200px; width: 100%;"></div> <p>図6 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>本関係図の設定条件は以下のとおりである。</p> <p>(a) 溶融炉心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>(b) 追設する小扉の流入性確認のため、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。</p>	<p>相違理由</p> <p>「<math>\square</math>」の範囲については、第51条「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する設備」の審査進捗を踏まえて今後修正を行う。</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

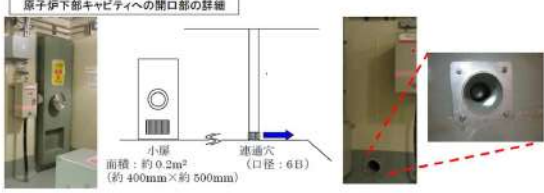
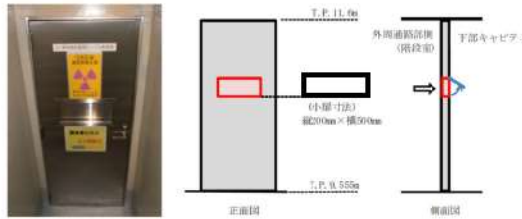
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

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) 連通穴</p> <p>原子炉下部キャビティへの流入経路として、炉内計装用シンブ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> <div data-bbox="85 911 611 1145" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">図6. 連通穴施工イメージ</p> <p>(2) 小扉</p> <p>1箇所の連通穴からの流入のみでMCCI防止のために必要な原子炉下部キャビティ保有水を確保できることを確認しているが、原子炉格納容器最下階フロアの水位が上昇すれば、2箇所に設置する連通穴に加えて、小扉からも原子炉下部キャビティへ格納容器スプレイ水が流入する。(図7)</p>		<p>泊発電所3号炉</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>既設の連通管からの流入</li> <li>C/V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>(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; padding: 0 5px;"> </span>)) は、既設の連通管が設置されている加圧器逃がしタンクエリアに流入し、このうち当該エリアの容積に相当する水が滞留水になると仮定した。また加圧器逃がしタンクエリアが満水となった後にオーバーフローし、階段室及び下部キャビティ室に流入すると仮定した。</p> <p>(d) 実際にはRCS配管破断水及びスプレイ水は、加圧器逃がしタンクエリア (既設連通管側) 及び階段室 (追設小扉側) に同時に流入し、階段室 (追設小扉側) にも早期に流入することから、上記は保守的な仮定である。</p> <p><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>(1) 連通管</p> <p>原子炉下部キャビティ室へ水が流入するように格納容器最下階フロアから原子炉下部キャビティ室に通じる連通管を設置している。(図7)</p> <div data-bbox="1272 906 1809 1197" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p style="font-size: small;">(写真は下部キャビティ室の外側から撮影) 通常運転時において、原子炉下部キャビティ室と格納容器最下階エリアの空間バランスを考慮し、逆止めを設置している。</p> </div> <p style="text-align: center;">図7 連通管設置状況</p> <p>(2) 小扉</p> <p>原子炉下部キャビティ室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) を設置した。(図8)</p> <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>	<p>「<span style="border: 1px solid black; padding: 0 5px;"> </span>」の範囲については、第51条「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する設備」の審査進捗を踏まえて今後修正を行う。</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）

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>原子炉下部キャビティへの開口部の詳細</p>  <p>図7. 炉内計装用シンプル配管室入口小扉</p> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p> <p>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> <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> <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、クリープ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> </ul>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>	<p>泊発電所3号炉</p>  <p>図8 原子炉下部キャビティ室内に扉小扉設置状況</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. 原子炉下部キャビティ室への流入健全性について</p> <p>(1) 原子炉下部キャビティ室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しないことを以下のとおり確認した。</p> <p>○「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗」（格納容器過圧破損防止）シナリオの有効性評価における解析により、下表に示すとおり① 溶融炉心（全量）（約 [ ] ）と② 炉内構造物等約 [ ] の合計約 [ ] 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>○上述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 [ ] とし、合計150トン分が原子炉下部キャビティ室に堆積することを想定する。</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>(a) 実際に溶融が想定される炉内構造物については、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 [ ] である。これらを多く見積もり、下部炉心板以下の全構造物約 [ ] の溶融を想定する。</p> <p>(b) 原子炉容器については、クリープ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。なお、解析結果では原子炉容器の溶融量はほぼ0であり、溶融物全体の余裕の中で考慮する。</p>	<p>「 [ ] 」の範囲については、第51条「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する設備」の審査進捗を踏まえて今後修正を行う。</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）

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。</p> <p>・原子炉下部キャビティ室にあるサポート等が全て溶融すること。</p> <table border="1" data-bbox="85 470 633 614"> <thead> <tr> <th>構成物</th> <th>材質</th> <th>重量 (N/A)</th> <th>重量 (今回想定)</th> <th>比重<sup>※</sup></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></td> <td></td> <td>約11</td> <td rowspan="2">約23m<sup>3</sup></td> </tr> <tr> <td>ZrO<sub>2</sub></td> <td></td> <td></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></td> <td>約200トン</td> <td></td> <td></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[m]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> <div 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> <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> </ul>	構成物	材質	重量 (N/A)	重量 (今回想定)	比重 <sup>※</sup>	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			<p>(c) 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を想定する。また、原子炉下部キャビティ室にあるサポート等についても、全て溶融することを想定する。これらの総重量は約[t]である。</p> <p>以上を全て合計した約[t]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[t]と設定した。</p> <table border="1" data-bbox="1272 470 1821 614"> <thead> <tr> <th>構成物</th> <th>材料</th> <th>重量 (解体)</th> <th>重量 (今回想定)</th> <th>比重<sup>※</sup></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></td> <td></td> <td>約11</td> <td rowspan="2">約17m<sup>3</sup></td> </tr> <tr> <td>ZrO<sub>2</sub></td> <td></td> <td></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></td> <td>約150トン</td> <td></td> <td></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室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> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <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>(2) 原子炉下部キャビティ室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室への流入口である連通管と小扉は、以下の理由により外側からの閉塞の可能性は極めて低く、流路の健全性について問題ないと考える。</p> <p>(a) 原子炉下部キャビティ室への連通管（内径155mm）及び小扉（200mm×500mm）には、再循環サンブスクリーンのように異物を除去するためのストレーナやフィルタは設置していないため、閉塞が発生する可能性は極めて小さい。（参考）再循環サンブスクリーンの閉塞メカニズム</p> <p>① 異物を除去するための細かいメッシュ（数mm）のスクリーンへの繊維質デブリの蓄積（初期デブリヘッドの形成）</p> <p>② 蓄積した繊維質デブリの隙間への粒子状異物の混入</p>	構成物	材料	重量 (解体)	重量 (今回想定)	比重 <sup>※</sup>	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			約150トン			<p>「[ ]」の範囲については、第51条「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する設備」の審査進捗を踏まえて今後修正を行う。</p>
構成物	材質	重量 (N/A)	重量 (今回想定)	比重 <sup>※</sup>	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 (解体)	重量 (今回想定)	比重 <sup>※</sup>	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			約150トン																																																							

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

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

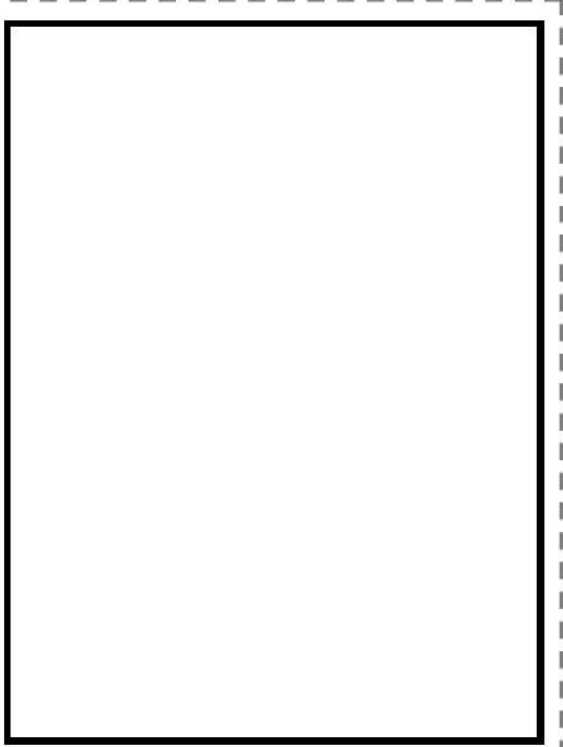
第58条 計装設備（補足説明資料）

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>・ローブ</p> <p>・ウェス、布切れ等</p> <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、連通管の健全性を確保することが可能である。</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、グラスウール</li> <li>破損保温材（粒子状）：ケイ酸カルシウム</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>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過した大型保温材や、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</p>		<p>（混合デブリベツ下の形成）</p> <p>③ 混合デブリヘッドの圧縮による、再循環サンプスクリーン<sup>1</sup>の閉塞</p> <p>※想定するデブリ</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>⇒連通管や小扉については、上記①が発生しないため、閉塞の可能性は極めて低い。</p> <p>(b) 大破断LOCA時に発生する主なデブリは、蒸気発生器や1次冷却材配管の保温材であり、大破断LOCA時のジェット水流により飛ばされ、床・壁等に衝突することにより微細化されるが、繊維長の長い繊維質保温材については大きな塊として残留する可能性がある。しかし、これらの連通管（内径155mm）及び小扉（200mm×500mm）を一気に閉塞させるような大きな塊の保温材は、以下の理由により流路を閉塞させる可能性は極めて低い。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>クロスオーバーレグの保温材を除き蒸気発生器室のグレーチング（3cm×10cm程度のメッシュ）で捕捉される。（図9）</li> <li>万が一蒸気発生器室床面（T.P.17.3m）に落下しても、蒸気発生器室入口から連通管に至るまでのT.P.17.3mの通路及びT.P.12.1/10.4mの通路等が複雑かつ長いことから連通管及び小扉までは到達し難い。（図10）</li> </ul>	<p>「」の範囲については、第51条「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する設備」の審査進捗を踏まえて今後修正を行う。</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）

第58条 計装設備（補足説明資料）

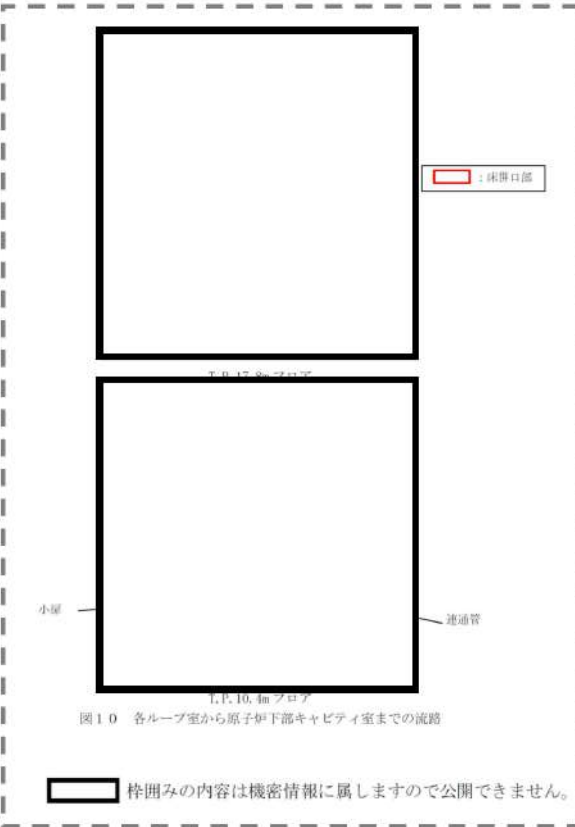
大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ーチングを通過した保温材等によりループ室入口の金網扉が閉塞することは無い。また、この網目を通る異物については連通穴（φ155mm）を閉塞させることは考えにくい。</p> <p>ii. ループ室外で発生する異物への対応</p> <p>大破断LOCA時にループ室外で発生しうる異物は、塗装等の粒子状異物及び堆積異物であるが、万一、ループ室床面（E. L. +17.6m）に落下しても、流路が複雑かつ長いこと等により、原子炉下部キャビティまで到達し難い。（図10）更に、連通穴は原子炉格納容器最下層床面近傍に位置しており、また穴径も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>図9 各機器とグレーチングの位置関係</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>	<p>「<u>        </u>」の範囲については、第51条「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する設備」の審査進捗を踏まえて今後修正を行う。</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）

第58条 計装設備（補足説明資料）

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(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。連通管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> <div data-bbox="91 627 589 1177" style="border: 2px solid black; height: 345px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center; font-size: small;">図8 保温材等のデブリ対策</p> <div data-bbox="91 1313 633 1342" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;">                     枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。                 </div>		<p style="text-align: center;">泊発電所3号炉</p> <div data-bbox="1249 531 1821 1361" style="border: 1px dashed gray; padding: 10px;">  <p style="text-align: center; font-size: small;">図10 各ループ室から原子炉下部キャビティ室までの流路</p> <div data-bbox="1294 1313 1821 1342" style="border: 1px solid black; padding: 2px; 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> </div>	<p>「<span style="border: 1px dashed gray; padding: 2px;">      </span>」の範囲については、第51条「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する設備」の審査進捗を踏まえて今後修正を行う。</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）

第58条 計装設備（補足説明資料）

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="107 181 580 683" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="159 699 539 724" data-label="Caption"> <p>図9 各機器とグレーチングの位置関係</p> </div> <div data-bbox="94 855 633 1241" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="85 1241 633 1262" data-label="Caption"> <p>図10-1 各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="94 1342 633 1362" 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>			

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

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="94 539 631 855" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="120 861 584 879" style="font-size: small;">                     図10-2 各ループ室から原子炉下部キャビティまでの流路 (大阪3号機 17.6M 平面図)                 </div> <div data-bbox="94 963 631 991" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;">                     枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。                 </div>		<div data-bbox="1249 137 1818 1061" style="border: 1px dashed black; padding: 5px;"> <p>4. 保温材等のデブリ対策</p> <p>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、万が一連通管 (内径155mm) 及び小扉 (200mm×500mm) に到達することを防止するため、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した (この他に機器搬入口の開口部が1箇所あるが、既にグレーチングが設置済み)</p> <p>なお、それぞれの開口部面積は十分大きく、かつ万が一1箇所の開口部が閉塞したとしても、他の2箇所から水は流れるため、流路確保の観点からも信頼性は高い。</p> <div data-bbox="1265 518 1803 933" style="text-align: center;"> </div> </div>	<p>「 」の範囲については、第51条「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する設備」の審査進捗を踏まえて今後修正を行う。</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)

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4. まとめ</p> <p>原子炉下部キャビティへ通じる炉内計装用シンプル配管室への注水を確実にするために、以下の対策を実施する。(図11)</p> <p>①原子炉下部キャビティへの流入経路確保                  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                  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>5. まとめ</p> <p>原子炉下部キャビティ室への注水を確実にするために、以下の対策を実施した。(図11)</p> <p>① 原子炉下部キャビティ室への流入経路確保                  原子炉下部キャビティ室入口扉に小扉を設置した。                  また、原子炉下部キャビティ室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                  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した。</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室への注水を確実に実施することができる。</p>	<p>「 」の範囲については、第51条「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する設備」の審査進捗を踏まえて今後修正を行う。</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）

第58条 計装設備（補足説明資料）

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>○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と有効に機能する。</p> <div data-bbox="85 619 631 951" style="border: 1px solid black; height: 200px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">図1-1. 原子炉下部キャビティまでの流入経路断面図</p> <div data-bbox="85 1018 631 1050" 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>		<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及びグレーチングにより捕捉することができるため原子炉下部キャビティ室に設置した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室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と有効に機能する。</p> <p>なお、運転中の定期的な巡視において、原子炉下部キャビティ連通管、小扉及び格納容器再循環サンプスクリーン周辺に、閉塞に繋がる異物が無いことを目視にて確認する。また、定期的に連通管及び小扉の健全性確認を実施する。</p> <div data-bbox="1272 603 1796 951" style="text-align: center;"> </div> <p style="text-align: center;">図1-1 原子炉下部キャビティ室までの流入経路断面図</p>	<p>「」の範囲については、第51条「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する設備」の審査進捗を踏まえて今後修正を行う。</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）

第58条 計装設備（補足説明資料）

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>別紙</p> <p>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="96 772 631 1099" style="border: 1px solid black; height: 200px; width: 100%;"></div> <p>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="91 1166 636 1193" 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>		<p>別紙4-1</p> <p>原子炉下部キャビティ室への蓄水時間について</p> <p>1. 原子炉下部キャビティ室への流入箇所</p> <p>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室に通じる開口部（連通管及び小扉）を経由して原子炉下部キャビティ室へ流入する。</p> <p>また、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室へ流入する場合の、最下階エリア及び原子炉下部キャビティ室の水位と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="1272 778 1796 1117" style="text-align: center;"> </div> <p>図1 原子炉キャビティ室までの流入経路断面概要図</p> <p>注1 通常運転時において、原子炉下部キャビティ室と格納容器最下階エリアの空調バランスを考慮し、遮止弁を設置。</p> <div data-bbox="1377 1268 1742 1289" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <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>「 」の範囲については、第51条「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する設備」の審査進捗を踏まえて今後修正を行う。</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）

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
<div data-bbox="98 172 629 550" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="174 563 586 587" 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60トン<sup>※1</sup>の溶融炉心及び溶融された炉内構造物等が原子炉下部キャビティに落下すると結果を得ている。この初期に落下する溶融炉心等の物量について、保守的に大飯3、4号機に装荷される炉心有効部の全量約130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65m<sup>3</sup><sup>※2</sup>とした。</p> <p>※1：MAAP解析では、初期炉心熱出力を2%大きめに設定しており、また、炉心崩壊熱も大きめの発熱量で推移すると設定している。そのため、原子炉容器破損時間や溶融炉心等落下物量は実態よりも早め・大きめになり、数値は十分保守的である。</p> <p>※2：初期以降に落下する溶融炉心等の冷却に必要な冷却水については、スプレイ水等により最下階に溜まった水が連通穴等により適宜注水される。</p> <p>(b) 大破断LOCA時には短時間に大流量が原子炉格納容器内へ注水されるため、連通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、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="91 1433 636 1457" 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="1263 172 1794 480" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1263 531 1823 555" data-label="Caption"> <p>図2 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) MCCIの発生に対して最も影響の大きい「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗（格納容器過圧破損防止）」シナリオの有効性評価における解析により、原子炉容器破損時（約1.6時間後※2）に合計<sup>■</sup>※2の溶融炉心が原子炉下部キャビティ室に落下すると結果を得ている。この初期に落下する溶融炉心の物量について、解析の不確かさを考慮して、泊3号機に装荷される炉心有効部の全量<sup>■</sup>と想定し、これが原子炉下部キャビティ室に落下した際に蓄水した水により冷却するのに必要な水量として<sup>■</sup>とした。</p> <p>※2 解析では、初期炉心熱出力を2%大きめに設定しており、また、炉心崩壊熱も大きめの発熱量で推移すると想定している。そのため、原子炉容器破損時間や溶融炉心落下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>(b) 大破断LOCA時には短時間に大流量が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室に通水されるため、上図においては以下については考慮しないこととした。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・C/V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>	<div data-bbox="1845 145 2159 252" data-label="Text"> <p>「<sup>■</sup>」の範囲については、第51条「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する設備」の審査進捗を踏まえて今後修正を行う。</p> </div>	

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

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		 <p>図3 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>本関係図の設定条件は以下のとおりである。</p> <p>(a) 溶融炉心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>(b) 追設する小扉の流入性確認のため、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。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・既設の連通管からの流入</li> <li>・C/V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>(c) 保守的に、大破断LOCA時の初期の流入水 (RCS配管破断水 (※<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 1em; height: 1em; vertical-align: middle;"></span>)) は、既設の連通管が設置されている加圧器逃がしタンクエリアに流入し、このうち当該エリアの容積に相当する水が滞留水になると仮定した。また加圧器逃がしタンクエリアが満水となった後にオーバーフローし、階段室及び下部キャビティ室に流入すると仮定した。</p> <p>(d) 実際にはRCS配管破断水及びスプレイ水は、加圧器逃がしタンクエリア (既設連通管側) 及び階段室 (追設小扉側) に同時に流入し、階段室 (追設小扉側) にも早期に流入することから、上記は保守的な仮定である。</p>	<p>「<span style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 1em; height: 1em; vertical-align: middle;"></span>」の範囲については、第51条「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する設備」の審査進捗を踏まえて今後修正を行う。</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）

第58条 計装設備（補足説明資料）

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図3 原子炉下部キャビティ水量の推移  <small>*原子炉下部キャビティ防壁破壊位置については約1.3mとなる。</small></p>		<p>図4 原子炉下部キャビティ室水量の推移</p>	<p>「<u>          </u>」の範囲については、第51条「原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却する設備」の審査進捗を踏まえて今後修正を行う。</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）

第58条 計装設備（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>原子炉格納容器内の冷却状況の原子炉格納容器外温度計での確認について</p> <p>原子炉格納容器内の冷却状況の原子炉格納容器外温度計での確認について、次ページ以降に示す。</p> <p>原子炉格納容器内の冷却状況の原子炉格納容器外温度計での確認について</p> <p>重大事故等発生時に、原子炉格納容器（以下、「CV」という。）内の圧力、温度が上昇した場合における、CV内の冷却状況の確認方法について説明する。</p> <p>1. 現状と課題</p> <p>重大事故等時におけるCV内の冷却の確認については、重大事故等時において確認可能なCV内全体雰囲気圧力の圧力、温度計により、確認できるようになっている。</p> <p>しかしながら、よりの確に事故等対応の判断を行うためには、CV冷却が行われていることの確認を多様化することが望ましいことから、CV外に設置された温度計でのCV冷却状況確認の可否について検討した。</p> <p>大飯3号炉及び4号炉のCV外温度計の現状は下表のとおりであり、格納容器再循環ユニットの出口温度計だけが計測不可で、他の温度計はトレンド監視が可能である。</p>	<p>(女川該当資料なし)</p>	<p>別紙5</p> <p>原子炉格納容器内の冷却状況の原子炉格納容器外温度計での確認について</p> <p>原子炉格納容器内の冷却状況の原子炉格納容器外温度計での確認について、次ページ以降に示す。</p> <p>原子炉格納容器内の冷却状況の原子炉格納容器外温度計での確認について</p> <p>重大事故等発生時に、原子炉格納容器内の圧力、温度が上昇した場合における、原子炉格納容器内の冷却状況の確認方法について説明する。</p> <p>1. 現状と課題</p> <p>重大事故等時における原子炉格納容器内の冷却の確認については、重大事故等時において確認可能な原子炉格納容器内全体雰囲気圧力の圧力、温度計により、確認できるようになっている。</p> <p>しかしながら、よりの確に事故等対応の判断を行うためには、原子炉格納容器冷却が行われていることの確認を多様化することが望ましいことから、原子炉格納容器外に設置された温度計での原子炉格納容器冷却状況確認の可否について検討した。</p> <p>泊3号炉の原子炉格納容器外温度計の現状は下表のとおりであり、海水通水時の格納容器再循環ユニットの入口及び出口温度計だけがトレンド監視不可で、他の温度計はトレンド監視が可能である。</p>	<p>【大飯】資料構成の相違</p> <p>【大飯】用語の統一 「CV」→「原子炉格納容器」として統一。以下同じ。</p> <p>【大飯】申請プラントの相違 【大飯】設計方針の相違 【大飯】設備構成の相違 ・海水通水時において、大飯では原子炉補機冷却水冷却器出口温度計上流より注水するが、泊では原子炉補機冷却水冷却器出口温度計下流より注水するため、格納容器再循環ユニットの入口温度についてもトレンド監視不可となる。（可搬型温度計測装置の設置によって格納容器再循環ユニット入口温度および出口温度の監視可能となることは大飯と同様）。</p>



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

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

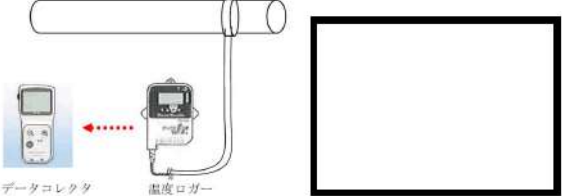
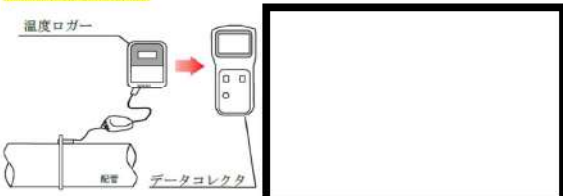
第58条 計装設備（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉			女川原子力発電所2号炉			泊発電所3号炉			相違理由
冷却モード	対象ヒートシンク	説明（CV外温度計の状況等）				冷却モード	対象ヒートシンク	説明（原子炉格納容器外での温度監視方法等）	
余熱除去系再循環	余熱除去冷却器（原子炉補機冷却水冷却器）	余熱除去冷却器の入口温度及び出口温度が、トレンド監視可能。また、原子炉補機冷却水冷却器の入口温度及び出口温度が、トレンド監視可能。				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。	<b>【大飯】設備構成の相違</b> ・泊では格納容器スプレィ系再循環時において、格納容器スプレィ冷却器出口温度にてトレンド監視が可能。  <b>【大飯】設備構成の相違</b> ・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）
格納容器スプレィ系再循環	格納容器スプレィ冷却器（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。				格納容器スプレィ系再循環	格納容器スプレィ冷却器（原子炉補機冷却水冷却器）	格納容器スプレィ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（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（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。				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。	
<b>2. 対応内容</b> 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裕度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。 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。						<b>2. 対応内容</b> 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裕度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。 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。			
<b>3. 可搬型温度計測の概要</b> (1) 温度計測機器の構成 温度ロガー、温度センサー、データコレクタ（データ収集用） (2) 温度計の仕様 測定範囲：約200℃まで計測可能 （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。） 重量：約100g（1台当たり）						<b>3. 可搬型温度計測の概要</b> (1) 温度計測機器の構成 温度ロガー、温度センサー、データコレクタ（データ収集用） (2) 温度計の仕様 測定範囲：約200℃まで計測可能 （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。） 重量：約100g（1台当たり）			<b>【大飯】記載表現の相違</b> ・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。 <b>【大飯】解析結果の相違</b>

