

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																						
	<p>女川原子力発電所2号炉 SA設備基準適合性一覧表 (常設)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">項目名: 計装設備</th> <th>高圧電源がA供給系 ADR入力圧力</th> <th>調整区分</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">第1項</td> <td rowspan="10">機</td> <td>構造・強度・圧力 / 異常の検出・検知装置</td> <td>原子炉建屋原子炉室内</td> <td>B</td> </tr> <tr> <td>直感</td> <td>(作動に機能も発振する)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>1) 漏洩</td> <td>海水を遮水しない</td> <td>対象外</td> </tr> <tr> <td>2) 検出</td> <td>施設構造等からの影響により機能を失うおそれがない</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>(電磁波により機能が損なわれない)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>関連資料</td> <td>図-2 配置図</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>第2項</td> <td>操作性</td> <td>操作不要</td> <td>対象外</td> </tr> <tr> <td>関連資料</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>第3項</td> <td>試験・検査 (検査機、承認機械、再投入等)</td> <td>計装制御設備</td> <td>B</td> </tr> <tr> <td>関連資料</td> <td>図-2 試験及び検査</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>第4項</td> <td>設置方法</td> <td>本来の用途として使用・設置不要</td> <td>Bb</td> </tr> <tr> <td>関連資料</td> <td>図-4 系統図</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">第5項</td> <td>承認設計</td> <td>承認設計同様の承認機械</td> <td>Bb</td> </tr> <tr> <td>その他 (無動物)</td> <td>対象外</td> <td>対象外</td> </tr> <tr> <td>第6項</td> <td>設置場所</td> <td>操作不要</td> <td>対象外</td> </tr> <tr> <td>関連資料</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">第7項</td> <td>設置SAの位置</td> <td>設計基準対象施設の系統及び機器の設置等40台</td> <td>B</td> </tr> <tr> <td>関連資料</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>取替の禁止</td> <td>(其用しない設備)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">第8項</td> <td>取替</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>関連資料</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>環境条件、自然現象、人為事 故、爆発、火災</td> <td>対象外 (共通制因の考慮対象設備なし)</td> <td>対象外</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">第9項</td> <td>承認一上承認</td> <td>対象外 (予備一上承認なし)</td> <td>対象外</td> </tr> <tr> <td>関連資料</td> <td>図-2 系統図、図-3 配置図</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table>	項目名: 計装設備		高圧電源がA供給系 ADR入力圧力	調整区分	第1項	機	構造・強度・圧力 / 異常の検出・検知装置	原子炉建屋原子炉室内	B	直感	(作動に機能も発振する)	-	1) 漏洩	海水を遮水しない	対象外	2) 検出	施設構造等からの影響により機能を失うおそれがない	-	電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-	関連資料	図-2 配置図	-	第2項	操作性	操作不要	対象外	関連資料	-	-	第3項	試験・検査 (検査機、承認機械、再投入等)	計装制御設備	B	関連資料	図-2 試験及び検査	-	第4項	設置方法	本来の用途として使用・設置不要	Bb	関連資料	図-4 系統図	-	第5項	承認設計	承認設計同様の承認機械	Bb	その他 (無動物)	対象外	対象外	第6項	設置場所	操作不要	対象外	関連資料	-	-	第7項	設置SAの位置	設計基準対象施設の系統及び機器の設置等40台	B	関連資料	-	-	取替の禁止	(其用しない設備)	-	第8項	取替	-	-	関連資料	-	-	環境条件、自然現象、人為事 故、爆発、火災	対象外 (共通制因の考慮対象設備なし)	対象外	第9項	承認一上承認	対象外 (予備一上承認なし)	対象外	関連資料	図-2 系統図、図-3 配置図	-		
項目名: 計装設備		高圧電源がA供給系 ADR入力圧力	調整区分																																																																																						
第1項	機	構造・強度・圧力 / 異常の検出・検知装置	原子炉建屋原子炉室内	B																																																																																					
		直感	(作動に機能も発振する)	-																																																																																					
		1) 漏洩	海水を遮水しない	対象外																																																																																					
		2) 検出	施設構造等からの影響により機能を失うおそれがない	-																																																																																					
		電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれない)	-																																																																																					
		関連資料	図-2 配置図	-																																																																																					
		第2項	操作性	操作不要	対象外																																																																																				
		関連資料	-	-																																																																																					
		第3項	試験・検査 (検査機、承認機械、再投入等)	計装制御設備	B																																																																																				
		関連資料	図-2 試験及び検査	-																																																																																					
第4項	設置方法	本来の用途として使用・設置不要	Bb																																																																																						
関連資料	図-4 系統図	-																																																																																							
第5項	承認設計	承認設計同様の承認機械	Bb																																																																																						
	その他 (無動物)	対象外	対象外																																																																																						
第6項	設置場所	操作不要	対象外																																																																																						
関連資料	-	-																																																																																							
第7項	設置SAの位置	設計基準対象施設の系統及び機器の設置等40台	B																																																																																						
	関連資料	-	-																																																																																						
	取替の禁止	(其用しない設備)	-																																																																																						
第8項	取替	-	-																																																																																						
	関連資料	-	-																																																																																						
	環境条件、自然現象、人為事 故、爆発、火災	対象外 (共通制因の考慮対象設備なし)	対象外																																																																																						
第9項	承認一上承認	対象外 (予備一上承認なし)	対象外																																																																																						
	関連資料	図-2 系統図、図-3 配置図	-																																																																																						