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

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

第58条 計装設備（補足説明資料）

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>温度センサー：配管表面に添付                      SUSバンド等で配管に巻きつけ（取付け及び取外し可能）</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</p> <p>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>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から離れた場所でも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>	<p>女川原子力発電所2号炉</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（プラント計算機（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</p> <p>可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度／出口温度）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> <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>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. 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も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1に示す。また、重大事故等時の格納容器再循環ユニットの除熱性能曲線を図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>	<p>相違理由</p> <p>【大阪】設備名称の相違</p> <p>【大阪】設備名称の相違</p> <p>【大阪】記載表現の相違                      【大阪】設備名称の相違</p> <p>【大阪】体制の相違</p> <p>【大阪】記載表現の相違                      【大阪】設備名称の相違</p>



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

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 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" data-bbox="85 188 638 300"> <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>0.292MPa[gage]時 (最高使用圧力時)</td> <td>約144</td> <td>約12.3</td> <td>141</td> <td>約75</td> </tr> <tr> <td>0.784MPa[gage]時 (最高使用圧力2倍)</td> <td>約168</td> <td>約13.0</td> <td>141</td> <td>約80</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="145 308 577 327">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> <div data-bbox="85 391 609 694" style="border: 2px solid black; height: 190px; width: 234px;"></div> <p data-bbox="114 702 539 721">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</p> <div data-bbox="91 762 633 790" 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 data-bbox="80 869 533 890">5. 原子炉補機冷却水サージタンク圧力計測の概要</p> <p data-bbox="98 898 647 978">原子炉補機冷却水サージタンク圧力を確認するため、<b>既設圧力計</b>と代替計器として可搬型の計器である<b>原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力</b>にて計測する。</p> <p data-bbox="129 1074 259 1094">(1) 計器仕様</p> <ul data-bbox="125 1161 555 1241" 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)	0.292MPa[gage]時 (最高使用圧力時)	約144	約12.3	141	約75	0.784MPa[gage]時 (最高使用圧力2倍)	約168	約13.0	141	約80	<p data-bbox="840 111 1057 132">女川原子力発電所2号炉</p> <div data-bbox="667 1066 1234 1241" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p data-bbox="981 1074 1223 1094">【伊方3号炉補足資料抜粋】</p> <ul data-bbox="672 1102 1227 1209" 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> </div>	<p data-bbox="1467 111 1608 132">泊発電所3号炉</p> <table border="1" data-bbox="1254 175 1814 303"> <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>0.560MPa [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 data-bbox="1294 311 1749 330">表1 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却時の出入口温度</p> <div data-bbox="1254 395 1818 673" style="border: 2px solid black; height: 174px; width: 252px;"></div> <div data-bbox="1256 767 1816 794" 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 data-bbox="1249 869 1697 890">5. 原子炉補機冷却水サージタンク圧力計測の概要</p> <p data-bbox="1267 898 1816 1010">原子炉補機冷却水サージタンク圧力を確認するため、<b>既設圧力計</b>（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<b>原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型)</b>にて計測する。</p> <p data-bbox="1294 1074 1413 1094">(1) 計器仕様</p> <ul data-bbox="1290 1102 1720 1241" 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	0.560MPa [gage]時 (最高使用圧力2倍)	155	約6.5	82	約70	<p data-bbox="1843 199 2018 220">【大飯】 解析結果の相違</p> <p data-bbox="1843 435 2018 456">【大飯】 解析結果の相違</p> <p data-bbox="1843 898 2040 978">【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 data-bbox="1843 1102 2166 1270">【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)																													
0.292MPa[gage]時 (最高使用圧力時)	約144	約12.3	141	約75																													
0.784MPa[gage]時 (最高使用圧力2倍)	約168	約13.0	141	約80																													
格納容器圧力	飽和蒸気温度 (°C)	除熱量 (MW/台)	冷却水流量 (m <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																													
0.560MPa [gage]時 (最高使用圧力2倍)	155	約6.5	82	約70																													

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

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

第58条 計装設備（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉

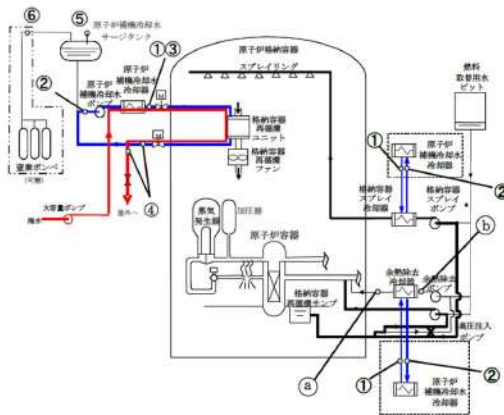
女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

《参考図面》

○大飯3号炉及び4号炉 温度計測器  
 原子炉補機冷却水サージタンク圧力



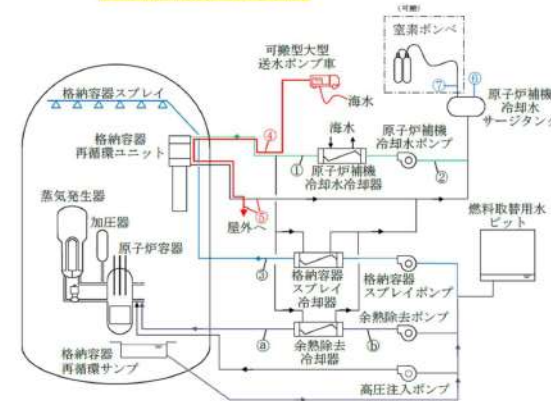
温度測定位置	温度確認箇所及び確認方法
① 原子炉補機冷却水供給側	PCCS
② 原子炉補機冷却水戻り側	PCCS
③ 再循環ユニット入口温度	可搬型温度計測装置
④ 再循環ユニット出口温度	可搬型温度計測装置
⑤ 余熱除去系再循環余熱除去冷却器出口	PCCS、記録計
⑥ 余熱除去系再循環余熱除去冷却器入口	PCCS、記録計

※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

《参考図面》

○泊3号炉 温度計測器  
 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
⑤ 原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）	視覚指示計
⑥ 原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型）	視覚指示計

【大飯】申請プラントの相違

【大飯】設備名称の相違

【大飯】海水通水箇所の相違

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

【大飯】設備名称の相違

【大飯】設備構成の相違

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

・泊3号炉は、デジタルプラントであるため、余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）

第58条 計装設備（補足説明資料）

大阪発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>原子炉圧力容器の水位の推定手段について</p> <p>1. 概要</p> <p>「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第五十八条第1項（計装設備）、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」及び1.15事故時の計装に関する手順等においては、重大事故等が発生し、計測機器の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において、当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けることが要求されている。</p> <p>このうち、原子炉圧力容器（以下「原子炉容器」という）の水位として通常監視している加圧器水位の計測が困難になった場合、①原子炉水位の指示値より水位を確認、②1次冷却材圧力と1次冷却材高温側温度（広域）、サブクール度（CRT）指示値により、原子炉容器内のサブクール状態を監視することで原子炉容器の水位を推定することとしている。</p> <p>また、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」1.2原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等においても、原子炉容器の水位を推定する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備することが要求されており、同様の推定を行うこととしている。</p> <p>2. 原子炉容器内の水位監視について</p> <p>PWRプラントにおいては、原子炉容器より上に位置する加圧器により通常運転や事故時の圧力及び1次系の保有水量の制御を行っており、加圧器の水位を計測することで、原子炉容器内の水位の状態を監視し、炉心の冷却状態を把握する上で重要となる原子炉容器内の保有水量の監視を行っている。</p> <p>したがって、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータのうち、原子炉容器内の水位については、加圧器水位を主要パラメータとしており、加圧器水位の計測が困難になった場合、以下の推定手段を整備している。</p> <p>①原子炉水位による原子炉容器内の水位計測                  ②1次冷却材圧力、1次冷却材高温側温度（広域）及びサブクール度（CRT）の計測値による水位の推定                  （原子炉容器内のサブクール状態の監視）</p>	<p>（女川該当資料なし）</p>	<p>別紙6</p> <p>原子炉圧力容器の水位の推定手段について</p> <p>1. 概要</p> <p>「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」第五十八条第1項（計装設備）、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」及び1.15事故時の計装に関する手順等においては、重大事故等が発生し、計測機器の故障により当該重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータを計測することが困難となった場合において当該パラメータを推定するために有効な情報を把握できる設備を設けることが要求されている。</p> <p>このうち、原子炉圧力容器の水位として通常監視している加圧器水位の計測が困難になった場合、①原子炉容器水位の指示値より水位を確認、②1次冷却材圧力（広域）と1次冷却材温度（広域－高温側）、サブクール度指示値により、原子炉圧力容器内のサブクール状態を監視することで原子炉圧力容器の水位を推定することとしている。</p> <p>また、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」1.2原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等においても、原子炉圧力容器の水位を推定する手順等（手順、計測機器及び装備等）を整備することが要求されており、同様の推定を行うこととしている。</p> <p>2. 原子炉圧力容器内の水位監視について</p> <p>PWRプラントにおいては、原子炉圧力容器より上に位置する加圧器により通常運転や事故時の圧力及び1次冷却系の保有水量の制御を行っており、加圧器の水位を計測することで、原子炉圧力容器内の水位の状態を監視し、炉心の冷却状態を把握する上で重要となる原子炉圧力容器内の保有水量の監視を行っている。</p> <p>したがって、重大事故等に対処するために監視することが必要なパラメータのうち、原子炉圧力容器内の水位については、加圧器水位を主要パラメータとしており、加圧器水位の計測が困難になった場合、以下の推定手段を整備している。</p> <p>① 原子炉容器水位による原子炉圧力容器内の水位計測                  ② 1次冷却材圧力（広域）、1次冷却材温度（広域－高温側）及びサブクール度の計測値による水位の推定                  （原子炉圧力容器内のサブクール状態の監視）</p>	<p>【大阪】資料構成の相違</p> <p>【大阪】記載表現の相違                  ・以降、大阪が言い換えていることに伴う相違は、相違理由の記載を省略する。</p> <p>【大阪】設備名称の相違                  【大阪】設備名称の相違</p> <p>【大阪】記載表現の相違</p> <p>【大阪】設備名称の相違                  【大阪】設備名称の相違</p>



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

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

第58条 計装設備（補足説明資料）

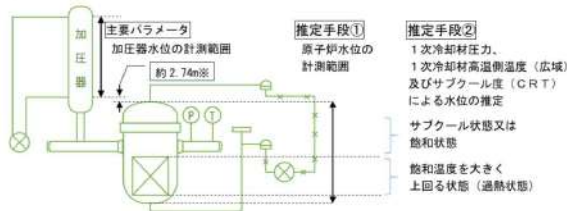
大飯発電所3 / 4号炉

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

項目	原子炉容器内の水位				
	監視パラメータ	対応設備	検出器	個数	計測範囲
主要パラメータ	加圧器水位	重大事故等対応設備	差圧式水位検出器	2	0~100% (加圧器側上端近傍～側下流近傍)
推定手段①	原子炉水位	重大事故等対応設備	差圧式水位検出器	1	0~100% (原子炉容器顶部～原子炉容器底部)
推定手段②	1次冷却材圧力	重大事故等対応設備	弾性圧力検出器	2	0~20.6MPa
	1次冷却材高温側温度(広域)	重大事故等対応設備	測温抵抗体	4	0~400℃
	サブクール度(CRT)	多線性拡張設備	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

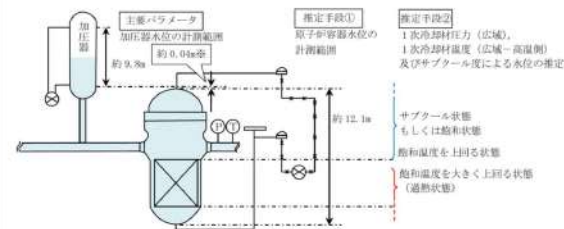
※：加圧器水位と原子炉水位の計測範囲において、約2.74mの間は連続した水位監視ができないが、その範囲は各々の計測範囲に比べ小さく、水位変化傾向により、その間に水位があることが推定できることから、原子炉容器内の水位監視に問題はない。

原子炉容器底部から原子炉容器顶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ベント管より分岐した受圧部（低圧側）に加わる圧力との差を検出することで、水位に比例した信号を検出し、信号演算処

項目	原子炉容器内の水位				
	監視パラメータ	対応設備	検出器	個数	計測範囲
主要パラメータ	加圧器水位	重大事故等対応設備	差圧式水位検出器	2	0~100% (加圧器側上端近傍～側下流近傍)
推定手段①	原子炉容器水位	重大事故等対応設備	差圧式水位検出器	1	0~100% (原子炉容器顶部～原子炉容器底部)
推定手段②	1次冷却材圧力(広域)	重大事故等対応設備	弾性圧力検出器	2	0~21.0MPa
	1次冷却材温度(広域-高温側)	重大事故等対応設備	測温抵抗体	3	0~400℃
	サブクール度	自主対策設備	弾性圧力検出器 測温抵抗体	1	-200~200℃



【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顶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ベント管より分岐した受圧部（低圧側）に加わる圧力との差を検出することで、水位に比例した信号を検出し、信号演算処

【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。

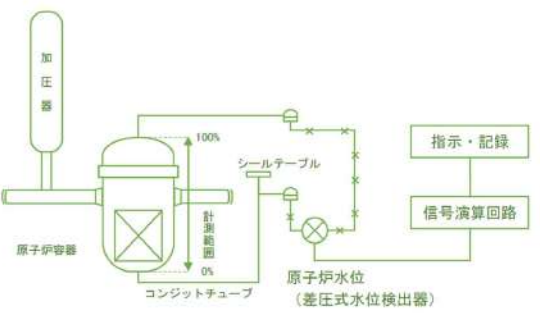
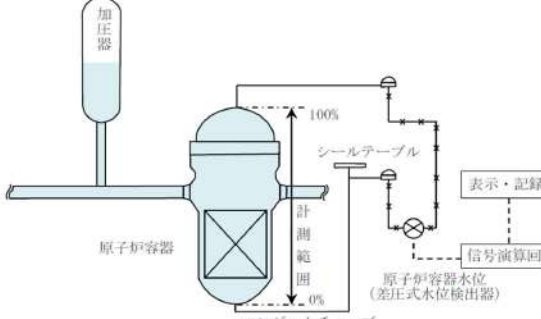
【大飯】 章立ての相違

【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	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																
<p>理後、指示、記録する。</p> 		<p>理後、表示、記録する。</p> 	<p>【女川】設備構成の相違                  ・泊は計測結果を指示計や記録計に指示するのではなく、ディスプレイに盤面表示するため。</p> <p>【大飯】設備名称の相違</p>																																																
<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>計器仕様</th> <th>補足</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>計測範囲</td> <td>0 ~ 100% (原子炉容器底部 ~原子炉容器頂部)</td> <td>原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの水位を確認可能であり、燃料集合体の冠水を確認可能である</td> </tr> <tr> <td>検出器種類</td> <td>差圧式水位検出器</td> <td>水位に比例する水頭圧を検出することができる。</td> </tr> <tr> <td>個数</td> <td>1 (3号炉及び4号炉 各々)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>精度</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>検出器の耐環境性</td> <td>耐環境仕様</td> <td>重大事故等時の温度、圧力、放射線に耐えることを確認。</td> </tr> <tr> <td>耐震性</td> <td>耐震Sクラス相当</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>非常用電源から給電</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	項目	計器仕様	補足	計測範囲	0 ~ 100% (原子炉容器底部 ~原子炉容器頂部)	原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの水位を確認可能であり、燃料集合体の冠水を確認可能である	検出器種類	差圧式水位検出器	水位に比例する水頭圧を検出することができる。	個数	1 (3号炉及び4号炉 各々)	—	精度	—	—	検出器の耐環境性	耐環境仕様	重大事故等時の温度、圧力、放射線に耐えることを確認。	耐震性	耐震Sクラス相当	—	電源	非常用電源から給電	—		<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>計器仕様</th> <th>補足</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>計測範囲</td> <td>0 ~ 100% (原子炉容器底部 ~原子炉容器頂部)</td> <td>原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの水位を確認可能であり、燃料集合体の冠水を確認可能である。</td> </tr> <tr> <td>検出器種類</td> <td>差圧式水位検出器</td> <td>水位に比例する水頭圧を検出することができる。</td> </tr> <tr> <td>個数</td> <td>1</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>精度</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>検出器の耐環境性</td> <td>耐環境仕様</td> <td>重大事故等時の温度、圧力、放射線に耐えることを確認。</td> </tr> <tr> <td>耐震性</td> <td>耐震Sクラス相当</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>電源</td> <td>非常用電源から給電</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	項目	計器仕様	補足	計測範囲	0 ~ 100% (原子炉容器底部 ~原子炉容器頂部)	原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの水位を確認可能であり、燃料集合体の冠水を確認可能である。	検出器種類	差圧式水位検出器	水位に比例する水頭圧を検出することができる。	個数	1	—	精度	—	—	検出器の耐環境性	耐環境仕様	重大事故等時の温度、圧力、放射線に耐えることを確認。	耐震性	耐震Sクラス相当	—	電源	非常用電源から給電	—	<p>【大飯】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。</p>
項目	計器仕様	補足																																																	
計測範囲	0 ~ 100% (原子炉容器底部 ~原子炉容器頂部)	原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの水位を確認可能であり、燃料集合体の冠水を確認可能である																																																	
検出器種類	差圧式水位検出器	水位に比例する水頭圧を検出することができる。																																																	
個数	1 (3号炉及び4号炉 各々)	—																																																	
精度	—	—																																																	
検出器の耐環境性	耐環境仕様	重大事故等時の温度、圧力、放射線に耐えることを確認。																																																	
耐震性	耐震Sクラス相当	—																																																	
電源	非常用電源から給電	—																																																	
項目	計器仕様	補足																																																	
計測範囲	0 ~ 100% (原子炉容器底部 ~原子炉容器頂部)	原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの水位を確認可能であり、燃料集合体の冠水を確認可能である。																																																	
検出器種類	差圧式水位検出器	水位に比例する水頭圧を検出することができる。																																																	
個数	1	—																																																	
精度	—	—																																																	
検出器の耐環境性	耐環境仕様	重大事故等時の温度、圧力、放射線に耐えることを確認。																																																	
耐震性	耐震Sクラス相当	—																																																	
電源	非常用電源から給電	—																																																	
<p>3. 1次冷却材圧力、1次冷却材高温側温度(広域)及びサブクール度(CRT)による原子炉容器内の水位の推定手段</p> <p>監視パラメータである1次冷却材圧力と1次冷却材高温側温度(広域)により、飽和蒸気-圧力曲線を基に原子炉容器内のサブクール状態、飽和状態又は過熱状態を監視することで、原子炉容器内の水位が、炉心上端以上、炉心上端近傍もしくは炉心上端未満の水位であることを推定する。</p> <p>1次冷却材高温側温度(広域)が飽和温度を示し、炉心上端近傍と推定した場合においては、温度の推移による状態の傾向を監視することにより、温度が上昇する場合には炉心が露出状態であることを判断でき、温度が安定していれば炉心が冠水状態であることを判断できる。</p> <p>なお、本パラメータによる原子炉容器内の水位の推定は、炉心損傷で原子炉容器が損傷に至っていない状態であれば、プラント状態に依存することなく適用できるものであり、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を把握できる。</p>		<p>4. 1次冷却材圧力(広域)、1次冷却材温度(広域-高温側)及びサブクール度による原子炉压力容器内の水位の推定手段</p> <p>監視パラメータである1次冷却材圧力(広域)と1次冷却材温度(広域-高温側)により、飽和蒸気-圧力曲線を基に原子炉压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压力容器内の水位が、炉心上端以上、炉心上端近傍もしくは炉心上端未満の水位であることを推定する。</p> <p>1次冷却材温度(広域-高温側)が飽和温度を示し、炉心上端近傍と推定した場合においては、温度の推移による状態の傾向を監視することにより、温度が上昇する場合には炉心が露出状態であることを判断でき、温度が安定していれば炉心が冠水状態であることを判断できる。</p> <p>なお、本パラメータによる原子炉压力容器内の水位の推定は、炉心損傷で原子炉压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るために必要な状態を把握できる。</p>	<p>【大飯】章立て及び設備名称の相違</p> <p>【大飯】設備名称の相違</p> <p>【大飯】設備名称の相違</p>																																																

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。



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

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

第58条 計装設備（補足説明資料）

大飯発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																
<p>○推定方法</p> <table border="1" data-bbox="91 196 647 328"> <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>1次冷却材高温側温度（広域）</td> <td>冷却材・蒸気の温度監視</td> <td>温度（<math>T</math>） 飽和温度と蒸気温度から得られる過熱度（<math>\Delta T_{sat}</math>）</td> <td>耐環境仕様</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<math>T</math>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・蒸気の温度監視	温度（ $T$ ） 飽和温度と蒸気温度から得られる過熱度（ $\Delta T_{sat}$ ）	耐環境仕様	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>○推定方法</p> <table border="1" data-bbox="1258 196 1812 392"> <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>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（<math>T</math>） 飽和温度と蒸気温度から得られる過熱度（<math>\Delta T_{sat}</math>）</td> <td>耐環境仕様</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<math>T</math>が過熱状態を指示、<math>\Delta T_{sat} = \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である。 ⇒ 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（ $T$ ） 飽和温度と蒸気温度から得られる過熱度（ $\Delta T_{sat}$ ）	耐環境仕様	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・蒸気の温度監視	温度（ $T$ ） 飽和温度と蒸気温度から得られる過熱度（ $\Delta T_{sat}$ ）	耐環境仕様																																
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（ $T$ ） 飽和温度と蒸気温度から得られる過熱度（ $\Delta T_{sat}$ ）	耐環境仕様																																
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)