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																														
	<p>女川原子力発電所2号炉 SA設備基準適合性一覧表 (常設)</p> <table border="1" data-bbox="672 172 1223 798"> <thead> <tr> <th colspan="2">第3条 計装設備</th> <th>代替高圧電源等・供給系要素等・供給系要素の無人化圧力</th> <th>型式記号</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="6">第1項</td> <td>環境条件 (震度・湿度・圧力・電界の上限/下限)</td> <td>その他の設備内</td> <td>C</td> </tr> <tr> <td>構造</td> <td>(有防) (機能と関連する)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>取り付け</td> <td>取付を適さない</td> <td>対象外</td> </tr> <tr> <td>施設中心からの影響</td> <td>(固有機能等からの影響等により機能を失うおそれがない)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>電磁的障害</td> <td>(電磁波により機能が損なわれること)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>関連資料</td> <td>図-2 配置図</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">第2項</td> <td>操作性</td> <td>操作不要</td> <td>対象外</td> </tr> <tr> <td>関連資料</td> <td>—</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">第3項</td> <td>試験・検査 (検査性、事故検出・再投入等)</td> <td>計装制御設備</td> <td>K</td> </tr> <tr> <td>関連資料</td> <td>図-2 試験及び検査</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">第4項</td> <td>信頼性</td> <td>本来の用途として使用・信頼不要</td> <td>Bb</td> </tr> <tr> <td>関連資料</td> <td>図-4 系統図</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="3">第5項</td> <td>遮断装置 (その他(遮断物))</td> <td>対象外</td> <td>対象外</td> </tr> <tr> <td>関連資料</td> <td>—</td> <td></td> </tr> <tr> <td>設置場所</td> <td>操作不要</td> <td>対象外</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">第1項</td> <td>英語SAの設置</td> <td>重大事故等への対応を本来の目的として設置するもの</td> <td>A</td> </tr> <tr> <td>関連資料</td> <td>—</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">第2項</td> <td>初期の禁止 (蒸気しない(設備))</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>関連資料</td> <td>—</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="3">第3項</td> <td>環境条件、自然現象、人為事象、嵐波、水圧</td> <td>防圧設備-対象 (代替対象設備あり) 一層内</td> <td>A*</td> </tr> <tr> <td>干渉(ノイズ)</td> <td>対象外 (干渉→ノイズなし)</td> <td>対象外</td> </tr> <tr> <td>関連資料</td> <td>図-2 制御設備図、図-3 配置図</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	第3条 計装設備		代替高圧電源等・供給系要素等・供給系要素の無人化圧力	型式記号	第1項	環境条件 (震度・湿度・圧力・電界の上限/下限)	その他の設備内	C	構造	(有防) (機能と関連する)	—	取り付け	取付を適さない	対象外	施設中心からの影響	(固有機能等からの影響等により機能を失うおそれがない)	—	電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれること)	—	関連資料	図-2 配置図		第2項	操作性	操作不要	対象外	関連資料	—		第3項	試験・検査 (検査性、事故検出・再投入等)	計装制御設備	K	関連資料	図-2 試験及び検査		第4項	信頼性	本来の用途として使用・信頼不要	Bb	関連資料	図-4 系統図		第5項	遮断装置 (その他(遮断物))	対象外	対象外	関連資料	—		設置場所	操作不要	対象外	第1項	英語SAの設置	重大事故等への対応を本来の目的として設置するもの	A	関連資料	—		第2項	初期の禁止 (蒸気しない(設備))	—	—	関連資料	—		第3項	環境条件、自然現象、人為事象、嵐波、水圧	防圧設備-対象 (代替対象設備あり) 一層内	A*	干渉(ノイズ)	対象外 (干渉→ノイズなし)	対象外	関連資料	図-2 制御設備図、図-3 配置図			
第3条 計装設備		代替高圧電源等・供給系要素等・供給系要素の無人化圧力	型式記号																																																																														
第1項	環境条件 (震度・湿度・圧力・電界の上限/下限)	その他の設備内	C																																																																														
	構造	(有防) (機能と関連する)	—																																																																														
	取り付け	取付を適さない	対象外																																																																														
	施設中心からの影響	(固有機能等からの影響等により機能を失うおそれがない)	—																																																																														
	電磁的障害	(電磁波により機能が損なわれること)	—																																																																														
	関連資料	図-2 配置図																																																																															
第2項	操作性	操作不要	対象外																																																																														
	関連資料	—																																																																															
第3項	試験・検査 (検査性、事故検出・再投入等)	計装制御設備	K																																																																														
	関連資料	図-2 試験及び検査																																																																															
第4項	信頼性	本来の用途として使用・信頼不要	Bb																																																																														
	関連資料	図-4 系統図																																																																															
第5項	遮断装置 (その他(遮断物))	対象外	対象外																																																																														
	関連資料	—																																																																															
	設置場所	操作不要	対象外																																																																														
第1項	英語SAの設置	重大事故等への対応を本来の目的として設置するもの	A																																																																														
	関連資料	—																																																																															
第2項	初期の禁止 (蒸気しない(設備))	—	—																																																																														
	関連資料	—																																																																															
第3項	環境条件、自然現象、人為事象、嵐波、水圧	防圧設備-対象 (代替対象設備あり) 一層内	A*																																																																														
	干渉(ノイズ)	対象外 (干渉→ノイズなし)	対象外																																																																														
	関連資料	図-2 制御設備図、図-3 配置図																																																																															

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

赤字:設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字:記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 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3、4号炉 SA設備基準適合性一覧表の記号説明</p> <p>■設置許可基準規則 第43条 第1号 重大事故等時の環境条件における健全性について</p> <p>■設置許可基準規則 第43条 第1号 第2号 操作の確実性について</p> <p>注:設備ごとに対応の組み合わせが異なるため、その対応を設備ごとに記載する。(例:A②、A③、A④等)</p>		<p>泊3号炉 SA設備基準適合性一覧表の記号説明</p> <p>■設置許可基準規則 第43条 第1号 重大事故等時の環境条件における健全性について</p> <p>■設置許可基準規則 第43条 第1号 第2号 操作の確実性について</p>	<p>【女川】記載充実(大阪参照) 【大阪】記載分類記号等の相違</p>

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

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

第58条 計装設備（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>■設置許可基準規則 第43条 第1項 第3号 試験又は検査性について</p> <p>■設置許可基準規則 第43条 第1項 第4号 切り替え性について</p> <p>■設置許可基準規則 第43条 第1項 第5号 重大事故等対応設備の影響防止について</p> <p>※：Aについては、Aと考慮事項の番号を記載する。（例：A①、A②等）</p>		<p>■設置許可基準規則 第43条 第1項 第3号 試験又は検査性について</p> <p>■設置許可基準規則 第43条 第1項 第4号 切り替え性について</p> <p>■設置許可基準規則 第43条 第1項 第5号 重大事故等対応設備の影響防止について</p>	

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

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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>■設置許可基準規則 第43条 第1項 第6号 設置場所について</p> <p>■設置許可基準規則 第43条 第2項 第1号 常設重大事故等対処設備の容量等について</p> <p>■設置許可基準規則 第43条 第2項 第2号 発電用原子炉施設での共用の禁止について</p> <p>■設置許可基準規則 第43条 第2項 第3号 常設重大事故防止設備の共通要因故障について</p> <p>※：記号の記載については、考慮事項の番号+α又はβを記載する。（例：①α、①β、②α、②β）</p>		<p>■設置許可基準規則 第43条 第1項 第6号 設置場所について</p> <p>■設置許可基準規則 第43条 第2項 第1号 常設重大事故等対処設備の容量等について</p> <p>■設置許可基準規則 第43条 第2項 第2号 発電用原子炉施設での共用の禁止について</p> <table border="1" data-bbox="1272 619 1809 705"> <thead> <tr> <th>区分</th> <th>設計方針</th> <th>関連資料</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>-</td> <td>2以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。</td> <td>-</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>■設置許可基準規則 第43条 第2項 第3号 常設重大事故防止設備の共通要因故障について</p>	区分	設計方針	関連資料	備考	-	2以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。	-		
区分	設計方針	関連資料	備考								
-	2以上の発電用原子炉施設において共用しない設計とする。	-									