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="107 180 589 555"> </div> <div data-bbox="224 558 492 582"> <p>図1 飽和蒸気-圧力曲線を基にした水位の推定</p> </div> <div data-bbox="96 630 620 938"> </div> <div data-bbox="197 949 515 970"> <p>図2 原子炉容器の水位と水位変化の概念図</p> </div> <div data-bbox="85 1098 369 1121"> <p>【推定における不確かさの影響】</p> </div> <div data-bbox="91 1126 651 1356"> <p>各監視パラメータには不確かさがあり, 本推定においても不確かさを考慮する必要がある。例えば, 炉心が冠水していない場合において, 「過熱状態」にも係らず「飽和温度」と推定した場合においても, 温度の推移による状態の傾向監視により, 温度が上昇する場合は炉心が露出状態であることを判断でき, 温度が安定していれば炉心が冠水状態であることを判断できる。したがって, 不確かさを考慮しても, 原子炉容器内の水位を推定することが可能である。</p> </div> <div data-bbox="600 1361 651 1385"> <p>以上</p> </div>	<div data-bbox="1288 180 1792 555"> </div> <div data-bbox="1411 558 1680 582"> <p>第1図 飽和蒸気-圧力曲線を基にした水位の推定</p> </div> <div data-bbox="1254 630 1792 938"> </div> <div data-bbox="1377 949 1736 970"> <p>第2図 原子炉压力容器の水位と水位変化の概念図</p> </div> <div data-bbox="1254 1098 1538 1121"> <p>【推定における不確かさの影響】</p> </div> <div data-bbox="1261 1126 1821 1356"> <p>各監視パラメータには不確かさがあり, 本推定においても不確かさを考慮する必要がある。例えば, 炉心が冠水していない場合において, 「過熱状態」にも係らず「飽和温度」と推定した場合においても, 温度の推移による状態の傾向監視により, 温度が上昇する場合は炉心が露出状態であることを判断でき, 温度が安定していれば炉心が冠水状態であることを判断できる。したがって, 不確かさを考慮しても, 原子炉压力容器内の水位を推定することが可能である。</p> </div> <div data-bbox="1769 1361 1821 1385"> <p>以上</p> </div>	<div data-bbox="1288 180 1792 555"> </div> <div data-bbox="1411 558 1680 582"> <p>第1図 飽和蒸気-圧力曲線を基にした水位の推定</p> </div> <div data-bbox="1254 630 1792 938"> </div> <div data-bbox="1377 949 1736 970"> <p>第2図 原子炉压力容器の水位と水位変化の概念図</p> </div> <div data-bbox="1254 1098 1538 1121"> <p>【推定における不確かさの影響】</p> </div> <div data-bbox="1261 1126 1821 1356"> <p>各監視パラメータには不確かさがあり, 本推定においても不確かさを考慮する必要がある。例えば, 炉心が冠水していない場合において, 「過熱状態」にも係らず「飽和温度」と推定した場合においても, 温度の推移による状態の傾向監視により, 温度が上昇する場合は炉心が露出状態であることを判断でき, 温度が安定していれば炉心が冠水状態であることを判断できる。したがって, 不確かさを考慮しても, 原子炉压力容器内の水位を推定することが可能である。</p> </div> <div data-bbox="1769 1361 1821 1385"> <p>以上</p> </div>	<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																																																				
(大飯該当資料なし)	<p style="text-align: center;">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 style="text-align: center;">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="667 279 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 (※)</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) (※)</td> <td>損傷炉心の冷却失敗の判断値 (300℃) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>原子炉圧力 (SA) (0~11MPa)</td> <td>弾性圧力検出器 (※)</td> <td>・多重性を有する重要計器の他のチャンネル ・原子炉圧力 (0~100%) ・原子炉圧力容器温度 (0~500℃) (※)</td> <td>重大事故等時に、原子炉圧力容器最高使用圧力水 (52MPa) の1.2倍 (11.3 MPa) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器内の水位</td> <td>原子炉水位 (広帯域) (-3,800~1,500mm) (※)</td> <td rowspan="2">差圧式水位検出器 (※)</td> <td>・多重性を有する重要計器の他のチャンネル ・原子炉水位 (SA 広帯域) (-3,800~1,500mm) (※) ・原子炉水位 (SA 燃料域) (-2,400~1,300mm) (※) (※)</td> <td rowspan="2">重大事故等時に、原子炉水位 (広帯域) 及び原子炉水位 (燃料域) にて、原子炉水位測事範囲から有燃燃料棒底部まで監視可能。</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (燃料域) (-3,800~1,300mm) (※)</td> <td>・高圧代替注水ポンプ出口流量 (0~120t/h) (※) ・原子炉圧力 (SA) (0~11MPa) 及び圧力制御室圧力 (0~1MPa(abe)) (※)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(※) 複数ある重要代替計器等の代表を記載。          (※) 計測範囲を超えない場合は、その理由を記載。          (※) 原子炉圧力容器内が飽和状態と仮定し、原子炉圧力容器温度又は原子炉圧力を推定。          (※) 隔壁ダイヤフラムにかかる原子炉圧力 (隔壁槽からの水頭圧を含む) と大気圧の差を計測。          (※) 基準点 (0mm) はドライヤスカー下部付定 (原子炉圧力容器部) からより 1,315mm 上。          (※) 基準点 (0mm) は有燃燃料棒底部付定 (原子炉圧力容器部) からより 900mm 上。          (※) 隔壁ダイヤフラムにかかる原子炉圧力 (隔壁槽からの水頭圧を含む) と原子炉圧力容器下部の差圧を計測。          (※) 原子炉水位 (SA 広帯域) は他の広帯域の原子炉水位上、また、原子炉水位 (SA 燃料域) は他の燃料域の原子炉水位と同じ基準部で計測器が異なる。          (※) 原子炉圧力容器への注水量、蒸気発生による蒸気量及び冷却水の水位から炉心の注水を推定。          (※) DCS の発生がなく、水位を主蒸気配管より上になるまで注水した場合、原子炉圧力と圧力制御室圧力の差圧から炉心の注水を推定。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>(凡例)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・特に記載がなければ、本表での圧力はゲージ圧を示す。</li> <li>・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、優先順位に従って順番書きに記載する。</li> </ul> </div>	重要監視パラメータ	重要計器 (計測範囲)	検出器の種類	重要代替計器等 (代表) (※)		重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※)	原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (0~500℃)	熱電対	・多重性を有する重要計器の他の検出器 ・原子炉圧力 (SA) (0~11MPa) (※)	損傷炉心の冷却失敗の判断値 (300℃) を監視可能。	原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA) (0~11MPa)	弾性圧力検出器 (※)	・多重性を有する重要計器の他のチャンネル ・原子炉圧力 (0~100%) ・原子炉圧力容器温度 (0~500℃) (※)	重大事故等時に、原子炉圧力容器最高使用圧力水 (52MPa) の1.2倍 (11.3 MPa) を監視可能。	原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) (-3,800~1,500mm) (※)	差圧式水位検出器 (※)	・多重性を有する重要計器の他のチャンネル ・原子炉水位 (SA 広帯域) (-3,800~1,500mm) (※) ・原子炉水位 (SA 燃料域) (-2,400~1,300mm) (※) (※)	重大事故等時に、原子炉水位 (広帯域) 及び原子炉水位 (燃料域) にて、原子炉水位測事範囲から有燃燃料棒底部まで監視可能。	原子炉水位 (燃料域) (-3,800~1,300mm) (※)	・高圧代替注水ポンプ出口流量 (0~120t/h) (※) ・原子炉圧力 (SA) (0~11MPa) 及び圧力制御室圧力 (0~1MPa(abe)) (※)	<p style="text-align: center;">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 style="text-align: center;">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 295 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 (※)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器内の温度</td> <td>1. 炉冷却材温度 (広域-低帯域) (0~300℃)</td> <td rowspan="2">熱電対</td> <td>・多重性を有する重要計器の他のチャンネル ・原子炉圧力 (広域-低帯域) (0~100%) (※)</td> <td rowspan="2">1. 炉冷却材最高使用温度 (343℃) 及び炉心の冷却失敗である 350℃ を超える異常を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>2. 炉冷却材温度 (広域-高帯域) (0~300℃)</td> <td>・多重性を有する重要計器の他のチャンネル ・原子炉圧力 (広域-高帯域) (0~100%) (※)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器内の圧力</td> <td>1. 炉冷却材圧力 (広域) (0~21.0MPa)</td> <td rowspan="2">弾性圧力検出器 (※)</td> <td>・多重性を有する重要計器の他のチャンネル ・原子炉圧力 (広域-高帯域) (0~200%) (※)</td> <td rowspan="2">1. 炉冷却材最高使用圧力 (21.0MPa) の 1.2 倍 (検査時の判断基準) である 25.2MPa を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>2. 炉冷却材圧力 (広域) (0~21.0MPa)</td> <td>・多重性を有する重要計器の他のチャンネル ・原子炉圧力 (広域-高帯域) (0~200%) (※)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器内の水位</td> <td>1. 炉冷却材水位 (0~100%)</td> <td rowspan="2">差圧式水位検出器 (※)</td> <td>・多重性を有する重要計器の他のチャンネル ・原子炉水位 (0~100%) (※)</td> <td rowspan="2">重大事故等時に、原子炉水位上に設置する加圧器と冷却器とを介して、原子炉水位測事範囲から、下置側下層まででの水位を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>2. 炉冷却材水位 (0~100%)</td> <td>・高圧代替注水ポンプ出口流量 (0~120t/h) (※) ・原子炉圧力 (SA) (0~11MPa) 及び圧力制御室圧力 (0~1MPa(abe)) (※)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(※) 複数ある重要代替計器等の代表を記載。          (※) 計測範囲を超えない場合は、その理由を記載。          (※) 隔壁ダイヤフラムにかかる原子炉圧力 (隔壁槽からの水頭圧を含む) と大気圧の差を計測。          (※) 1. 炉冷却材圧力 (広域) にて、原子炉圧力 (広域) を推定。          (※) 2. 炉冷却材圧力 (広域) にて、原子炉圧力 (広域) を推定。          (※) 1. 加圧器と冷却器との差圧を計測。          (※) 2. 加圧器と冷却器との差圧を計測。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>(注)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・特に記載がなければ、本表での圧力はゲージ圧を示す。</li> <li>・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、優先順位に従って順番書きに記載する。</li> </ul> </div>	重要監視パラメータ	重要計器 (計測範囲)	検出器の種類	重要代替計器等 (代表) (※)		重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※)	原子炉圧力容器内の温度	1. 炉冷却材温度 (広域-低帯域) (0~300℃)	熱電対	・多重性を有する重要計器の他のチャンネル ・原子炉圧力 (広域-低帯域) (0~100%) (※)	1. 炉冷却材最高使用温度 (343℃) 及び炉心の冷却失敗である 350℃ を超える異常を監視可能。	2. 炉冷却材温度 (広域-高帯域) (0~300℃)	・多重性を有する重要計器の他のチャンネル ・原子炉圧力 (広域-高帯域) (0~100%) (※)	原子炉圧力容器内の圧力	1. 炉冷却材圧力 (広域) (0~21.0MPa)	弾性圧力検出器 (※)	・多重性を有する重要計器の他のチャンネル ・原子炉圧力 (広域-高帯域) (0~200%) (※)	1. 炉冷却材最高使用圧力 (21.0MPa) の 1.2 倍 (検査時の判断基準) である 25.2MPa を監視可能。	2. 炉冷却材圧力 (広域) (0~21.0MPa)	・多重性を有する重要計器の他のチャンネル ・原子炉圧力 (広域-高帯域) (0~200%) (※)	原子炉圧力容器内の水位	1. 炉冷却材水位 (0~100%)	差圧式水位検出器 (※)	・多重性を有する重要計器の他のチャンネル ・原子炉水位 (0~100%) (※)	重大事故等時に、原子炉水位上に設置する加圧器と冷却器とを介して、原子炉水位測事範囲から、下置側下層まででの水位を監視可能。	2. 炉冷却材水位 (0~100%)	・高圧代替注水ポンプ出口流量 (0~120t/h) (※) ・原子炉圧力 (SA) (0~11MPa) 及び圧力制御室圧力 (0~1MPa(abe)) (※)	<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>
重要監視パラメータ	重要計器 (計測範囲)				検出器の種類	重要代替計器等 (代表) (※)																																																	
		重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※)																																																				
原子炉圧力容器内の温度	原子炉圧力容器温度 (0~500℃)	熱電対	・多重性を有する重要計器の他の検出器 ・原子炉圧力 (SA) (0~11MPa) (※)	損傷炉心の冷却失敗の判断値 (300℃) を監視可能。																																																			
原子炉圧力容器内の圧力	原子炉圧力 (SA) (0~11MPa)	弾性圧力検出器 (※)	・多重性を有する重要計器の他のチャンネル ・原子炉圧力 (0~100%) ・原子炉圧力容器温度 (0~500℃) (※)	重大事故等時に、原子炉圧力容器最高使用圧力水 (52MPa) の1.2倍 (11.3 MPa) を監視可能。																																																			
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位 (広帯域) (-3,800~1,500mm) (※)	差圧式水位検出器 (※)	・多重性を有する重要計器の他のチャンネル ・原子炉水位 (SA 広帯域) (-3,800~1,500mm) (※) ・原子炉水位 (SA 燃料域) (-2,400~1,300mm) (※) (※)	重大事故等時に、原子炉水位 (広帯域) 及び原子炉水位 (燃料域) にて、原子炉水位測事範囲から有燃燃料棒底部まで監視可能。																																																			
	原子炉水位 (燃料域) (-3,800~1,300mm) (※)		・高圧代替注水ポンプ出口流量 (0~120t/h) (※) ・原子炉圧力 (SA) (0~11MPa) 及び圧力制御室圧力 (0~1MPa(abe)) (※)																																																				
重要監視パラメータ	重要計器 (計測範囲)	検出器の種類	重要代替計器等 (代表) (※)																																																				
			重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※)																																																			
原子炉圧力容器内の温度	1. 炉冷却材温度 (広域-低帯域) (0~300℃)	熱電対	・多重性を有する重要計器の他のチャンネル ・原子炉圧力 (広域-低帯域) (0~100%) (※)	1. 炉冷却材最高使用温度 (343℃) 及び炉心の冷却失敗である 350℃ を超える異常を監視可能。																																																			
	2. 炉冷却材温度 (広域-高帯域) (0~300℃)		・多重性を有する重要計器の他のチャンネル ・原子炉圧力 (広域-高帯域) (0~100%) (※)																																																				
原子炉圧力容器内の圧力	1. 炉冷却材圧力 (広域) (0~21.0MPa)	弾性圧力検出器 (※)	・多重性を有する重要計器の他のチャンネル ・原子炉圧力 (広域-高帯域) (0~200%) (※)	1. 炉冷却材最高使用圧力 (21.0MPa) の 1.2 倍 (検査時の判断基準) である 25.2MPa を監視可能。																																																			
	2. 炉冷却材圧力 (広域) (0~21.0MPa)		・多重性を有する重要計器の他のチャンネル ・原子炉圧力 (広域-高帯域) (0~200%) (※)																																																				
原子炉圧力容器内の水位	1. 炉冷却材水位 (0~100%)	差圧式水位検出器 (※)	・多重性を有する重要計器の他のチャンネル ・原子炉水位 (0~100%) (※)	重大事故等時に、原子炉水位上に設置する加圧器と冷却器とを介して、原子炉水位測事範囲から、下置側下層まででの水位を監視可能。																																																			
	2. 炉冷却材水位 (0~100%)		・高圧代替注水ポンプ出口流量 (0~120t/h) (※) ・原子炉圧力 (SA) (0~11MPa) 及び圧力制御室圧力 (0~1MPa(abe)) (※)																																																				