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

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







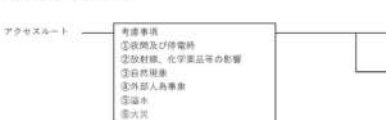
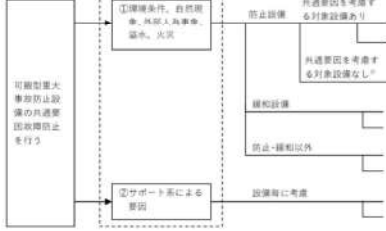
第58条 計装設備（補足説明資料）

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>■設置許可基準規則 第43条 第3項 第1号 可搬型重大事故等対処設備の容量等について</p> <p>【考慮事項】 ① 原子炉建屋又は原子炉構築層の外から水又は電力を供給する設備かどうか ② 負荷に直接接続する可搬型発電機設備、可搬型バッテリー、可搬型ポンプ等かどうか</p> <p>原子炉建屋又は原子炉構築層の外から水又は電力を供給する可搬型設備 — A 負荷に直接接続する可搬型発電機設備、可搬型バッテリー、可搬型ポンプ等 — B ①、②以外 — C</p> <p>手続数量も自前で設計方針とする。</p>	<p>■設置許可基準規則 第43条 第3項 第1号 可搬型重大事故等対処設備の容量等について</p> <p>【考慮事項】 ① 原子炉建屋又は原子炉構築層の外から水又は電力を供給する可搬型設備、可搬型バッテリー、可搬型ポンプ等かどうか ② 負荷に直接接続する可搬型発電機設備、可搬型バッテリー、可搬型ポンプ等かどうか</p> <p>原子炉建屋又は原子炉構築層の外から水又は電力を供給する可搬型設備 — A 負荷に直接接続する可搬型発電機設備、可搬型バッテリー、可搬型ポンプ等 — B ①、②以外 — C</p>	<p>■設置許可基準規則 第43条 第3項 第1号 可搬型重大事故等対処設備の容量等について</p> <p>【考慮事項】 ① 原子炉建屋又は原子炉構築層の外から水又は電力を供給する可搬型設備、可搬型バッテリー、可搬型ポンプ等かどうか ② 負荷に直接接続する可搬型発電機設備、可搬型バッテリー、可搬型ポンプ等かどうか</p> <p>原子炉建屋又は原子炉構築層の外から水又は電力を供給する可搬型設備 — A 負荷に直接接続する可搬型発電機設備、可搬型バッテリー、可搬型ポンプ等 — B ①、②以外 — C</p>	<p>相違理由</p>
<p>■設置許可基準規則 第43条 第3項 第2号 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性について</p> <p>【考慮事項】 ① プラント定検中等当該可搬型重大事故等対処設備の機能を奪えない時間に保守点検を実施するかどうか ② 保守点検中でも使用可能（外観目視、検油、検電、メータチェック、機能確認、一式取替（点検済みの設備との取替含む）の際に、事前に取替品を準備してから保守点検するかどうか等）であるかどうか</p> <p>プラント定検中等当該可搬型重大事故等対処設備の機能を奪えない時間に保守点検を実施する可搬型設備 — A 保守点検中でも使用可能（外観目視、検油、検電、メータチェック、機能確認、一式取替（点検済みの設備との取替含む）の際に、事前に取替品を準備してから保守点検するかどうか等）である設備 — B ①、②以外 — C</p>	<p>■設置許可基準規則 第43条 第3項 第2号 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性について</p> <p>【考慮事項】 ① 容量かつ確実な接続 ② 接続部の規格の統一</p> <p>ケーブル コネクタ接続 — A より簡便な接続規格等による接続 — C</p> <p>配管 ボルト締フランジ接続 — B より簡便な接続規格等による接続 — C その他の措置 — D 接続なし — E</p>	<p>■設置許可基準規則 第43条 第3項 第2号 可搬型重大事故等対処設備の常設設備との接続性について</p> <p>【考慮事項】 ① 容量かつ確実な接続 ② 接続部の規格の統一</p> <p>ケーブル 母線供給 — 原子のボルト・ネジによる接続 — A 通信・計装用送電線 — 専用の接続方法による接続 — D</p> <p>水・空気配管 大口継手 — ボルト締フランジ接続 — B 小口継手 — より簡便な接続規格等による接続 — C 油配管、計装用配管 — 専用の接続方法による接続 — D</p>	<p>相違理由</p>
<p>■設置許可基準規則 第43条 第3項 第3号 異なる複数の接続箇所の確保について</p> <p>【考慮事項】 ・放射線による影響因子 ・洪水、火災 ・自然現象 ・外入事故</p> <p>接続箇所 屋内（壁面含む） — A 屋内及び屋外 — B その他（窓辺） — C 接続箇所なし — D</p>	<p>■設置許可基準規則 第43条 第3項 第3号 異なる複数の接続箇所の確保について</p> <p>【考慮事項】 ・放射線による影響因子 ・洪水、火災 ・自然現象 ・外入事故</p> <p>接続箇所 屋内（壁面含む） — A 屋内及び屋外 — B その他（窓辺） — C 接続箇所なし — D</p>	<p>■設置許可基準規則 第43条 第3項 第3号 異なる複数の接続箇所の確保について</p> <p>【考慮事項】 ・環境条件 ・洪水、火災 ・自然現象 ・外入事故</p> <p>接続箇所 屋内（壁面含む） — A その他（窓辺） — 対象外</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>■設置許可基準規則 第43条 第3項 第4号 可搬型重大事故等対応設備の設置場所について</p>  <p>■設置許可基準規則 第43条 第3項 第5号 保管場所について</p>  <p>■設置許可基準規則 第43条 第3項 第6号 アクセスルートについて</p>  <p>■設置許可基準規則 第43条 第3項 第7号 重大事故防止設備のうちの可搬型のものの共通要因故障について</p>  <p>※：記号の記載については、考慮事項の番号+a又はbを記載する。（例：①a、①b、②a、②b）</p>		<p>■設置許可基準規則 第43条 第3項 第4号 可搬型重大事故等対応設備の設置場所について</p>  <p>■設置許可基準規則 第43条 第3項 第5号 保管場所について</p>  <p>■設置許可基準規則 第43条 第3項 第6号 アクセスルートについて</p>  <p>■設置許可基準規則 第43条 第3項 第7号 重大事故防止設備のうちの可搬型のものの共通要因故障について</p> 	