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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																				
	<p>表 58-13-1 重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ (2/8)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">重要監視パラメータ</th> <th rowspan="2">重要計器 (計測範囲)</th> <th rowspan="2">検出器 の種類</th> <th colspan="2">重要代替計器等 (代器) (※)</th> </tr> <tr> <th>重要計器に故障の疑いがある場合</th> <th>重要計器の計測範囲を超えた場合 (※)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="9">原子炉圧力容器への注水量</td> <td>高圧炉心スプレィ高ポンプ出口流量 (0~1,500m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※<sup>1)</sup>)</td> <td>・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m<sup>2</sup>) (※<sup>2)</sup>)</td> <td>重大事故等時の高圧炉心スプレィ高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>高圧代替注水高ポンプ出口流量 (0~120m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※<sup>1)</sup>)</td> <td>・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m<sup>2</sup>) (※<sup>2)</sup>)</td> <td>重大事故等時の高圧代替注水高ポンプの最大注水量 (90.8m<sup>3</sup>/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却高ポンプ出口流量 (0~150m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※<sup>1)</sup>)</td> <td>・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m<sup>2</sup>) (※<sup>2)</sup>)</td> <td>重大事故等時の原子炉隔離時冷却高ポンプの最大注水量 (90.8m<sup>3</sup>/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>低圧炉心スプレィ高ポンプ出口流量 (0~1,500m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※<sup>1)</sup>)</td> <td>・圧力抑制室水位 (0~5m) (※<sup>3)</sup>)</td> <td>重大事故等時の低圧炉心スプレィ高ポンプの最大注水量 (1,050m<sup>3</sup>/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>代替隔離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 (※<sup>1)</sup>)</td> <td>・圧力抑制室水位 (0~5m) (※<sup>3)</sup>)</td> <td>重大事故等時の代替隔離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>残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレィライン洗浄流量) (0~220m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※<sup>1)</sup>)</td> <td>・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m<sup>2</sup>) (※<sup>2)</sup>)</td> <td>重大事故等時の夜水修研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>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 (※<sup>1)</sup>)</td> <td>・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m<sup>2</sup>) (※<sup>2)</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>直流駆動低圧注水高ポンプ出口流量 (0~100m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※<sup>1)</sup>)</td> <td>・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m<sup>2</sup>) (※<sup>2)</sup>)</td> <td>重大事故等時の直流駆動低圧注水高ポンプを用いた原子炉圧力容器注水時における最大注水量 (80m<sup>3</sup>/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 (0~1,500m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※<sup>1)</sup>)</td> <td>・圧力抑制室水位 (0~5m) (※<sup>3)</sup>)</td> <td>重大事故等時の残留熱除去系ポンプの最大注水量 (1,136m<sup>3</sup>/h) を監視可能。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(※<sup>1)</sup> 漏洩ダイヤフラムにかゝる取り壊し後の差圧を計測。          (※<sup>2)</sup> 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。          (※<sup>3)</sup> 圧力抑制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 (代器) (※)		重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※)	原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレィ高ポンプ出口流量 (0~1,500m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※ <sup>1)</sup> )	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m <sup>2</sup> ) (※ <sup>2)</sup> )	重大事故等時の高圧炉心スプレィ高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。	高圧代替注水高ポンプ出口流量 (0~120m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※ <sup>1)</sup> )	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m <sup>2</sup> ) (※ <sup>2)</sup> )	重大事故等時の高圧代替注水高ポンプの最大注水量 (90.8m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	原子炉隔離時冷却高ポンプ出口流量 (0~150m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※ <sup>1)</sup> )	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m <sup>2</sup> ) (※ <sup>2)</sup> )	重大事故等時の原子炉隔離時冷却高ポンプの最大注水量 (90.8m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	低圧炉心スプレィ高ポンプ出口流量 (0~1,500m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※ <sup>1)</sup> )	・圧力抑制室水位 (0~5m) (※ <sup>3)</sup> )	重大事故等時の低圧炉心スプレィ高ポンプの最大注水量 (1,050m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	代替隔離冷却ポンプ出口流量 (0~200m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※ <sup>1)</sup> )	・圧力抑制室水位 (0~5m) (※ <sup>3)</sup> )	重大事故等時の代替隔離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ィライン洗浄流量) (0~220m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※ <sup>1)</sup> )	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m <sup>2</sup> ) (※ <sup>2)</sup> )	重大事故等時の夜水修研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 (※ <sup>1)</sup> )	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m <sup>2</sup> ) (※ <sup>2)</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。	直流駆動低圧注水高ポンプ出口流量 (0~100m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※ <sup>1)</sup> )	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m <sup>2</sup> ) (※ <sup>2)</sup> )	重大事故等時の直流駆動低圧注水高ポンプを用いた原子炉圧力容器注水時における最大注水量 (80m <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 (※ <sup>1)</sup> )	・圧力抑制室水位 (0~5m) (※ <sup>3)</sup> )	重大事故等時の残留熱除去系ポンプの最大注水量 (1,136m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	<p>第1表 重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ (2/7)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">重要監視パラメータ</th> <th rowspan="2">重要計器 (計測範囲)</th> <th rowspan="2">検出器 の種類</th> <th colspan="2">重要代替計器等 (代器) (※<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 rowspan="4">原子炉圧力容器への注水量</td> <td>高圧炉心スプレィ高ポンプ出口流量 (0~300m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※<sup>1)</sup>)</td> <td>・燃料貯蔵用レベル水位 (0%) (※<sup>3)</sup>)</td> <td>重大事故等時において、高圧炉心スプレィ高ポンプの流量 (250m<sup>3</sup>/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>高圧代替注水高ポンプ出口流量 (0~1,100m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※<sup>1)</sup>)</td> <td>・燃料貯蔵用レベル水位 (0%) (※<sup>3)</sup>)</td> <td>重大事故等時において、代替注水高ポンプの流量 (1,080m<sup>3</sup>/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>第一格納容器スプレィ高ポンプ出口流量 (0~1,300m<sup>3</sup>/h) (隔離時0~10,000m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※<sup>1)</sup>)</td> <td>・燃料貯蔵用レベル水位 (0%) (※<sup>3)</sup>)</td> <td>重大事故等時において、格納容器スプレィ高ポンプの流量 (1,290m<sup>3</sup>/h) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレィ高ポンプ出口流量 (0~200m<sup>3</sup>/h) (隔離時0~10,000m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器 (※<sup>1)</sup>)</td> <td>・燃料貯蔵用レベル水位 (0%) (※<sup>3)</sup>)</td> <td>重大事故等時において、代替格納容器スプレィ高ポンプの流量 (185m<sup>3</sup>/h) を監視可能。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(※<sup>1)</sup> 漏洩ダイヤフラムにかゝる取り壊し後の差圧を計測。          (※<sup>2)</sup> 燃料貯蔵用レベル水位の変化量及び注水時間から注水量を推定。          (※<sup>3)</sup> 燃料貯蔵用レベル水位及び燃料格納レベル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 (代器) (※ <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> )	原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレィ高ポンプ出口流量 (0~300m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※ <sup>1)</sup> )	・燃料貯蔵用レベル水位 (0%) (※ <sup>3)</sup> )	重大事故等時において、高圧炉心スプレィ高ポンプの流量 (250m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	高圧代替注水高ポンプ出口流量 (0~1,100m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※ <sup>1)</sup> )	・燃料貯蔵用レベル水位 (0%) (※ <sup>3)</sup> )	重大事故等時において、代替注水高ポンプの流量 (1,080m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	第一格納容器スプレィ高ポンプ出口流量 (0~1,300m <sup>3</sup> /h) (隔離時0~10,000m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※ <sup>1)</sup> )	・燃料貯蔵用レベル水位 (0%) (※ <sup>3)</sup> )	重大事故等時において、格納容器スプレィ高ポンプの流量 (1,290m <sup>3</sup> /h) を監視可能。	代替格納容器スプレィ高ポンプ出口流量 (0~200m <sup>3</sup> /h) (隔離時0~10,000m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※ <sup>1)</sup> )	・燃料貯蔵用レベル水位 (0%) (※ <sup>3)</sup> )	重大事故等時において、代替格納容器スプレィ高ポンプの流量 (185m <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 (代器) (※)																																																																	
		重要計器に故障の疑いがある場合	重要計器の計測範囲を超えた場合 (※)																																																																				
原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレィ高ポンプ出口流量 (0~1,500m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※ <sup>1)</sup> )	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m <sup>2</sup> ) (※ <sup>2)</sup> )	重大事故等時の高圧炉心スプレィ高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。																																																																			
	高圧代替注水高ポンプ出口流量 (0~120m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※ <sup>1)</sup> )	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m <sup>2</sup> ) (※ <sup>2)</sup> )	重大事故等時の高圧代替注水高ポンプの最大注水量 (90.8m <sup>3</sup> /h) を監視可能。																																																																			
	原子炉隔離時冷却高ポンプ出口流量 (0~150m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※ <sup>1)</sup> )	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m <sup>2</sup> ) (※ <sup>2)</sup> )	重大事故等時の原子炉隔離時冷却高ポンプの最大注水量 (90.8m <sup>3</sup> /h) を監視可能。																																																																			
	低圧炉心スプレィ高ポンプ出口流量 (0~1,500m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※ <sup>1)</sup> )	・圧力抑制室水位 (0~5m) (※ <sup>3)</sup> )	重大事故等時の低圧炉心スプレィ高ポンプの最大注水量 (1,050m <sup>3</sup> /h) を監視可能。																																																																			
	代替隔離冷却ポンプ出口流量 (0~200m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※ <sup>1)</sup> )	・圧力抑制室水位 (0~5m) (※ <sup>3)</sup> )	重大事故等時の代替隔離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ィライン洗浄流量) (0~220m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※ <sup>1)</sup> )	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m <sup>2</sup> ) (※ <sup>2)</sup> )	重大事故等時の夜水修研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 (※ <sup>1)</sup> )	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m <sup>2</sup> ) (※ <sup>2)</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。																																																																			
	直流駆動低圧注水高ポンプ出口流量 (0~100m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※ <sup>1)</sup> )	・復水貯蔵タンク水位 (0~3,200m <sup>2</sup> ) (※ <sup>2)</sup> )	重大事故等時の直流駆動低圧注水高ポンプを用いた原子炉圧力容器注水時における最大注水量 (80m <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 (※ <sup>1)</sup> )	・圧力抑制室水位 (0~5m) (※ <sup>3)</sup> )	重大事故等時の残留熱除去系ポンプの最大注水量 (1,136m <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 (代器) (※ <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> )																																																																			
原子炉圧力容器への注水量	高圧炉心スプレィ高ポンプ出口流量 (0~300m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※ <sup>1)</sup> )	・燃料貯蔵用レベル水位 (0%) (※ <sup>3)</sup> )	重大事故等時において、高圧炉心スプレィ高ポンプの流量 (250m <sup>3</sup> /h) を監視可能。																																																																			
	高圧代替注水高ポンプ出口流量 (0~1,100m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※ <sup>1)</sup> )	・燃料貯蔵用レベル水位 (0%) (※ <sup>3)</sup> )	重大事故等時において、代替注水高ポンプの流量 (1,080m <sup>3</sup> /h) を監視可能。																																																																			
	第一格納容器スプレィ高ポンプ出口流量 (0~1,300m <sup>3</sup> /h) (隔離時0~10,000m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※ <sup>1)</sup> )	・燃料貯蔵用レベル水位 (0%) (※ <sup>3)</sup> )	重大事故等時において、格納容器スプレィ高ポンプの流量 (1,290m <sup>3</sup> /h) を監視可能。																																																																			
	代替格納容器スプレィ高ポンプ出口流量 (0~200m <sup>3</sup> /h) (隔離時0~10,000m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器 (※ <sup>1)</sup> )	・燃料貯蔵用レベル水位 (0%) (※ <sup>3)</sup> )	重大事故等時において、代替格納容器スプレィ高ポンプの流量 (185m <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(代名)(※)</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→ドクア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(※<sup>1)</sup>)</td> <td>・復水貯蔵タンク水位(0~3,200t)(※<sup>2)</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ト冷却系(残留熱除去系)における最大注水量(88m<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(※<sup>1)</sup>)</td> <td>・復水貯蔵タンク水位(0~3,200t)(※<sup>2)</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ト冷却系(残留熱除去系B系ライン)における最大注水量(88m<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ト流量(0~100m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器(※<sup>1)</sup>)</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)(※<sup>3)</sup>)</td> <td>重大事故等時の大容量注水ポンプ(タイプ1)を用いた原子炉格納容器代替スプレイト冷却系による最大注水量(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(※<sup>1)</sup>)</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)(※<sup>3)</sup>)</td> <td>重大事故等時の代替格納冷却ポンプを用いた原子炉格納容器代替スプレイト冷却系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>原子炉格納容器下部注水流量(0~110m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器(※<sup>1)</sup>)</td> <td>・復水貯蔵タンク水位(0~3,200t)(※<sup>2)</sup>)</td> <td>重大事故等時の復水移送ポンプ又は大容量注水ポンプ(タイプ1)を用いた原子炉格納容器下部注水系による最大注水量(88m<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))(※<sup>4)</sup>)</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 ・サブプレッションプール水温度(0~200℃)(※<sup>5)</sup>)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>サブプレッションプール水温度(0~200℃)</td> <td>温度抵抗体</td> <td>・多重性を有する重要計器の他の検出器 ・圧力抑制室内空気温度(0~300℃)(※<sup>4)</sup>)</td> <td>重大事故等時において、原子炉格納容器限界圧力(854kPa)におけるサブプレッションプール水の飽和温度(約178℃)を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部温度(0~700℃)</td> <td>熱電対</td> <td>・多重性を有する重要計器の他のチャンネル</td> <td>原子炉格納容器下部に溶融の心が落下した場合における原子炉圧力容器の破損検知が可能。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(※<sup>1)</sup> 原子炉格納容器下部水位及びドライウエル水位の電位量と注水時間から注水量を推定。          (※<sup>2)</sup> 原子炉格納容器内が飽和状態と仮定し、原子炉格納容器内の温度又は圧力を推定。          (※<sup>3)</sup> 空気温度と水温が平衡状態と仮定し、空気温度又は水温を推定。</p>	重要監視パラメータ	重要計器(計測範囲)	検出器の種類	重要代替計器等(代名)(※)		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→ドクアレイライン洗浄流量)(0~220m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器(※ <sup>1)</sup> )	・復水貯蔵タンク水位(0~3,200t)(※ <sup>2)</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ト冷却系(残留熱除去系)における最大注水量(88m <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(※ <sup>1)</sup> )	・復水貯蔵タンク水位(0~3,200t)(※ <sup>2)</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ト冷却系(残留熱除去系B系ライン)における最大注水量(88m <sup>3</sup> /h)を監視可能。		原子炉格納容器代替スプレイト流量(0~100m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器(※ <sup>1)</sup> )	・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)(※ <sup>3)</sup> )	重大事故等時の大容量注水ポンプ(タイプ1)を用いた原子炉格納容器代替スプレイト冷却系による最大注水量(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(※ <sup>1)</sup> )	・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)(※ <sup>3)</sup> )	重大事故等時の代替格納冷却ポンプを用いた原子炉格納容器代替スプレイト冷却系における最大注水量(150m <sup>3</sup> /h)を監視可能。		原子炉格納容器下部注水流量(0~110m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器(※ <sup>1)</sup> )	・復水貯蔵タンク水位(0~3,200t)(※ <sup>2)</sup> )	重大事故等時の復水移送ポンプ又は大容量注水ポンプ(タイプ1)を用いた原子炉格納容器下部注水系による最大注水量(88m <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))(※ <sup>4)</sup> )	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 ・サブプレッションプール水温度(0~200℃)(※ <sup>5)</sup> )		サブプレッションプール水温度(0~200℃)	温度抵抗体	・多重性を有する重要計器の他の検出器 ・圧力抑制室内空気温度(0~300℃)(※ <sup>4)</sup> )	重大事故等時において、原子炉格納容器限界圧力(854kPa)におけるサブプレッションプール水の飽和温度(約178℃)を監視可能。	原子炉格納容器下部温度(0~700℃)	熱電対	・多重性を有する重要計器の他のチャンネル	原子炉格納容器下部に溶融の心が落下した場合における原子炉圧力容器の破損検知が可能。	<p>第1表 重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ (3/7)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">重要監視パラメータ</th> <th rowspan="2">重要計器(計測範囲)</th> <th rowspan="2">検出器の種類</th> <th colspan="2">重要代替計器等(代名)(※)</th> </tr> <tr> <th>重要計器に故障の疑いがある場合</th> <th>重要計器の計測範囲を超えた場合(※)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">原子炉格納容器への注水量</td> <td>原子炉格納容器代替スプレイト流量(注線)(0~1,300m<sup>3</sup>/h) (注線)(0~10,000t/h)</td> <td>差圧式流量検出器(※<sup>1)</sup>)</td> <td>・燃料格納容器水位(0%) (※<sup>2)</sup>)</td> <td>重大事故等時において、格納容器代替スプレイトポンプの流量(1,200m<sup>3</sup>/h)を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>代替格納冷却ポンプ出口流量(0~200m<sup>3</sup>/h) (注線)(0~10,000t/h)</td> <td>差圧式流量検出器(※<sup>1)</sup>)</td> <td>・燃料格納容器水位(0%) (※<sup>2)</sup>)</td> <td>重大事故等時において、代替格納冷却ポンプの流量(100m<sup>3</sup>/h)を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>注水入流量(0~1,300m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器(※<sup>1)</sup>)</td> <td>・燃料格納容器水位(0%) (※<sup>2)</sup>)</td> <td>重大事故等時において、注水ポンプの流量(200m<sup>3</sup>/h)を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>注水入流量(0~1,300m<sup>3</sup>/h)</td> <td>差圧式流量検出器(※<sup>1)</sup>)</td> <td>・燃料格納容器水位(0%) (※<sup>2)</sup>)</td> <td>重大事故等時において、注水ポンプの流量(200m<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(0~220℃)</td> <td>温度抵抗体</td> <td>・多重性を有する重要計器の他のチャンネル ・原子炉格納容器圧力(0~8,300kPa)(※<sup>3)</sup>)</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>(※<sup>1)</sup> 原子炉格納容器内が飽和状態と仮定し、原子炉格納容器内の温度又は圧力を推定。</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(代名)(※)		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	原子炉格納容器代替スプレイト流量(注線)(0~1,300m <sup>3</sup> /h) (注線)(0~10,000t/h)	差圧式流量検出器(※ <sup>1)</sup> )	・燃料格納容器水位(0%) (※ <sup>2)</sup> )	重大事故等時において、格納容器代替スプレイトポンプの流量(1,200m <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) (注線)(0~10,000t/h)	差圧式流量検出器(※ <sup>1)</sup> )	・燃料格納容器水位(0%) (※ <sup>2)</sup> )	重大事故等時において、代替格納冷却ポンプの流量(100m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	注水入流量(0~1,300m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器(※ <sup>1)</sup> )	・燃料格納容器水位(0%) (※ <sup>2)</sup> )	重大事故等時において、注水ポンプの流量(200m <sup>3</sup> /h)を監視可能。	注水入流量(0~1,300m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器(※ <sup>1)</sup> )	・燃料格納容器水位(0%) (※ <sup>2)</sup> )	重大事故等時において、注水ポンプの流量(200m <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(0~220℃)	温度抵抗体	・多重性を有する重要計器の他のチャンネル ・原子炉格納容器圧力(0~8,300kPa)(※ <sup>3)</sup> )	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(代名)(※)																																																																											
		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→ドクアレイライン洗浄流量)(0~220m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器(※ <sup>1)</sup> )	・復水貯蔵タンク水位(0~3,200t)(※ <sup>2)</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ト冷却系(残留熱除去系)における最大注水量(88m <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(※ <sup>1)</sup> )	・復水貯蔵タンク水位(0~3,200t)(※ <sup>2)</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ト冷却系(残留熱除去系B系ライン)における最大注水量(88m <sup>3</sup> /h)を監視可能。																																																																													
	原子炉格納容器代替スプレイト流量(0~100m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器(※ <sup>1)</sup> )	・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)(※ <sup>3)</sup> )	重大事故等時の大容量注水ポンプ(タイプ1)を用いた原子炉格納容器代替スプレイト冷却系による最大注水量(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(※ <sup>1)</sup> )	・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)(※ <sup>3)</sup> )	重大事故等時の代替格納冷却ポンプを用いた原子炉格納容器代替スプレイト冷却系における最大注水量(150m <sup>3</sup> /h)を監視可能。																																																																													
	原子炉格納容器下部注水流量(0~110m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器(※ <sup>1)</sup> )	・復水貯蔵タンク水位(0~3,200t)(※ <sup>2)</sup> )	重大事故等時の復水移送ポンプ又は大容量注水ポンプ(タイプ1)を用いた原子炉格納容器下部注水系による最大注水量(88m <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))(※ <sup>4)</sup> )	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 ・サブプレッションプール水温度(0~200℃)(※ <sup>5)</sup> )																																																																														
	サブプレッションプール水温度(0~200℃)	温度抵抗体	・多重性を有する重要計器の他の検出器 ・圧力抑制室内空気温度(0~300℃)(※ <sup>4)</sup> )	重大事故等時において、原子炉格納容器限界圧力(854kPa)におけるサブプレッションプール水の飽和温度(約178℃)を監視可能。																																																																													
	原子炉格納容器下部温度(0~700℃)	熱電対	・多重性を有する重要計器の他のチャンネル	原子炉格納容器下部に溶融の心が落下した場合における原子炉圧力容器の破損検知が可能。																																																																													
重要監視パラメータ	重要計器(計測範囲)	検出器の種類	重要代替計器等(代名)(※)																																																																														
			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	原子炉格納容器代替スプレイト流量(注線)(0~1,300m <sup>3</sup> /h) (注線)(0~10,000t/h)	差圧式流量検出器(※ <sup>1)</sup> )	・燃料格納容器水位(0%) (※ <sup>2)</sup> )	重大事故等時において、格納容器代替スプレイトポンプの流量(1,200m <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) (注線)(0~10,000t/h)	差圧式流量検出器(※ <sup>1)</sup> )	・燃料格納容器水位(0%) (※ <sup>2)</sup> )	重大事故等時において、代替格納冷却ポンプの流量(100m <sup>3</sup> /h)を監視可能。																																																																													
	注水入流量(0~1,300m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器(※ <sup>1)</sup> )	・燃料格納容器水位(0%) (※ <sup>2)</sup> )	重大事故等時において、注水ポンプの流量(200m <sup>3</sup> /h)を監視可能。																																																																													
	注水入流量(0~1,300m <sup>3</sup> /h)	差圧式流量検出器(※ <sup>1)</sup> )	・燃料格納容器水位(0%) (※ <sup>2)</sup> )	重大事故等時において、注水ポンプの流量(200m <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(0~220℃)	温度抵抗体	・多重性を有する重要計器の他のチャンネル ・原子炉格納容器圧力(0~8,300kPa)(※ <sup>3)</sup> )	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 rowspan="2">原子炉格納容器内の圧力</td> <td>ドライウェル圧力(0~1MPa[abs])</td> <td>弾性圧力検出器(※<sup>1</sup>)</td> <td>・圧力制御室圧力(0~1MPa[abs])(※<sup>1</sup>) ・ドライウェル温度(0~300℃)(※<sup>1</sup>)</td> <td>重大事故等時において、原子炉格納容器境界圧力(185kPa)をドライウェル圧力又は圧力制御室圧力にて監視可能。</td> </tr> <tr> <td>圧力制御室圧力(0~1MPa[abs])</td> <td>弾性圧力検出器(※<sup>1</sup>)</td> <td>・ドライウェル圧力(0~1MPa[abs])(※<sup>1</sup>) ・圧力制御室内空気温度(0~300℃)(※<sup>1</sup>)</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="3">原子炉格納容器内の水位</td> <td>圧力制御室水位(0~5m)(※<sup>1</sup>)</td> <td>差圧式水位検出器(※<sup>1</sup>)</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>1</sup>)</td> <td>重大事故等時において、外置水頭注水流量(通常運転水位:約2m(※<sup>1</sup>))の範囲を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部水位(0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.9m)</td> <td>電極式水位検出器(※<sup>1</sup>)</td> <td>・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・原子炉格納容器下部注水流最(0~110t/h)(※<sup>1</sup>)</td> <td>重大事故等時において、原子炉格納容器下部への注水による圧力容器ヘドスタル部の露水状況を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル水位(0.02m, 0.25m, 0.34m)</td> <td>電極式水位検出器(※<sup>1</sup>)</td> <td>・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・原子炉格納容器下部注水流最(0~110t/h)(※<sup>1</sup>)</td> <td>重大事故等時において、原子炉格納容器下部の溶融炉心の冷却に必要な水深(0.25m)を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の水素濃度</td> <td>格納容器内空気気水素濃度(0~30vol%)</td> <td>熱平衡式水素検出器(※<sup>1</sup>)</td> <td>・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・格納容器内水素濃度(0/3)(0~100vol%)及び格納容器内水素濃度(S/C)(0~100vol%) (※<sup>1</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>熱平衡式酸素検出器(※<sup>1</sup>)</td> <td>・多重性を有する重要計器の他チャンネル</td> <td>重大事故等時において、原子炉格納容器内の酸素濃度の変動範囲(0~4.3vol%)を監視可能。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>格納容器内空気放射線モニタ(0/3)(10<sup>-6</sup>~10<sup>5</sup>s/h)</td> <td>電離箱</td> <td>・多重性を有する重要計器の他チャンネル</td> <td>炉心損傷の判断値(停止直後で約10Sv/h)を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>格納容器内空気放射線モニタ(S/C)(10<sup>-7</sup>~10<sup>5</sup>s/h)</td> <td>電離箱</td> <td>・多重性を有する重要計器の他チャンネル</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>(※<sup>1</sup>) 漏洩ダイアフラムによるドライウェル圧力及び圧力制御室圧力の絶対圧力を計測。  (※<sup>2</sup>) 圧力制御室圧力はドライウェル圧力+12.3kPaからドライウェル圧力+6.9kPaの範囲で推移。  (※<sup>3</sup>) 基準値(0m)は通常運転水位(0.P.-3850mm)。  (※<sup>4</sup>) 漏洩ダイアフラムによる圧力制御室圧力(凝縮槽からの水頭圧を含む)と圧力制御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(0/3)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])	弾性圧力検出器(※ <sup>1</sup> )	・圧力制御室圧力(0~1MPa[abs])(※ <sup>1</sup> ) ・ドライウェル温度(0~300℃)(※ <sup>1</sup> )	重大事故等時において、原子炉格納容器境界圧力(185kPa)をドライウェル圧力又は圧力制御室圧力にて監視可能。	圧力制御室圧力(0~1MPa[abs])	弾性圧力検出器(※ <sup>1</sup> )	・ドライウェル圧力(0~1MPa[abs])(※ <sup>1</sup> ) ・圧力制御室内空気温度(0~300℃)(※ <sup>1</sup> )		原子炉格納容器内の水位	圧力制御室水位(0~5m)(※ <sup>1</sup> )	差圧式水位検出器(※ <sup>1</sup> )	・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>1</sup> )	重大事故等時において、外置水頭注水流量(通常運転水位:約2m(※ <sup>1</sup> ))の範囲を監視可能。	原子炉格納容器下部水位(0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.9m)	電極式水位検出器(※ <sup>1</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最(0~110t/h)(※ <sup>1</sup> )	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ヘドスタル部の露水状況を監視可能。	ドライウェル水位(0.02m, 0.25m, 0.34m)	電極式水位検出器(※ <sup>1</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最(0~110t/h)(※ <sup>1</sup> )	重大事故等時において、原子炉格納容器下部の溶融炉心の冷却に必要な水深(0.25m)を監視可能。	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内空気気水素濃度(0~30vol%)	熱平衡式水素検出器(※ <sup>1</sup> )	・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(0/3)(0~100vol%)及び格納容器内水素濃度(S/C)(0~100vol%) (※ <sup>1</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%)	熱平衡式酸素検出器(※ <sup>1</sup> )	・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(0/3)(10 <sup>-6</sup> ~10 <sup>5</sup> s/h)	電離箱	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	炉心損傷の判断値(停止直後で約10Sv/h)を監視可能。	格納容器内空気放射線モニタ(S/C)(10 <sup>-7</sup> ~10 <sup>5</sup> s/h)	電離箱	・多重性を有する重要計器の他チャンネル		<p>第1表 重大事故等対処設備により計測する重要監視パラメータ (4/7)</p> <table border="1"> <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 rowspan="2">原子炉格納容器内の圧力</td> <td>原子炉格納容器圧力(0~0.30MPa)</td> <td>弾性圧力検出器(※<sup>1</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(観測)(0~0.30MPa)(※<sup>1</sup>)</td> <td>設計基準事故時において、格納容器最高使用圧力(0.203MPa)を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力(観測)(0~0.30MPa)</td> <td>弾性圧力検出器(※<sup>1</sup>)</td> <td>・原子炉格納容器圧力(0~0.30MPa) ・格納容器内空気温度(0~320℃)(※<sup>1</sup>)</td> <td>重大事故等時において、格納容器境界圧力(120kPa, 168kPa)を監視可能。</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">原子炉格納容器内の水位</td> <td>格納容器内側壁サンプル水位(0~100%)</td> <td>差圧式水位検出器(※<sup>1</sup>)</td> <td>・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・格納容器内側壁サンプル水位(観測)(0~100%)</td> <td>重大事故等時において、内側壁サンプル水位(77%)を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>格納容器内側壁サンプル水位(0~100%)</td> <td>差圧式水位検出器(※<sup>1</sup>)</td> <td>・格納容器内側壁サンプル水位(観測)(0~100%)</td> <td>重大事故等時において、内側壁サンプル水位(77%)を監視可能。格納容器の40%は、広域水位の約48%に相当。</td> </tr> <tr> <td>原子炉下部キャベライズ水位(0~90%)</td> <td>電極式水位検出器(※<sup>1</sup>)</td> <td>・原子炉下部キャベライズ水位(0~90%) ・燃料貯蔵水レベル水位(0~100%) ・補助給水レベル水位(0~100%) ・1号格納容器スプレッドアウト貯蔵水レベル(0~100%) ・2号格納容器スプレッドアウト貯蔵水レベル(0~100%)</td> <td>重大事故等時において、原子炉下部キャベライズに所定レベルの貯蔵に必要な水量があることを監視可能。</td> </tr> <tr> <td>格納容器水位(0~90%)</td> <td>電極式水位検出器(※<sup>1</sup>)</td> <td>・燃料貯蔵水レベル水位(0~100%) ・補助給水レベル水位(0~100%) ・1号格納容器スプレッドアウト貯蔵水レベル(0~100%) ・2号格納容器スプレッドアウト貯蔵水レベル(0~100%)</td> <td>重大事故等時において、格納容器への注入量の制限レベルに達したことを監視可能。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内の水素濃度</td> <td>格納容器内空気水素濃度(0~30vol%)</td> <td>熱平衡式検出器(※<sup>1</sup>)</td> <td>・重要計器の手番 ・原子炉格納容器内水素処理装置温度(0~300℃)及び格納容器水素メータ温度(0~300℃)(※<sup>1</sup>)</td> <td>重大事故等時において、変動範囲(0~3vol%)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>原子炉格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)(10<sup>-7</sup>~10<sup>5</sup>s/h)</td> <td>電離箱</td> <td>・多重性を有する重要計器の他チャンネル</td> <td>炉心損傷判断の概である10<sup>5</sup>s/hを超えた燃料線量率を監視可能。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(※<sup>1</sup>) 漏洩ダイアフラムによる原子炉格納容器圧力を計測。  (※<sup>2</sup>) 漏洩ダイアフラムによる格納容器内側壁サンプル水位と格納容器内側壁サンプル水位の差を計測。  (※<sup>3</sup>) 各レベルの水は変化及び格納容器内側壁サンプル水位を監視する。  (※<sup>4</sup>) 格納容器内水素処理装置及び格納容器水素メータの内部特性の関数から、作動状態を監視することにより、格納容器内の水素濃度を高精度に監視可能であることが確認されている。</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)	弾性圧力検出器(※ <sup>1</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(観測)(0~0.30MPa)(※ <sup>1</sup> )	設計基準事故時において、格納容器最高使用圧力(0.203MPa)を監視可能。	格納容器圧力(観測)(0~0.30MPa)	弾性圧力検出器(※ <sup>1</sup> )	・原子炉格納容器圧力(0~0.30MPa) ・格納容器内空気温度(0~320℃)(※ <sup>1</sup> )	重大事故等時において、格納容器境界圧力(120kPa, 168kPa)を監視可能。	原子炉格納容器内の水位	格納容器内側壁サンプル水位(0~100%)	差圧式水位検出器(※ <sup>1</sup> )	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・格納容器内側壁サンプル水位(観測)(0~100%)	重大事故等時において、内側壁サンプル水位(77%)を監視可能。	格納容器内側壁サンプル水位(0~100%)	差圧式水位検出器(※ <sup>1</sup> )	・格納容器内側壁サンプル水位(観測)(0~100%)	重大事故等時において、内側壁サンプル水位(77%)を監視可能。格納容器の40%は、広域水位の約48%に相当。	原子炉下部キャベライズ水位(0~90%)	電極式水位検出器(※ <sup>1</sup> )	・原子炉下部キャベライズ水位(0~90%) ・燃料貯蔵水レベル水位(0~100%) ・補助給水レベル水位(0~100%) ・1号格納容器スプレッドアウト貯蔵水レベル(0~100%) ・2号格納容器スプレッドアウト貯蔵水レベル(0~100%)	重大事故等時において、原子炉下部キャベライズに所定レベルの貯蔵に必要な水量があることを監視可能。	格納容器水位(0~90%)	電極式水位検出器(※ <sup>1</sup> )	・燃料貯蔵水レベル水位(0~100%) ・補助給水レベル水位(0~100%) ・1号格納容器スプレッドアウト貯蔵水レベル(0~100%) ・2号格納容器スプレッドアウト貯蔵水レベル(0~100%)	重大事故等時において、格納容器への注入量の制限レベルに達したことを監視可能。	原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内空気水素濃度(0~30vol%)	熱平衡式検出器(※ <sup>1</sup> )	・重要計器の手番 ・原子炉格納容器内水素処理装置温度(0~300℃)及び格納容器水素メータ温度(0~300℃)(※ <sup>1</sup> )	重大事故等時において、変動範囲(0~3vol%)を監視可能。	原子炉格納容器内の放射線量率	原子炉格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)(10 <sup>-7</sup> ~10 <sup>5</sup> s/h)	電離箱	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	炉心損傷判断の概である10 <sup>5</sup> s/hを超えた燃料線量率を監視可能。	
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])	弾性圧力検出器(※ <sup>1</sup> )	・圧力制御室圧力(0~1MPa[abs])(※ <sup>1</sup> ) ・ドライウェル温度(0~300℃)(※ <sup>1</sup> )	重大事故等時において、原子炉格納容器境界圧力(185kPa)をドライウェル圧力又は圧力制御室圧力にて監視可能。																																																																																										
	圧力制御室圧力(0~1MPa[abs])	弾性圧力検出器(※ <sup>1</sup> )	・ドライウェル圧力(0~1MPa[abs])(※ <sup>1</sup> ) ・圧力制御室内空気温度(0~300℃)(※ <sup>1</sup> )																																																																																											
原子炉格納容器内の水位	圧力制御室水位(0~5m)(※ <sup>1</sup> )	差圧式水位検出器(※ <sup>1</sup> )	・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>1</sup> )	重大事故等時において、外置水頭注水流量(通常運転水位:約2m(※ <sup>1</sup> ))の範囲を監視可能。																																																																																										
	原子炉格納容器下部水位(0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.9m)	電極式水位検出器(※ <sup>1</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最(0~110t/h)(※ <sup>1</sup> )	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ヘドスタル部の露水状況を監視可能。																																																																																										
	ドライウェル水位(0.02m, 0.25m, 0.34m)	電極式水位検出器(※ <sup>1</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最(0~110t/h)(※ <sup>1</sup> )	重大事故等時において、原子炉格納容器下部の溶融炉心の冷却に必要な水深(0.25m)を監視可能。																																																																																										
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内空気気水素濃度(0~30vol%)	熱平衡式水素検出器(※ <sup>1</sup> )	・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(0/3)(0~100vol%)及び格納容器内水素濃度(S/C)(0~100vol%) (※ <sup>1</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%)	熱平衡式酸素検出器(※ <sup>1</sup> )	・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(0/3)(10 <sup>-6</sup> ~10 <sup>5</sup> s/h)	電離箱	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	炉心損傷の判断値(停止直後で約10Sv/h)を監視可能。																																																																																										
	格納容器内空気放射線モニタ(S/C)(10 <sup>-7</sup> ~10 <sup>5</sup> s/h)	電離箱	・多重性を有する重要計器の他チャンネル																																																																																											
重要監視パラメータ	重要計器(計測範囲)	検出器の種類	重要代替計器等(代表)(※ <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)	弾性圧力検出器(※ <sup>1</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(観測)(0~0.30MPa)(※ <sup>1</sup> )	設計基準事故時において、格納容器最高使用圧力(0.203MPa)を監視可能。																																																																																										
	格納容器圧力(観測)(0~0.30MPa)	弾性圧力検出器(※ <sup>1</sup> )	・原子炉格納容器圧力(0~0.30MPa) ・格納容器内空気温度(0~320℃)(※ <sup>1</sup> )	重大事故等時において、格納容器境界圧力(120kPa, 168kPa)を監視可能。																																																																																										
原子炉格納容器内の水位	格納容器内側壁サンプル水位(0~100%)	差圧式水位検出器(※ <sup>1</sup> )	・多重性を有する重要計器の他チャンネル ・格納容器内側壁サンプル水位(観測)(0~100%)	重大事故等時において、内側壁サンプル水位(77%)を監視可能。																																																																																										
	格納容器内側壁サンプル水位(0~100%)	差圧式水位検出器(※ <sup>1</sup> )	・格納容器内側壁サンプル水位(観測)(0~100%)	重大事故等時において、内側壁サンプル水位(77%)を監視可能。格納容器の40%は、広域水位の約48%に相当。																																																																																										
	原子炉下部キャベライズ水位(0~90%)	電極式水位検出器(※ <sup>1</sup> )	・原子炉下部キャベライズ水位(0~90%) ・燃料貯蔵水レベル水位(0~100%) ・補助給水レベル水位(0~100%) ・1号格納容器スプレッドアウト貯蔵水レベル(0~100%) ・2号格納容器スプレッドアウト貯蔵水レベル(0~100%)	重大事故等時において、原子炉下部キャベライズに所定レベルの貯蔵に必要な水量があることを監視可能。																																																																																										
格納容器水位(0~90%)	電極式水位検出器(※ <sup>1</sup> )	・燃料貯蔵水レベル水位(0~100%) ・補助給水レベル水位(0~100%) ・1号格納容器スプレッドアウト貯蔵水レベル(0~100%) ・2号格納容器スプレッドアウト貯蔵水レベル(0~100%)	重大事故等時において、格納容器への注入量の制限レベルに達したことを監視可能。																																																																																											
原子炉格納容器内の水素濃度	格納容器内空気水素濃度(0~30vol%)	熱平衡式検出器(※ <sup>1</sup> )	・重要計器の手番 ・原子炉格納容器内水素処理装置温度(0~300℃)及び格納容器水素メータ温度(0~300℃)(※ <sup>1</sup> )	重大事故等時において、変動範囲(0~3vol%)を監視可能。																																																																																										
原子炉格納容器内の放射線量率	原子炉格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ)(10 <sup>-7</sup> ~10 <sup>5</sup> s/h)	電離箱	・多重性を有する重要計器の他チャンネル	炉心損傷判断の概である10 <sup>5</sup> s/hを超えた燃料線量率を監視可能。																																																																																										

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）

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																							
<p>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)</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>主回路の過電流又は監視</td> <td>超電流検出モニタ (<math>10^3 \sim 10^4 \text{ A}</math>) (<math>10^3 \sim 10^4 \text{ cm}^2 \times \text{A}</math>) 、<math>0 \sim 40\% \text{ 又は } 0 \sim 125\% (1 \times 10^6 \sim 2 \times 10^7 \text{ A}^2 \times \text{cm}^2)</math>)</td> <td>区分別電線継電器</td> <td>・多相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 (<math>0 \sim 125\% (1.2 \times 10^6 \sim 2.4 \times 10^6 \text{ m}^2 \times \text{A}^2)</math>) (※)</td> <td>設計基準等 (1) (同時発生) 期間中は中性子束が設計に上昇し、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期間中であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、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>最終ヒートシシタの確保 (代替循環冷却系)</td> <td>サブプレッションポンプの水温度 (<math>0 \sim 200\text{C}</math>)  冷却熱除去蒸気交換器入口温度 (<math>0 \sim 300\text{C}</math>)  代替循環冷却ポンプ出口流量 (<math>0 \sim 200\text{m}^3/\text{s}</math>)  代替循環冷却ポンプ出口圧力 (約 <math>1.0 \times 10^6 \text{ Pa}</math>)</td> <td>温度検出器  熱電対  差圧式流量検出器 (※)</td> <td>・多相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 (<math>0 \sim 300\text{C}</math>) (※)  ・サブプレッションポンプの水温度 (<math>0 \sim 200\text{C}</math>)  (低圧代替注水時) ・圧力制御室内水位 (<math>0 \sim 3\text{m}</math>) (※)  (原子炉格納容器スプレイト時) ・原子炉格納容器下部水位 (<math>0 \sim 3\text{m}</math>)、<math>1.0\text{m}</math>、<math>1.5\text{m}</math>、<math>2.0\text{m}</math>、<math>2.5\text{m}</math>、<math>3.0\text{m}</math> 及びドライケール水位 (<math>0.02\text{m}</math>、<math>0.25\text{m}</math>、<math>0.3\text{m}</math>) (※)</td> <td>重大事故等時において、原子炉格納容器静置圧力 (約 <math>0.6 \text{ MPa}</math>) におけるサブプレッションポンプの水温度 (約 <math>178\text{C}</math>) を監視可能。  重大事故等時において、代替循環冷却系静置圧力の最高使用温度 (約 <math>100\text{C}</math>) を監視可能。  重大事故等時の代替循環冷却ポンプを用いた原子炉格納容器注水時における最大注水量 (約 <math>150\text{m}^3/\text{s}</math>) を監視可能。  重大事故等時の代替循環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量 (約 <math>150\text{m}^3/\text{s}</math>) を監視可能。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(※) 原子炉起動時から定格出力運転時の中性子束を監視可能。          (※) 超電流検出モニタの最大定ま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 (※)	主回路の過電流又は監視	超電流検出モニタ ( $10^3 \sim 10^4 \text{ A}$ ) ( $10^3 \sim 10^4 \text{ cm}^2 \times \text{A}$ ) 、 $0 \sim 40\% \text{ 又は } 0 \sim 125\% (1 \times 10^6 \sim 2 \times 10^7 \text{ A}^2 \times \text{cm}^2)$ )	区分別電線継電器	・多相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 ( $0 \sim 125\% (1.2 \times 10^6 \sim 2.4 \times 10^6 \text{ m}^2 \times \text{A}^2)$ ) (※)	設計基準等 (1) (同時発生) 期間中は中性子束が設計に上昇し、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期間中であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、現状の計測範囲で事故対応が可能。重大事故等時も同様。	最終ヒートシシタの確保 (代替循環冷却系)	サブプレッションポンプの水温度 ( $0 \sim 200\text{C}$ )  冷却熱除去蒸気交換器入口温度 ( $0 \sim 300\text{C}$ )  代替循環冷却ポンプ出口流量 ( $0 \sim 200\text{m}^3/\text{s}$ )  代替循環冷却ポンプ出口圧力 (約 $1.0 \times 10^6 \text{ Pa}$ )	温度検出器  熱電対  差圧式流量検出器 (※)	・多相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 ( $0 \sim 300\text{C}$ ) (※)  ・サブプレッションポンプの水温度 ( $0 \sim 200\text{C}$ )  (低圧代替注水時) ・圧力制御室内水位 ( $0 \sim 3\text{m}$ ) (※)  (原子炉格納容器スプレイト時) ・原子炉格納容器下部水位 ( $0 \sim 3\text{m}$ )、 $1.0\text{m}$ 、 $1.5\text{m}$ 、 $2.0\text{m}$ 、 $2.5\text{m}$ 、 $3.0\text{m}$ 及びドライケール水位 ( $0.02\text{m}$ 、 $0.25\text{m}$ 、 $0.3\text{m}$ ) (※)	重大事故等時において、原子炉格納容器静置圧力 (約 $0.6 \text{ MPa}$ ) におけるサブプレッションポンプの水温度 (約 $178\text{C}$ ) を監視可能。  重大事故等時において、代替循環冷却系静置圧力の最高使用温度 (約 $100\text{C}$ ) を監視可能。  重大事故等時の代替循環冷却ポンプを用いた原子炉格納容器注水時における最大注水量 (約 $150\text{m}^3/\text{s}$ ) を監視可能。  重大事故等時の代替循環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量 (約 $150\text{m}^3/\text{s}$ ) を監視可能。	<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 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>最終ヒートシシタの確保 (原子炉格納容器)</td> <td>原子炉格納容器圧力 (約 <math>0.6 \text{ MPa}</math>)</td> <td>差圧式水位検出器 (※)</td> <td>・多相性を有する重要計器の他チャンネル</td> <td>重大事故等時の原子炉格納容器静置圧力 (約 <math>0.6 \text{ MPa}</math>) を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置 (放射線)</td> <td>フィルタ装置入口圧力 (約 <math>0.1 \sim 1.0 \text{ MPa}</math>)  フィルタ装置出口圧力 (約 <math>0.1 \sim 1.0 \text{ MPa}</math>)  フィルタ装置温度 (<math>0 \sim 200\text{C}</math>)  放射線モニタ (<math>10^3 \sim 10^6 \text{ Sv/h}</math>)</td> <td>差圧式圧力検出器 (※)  差圧式圧力検出器 (※)  熱電対  電線継電器</td> <td>・ドライケール圧力 (<math>0 \sim 1 \text{ MPa}</math>) 又は圧力制御室内圧力 (<math>0 \sim 1 \text{ MPa}</math>) (※)  ・多相性を有する重要計器の他チャンネル</td> <td>重大事故等時の原子炉格納容器フィルタ装置内の最高圧力 (約 <math>0.6 \text{ MPa}</math>) を監視可能。  重大事故等時の原子炉格納容器フィルタ装置の最高使用温度 (約 <math>200\text{C}</math>) を監視可能。  重大事故等時の放射線モニタを監視可能。</td> </tr> <tr> <td>放射線モニタ</td> <td>放射線モニタ (約 <math>10^3 \sim 10^6 \text{ Sv/h}</math>)</td> <td>電線継電器</td> <td>・多相性を有する重要計器の他チャンネル</td> <td>重大事故等時の放射線モニタを監視可能。</td> </tr> <tr> <td>放射線モニタ</td> <td>放射線モニタ (約 <math>10^3 \sim 10^6 \text{ Sv/h}</math>)</td> <td>電線継電器</td> <td>・多相性を有する重要計器の他チャンネル</td> <td>重大事故等時の放射線モニタを監視可能。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(※) 隔壁ダイヤフラムにかかるフィルタ装置内の圧力 (放射線) とフィルタ装置下部の圧力を計測。          (※) 隔壁ダイヤフラムにかかるフィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置出口圧力を計測。          (※) 放射線モニタにより放射線モニタの健全性を確認する。          (※) 放射線モニタの検出範囲は、原子炉格納容器ベント開始後原子炉停止後1時間と想定した最高値。          (※) フィルタ装置出口水素濃度は、原子炉格納容器内の気体が通過することから格納容器内水素濃度とはほぼ同じ濃度となる。          (※) 中心積層ベントすることを想定した保守的な線量率 (中心積層の判断値 (停止直前で約 <math>10\text{Sv/h}</math>) を参照)。</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 (※)	最終ヒートシシタの確保 (原子炉格納容器)	原子炉格納容器圧力 (約 $0.6 \text{ MPa}$ )	差圧式水位検出器 (※)	・多相性を有する重要計器の他チャンネル	重大事故等時の原子炉格納容器静置圧力 (約 $0.6 \text{ MPa}$ ) を監視可能。	フィルタ装置 (放射線)	フィルタ装置入口圧力 (約 $0.1 \sim 1.0 \text{ MPa}$ )  フィルタ装置出口圧力 (約 $0.1 \sim 1.0 \text{ MPa}$ )  フィルタ装置温度 ( $0 \sim 200\text{C}$ )  放射線モニタ ( $10^3 \sim 10^6 \text{ Sv/h}$ )	差圧式圧力検出器 (※)  差圧式圧力検出器 (※)  熱電対  電線継電器	・ドライケール圧力 ( $0 \sim 1 \text{ MPa}$ ) 又は圧力制御室内圧力 ( $0 \sim 1 \text{ MPa}$ ) (※)  ・多相性を有する重要計器の他チャンネル	重大事故等時の原子炉格納容器フィルタ装置内の最高圧力 (約 $0.6 \text{ MPa}$ ) を監視可能。  重大事故等時の原子炉格納容器フィルタ装置の最高使用温度 (約 $200\text{C}$ ) を監視可能。  重大事故等時の放射線モニタを監視可能。	放射線モニタ	放射線モニタ (約 $10^3 \sim 10^6 \text{ Sv/h}$ )	電線継電器	・多相性を有する重要計器の他チャンネル	重大事故等時の放射線モニタを監視可能。	放射線モニタ	放射線モニタ (約 $10^3 \sim 10^6 \text{ Sv/h}$ )	電線継電器	・多相性を有する重要計器の他チャンネル	重大事故等時の放射線モニタを監視可能。	<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 (5/7)</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>放射線モニタ</td> <td>放射線モニタ (約 <math>10^3 \sim 10^6 \text{ Sv/h}</math>)</td> <td>電線継電器</td> <td>・多相性を有する重要計器の他チャンネル ・中間領域中性子束 (<math>10^3 \sim 10^4 \text{ cm}^2 \times \text{A}</math>) ・原子炉格納容器下部水位 (<math>0 \sim 3\text{m}</math>)、<math>1.0\text{m}</math>、<math>1.5\text{m}</math>、<math>2.0\text{m}</math>、<math>2.5\text{m}</math>、<math>3.0\text{m}</math> (※)</td> <td>設計基準等 (1) (同時発生) 期間中は中性子束が設計に上昇し、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期間中であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、現状の計測範囲で事故対応が可能。また、重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。</td> </tr> <tr> <td>放射線モニタ</td> <td>放射線モニタ (約 <math>10^3 \sim 10^6 \text{ Sv/h}</math>)</td> <td>電線継電器</td> <td>・多相性を有する重要計器の他チャンネル ・中間領域中性子束 (<math>10^3 \sim 10^4 \text{ cm}^2 \times \text{A}</math>) ・原子炉格納容器下部水位 (<math>0 \sim 3\text{m}</math>)、<math>1.0\text{m}</math>、<math>1.5\text{m}</math>、<math>2.0\text{m}</math>、<math>2.5\text{m}</math>、<math>3.0\text{m}</math> (※)</td> <td>設計基準等 (1) (同時発生) 期間中は中性子束が設計に上昇し、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期間中であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、現状の計測範囲で事故対応が可能。</td> </tr> <tr> <td>放射線モニタ</td> <td>放射線モニタ (約 <math>10^3 \sim 10^6 \text{ Sv/h}</math>)</td> <td>電線継電器</td> <td>・多相性を有する重要計器の他チャンネル ・中間領域中性子束 (<math>10^3 \sim 10^4 \text{ cm}^2 \times \text{A}</math>) ・原子炉格納容器下部水位 (<math>0 \sim 3\text{m}</math>)、<math>1.0\text{m}</math>、<math>1.5\text{m}</math>、<math>2.0\text{m}</math>、<math>2.5\text{m}</math>、<math>3.0\text{m}</math> (※)</td> <td>設計基準等 (1) (同時発生) 期間中は中性子束が設計に上昇し、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期間中であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、現状の計測範囲で事故対応が可能。</td> </tr> <tr> <td>放射線モニタ</td> <td>放射線モニタ (約 <math>10^3 \sim 10^6 \text{ Sv/h}</math>)</td> <td>電線継電器</td> <td>・多相性を有する重要計器の他チャンネル ・中間領域中性子束 (<math>10^3 \sim 10^4 \text{ cm}^2 \times \text{A}</math>) ・原子炉格納容器下部水位 (<math>0 \sim 3\text{m}</math>)、<math>1.0\text{m}</math>、<math>1.5\text{m}</math>、<math>2.0\text{m}</math>、<math>2.5\text{m}</math>、<math>3.0\text{m}</math> (※)</td> <td>設計基準等 (1) (同時発生) 期間中は中性子束が設計に上昇し、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期間中であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、現状の計測範囲で事故対応が可能。</td> </tr> </tbody> </table> <p>(※) 隔壁ダイヤフラムにかかるフィルタ装置内の圧力 (放射線) と隔壁装置下部の圧力を計測。          (※) 隔壁ダイヤフラムにかかるフィルタ装置入口圧力及びフィルタ装置出口圧力を計測。          (※) 放射線モニタにより放射線モニタの健全性を確認する。          (※) 放射線モニタの検出範囲は、原子炉格納容器ベント開始後原子炉停止後1時間と想定した最高値。          (※) フィルタ装置出口水素濃度は、原子炉格納容器内の気体が通過することから格納容器内水素濃度とはほぼ同じ濃度となる。          (※) 中心積層ベントすることを想定した保守的な線量率 (中心積層の判断値 (停止直前で約 <math>10\text{Sv/h}</math>) を参照)。</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 (※)	放射線モニタ	放射線モニタ (約 $10^3 \sim 10^6 \text{ Sv/h}$ )	電線継電器	・多相性を有する重要計器の他チャンネル ・中間領域中性子束 ( $10^3 \sim 10^4 \text{ cm}^2 \times \text{A}$ ) ・原子炉格納容器下部水位 ( $0 \sim 3\text{m}$ )、 $1.0\text{m}$ 、 $1.5\text{m}$ 、 $2.0\text{m}$ 、 $2.5\text{m}$ 、 $3.0\text{m}$ (※)	設計基準等 (1) (同時発生) 期間中は中性子束が設計に上昇し、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期間中であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、現状の計測範囲で事故対応が可能。また、重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。	放射線モニタ	放射線モニタ (約 $10^3 \sim 10^6 \text{ Sv/h}$ )	電線継電器	・多相性を有する重要計器の他チャンネル ・中間領域中性子束 ( $10^3 \sim 10^4 \text{ cm}^2 \times \text{A}$ ) ・原子炉格納容器下部水位 ( $0 \sim 3\text{m}$ )、 $1.0\text{m}$ 、 $1.5\text{m}$ 、 $2.0\text{m}$ 、 $2.5\text{m}$ 、 $3.0\text{m}$ (※)	設計基準等 (1) (同時発生) 期間中は中性子束が設計に上昇し、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期間中であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、現状の計測範囲で事故対応が可能。	放射線モニタ	放射線モニタ (約 $10^3 \sim 10^6 \text{ Sv/h}$ )	電線継電器	・多相性を有する重要計器の他チャンネル ・中間領域中性子束 ( $10^3 \sim 10^4 \text{ cm}^2 \times \text{A}$ ) ・原子炉格納容器下部水位 ( $0 \sim 3\text{m}$ )、 $1.0\text{m}$ 、 $1.5\text{m}$ 、 $2.0\text{m}$ 、 $2.5\text{m}$ 、 $3.0\text{m}$ (※)	設計基準等 (1) (同時発生) 期間中は中性子束が設計に上昇し、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期間中であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、現状の計測範囲で事故対応が可能。	放射線モニタ	放射線モニタ (約 $10^3 \sim 10^6 \text{ Sv/h}$ )	電線継電器	・多相性を有する重要計器の他チャンネル ・中間領域中性子束 ( $10^3 \sim 10^4 \text{ cm}^2 \times \text{A}$ ) ・原子炉格納容器下部水位 ( $0 \sim 3\text{m}$ )、 $1.0\text{m}$ 、 $1.5\text{m}$ 、 $2.0\text{m}$ 、 $2.5\text{m}$ 、 $3.0\text{m}$ (※)	設計基準等 (1) (同時発生) 期間中は中性子束が設計に上昇し、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期間中であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、現状の計測範囲で事故対応が可能。	<p>相違理由</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 (※)																																																																								
主回路の過電流又は監視	超電流検出モニタ ( $10^3 \sim 10^4 \text{ A}$ ) ( $10^3 \sim 10^4 \text{ cm}^2 \times \text{A}$ ) 、 $0 \sim 40\% \text{ 又は } 0 \sim 125\% (1 \times 10^6 \sim 2 \times 10^7 \text{ A}^2 \times \text{cm}^2)$ )	区分別電線継電器	・多相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 ( $0 \sim 125\% (1.2 \times 10^6 \sim 2.4 \times 10^6 \text{ m}^2 \times \text{A}^2)$ ) (※)	設計基準等 (1) (同時発生) 期間中は中性子束が設計に上昇し、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期間中であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、現状の計測範囲で事故対応が可能。重大事故等時も同様。																																																																						
最終ヒートシシタの確保 (代替循環冷却系)	サブプレッションポンプの水温度 ( $0 \sim 200\text{C}$ )  冷却熱除去蒸気交換器入口温度 ( $0 \sim 300\text{C}$ )  代替循環冷却ポンプ出口流量 ( $0 \sim 200\text{m}^3/\text{s}$ )  代替循環冷却ポンプ出口圧力 (約 $1.0 \times 10^6 \text{ Pa}$ )	温度検出器  熱電対  差圧式流量検出器 (※)	・多相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 ( $0 \sim 300\text{C}$ ) (※)  ・サブプレッションポンプの水温度 ( $0 \sim 200\text{C}$ )  (低圧代替注水時) ・圧力制御室内水位 ( $0 \sim 3\text{m}$ ) (※)  (原子炉格納容器スプレイト時) ・原子炉格納容器下部水位 ( $0 \sim 3\text{m}$ )、 $1.0\text{m}$ 、 $1.5\text{m}$ 、 $2.0\text{m}$ 、 $2.5\text{m}$ 、 $3.0\text{m}$ 及びドライケール水位 ( $0.02\text{m}$ 、 $0.25\text{m}$ 、 $0.3\text{m}$ ) (※)	重大事故等時において、原子炉格納容器静置圧力 (約 $0.6 \text{ MPa}$ ) におけるサブプレッションポンプの水温度 (約 $178\text{C}$ ) を監視可能。  重大事故等時において、代替循環冷却系静置圧力の最高使用温度 (約 $100\text{C}$ ) を監視可能。  重大事故等時の代替循環冷却ポンプを用いた原子炉格納容器注水時における最大注水量 (約 $150\text{m}^3/\text{s}$ ) を監視可能。  重大事故等時の代替循環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量 (約 $150\text{m}^3/\text{s}$ ) 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 (※)																																																																						
最終ヒートシシタの確保 (原子炉格納容器)	原子炉格納容器圧力 (約 $0.6 \text{ MPa}$ )	差圧式水位検出器 (※)	・多相性を有する重要計器の他チャンネル	重大事故等時の原子炉格納容器静置圧力 (約 $0.6 \text{ MPa}$ ) を監視可能。																																																																						
フィルタ装置 (放射線)	フィルタ装置入口圧力 (約 $0.1 \sim 1.0 \text{ MPa}$ )  フィルタ装置出口圧力 (約 $0.1 \sim 1.0 \text{ MPa}$ )  フィルタ装置温度 ( $0 \sim 200\text{C}$ )  放射線モニタ ( $10^3 \sim 10^6 \text{ Sv/h}$ )	差圧式圧力検出器 (※)  差圧式圧力検出器 (※)  熱電対  電線継電器	・ドライケール圧力 ( $0 \sim 1 \text{ MPa}$ ) 又は圧力制御室内圧力 ( $0 \sim 1 \text{ MPa}$ ) (※)  ・多相性を有する重要計器の他チャンネル	重大事故等時の原子炉格納容器フィルタ装置内の最高圧力 (約 $0.6 \text{ MPa}$ ) を監視可能。  重大事故等時の原子炉格納容器フィルタ装置の最高使用温度 (約 $200\text{C}$ ) を監視可能。  重大事故等時の放射線モニタを監視可能。																																																																						
放射線モニタ	放射線モニタ (約 $10^3 \sim 10^6 \text{ Sv/h}$ )	電線継電器	・多相性を有する重要計器の他チャンネル	重大事故等時の放射線モニタを監視可能。																																																																						
放射線モニタ	放射線モニタ (約 $10^3 \sim 10^6 \text{ Sv/h}$ )	電線継電器	・多相性を有する重要計器の他チャンネル	重大事故等時の放射線モニタを監視可能。																																																																						
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 (※)																																																																						
放射線モニタ	放射線モニタ (約 $10^3 \sim 10^6 \text{ Sv/h}$ )	電線継電器	・多相性を有する重要計器の他チャンネル ・中間領域中性子束 ( $10^3 \sim 10^4 \text{ cm}^2 \times \text{A}$ ) ・原子炉格納容器下部水位 ( $0 \sim 3\text{m}$ )、 $1.0\text{m}$ 、 $1.5\text{m}$ 、 $2.0\text{m}$ 、 $2.5\text{m}$ 、 $3.0\text{m}$ (※)	設計基準等 (1) (同時発生) 期間中は中性子束が設計に上昇し、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期間中であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、現状の計測範囲で事故対応が可能。また、重大事故等時においても同計測範囲により事故対応が可能。																																																																						
放射線モニタ	放射線モニタ (約 $10^3 \sim 10^6 \text{ Sv/h}$ )	電線継電器	・多相性を有する重要計器の他チャンネル ・中間領域中性子束 ( $10^3 \sim 10^4 \text{ cm}^2 \times \text{A}$ ) ・原子炉格納容器下部水位 ( $0 \sim 3\text{m}$ )、 $1.0\text{m}$ 、 $1.5\text{m}$ 、 $2.0\text{m}$ 、 $2.5\text{m}$ 、 $3.0\text{m}$ (※)	設計基準等 (1) (同時発生) 期間中は中性子束が設計に上昇し、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期間中であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、現状の計測範囲で事故対応が可能。																																																																						
放射線モニタ	放射線モニタ (約 $10^3 \sim 10^6 \text{ Sv/h}$ )	電線継電器	・多相性を有する重要計器の他チャンネル ・中間領域中性子束 ( $10^3 \sim 10^4 \text{ cm}^2 \times \text{A}$ ) ・原子炉格納容器下部水位 ( $0 \sim 3\text{m}$ )、 $1.0\text{m}$ 、 $1.5\text{m}$ 、 $2.0\text{m}$ 、 $2.5\text{m}$ 、 $3.0\text{m}$ (※)	設計基準等 (1) (同時発生) 期間中は中性子束が設計に上昇し、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期間中であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、現状の計測範囲で事故対応が可能。																																																																						
放射線モニタ	放射線モニタ (約 $10^3 \sim 10^6 \text{ Sv/h}$ )	電線継電器	・多相性を有する重要計器の他チャンネル ・中間領域中性子束 ( $10^3 \sim 10^4 \text{ cm}^2 \times \text{A}$ ) ・原子炉格納容器下部水位 ( $0 \sim 3\text{m}$ )、 $1.0\text{m}$ 、 $1.5\text{m}$ 、 $2.0\text{m}$ 、 $2.5\text{m}$ 、 $3.0\text{m}$ (※)	設計基準等 (1) (同時発生) 期間中は中性子束が設計に上昇し、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期間中であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、現状の計測範囲で事故対応が可能。																																																																						
<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

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 (7/8)

Table with 4 columns: 重要監視パラメータ, 重要計器, 検出器の種類, 重要代替計器等. Rows include parameters like 燃料温度, 炉内圧力, 炉内温度, etc.

(60\*) 原子炉圧力容器温度と炉内温度交換器入口温度の相違(高運転)を基に推定。
(61\*) 換気装置(ファン)の熱交換器(設計値)を用いて水温を推定。
(62\*) 運転ダイヤグラムに示した出力を計測。
(63\*) 定期試験時に測定された出力に推定。

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 (8/8)

Table with 4 columns: 重要監視パラメータ, 重要計器, 検出器の種類, 重要代替計器等. Rows include parameters like 冷却水の流量, 炉内圧力, 炉内温度, etc.

(60\*) 運転ダイヤグラムに示した出力を計測。
(61\*) 換気装置(ファン)の熱交換器(設計値)を用いて水温を推定。
(62\*) 運転ダイヤグラムに示した出力を計測。
(63\*) 定期試験時に測定された出力に推定。

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 (6/7)

Table with 4 columns: 重要監視パラメータ, 重要計器, 検出器の種類, 重要代替計器等. Rows include parameters like 炉内圧力, 炉内温度, 炉内圧力, etc.

(60\*) 換気装置(ファン)の熱交換器(設計値)を用いて水温を推定。
(61\*) 換気装置(ファン)の熱交換器(設計値)を用いて水温を推定。
(62\*) 換気装置(ファン)の熱交換器(設計値)を用いて水温を推定。
(63\*) 換気装置(ファン)の熱交換器(設計値)を用いて水温を推定。

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 (7/7)

Table with 4 columns: 重要監視パラメータ, 重要計器, 検出器の種類, 重要代替計器等. Rows include parameters like 炉内圧力, 炉内温度, 炉内圧力, etc.

(60\*) 燃料温度(燃料棒)の検出器により燃料温度を推定することにより、燃料温度(燃料棒)の推定を推定する。
(61\*) 燃料温度(燃料棒)の検出器の検出値を利用して、燃料温度(燃料棒)の推定を推定することにより、燃料温度(燃料棒)の推定を推定する。
(62\*) 燃料温度(燃料棒)の検出器の検出値を利用して、燃料温度(燃料棒)の推定を推定することにより、燃料温度(燃料棒)の推定を推定する。



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>(第58条) 計装設備 (3/11)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等<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="10">原子炉圧力容器への注水量</td> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>高圧代替注水系ポンプ出口流量</td> <td>復水貯蔵タンク水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 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 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧代替注水系ポンプ出口流量</td> <td>復水貯蔵タンク水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>高圧代替注水系ポンプ出口流量</td> <td>復水貯蔵タンク水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>代替格納容器ポンプ出口流量</td> <td>原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量) 高圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量</td> <td>復水貯蔵タンク水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(高圧炉心スプレイスポンプ出口流量) 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量</td> <td>高圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>復水貯蔵タンク水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 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) 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(低圧炉心スプレイスポンプ出口流量) 残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>低圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)</td> <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 <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)	主要設備の計画が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型	原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイスポンプ出口流量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	復水貯蔵タンク水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	常設	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧代替注水系ポンプ出口流量	復水貯蔵タンク水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	常設	高圧炉心スプレイスポンプ出口流量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	復水貯蔵タンク水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	常設	—	代替格納容器ポンプ出口流量	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)	常設	(原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量) 高圧炉心スプレイスポンプ出口流量	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	復水貯蔵タンク水位 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)	常設	(高圧炉心スプレイスポンプ出口流量) 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	復水貯蔵タンク水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	常設	(残留熱除去系ポンプ出口流量) 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量	原子炉水位 (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)	常設	(低圧炉心スプレイスポンプ出口流量) 残留熱除去系ポンプ出口流量	低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	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)	常設	<p>(第58条) 計装設備 (2/10)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等<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">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-格納容器スプレイスポンプ出口 積算流量 (AM用)</td> <td>燃料取替用水ビット水位 加圧器水位 原子炉容器水位 格納容器再循環サンプ水位 (広域)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>代替格納容器スプレイスポンプ出口 積算流量</td> <td>燃料取替用水ビット水位 補助給水ビット水位 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> <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等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計画が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型	原子炉圧力容器への注水量	(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-格納容器スプレイスポンプ出口 積算流量 (AM用)	燃料取替用水ビット水位 加圧器水位 原子炉容器水位 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	常設	—	代替格納容器スプレイスポンプ出口 積算流量	燃料取替用水ビット水位 補助給水ビット水位 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																				
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)	主要設備の計画が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型																																																																															
原子炉圧力容器への注水量	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 高圧炉心スプレイスポンプ出口流量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	復水貯蔵タンク水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	常設																																																																															
	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量 低圧代替注水系ポンプ出口流量	復水貯蔵タンク水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	常設																																																																															
	高圧炉心スプレイスポンプ出口流量	高圧代替注水系ポンプ出口流量	復水貯蔵タンク水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	常設																																																																															
	—	代替格納容器ポンプ出口流量	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)	常設																																																																															
	(原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量) 高圧炉心スプレイスポンプ出口流量	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	復水貯蔵タンク水位 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)	常設																																																																															
	(高圧炉心スプレイスポンプ出口流量) 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	復水貯蔵タンク水位 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域) 原子炉水位 (SA広帯域) 原子炉水位 (SA燃料域)	常設																																																																															
	(残留熱除去系ポンプ出口流量) 低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	残留熱除去系ポンプ出口流量	原子炉水位 (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)	常設																																																																															
	(低圧炉心スプレイスポンプ出口流量) 残留熱除去系ポンプ出口流量	低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	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)	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, **</sup>	機能を代替する主要な重大事故等対処設備 (既設+新設)	主要設備の計画が困難となった場合の重要代替監視パラメータ	常設可搬型																																																																														
	原子炉圧力容器への注水量	(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-格納容器スプレイスポンプ出口 積算流量 (AM用)	燃料取替用水ビット水位 加圧器水位 原子炉容器水位 格納容器再循環サンプ水位 (広域)	常設																																																																															
—		代替格納容器スプレイスポンプ出口 積算流量	燃料取替用水ビット水位 補助給水ビット水位 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>(第58条) 計装設備 (4/11)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等<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">原子炉格納容器への注水量</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>復水貯蔵タンク水位 原子炉格納容器下部水位 ドライフェル水位 ドライフェル温度 ドライフェル圧力 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>原子炉格納容器代替スプレイスポンプ出口流量</td> <td>原子炉格納容器下部水位 ドライフェル水位 ドライフェル温度 ドライフェル圧力 圧力制御室圧力</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>代替格納容器ポンプ出口流量</td> <td>原子炉格納容器下部水位 ドライフェル水位 ドライフェル温度 ドライフェル圧力 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量</td> <td>復水貯蔵タンク水位 原子炉格納容器下部水位 ドライフェル水位</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>ドライフェル温度<sup>**</sup></td> <td>ドライフェル温度</td> <td>主要パラメータの他格納器 ドライフェル圧力 圧力制御室圧力</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器内の温度</td> <td>(圧力制御室内空気温度)</td> <td>(圧力制御室内空気温度)</td> <td>主要パラメータの他格納器 ナプレクションプール水温度 圧力制御室空気温度</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(サブプレッションプール水温度)</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格納器 圧力制御室内空気温度</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉格納容器内の圧力</td> <td>ドライフェル圧力<sup>**</sup></td> <td>ドライフェル圧力</td> <td>圧力制御室圧力 ドライフェル圧力</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>圧力制御室内空気温度 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。                  **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	原子炉格納容器への注水量	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	復水貯蔵タンク水位 原子炉格納容器下部水位 ドライフェル水位 ドライフェル温度 ドライフェル圧力 圧力制御室圧力	常設	残留熱除去系ポンプ出口流量	原子炉格納容器代替スプレイスポンプ出口流量	原子炉格納容器下部水位 ドライフェル水位 ドライフェル温度 ドライフェル圧力 圧力制御室圧力	常設	—	代替格納容器ポンプ出口流量	原子炉格納容器下部水位 ドライフェル水位 ドライフェル温度 ドライフェル圧力 圧力制御室圧力	常設	—	原子炉格納容器下部注水量	復水貯蔵タンク水位 原子炉格納容器下部水位 ドライフェル水位	常設	ドライフェル温度 <sup>**</sup>	ドライフェル温度	主要パラメータの他格納器 ドライフェル圧力 圧力制御室圧力	常設	原子炉格納容器内の温度	(圧力制御室内空気温度)	(圧力制御室内空気温度)	主要パラメータの他格納器 ナプレクションプール水温度 圧力制御室空気温度	常設	(サブプレッションプール水温度)	サブプレッションプール水温度	主要パラメータの他格納器 圧力制御室内空気温度	常設	原子炉格納容器内の圧力	ドライフェル圧力 <sup>**</sup>	ドライフェル圧力	圧力制御室圧力 ドライフェル圧力	常設	圧力制御室圧力 <sup>**</sup>	圧力制御室圧力	圧力制御室内空気温度 圧力制御室圧力	常設	<p>(第58条) 計装設備 (3/10)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等<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">原子炉格納容器への注水量</td> <td>—</td> <td>B-格納容器スプレイスポンプ出口 積算流量 (AM用)</td> <td>燃料取替用水ビット水位 冷却器出口 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イスポンプ出口 積算流量</td> <td>燃料取替用水ビット水位 補助給水ビット水位 格納容器再循環サンプ水位 (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 rowspan="2">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>格納容器圧力 (AM用)</td> <td>原子炉格納容器圧力 格納容器内温度</td> <td>常設</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記 *1: 重大事故防止設備以外の重大事故等対処設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対処設備がないため「—」とする。                  **2: ( ) 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通要因による機能喪失を想定していない。                  **3: 常用計器としての計装設備。個数と設置場所を添付資料1に示す。</p>		機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 <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	原子炉格納容器への注水量	—	B-格納容器スプレイスポンプ出口 積算流量 (AM用)	燃料取替用水ビット水位 冷却器出口 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イスポンプ出口 積算流量	燃料取替用水ビット水位 補助給水ビット水位 格納容器再循環サンプ水位 (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
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																																																																															
原子炉格納容器への注水量	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	復水貯蔵タンク水位 原子炉格納容器下部水位 ドライフェル水位 ドライフェル温度 ドライフェル圧力 圧力制御室圧力	常設																																																																															
	残留熱除去系ポンプ出口流量	原子炉格納容器代替スプレイスポンプ出口流量	原子炉格納容器下部水位 ドライフェル水位 ドライフェル温度 ドライフェル圧力 圧力制御室圧力	常設																																																																															
	—	代替格納容器ポンプ出口流量	原子炉格納容器下部水位 ドライフェル水位 ドライフェル温度 ドライフェル圧力 圧力制御室圧力	常設																																																																															
	—	原子炉格納容器下部注水量	復水貯蔵タンク水位 原子炉格納容器下部水位 ドライフェル水位	常設																																																																															
	ドライフェル温度 <sup>**</sup>	ドライフェル温度	主要パラメータの他格納器 ドライフェル圧力 圧力制御室圧力	常設																																																																															
原子炉格納容器内の温度	(圧力制御室内空気温度)	(圧力制御室内空気温度)	主要パラメータの他格納器 ナプレクションプール水温度 圧力制御室空気温度	常設																																																																															
	(サブプレッションプール水温度)	サブプレッションプール水温度	主要パラメータの他格納器 圧力制御室内空気温度	常設																																																																															
原子炉格納容器内の圧力	ドライフェル圧力 <sup>**</sup>	ドライフェル圧力	圧力制御室圧力 ドライフェル圧力	常設																																																																															
	圧力制御室圧力 <sup>**</sup>	圧力制御室圧力	圧力制御室内空気温度 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 <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																																																																															
原子炉格納容器への注水量	—	B-格納容器スプレイスポンプ出口 積算流量 (AM用)	燃料取替用水ビット水位 冷却器出口 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イスポンプ出口 積算流量	燃料取替用水ビット水位 補助給水ビット水位 格納容器再循環サンプ水位 (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																																																																	
(第58条) 計装設備 (5/11)		(第58条) 計装設備 (4/10)																																																																		
<table border="1"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>機能喪失を想定する主要な設計基準事故対応設備等<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>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                      原子炉格納容器下部注水流量                      廃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                      フォイン洗浄流量)                      残留熱除去系洗浄ライン流量                      (残留熱除去系ヘッドスプレイ                      フォイン洗浄流量)                      原子炉格納容器代替スプレイ流                      量                      原子炉格納容器下部注水流量                      廃水貯蔵タンク水位</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td></td> <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                      フォイン洗浄流量)                      残留熱除去系洗浄ライン流量                      (残留熱除去系ヘッドスプレイ                      フォイン洗浄流量)                      原子炉格納容器代替スプレイ流                      量                      代替保排冷却ポンプ出口流量                      原子炉格納容器下部注水流量                      廃水貯蔵タンク水位</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td></td> <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                      フォイン洗浄流量)                      残留熱除去系洗浄ライン流量                      (残留熱除去系ヘッドスプレイ                      フォイン洗浄流量)                      原子炉格納容器代替スプレイ流                      量                      代替保排冷却ポンプ出口流量                      原子炉格納容器下部注水流量                      廃水貯蔵タンク水位</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>格納容器内雰囲気水素濃度</td> <td>格納容器内雰囲気水素濃度 (D/M)</td> <td>格納容器内水素濃度</td> <td>主要パラメータの他チャンネル                      格納容器内雰囲気気水素濃度</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>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 (S/C)                      (格納容器内雰囲気気水素濃度)</td> <td>格納容器内水素濃度                      (S/C)</td> <td>主要パラメータの他チャンネル                      格納容器内雰囲気気水素濃度                      格納容器内水素濃度 (D/F)                      格納容器内水素濃度 (S/C)</td> <td>常設</td> </tr> </tbody> </table>	機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対応設備等 <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	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 原子炉格納容器下部注水流量 廃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 フォイン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ フォイン洗浄流量) 原子炉格納容器代替スプレイ流 量 原子炉格納容器下部注水流量 廃水貯蔵タンク水位	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 フォイン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ フォイン洗浄流量) 原子炉格納容器代替スプレイ流 量 代替保排冷却ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 廃水貯蔵タンク水位	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 フォイン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ フォイン洗浄流量) 原子炉格納容器代替スプレイ流 量 代替保排冷却ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 廃水貯蔵タンク水位	常設	格納容器内雰囲気水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 (D/M)	格納容器内水素濃度	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	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 (S/C) (格納容器内雰囲気気水素濃度)	格納容器内水素濃度 (S/C)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内雰囲気気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/F) 格納容器内水素濃度 (S/C)	常設	<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>原子炉格納容器内の水位</td> <td>(格納容器再循環サンプ水位 (広域))</td> <td>格納容器再循環サンプ水位 (広域)</td> <td>主要パラメータの他チャンネル                      格納容器再循環サンプ水位 (狭域)                      原子炉下部キャビティ水位                      格納容器水位                      燃料取替用水ピット水位                      補助給水ピット水位                      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</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td></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 (狭域)</td> <td>格納容器再循環サンプ水位 (広域)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td></td> <td>—</td> <td>原子炉下部キャビティ水位</td> <td>格納容器再循環サンプ水位 (広域)                      燃料取替用水ピット水位                      補助給水ピット水位                      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</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td></td> <td>—</td> <td>格納容器水位</td> <td>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>主要パラメータの手備                      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</td> <td>可搬型</td> </tr> <tr> <td>アニュラス内の水素濃度</td> <td>—</td> <td>可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット</td> <td>主要パラメータの手備</td> <td>可搬型</td> </tr> </tbody> </table>	機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対応設備等 <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	原子炉格納容器内の水位	(格納容器再循環サンプ水位 (広域))	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 原子炉下部キャビティ水位 格納容器水位 燃料取替用水ピット水位 補助給水ピット水位 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	常設		(格納容器再循環サンプ水位 (狭域))	格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	常設		—	原子炉下部キャビティ水位	格納容器再循環サンプ水位 (広域) 燃料取替用水ピット水位 補助給水ピット水位 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	常設		—	格納容器水位	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	主要パラメータの手備 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	可搬型	アニュラス内の水素濃度	—	可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット	主要パラメータの手備	可搬型	<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、共通要因による機能喪失を想定していない。</p>	
機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対応設備等 <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																																																																
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 原子炉格納容器下部注水流量 廃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 フォイン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ フォイン洗浄流量) 原子炉格納容器代替スプレイ流 量 原子炉格納容器下部注水流量 廃水貯蔵タンク水位	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 フォイン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ フォイン洗浄流量) 原子炉格納容器代替スプレイ流 量 代替保排冷却ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 廃水貯蔵タンク水位	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 フォイン洗浄流量) 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ フォイン洗浄流量) 原子炉格納容器代替スプレイ流 量 代替保排冷却ポンプ出口流量 原子炉格納容器下部注水流量 廃水貯蔵タンク水位	常設																																																																
格納容器内雰囲気水素濃度	格納容器内雰囲気水素濃度 (D/M)	格納容器内水素濃度	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																																																																
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 (S/C) (格納容器内雰囲気気水素濃度)	格納容器内水素濃度 (S/C)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器内雰囲気気水素濃度 格納容器内水素濃度 (D/F) 格納容器内水素濃度 (S/C)	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																																																																
原子炉格納容器内の水位	(格納容器再循環サンプ水位 (広域))	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	主要パラメータの他チャンネル 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 原子炉下部キャビティ水位 格納容器水位 燃料取替用水ピット水位 補助給水ピット水位 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	常設																																																																
	(格納容器再循環サンプ水位 (狭域))	格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	常設																																																																
	—	原子炉下部キャビティ水位	格納容器再循環サンプ水位 (広域) 燃料取替用水ピット水位 補助給水ピット水位 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	常設																																																																
	—	格納容器水位	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	主要パラメータの手備 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	可搬型																																																																
アニュラス内の水素濃度	—	可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット	主要パラメータの手備	可搬型																																																																
<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>																																																																				



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

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

大飯発電所3 / 4号炉	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<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>実設可搬型</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>(格納容器内空気放射線モニタ(D/W)) 格納容器内空気放射線モニタ(S/C)</td> <td>格納容器内空気放射線モニタ(D/W)</td> <td>主要パラメータの他チャンネル</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>格納容器内空気放射線モニタ(S/C)</td> <td>(格納容器内空気放射線モニタ(S/C)) 格納容器内空気放射線モニタ(D/W)</td> <td>格納容器内空気放射線モニタ(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>水漏れの維持又は監視</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 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 圧力制御室内空気温度</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>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</td> <td>常設</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>—</td> <td>圧力制御室水位 原子炉水位 (広域側) 原子炉水位 (SA広域側) 原子炉水位 (SA燃料側) 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> <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 <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	実設可搬型	原子炉格納容器内の放射線量率	(格納容器内空気放射線モニタ(D/W)) 格納容器内空気放射線モニタ(S/C)	格納容器内空気放射線モニタ(D/W)	主要パラメータの他チャンネル	常設	格納容器内空気放射線モニタ(S/C)	(格納容器内空気放射線モニタ(S/C)) 格納容器内空気放射線モニタ(D/W)	格納容器内空気放射線モニタ(S/C)	主要パラメータの他チャンネル	常設	水漏れの維持又は監視	(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 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 圧力制御室内空気温度	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入口温度 サブプレッションプール水温度	常設	常設	—	—	圧力制御室水位 原子炉水位 (広域側) 原子炉水位 (SA広域側) 原子炉水位 (SA燃料側) 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	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<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>原子炉格納容器内の放射線量率</td> <td>(格納容器内高レンジエリアモニタ) [高レンジ]</td> <td>格納容器内高レンジエリアモニタ [高レンジ]</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>—</td> <td>(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 (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 (高レンジ)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>水漏れの維持又は監視</td> <td>—</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-高側側) 1次冷却材温度 (広域-低側側) ほうげんタンク水位</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>(中間領域中性子束)</td> <td>中間領域中性子束</td> <td>主要パラメータの他チャンネル 出力領域中性子束 中性子源領域中性子束 ほうげんタンク水位</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>(中性子源領域中性子束)</td> <td>中性子源領域中性子束</td> <td>主要パラメータの他チャンネル 中間領域中性子束 ほうげんタンク水位</td> <td>常設</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対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 [高レンジ]	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	—	(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 (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 (高レンジ)	常設	水漏れの維持又は監視	—	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-高側側) 1次冷却材温度 (広域-低側側) 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 中性子源領域中性子束 ほうげんタンク水位	常設	—	(中性子源領域中性子束)	中性子源領域中性子束	主要パラメータの他チャンネル 中間領域中性子束 ほうげんタンク水位	常設	<p>(第58条) 計装設備 (6/10)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等<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>—</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 (運用) 格納容器内温度</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>(原子炉補機冷却水サージタンク水位)</td> <td>原子炉補機冷却水サージタンク水位</td> <td>主要パラメータの他チャンネル 格納容器再循環ユニット 入口温度/出口温度</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>—</td> <td>可搬型温度計装設備 (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>最終ヒートシンクの確保</td> <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 又は他グループ 1次冷却材温度 (広域-低側側) 1次冷却材温度 (広域-高側側)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>蒸気発生器水位 (狭域)<sup>*3</sup></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-低側側) 1次冷却材温度 (広域-高側側)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>(蒸気発生器水位 (広域))</td> <td>蒸気発生器水位 (広域)</td> <td>蒸気発生器水位 (狭域) 1次冷却材温度 (広域-低側側) 1次冷却材温度 (広域-高側側)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>(補助給水流量)</td> <td>補助給水流量</td> <td>補助給水ピット水位 蒸気発生器水位 (広域) 蒸気発生器水位 (狭域)</td> <td>常設</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対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, *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 (運用) 格納容器内温度	常設	—	(原子炉補機冷却水サージタンク水位)	原子炉補機冷却水サージタンク水位	主要パラメータの他チャンネル 格納容器再循環ユニット 入口温度/出口温度	常設	—	—	可搬型温度計装設備 (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 <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 又は他グループ 1次冷却材温度 (広域-低側側) 1次冷却材温度 (広域-高側側)	常設	—	蒸気発生器水位 (狭域) <sup>*3</sup>	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-低側側) 1次冷却材温度 (広域-高側側)	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-低側側) 1次冷却材温度 (広域-高側側)	常設	—	(補助給水流量)	補助給水流量	補助給水ピット水位 蒸気発生器水位 (広域) 蒸気発生器水位 (狭域)	常設	
機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 <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	実設可搬型																																																																																																							
原子炉格納容器内の放射線量率	(格納容器内空気放射線モニタ(D/W)) 格納容器内空気放射線モニタ(S/C)	格納容器内空気放射線モニタ(D/W)	主要パラメータの他チャンネル	常設																																																																																																							
格納容器内空気放射線モニタ(S/C)	(格納容器内空気放射線モニタ(S/C)) 格納容器内空気放射線モニタ(D/W)	格納容器内空気放射線モニタ(S/C)	主要パラメータの他チャンネル	常設																																																																																																							
水漏れの維持又は監視	(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 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 圧力制御室内空気温度	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入口温度 サブプレッションプール水温度	常設	常設																																																																																																							
—	—	圧力制御室水位 原子炉水位 (広域側) 原子炉水位 (SA広域側) 原子炉水位 (SA燃料側) 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	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 [高レンジ]	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																																																																																																							
—	(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 (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 (高レンジ)	常設																																																																																																							
水漏れの維持又は監視	—	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-高側側) 1次冷却材温度 (広域-低側側) 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 中性子源領域中性子束 ほうげんタンク水位	常設																																																																																																							
—	(中性子源領域中性子束)	中性子源領域中性子束	主要パラメータの他チャンネル 中間領域中性子束 ほうげんタンク水位	常設																																																																																																							
機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 <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 (運用) 格納容器内温度	常設																																																																																																							
—	(原子炉補機冷却水サージタンク水位)	原子炉補機冷却水サージタンク水位	主要パラメータの他チャンネル 格納容器再循環ユニット 入口温度/出口温度	常設																																																																																																							
—	—	可搬型温度計装設備 (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 <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 又は他グループ 1次冷却材温度 (広域-低側側) 1次冷却材温度 (広域-高側側)	常設																																																																																																							
—	蒸気発生器水位 (狭域) <sup>*3</sup>	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-低側側) 1次冷却材温度 (広域-高側側)	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-低側側) 1次冷却材温度 (広域-高側側)	常設																																																																																																							
—	(補助給水流量)	補助給水流量	補助給水ピット水位 蒸気発生器水位 (広域) 蒸気発生器水位 (狭域)	常設																																																																																																							
<p>(第56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<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>実設可搬型</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">最終ヒートシンクの確保 (格納容器圧力及び装置)</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 (広域側)</td> <td>主要パラメータの他チャンネル</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系熱交換器出口温度</td> <td>フィルタ装置出口圧力 (広域側)</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>フィルタ装置入口放射線モニタ</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>—</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 (前圧強化バント系)</td> <td>残留熱除去系熱交換器入口温度</td> <td>副任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熱交換器出口温度 残留熱除去系熱交換器冷却水入口温度</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 <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	実設可搬型	最終ヒートシンクの確保 (格納容器圧力及び装置)	残留熱除去系熱交換器入口温度	フィルタ装置入口圧力 (広域側)	主要パラメータの他チャンネル	常設	残留熱除去系熱交換器出口温度	フィルタ装置出口圧力 (広域側)	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	フィルタ装置入口放射線モニタ	ドライウェル圧力 圧力制御室圧力	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 (前圧強化バント系)	残留熱除去系熱交換器入口温度	副任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熱交換器出口温度 残留熱除去系熱交換器冷却水入口温度	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 <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	実設可搬型																																																																																																							
最終ヒートシンクの確保 (格納容器圧力及び装置)	残留熱除去系熱交換器入口温度	フィルタ装置入口圧力 (広域側)	主要パラメータの他チャンネル	常設																																																																																																							
	残留熱除去系熱交換器出口温度	フィルタ装置出口圧力 (広域側)	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	フィルタ装置入口放射線モニタ	ドライウェル圧力 圧力制御室圧力	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 (前圧強化バント系)	残留熱除去系熱交換器入口温度	副任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熱交換器出口温度 残留熱除去系熱交換器冷却水入口温度	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																																																																																																							

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	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">格納容器パイプスの監視 (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 (SA広帯域) 原子炉水位 (燃料域)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)</td> <td>原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">格納容器パイプスの監視 (原子炉圧力容器内の状態)</td> <td>原子炉圧力</td> <td>原子炉圧力</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>原子炉圧力 (SA)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">格納容器パイプスの監視 (原子炉格納容器内の状態)</td> <td>ドライウェル温度*<!--1</td--> <td>ドライウェル温度</td> <td>常設</td> </td></tr> <tr> <td>ドライウェル圧力*<!--1</td--> <td>ドライウェル圧力</td> <td>常設</td> </td></tr> <tr> <td rowspan="3">格納容器パイプスの監視 (原子炉格納容器内の状態)</td> <td>蒸気発生器スプレイングポンプ出口圧力</td> <td>蒸気発生器スプレイングポンプ出口圧力</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ出口圧力</td> <td>残留熱除去系ポンプ出口圧力</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>低圧中心スプレイングポンプ出口圧力</td> <td>低圧中心スプレイングポンプ出口圧力</td> <td>常設</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対応設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対応設備等がないため「-」とする。          *2：( ) 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通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。個数と設置場所を別付資料1に示す。</p>	機能	機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)	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	格納容器パイプスの監視 (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 (SA広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	常設	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	常設	格納容器パイプスの監視 (原子炉圧力容器内の状態)	原子炉圧力	原子炉圧力	常設	原子炉圧力	原子炉圧力 (SA)	常設	格納容器パイプスの監視 (原子炉格納容器内の状態)	ドライウェル温度* 1</td <td>ドライウェル温度</td> <td>常設</td>	ドライウェル温度	常設	ドライウェル圧力* 1</td <td>ドライウェル圧力</td> <td>常設</td>	ドライウェル圧力	常設	格納容器パイプスの監視 (原子炉格納容器内の状態)	蒸気発生器スプレイングポンプ出口圧力	蒸気発生器スプレイングポンプ出口圧力	常設	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	常設	低圧中心スプレイングポンプ出口圧力	低圧中心スプレイングポンプ出口圧力	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>常設</td> </tr> <tr> <td>圧力制御室水位*<!--2</td--> <td>圧力制御室水位</td> <td>常設</td> </td></tr> </tbody> </table> <p>注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対応設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対応設備等がないため「-」とする。          *2：( ) 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通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。個数と設置場所を別付資料1に示す。</p>	機能	機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)	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	常設	圧力制御室水位* 2</td <td>圧力制御室水位</td> <td>常設</td>	圧力制御室水位	常設	<p>(第58条) 計装設備 (7/10)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)</th> <th>主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ</th> <th>常設可搬型</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">格納容器パイプスの監視</td> <td>蒸気発生器水位 (狭域)</td> <td>蒸気発生器水位 (狭域)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>主蒸気ライン圧力*<!--3</td--> <td>主蒸気ライン圧力</td> <td>常設</td> </td></tr> <tr> <td>(1次冷却材圧力 (広域))</td> <td>1次冷却材圧力 (広域)</td> <td>常設</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対応設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対応設備等がないため「-」とする。          *2：( ) 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通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。個数と設置場所を別付資料1に示す。</p>	機能	機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)	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	格納容器パイプスの監視	蒸気発生器水位 (狭域)	蒸気発生器水位 (狭域)	常設	主蒸気ライン圧力* 3</td <td>主蒸気ライン圧力</td> <td>常設</td>	主蒸気ライン圧力	常設	(1次冷却材圧力 (広域))	1次冷却材圧力 (広域)	常設	<p>相違理由</p>
機能	機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)	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																																																												
格納容器パイプスの監視 (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 (SA広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	常設																																																												
	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (燃料域)	常設																																																												
格納容器パイプスの監視 (原子炉圧力容器内の状態)	原子炉圧力	原子炉圧力	常設																																																												
	原子炉圧力	原子炉圧力 (SA)	常設																																																												
格納容器パイプスの監視 (原子炉格納容器内の状態)	ドライウェル温度* 1</td <td>ドライウェル温度</td> <td>常設</td>	ドライウェル温度	常設																																																												
	ドライウェル圧力* 1</td <td>ドライウェル圧力</td> <td>常設</td>	ドライウェル圧力	常設																																																												
格納容器パイプスの監視 (原子炉格納容器内の状態)	蒸気発生器スプレイングポンプ出口圧力	蒸気発生器スプレイングポンプ出口圧力	常設																																																												
	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	常設																																																												
	低圧中心スプレイングポンプ出口圧力	低圧中心スプレイングポンプ出口圧力	常設																																																												
機能	機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)	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	常設																																																												
	圧力制御室水位* 2</td <td>圧力制御室水位</td> <td>常設</td>	圧力制御室水位	常設																																																												
機能	機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)	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																																																												
格納容器パイプスの監視	蒸気発生器水位 (狭域)	蒸気発生器水位 (狭域)	常設																																																												
	主蒸気ライン圧力* 3</td <td>主蒸気ライン圧力</td> <td>常設</td>	主蒸気ライン圧力	常設																																																												
	(1次冷却材圧力 (広域))	1次冷却材圧力 (広域)	常設																																																												
<p>(第58条) 計装設備 (8/11)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)</th> <th>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>常設</td> </tr> <tr> <td>圧力制御室水位*<!--2</td--> <td>圧力制御室水位</td> <td>常設</td> </td></tr> </tbody> </table> <p>注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対応設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対応設備等がないため「-」とする。          *2：( ) 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通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。個数と設置場所を別付資料1に示す。</p>	機能	機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)	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	常設	圧力制御室水位* 2</td <td>圧力制御室水位</td> <td>常設</td>	圧力制御室水位	常設	<p>(第58条) 計装設備 (8/10)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)</th> <th>主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ</th> <th>常設可搬型</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">水源の確保</td> <td>燃料取扱用水ピット水位</td> <td>燃料取扱用水ピット水位</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>常設</td> </tr> <tr> <td>(ほう酸タンク水位)</td> <td>ほう酸タンク水位</td> <td>常設</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対応設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対応設備等がないため「-」とする。          *2：( ) 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通原因による機能喪失を想定していない。</p>	機能	機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)	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	燃料取扱用水ピット水位	燃料取扱用水ピット水位	常設	(補助給水ピット水位)	補助給水ピット水位	常設	(ほう酸タンク水位)	ほう酸タンク水位	常設	<p>(第58条) 計装設備 (8/10)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>機能</th> <th>機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)</th> <th>主要設備の計測が困難となった場合の重要代替監視パラメータ</th> <th>常設可搬型</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">水源の確保</td> <td>燃料取扱用水ピット水位</td> <td>燃料取扱用水ピット水位</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>常設</td> </tr> <tr> <td>(ほう酸タンク水位)</td> <td>ほう酸タンク水位</td> <td>常設</td> </tr> </tbody> </table> <p>注記 *1：重大事故防止設備以外の重大事故等対応設備が有する機能については、その代替機能を有する設計基準事故対応設備等がないため「-」とする。          *2：( ) 付の設備は、重大事故等時に設計基準対象施設としての機能を期待する設計基準対象施設であり、共通原因による機能喪失を想定していない。</p>	機能	機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)	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	燃料取扱用水ピット水位	燃料取扱用水ピット水位	常設	(補助給水ピット水位)	補助給水ピット水位	常設	(ほう酸タンク水位)	ほう酸タンク水位	常設	<p>相違理由</p>																					
機能	機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)	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	常設																																																												
	圧力制御室水位* 2</td <td>圧力制御室水位</td> <td>常設</td>	圧力制御室水位	常設																																																												
機能	機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)	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	燃料取扱用水ピット水位	燃料取扱用水ピット水位	常設																																																												
	(補助給水ピット水位)	補助給水ピット水位	常設																																																												
	(ほう酸タンク水位)	ほう酸タンク水位	常設																																																												
機能	機能を代替する主要な重大事故等対応設備 (既設+新設)	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	燃料取扱用水ピット水位	燃料取扱用水ピット水位	常設																																																												
	(補助給水ピット水位)	補助給水ピット水位	常設																																																												
	(ほう酸タンク水位)	ほう酸タンク水位	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 (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<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>原子炉補機内の水素濃度</td> <td>—</td> <td>原子炉補機内水素濃度</td> <td>主要パラメータの地中チャンネル特約船型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>主要パラメータの地中チャンネル格納容器内雰囲気放射線モニタ (G/F)</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)</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 (ガイドバルブ式)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>燃料貯蔵プール水位</td> <td>燃料貯蔵プール水位</td> <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>常設</td> </tr> <tr> <td>燃料貯蔵プール水温度</td> <td>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>常設</td> </tr> <tr> <td>燃料貯蔵プール水温度 (燃料貯蔵プール水位 / 温度 (ガイドバルブ式))</td> <td>燃料貯蔵プール水位 / 温度 (ヒートサーモ式)</td> <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>常設</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機原子炉排熱放射線モニタ</td> <td>原子炉補機原子炉排熱放射線モニタ</td> <td>原子炉補機原子炉排熱放射線モニタ (高線量、低線量)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>燃料貯蔵プール水位</td> <td>燃料貯蔵プール水位</td> <td>燃料貯蔵プール監視カメラ</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	原子炉補機内の水素濃度	—	原子炉補機内水素濃度	主要パラメータの地中チャンネル特約船型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	主要パラメータの地中チャンネル格納容器内雰囲気放射線モニタ (G/F)	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)	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)	常設	燃料貯蔵プール水位	燃料貯蔵プール水位	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)	常設	燃料貯蔵プール水温度	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	燃料貯蔵プール水温度 (燃料貯蔵プール水位 / 温度 (ガイドバルブ式))	燃料貯蔵プール水位 / 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)	常設	原子炉補機原子炉排熱放射線モニタ	原子炉補機原子炉排熱放射線モニタ	原子炉補機原子炉排熱放射線モニタ (高線量、低線量)	常設	燃料貯蔵プール水位	燃料貯蔵プール水位	燃料貯蔵プール監視カメラ	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<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>使用済燃料ピット水位</td> <td>—</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)</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料ピット温度</td> <td>—</td> <td>使用済燃料ピット温度 (AM用)</td> <td>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リアモニタ</td> <td>—</td> <td>使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ</td> <td>主要パラメータの予備使用済燃料ピット水位 (AM用)</td> <td>可搬型</td> </tr> <tr> <td>—</td> <td>—</td> <td>使用済燃料ピット監視カメラ (使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置を含む。)</td> <td>使用済燃料ピット監視カメラ</td> <td>常設 (可搬型)</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)	常設	使用済燃料ピット温度	—	使用済燃料ピット温度 (AM用)	使用済燃料ピット監視カメラ	常設	使用済燃料ピットエリアモニタ	—	使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ	主要パラメータの予備使用済燃料ピット水位 (AM用)	可搬型	—	—	使用済燃料ピット監視カメラ (使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置を含む。)	使用済燃料ピット監視カメラ	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<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>発電所内の通信連絡</td> <td>—</td> <td>データ伝送設備 (発電所内)</td> <td>—</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>温度、圧力、水位、注水量の計測・監視</td> <td>各計器</td> <td>可搬型計測器</td> <td>—</td> <td>可搬型</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">その他<sup>※3</sup></td> <td>(6-2C 母線電圧)</td> <td>6-2C 母線電圧</td> <td>6-2C 母線電圧</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(6-2B 母線電圧)</td> <td>6-2B 母線電圧</td> <td>6-2B 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>4-2C 母線電圧</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(4-2B 母線電圧)</td> <td>4-2B 母線電圧</td> <td>4-2B 母線電圧</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>6-2E 母線電圧</td> <td>6-2E-1 母線電圧</td> <td>6-2E-1 母線電圧</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>6-2D 母線電圧</td> <td>6-2D-1 母線電圧</td> <td>6-2D-1 母線電圧</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(125V 直流主母線 2A 電圧)</td> <td>125V 直流主母線 2A 電圧</td> <td>125V 直流主母線 2A 電圧</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(125V 直流主母線 2B 電圧)</td> <td>125V 直流主母線 2B 電圧</td> <td>125V 直流主母線 2B 電圧</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(HPCS125V 直流主母線電圧)</td> <td>HPCS125V 直流主母線電圧</td> <td>HPCS125V 直流主母線電圧</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>125V 直流主母線 2A 電圧</td> <td>125V 直流主母線 2A-1 電圧</td> <td>125V 直流主母線 2A-1 電圧</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	発電所内の通信連絡	—	データ伝送設備 (発電所内)	—	常設	温度、圧力、水位、注水量の計測・監視	各計器	可搬型計測器	—	可搬型	その他 <sup>※3</sup>	(6-2C 母線電圧)	6-2C 母線電圧	6-2C 母線電圧	常設	(6-2B 母線電圧)	6-2B 母線電圧	6-2B 母線電圧	常設	(4-2C 母線電圧)	4-2C 母線電圧	4-2C 母線電圧	常設	(4-2B 母線電圧)	4-2B 母線電圧	4-2B 母線電圧	常設	6-2E 母線電圧	6-2E-1 母線電圧	6-2E-1 母線電圧	常設	6-2D 母線電圧	6-2D-1 母線電圧	6-2D-1 母線電圧	常設	(125V 直流主母線 2A 電圧)	125V 直流主母線 2A 電圧	125V 直流主母線 2A 電圧	常設	(125V 直流主母線 2B 電圧)	125V 直流主母線 2B 電圧	125V 直流主母線 2B 電圧	常設	(HPCS125V 直流主母線電圧)	HPCS125V 直流主母線電圧	HPCS125V 直流主母線電圧	常設	125V 直流主母線 2A 電圧	125V 直流主母線 2A-1 電圧	125V 直流主母線 2A-1 電圧	常設	<p>相違理由</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																																																																																																																								
原子炉補機内の水素濃度	—	原子炉補機内水素濃度	主要パラメータの地中チャンネル特約船型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	主要パラメータの地中チャンネル格納容器内雰囲気放射線モニタ (G/F)	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)	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)	常設																																																																																																																								
	燃料貯蔵プール水位	燃料貯蔵プール水位	使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)	常設																																																																																																																								
	燃料貯蔵プール水温度	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																																																																																																																								
	燃料貯蔵プール水温度 (燃料貯蔵プール水位 / 温度 (ガイドバルブ式))	燃料貯蔵プール水位 / 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)	常設																																																																																																																								
原子炉補機原子炉排熱放射線モニタ	原子炉補機原子炉排熱放射線モニタ	原子炉補機原子炉排熱放射線モニタ (高線量、低線量)	常設																																																																																																																									
燃料貯蔵プール水位	燃料貯蔵プール水位	燃料貯蔵プール監視カメラ	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)	常設																																																																																																																								
使用済燃料ピット温度	—	使用済燃料ピット温度 (AM用)	使用済燃料ピット監視カメラ	常設																																																																																																																								
使用済燃料ピットエリアモニタ	—	使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ	主要パラメータの予備使用済燃料ピット水位 (AM用)	可搬型																																																																																																																								
—	—	使用済燃料ピット監視カメラ (使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置を含む。)	使用済燃料ピット監視カメラ	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 <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																																																																																																																								
発電所内の通信連絡	—	データ伝送設備 (発電所内)	—	常設																																																																																																																								
温度、圧力、水位、注水量の計測・監視	各計器	可搬型計測器	—	可搬型																																																																																																																								
その他 <sup>※3</sup>	(6-2C 母線電圧)	6-2C 母線電圧	6-2C 母線電圧	常設																																																																																																																								
	(6-2B 母線電圧)	6-2B 母線電圧	6-2B 母線電圧	常設																																																																																																																								
	(4-2C 母線電圧)	4-2C 母線電圧	4-2C 母線電圧	常設																																																																																																																								
	(4-2B 母線電圧)	4-2B 母線電圧	4-2B 母線電圧	常設																																																																																																																								
	6-2E 母線電圧	6-2E-1 母線電圧	6-2E-1 母線電圧	常設																																																																																																																								
	6-2D 母線電圧	6-2D-1 母線電圧	6-2D-1 母線電圧	常設																																																																																																																								
	(125V 直流主母線 2A 電圧)	125V 直流主母線 2A 電圧	125V 直流主母線 2A 電圧	常設																																																																																																																								
	(125V 直流主母線 2B 電圧)	125V 直流主母線 2B 電圧	125V 直流主母線 2B 電圧	常設																																																																																																																								
	(HPCS125V 直流主母線電圧)	HPCS125V 直流主母線電圧	HPCS125V 直流主母線電圧	常設																																																																																																																								
	125V 直流主母線 2A 電圧	125V 直流主母線 2A-1 電圧	125V 直流主母線 2A-1 電圧	常設																																																																																																																								
<p>(第58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<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>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))</td> <td>—</td> <td>安全パラメータ表示システム (S P D S)</td> <td>—</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">その他<sup>※3</sup></td> <td>125V 直流主母線 2A 電圧</td> <td>125V 直流主母線 2A-1 電圧</td> <td>125V 直流主母線 2A-1 電圧</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>125V 直流主母線 2B 電圧</td> <td>125V 直流主母線 2B-1 電圧</td> <td>125V 直流主母線 2B-1 電圧</td> <td>常設</td> </tr> <tr> <td>(250V 直流主母線電圧)</td> <td>250V 直流主母線電圧</td> <td>250V 直流主母線電圧</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>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系入口圧力</td> <td>代替高圧空室ガス供給系空室ガス供給系入口圧力</td> <td>常設</td> </tr> </tbody> </table>	機能	機能喪失を想定する主要な設計基準事故対処設備等 <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	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	その他 <sup>※3</sup>	125V 直流主母線 2A 電圧	125V 直流主母線 2A-1 電圧	125V 直流主母線 2A-1 電圧	常設	125V 直流主母線 2B 電圧	125V 直流主母線 2B-1 電圧	125V 直流主母線 2B-1 電圧	常設	(250V 直流主母線電圧)	250V 直流主母線電圧	250V 直流主母線電圧	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	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系入口圧力	代替高圧空室ガス供給系空室ガス供給系入口圧力	常設	<p>注記 ※1：重大事故防止設備以外の重大事故等対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審判の判断基準として用いる補助パラメータ。</p>	<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冷装置は可搬型重大事故等対処設備。</p>	<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審判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 <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																																																																																																																								
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																																																																																																																								
その他 <sup>※3</sup>	125V 直流主母線 2A 電圧	125V 直流主母線 2A-1 電圧	125V 直流主母線 2A-1 電圧	常設																																																																																																																								
	125V 直流主母線 2B 電圧	125V 直流主母線 2B-1 電圧	125V 直流主母線 2B-1 電圧	常設																																																																																																																								
	(250V 直流主母線電圧)	250V 直流主母線電圧	250V 直流主母線電圧	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	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系入口圧力	代替高圧空室ガス供給系空室ガス供給系入口圧力	常設																																																																																																																								

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

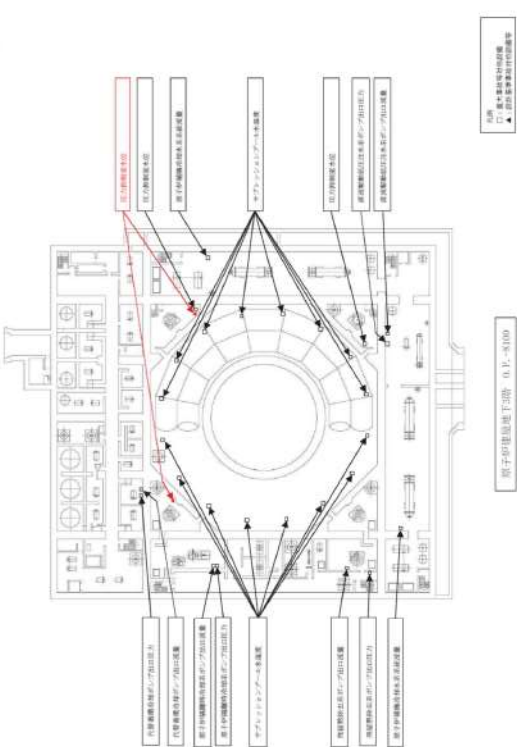
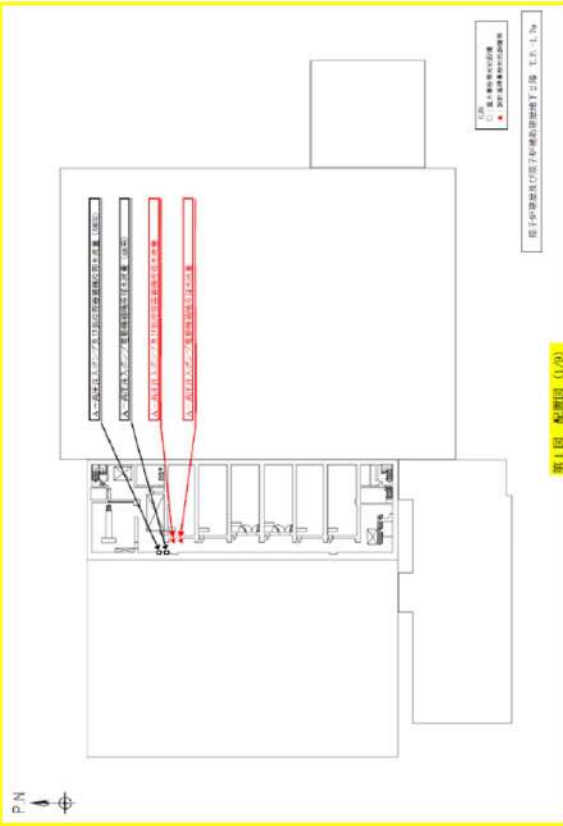
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																											
	<p style="text-align: center;">添付資料1</p> <p>設計基準対象施設及び常用計器としての計装設備の個数と設置場所について</p> <p>設計基準対象施設及び常用計器としての計装設備の個数と設置場所を表1及び図1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表1 設計基準対象施設及び常用計器としての計装設備の個数と設置場所</p> <table border="1" data-bbox="672 414 1220 861"> <thead> <tr> <th>計装設備</th> <th>個数</th> <th>設置場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力容器温度*</td> <td>14</td> <td>原子炉格納容器内 【図1(3/7)、(4/7)、(5/7)】</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル温度</td> <td>40</td> <td>原子炉格納容器内 【図1(2/7)、(3/7)、(4/7)、(5/7)】</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル圧力</td> <td>2</td> <td>原子炉建屋地上2階 【図1(5/7)】</td> </tr> <tr> <td>圧力抑制室圧力</td> <td>2</td> <td>原子炉建屋地下1階 【図1(3/7)】</td> </tr> <tr> <td>圧力抑制室水位</td> <td>2</td> <td>原子炉建屋地下3階 【図1(1/7)】</td> </tr> <tr> <td>燃料貯蔵プール水位</td> <td>1</td> <td>原子炉建屋地上3階 【図1(5/7)】</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(5/7)】</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋原子炉排気放射線モニタ</td> <td>4</td> <td>原子炉建屋地上3階 【図1(5/7)】</td> </tr> <tr> <td>燃料取扱エリア放射線モニタ</td> <td>4</td> <td>原子炉建屋地上3階 【図1(5/7)】</td> </tr> </tbody> </table> <p>*：一部の計装設備は異なる高さ方向に複数の検出器を設置</p>	計装設備	個数	設置場所	原子炉圧力容器温度*	14	原子炉格納容器内 【図1(3/7)、(4/7)、(5/7)】	ドライウェル温度	40	原子炉格納容器内 【図1(2/7)、(3/7)、(4/7)、(5/7)】	ドライウェル圧力	2	原子炉建屋地上2階 【図1(5/7)】	圧力抑制室圧力	2	原子炉建屋地下1階 【図1(3/7)】	圧力抑制室水位	2	原子炉建屋地下3階 【図1(1/7)】	燃料貯蔵プール水位	1	原子炉建屋地上3階 【図1(5/7)】	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(5/7)】	原子炉建屋原子炉排気放射線モニタ	4	原子炉建屋地上3階 【図1(5/7)】	燃料取扱エリア放射線モニタ	4	原子炉建屋地上3階 【図1(5/7)】	<p style="text-align: center;">添付資料1</p> <p>設計基準対象施設及び常用計器としての計装設備の個数と設置場所について</p> <p>設計基準対象施設及び常用計器としての計装設備の個数と設置場所を第1表及び第1図に示す。</p> <p style="text-align: center;">第1表 設計基準対象施設及び常用計器としての計装設備の個数と設置場所</p> <table border="1" data-bbox="1254 414 1803 973"> <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>原子炉補助建屋地下2階 【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>原子炉補助建屋地下2階 【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>原子炉補助建屋地下1階 【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>原子炉補助建屋地下1階 【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 【図1(5/9)】</td> </tr> <tr> <td>主蒸気ライン圧力</td> <td>6</td> <td>原子炉建屋地上4階 【第1図(7/9)】</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>2</td> <td>原子炉建屋地上2階 【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>原子炉建屋地上4階 【図1(9/9)】</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料ピット水位</td> <td>2</td> <td>燃料取扱棟 【第1図(7/9)】</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料ピット温度</td> <td>2</td> <td>燃料取扱棟 【第1図(7/9)】</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料ピットエアモニタ</td> <td>1</td> <td>燃料取扱棟 【第1図(7/9)】</td> </tr> </tbody> </table>	計装設備	個数	設置場所	A-高圧注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量	1	原子炉補助建屋地下2階 【第1図(1/9)】	A-高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量	1	原子炉補助建屋地下2階 【第1図(1/9)】	原子炉補機冷却水冷却器補機冷却水流量	4	原子炉補助建屋地下1階 【第1図(2/9)】	原子炉補機冷却水供給母管流量	2	原子炉補助建屋地下1階 【第1図(2/9)】	加圧器水位	2	原子炉格納容器内 【図1(5/9)】	主蒸気ライン圧力	6	原子炉建屋地上4階 【第1図(7/9)】	原子炉格納容器圧力	2	原子炉建屋地上2階 【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	原子炉建屋地上4階 【図1(9/9)】	使用済燃料ピット水位	2	燃料取扱棟 【第1図(7/9)】	使用済燃料ピット温度	2	燃料取扱棟 【第1図(7/9)】	使用済燃料ピットエアモニタ	1	燃料取扱棟 【第1図(7/9)】	<p>【女川】記載表現の相違</p> <p>【女川】炉型の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <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(5/7)】																																																																												
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(5/7)】																																																																												
原子炉建屋原子炉排気放射線モニタ	4	原子炉建屋地上3階 【図1(5/7)】																																																																												
燃料取扱エリア放射線モニタ	4	原子炉建屋地上3階 【図1(5/7)】																																																																												
計装設備	個数	設置場所																																																																												
A-高圧注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量	1	原子炉補助建屋地下2階 【第1図(1/9)】																																																																												
A-高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量	1	原子炉補助建屋地下2階 【第1図(1/9)】																																																																												
原子炉補機冷却水冷却器補機冷却水流量	4	原子炉補助建屋地下1階 【第1図(2/9)】																																																																												
原子炉補機冷却水供給母管流量	2	原子炉補助建屋地下1階 【第1図(2/9)】																																																																												
加圧器水位	2	原子炉格納容器内 【図1(5/9)】																																																																												
主蒸気ライン圧力	6	原子炉建屋地上4階 【第1図(7/9)】																																																																												
原子炉格納容器圧力	2	原子炉建屋地上2階 【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	原子炉建屋地上4階 【図1(9/9)】																																																																												
使用済燃料ピット水位	2	燃料取扱棟 【第1図(7/9)】																																																																												
使用済燃料ピット温度	2	燃料取扱棟 【第1図(7/9)】																																																																												
使用済燃料ピットエアモニタ	1	燃料取扱棟 【第1図(7/9)】																																																																												



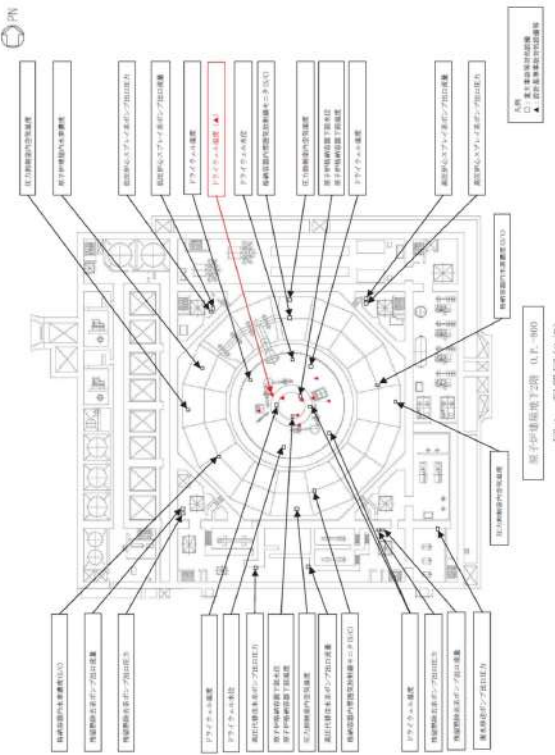
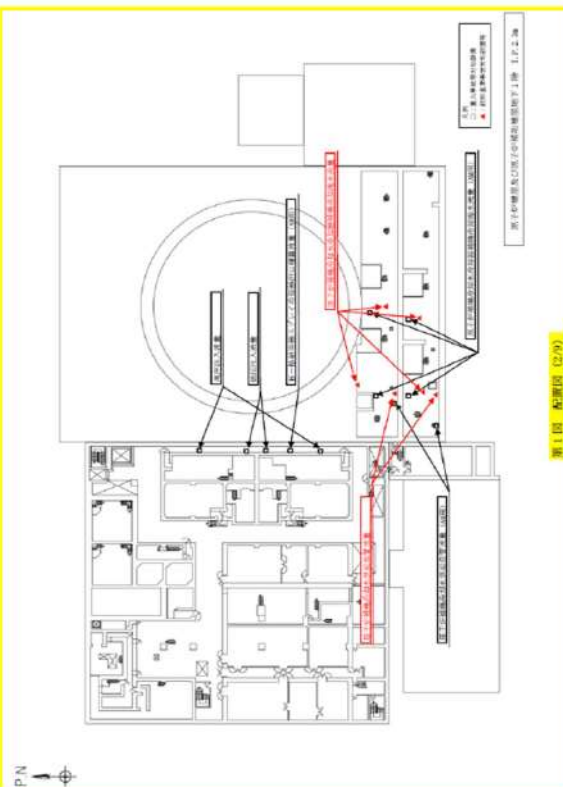
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>図1 配置図 (1/7)</p>	 <p>第1図 配置図 (1/9)</p>	<p>【女川】炉型の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <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>

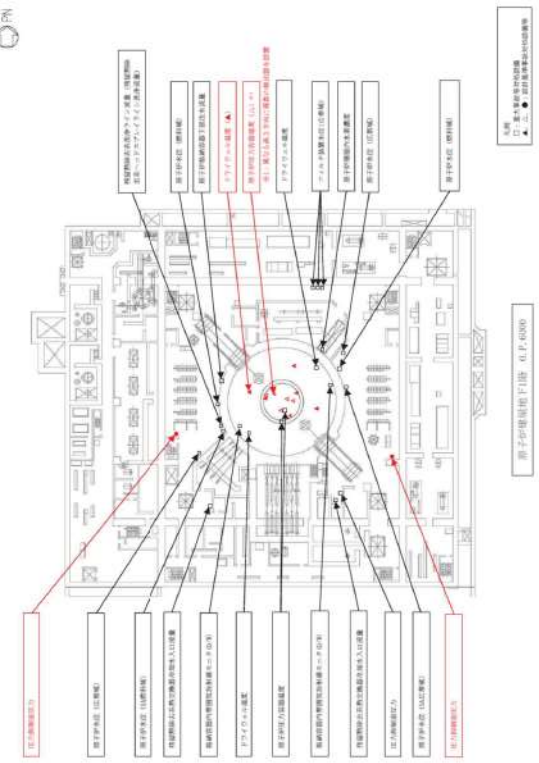
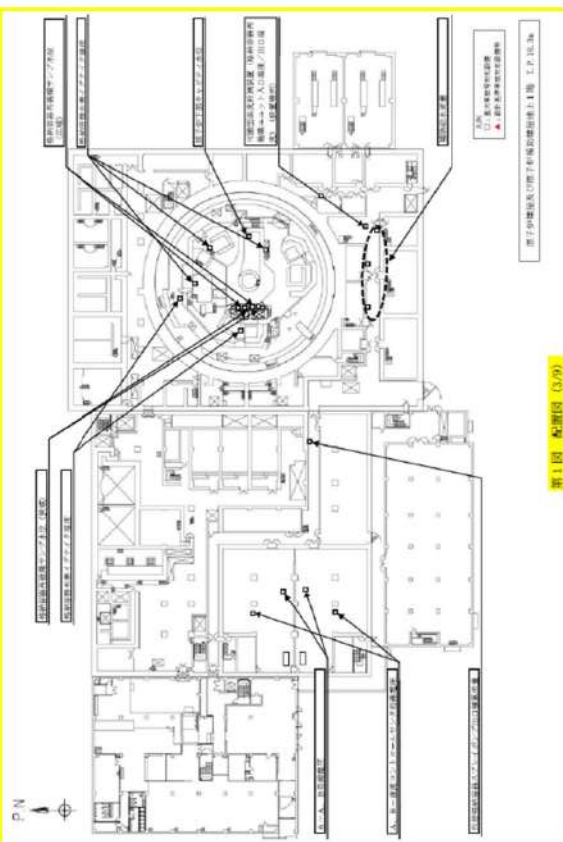
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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(位7)</p>	 <p>図2 配置図(位7)</p>	

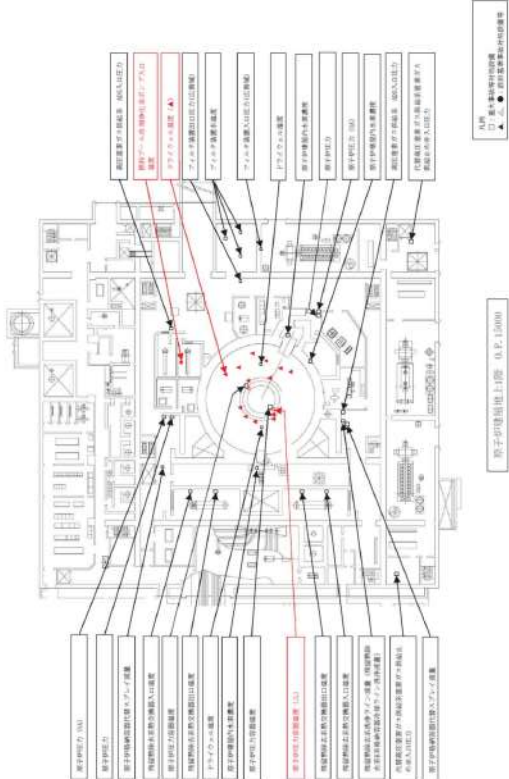
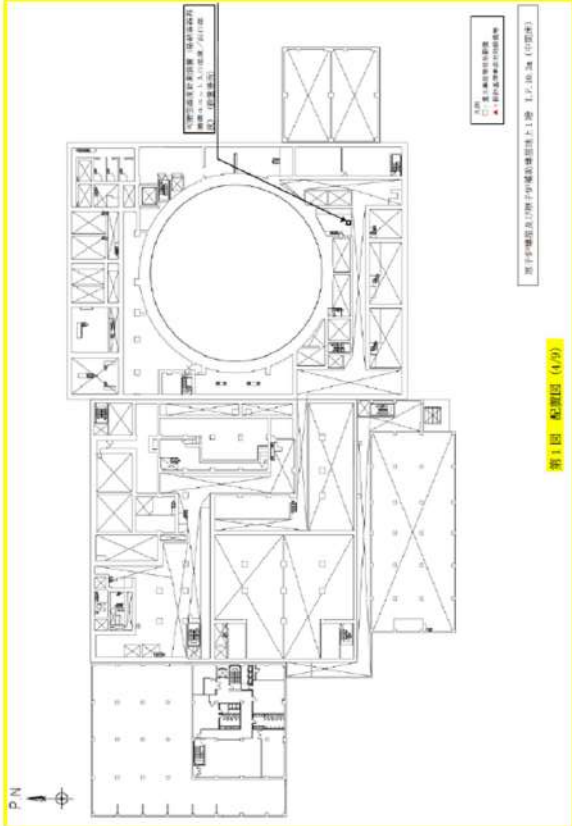
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>図1 配置図 (3/7)</p>	 <p>第1図 配置図 (3/9)</p>	

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

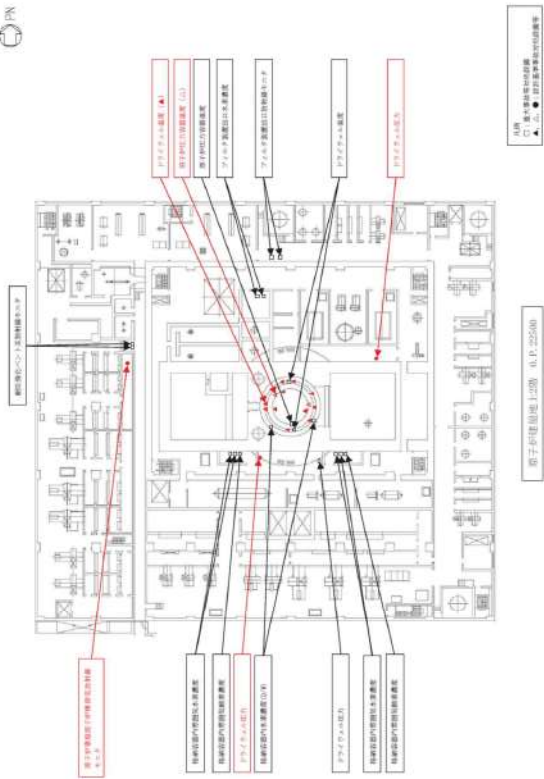
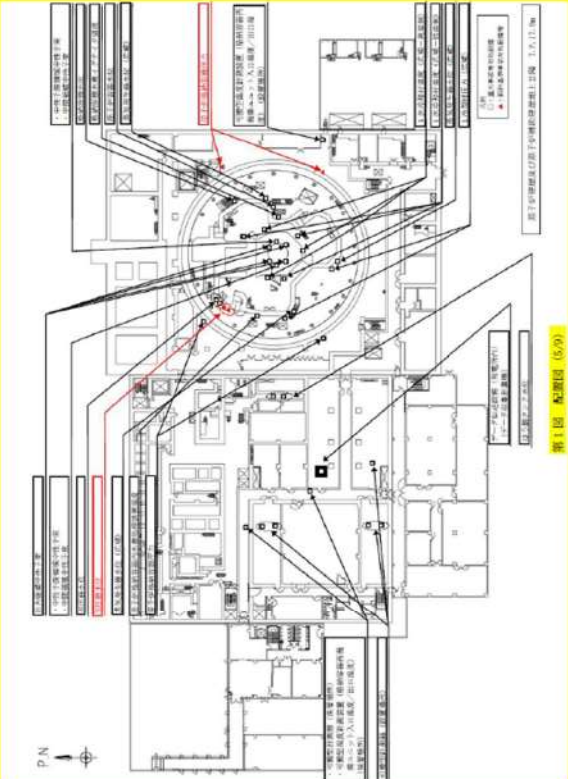
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>図1 配置図(4/7)</p>	 <p>第1図 配置図(4/9)</p>	



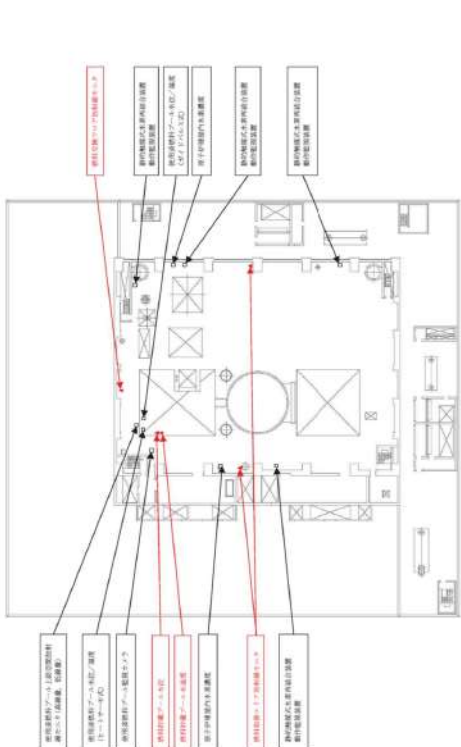
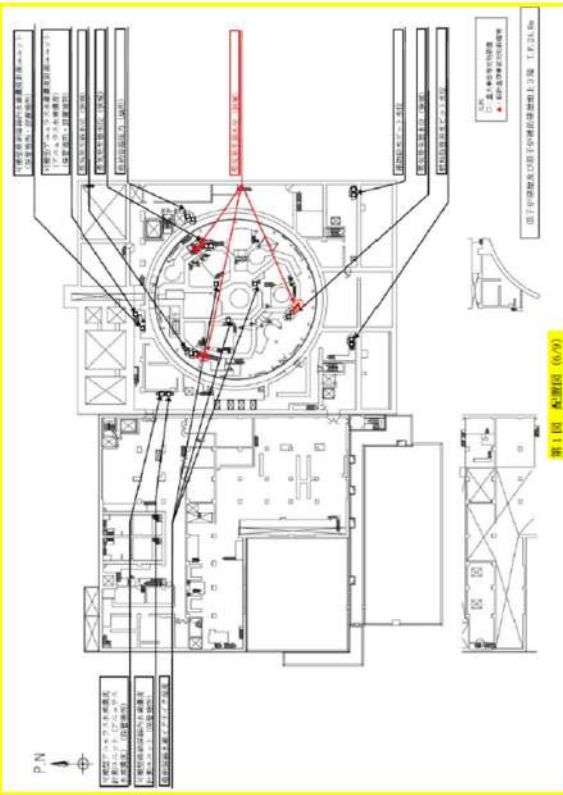
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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
	 <p>図1 配置図 (5/7)</p>	 <p>第1図 配置図 (5/9)</p>	

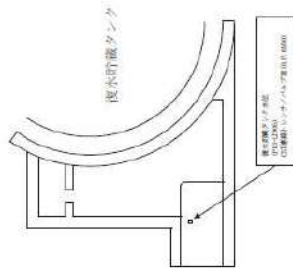
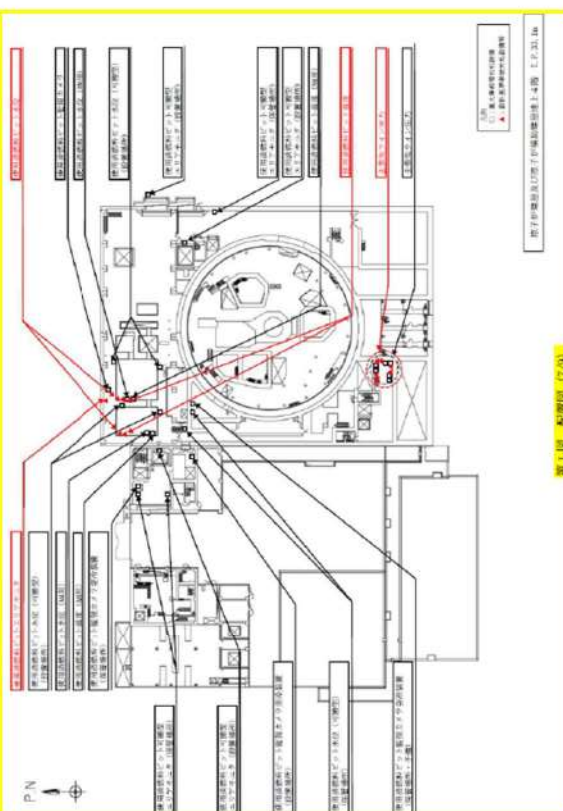
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大飯発電所3 / 4号炉	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 (6/7)</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)

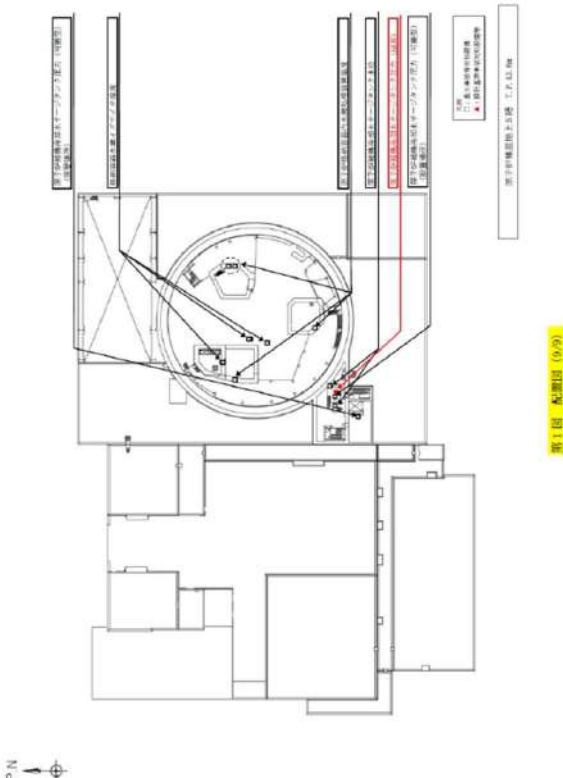
大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>図1 配線図 (7/7)</p>	 <p>第1図 配線図 (7/9)</p>	





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
			

【凡例】 ○：記載あり  
 ×：記載なし  
 (○)：本文の資料の他箇所に記載  
 △：他本文の資料などに記載

58条 計装設備

プラント		炉3号炉 作成状況		まとめ資料の作成を不要とした理由	まとめ資料または比較表を新たに作成することとした理由 もしくは 記載の充実を図ることとした理由	比較表を作成していない理由
女川	泊	まとめ資料	比較表			
本文	本文	○	○			
添付資料	添付資料					
3.15 計装設備	2.15 計装設備	×→○	×→○		女川まとめ資料を構成する資料の比較にて抽出したものであり、基準適合に関する説明の容易性の観点から資料を追加作成する。	
3.15.1. 設置許可基準規則第58条への適合方針	2.15.1. 設置許可基準規則第58条への適合方針	×→○	×→○		女川まとめ資料を構成する資料の比較にて抽出したものであり、基準適合に関する説明の容易性の観点から資料を追加作成する。	
3.15.2 重大事故等対応設備	2.15.2 重大事故等対応設備	×→○	×→○		女川まとめ資料を構成する資料の比較にて抽出したものであり、基準適合に関する説明の容易性の観点から資料を追加作成する。	
補足説明資料	補足説明資料					
58-1 SA設備基準適合性一覧表	58-1 SA設備基準適合性一覧表	△→○	×→○		他本文の読み込み一当添付資料で置き下し、最新審査知照の反映の観点から比較表を追加作成する。	
58-2 単線結線図	58-6 単線結線図	×→○	×→○		最新審査知照の反映の観点からまとめ資料及び比較表を追加作成する。	
58-3 配置図	58-2 配置図	△→○	×→○		他本文の読み込み一当添付資料で置き下し、最新審査知照の反映の観点から比較表を追加作成する。	
58-4 系統図	58-4 系統図	△→○	×→○		他本文の読み込み一当添付資料で置き下し、最新審査知照の反映の観点から比較表を追加作成する。	
58-5 試験及び検査	58-3 試験・検査説明資料	△→○	×→○		他本文の読み込み一当添付資料で置き下し、最新審査知照の反映の観点から比較表を追加作成する。	
58-6 容量設定領域	58-5 容量設定領域	○	×→○		最新審査知照の反映の観点から比較表を追加作成する。	
58-7 アクセスルート図	58-7 アクセスルート図	△→○	×→○		まとめ資料：アクセスルートについては、技術的能力10の「添付資料1.0.2 可搬型重大事故等対応設備管理場所及びアクセスルートについて」に記載しているが、同内容を本文資料に移補し新たに作成する。	
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	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	○	×→○		最新審査知照の反映の観点から比較表を追加作成する。	
58-9 可搬型計測器について	58-9 可搬型計測器及び可搬型温度計測装置（格納容器内循環ユニット入口温度/出口温度）について	○	×→○		最新審査知照の反映の観点から比較表を追加作成する。	
58-10 主要パラメータの耐環境性について	58-10 主要パラメータの耐環境性について	○	×→○		最新審査知照の反映の観点から比較表を追加作成する。	
58-11 パラメータの抽出について	58-11 パラメータの抽出について	×→○	×→○		最新審査知照の反映の観点からまとめ資料及び比較表を追加作成する。	
58-12 別紙	58-12 別紙					
別紙1 サプレッション等水位上昇時の計装設備への影響について	別紙1 格納容器内水位上昇時の計装設備への影響について	×→○	×→○		最新審査知照の反映の観点からまとめ資料及び比較表を追加作成する。	
別紙2 原子炉格納容器下部水位及びドライウェル水位の計測設備について	別紙2 格納容器内水位の計測設備について	×→○	×→○		最新審査知照の反映の観点からまとめ資料及び比較表を追加作成する。	
別紙3 圧力容器ペダスタル内のドライウェル温度検出器について		×	×	女川の有効性評価における「高圧溶融物放出/格納容器側面気直接加熱」では、格納容器下部水道、原子炉圧力、ドライウェル圧力、圧力容器ペダスタル内のドライウェル温度、格納容器内水素濃度の変化によって原子炉圧力容器破損を判断することとしている。 泊の同事業である有効性評価における「格納容器過渡破損事象」では、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器温度、格納容器内水素濃度、1次冷却材圧力急減により原子炉容器破損を判断することとしており、女川の圧力容器ペダスタル内のドライウェル温度に相当する温度検出器は設置していないため、作成対象外とする。（炉型の相違）	まとめ資料を作成していない	
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数値の考え方について	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数値の考え方について	×→○	×→○		最新審査知照の反映の観点からまとめ資料及び比較表を追加作成する。	
	別紙4 原子炉下層キャビティ室への流入について	○	×→○		最新審査知照の反映の観点から比較表を追加作成する。	
	別紙5 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検知について	×→○	×→○		最新審査知照の反映の観点からまとめ資料及び比較表を追加作成する。	
	別紙6 原子炉圧力容器の水位の推定手段について	×→○	×→○		最新審査知照の反映の観点からまとめ資料及び比較表を追加作成する。	
58-13 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	58-13 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	×→○	×→○		最新審査知照の反映の観点からまとめ資料及び比較表を追加作成する。	
58-14 「実用発電用原子炉及びその附属設備の位置、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応設備一覧表	58-14 「実用発電用原子炉及びその附属設備の位置、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応設備一覧表	×→○	×→○		最新審査知照の反映の観点からまとめ資料及び比較表を追加作成する。	