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																										
<p>58-2 配置図 3号炉</p>	<p>58-3 配置図</p> <p>表 58-3-1 配置図一覧表(1/4)</p> <table border="1" data-bbox="672 247 1220 1029"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>取付箇所</th> <th>図番号</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力容器温度</td> <td>原子炉格納容器内</td> <td>図58-3-3, 4, 5</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> <td>原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td> <td>図58-3-4</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力 (SA)</td> <td>原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td> <td>図58-3-4</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (広帯域)</td> <td>原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td> <td>図58-3-3</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (燃料域)</td> <td>原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td> <td>図58-3-3</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA広帯域)</td> <td>原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td> <td>図58-3-3</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA燃料域)</td> <td>原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td> <td>図58-3-3</td> </tr> <tr> <td>高圧代替注水系ポンプ出口流量</td> <td>原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td> <td>図58-3-2</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイ ライン洗浄流量)</td> <td>原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td> <td>図58-3-3</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>原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td> <td>図58-3-4</td> </tr> <tr> <td>減圧冷却低圧注水系ポンプ出口 流量</td> <td>原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋付属棟内)</td> <td>図58-3-1</td> </tr> <tr> <td>代替蒸発冷却ポンプ出口流量</td> <td>原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td> <td>図58-3-1</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ出口 流量</td> <td>原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td> <td>図58-3-1</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイ系ポンプ出口 流量</td> <td>原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td> <td>図58-3-2</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>原子炉建屋地下2階 (A及びB) 原子炉建屋地下3階 (C) (原子炉建屋原子炉棟内)</td> <td>図58-3-1, 2</td> </tr> <tr> <td>低圧炉心スプレイ系ポンプ出口 流量</td> <td>原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td> <td>図58-3-2</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器代替スプレイ流 量</td> <td>原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td> <td>図58-3-4</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部注水流量</td> <td>原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td> <td>図58-3-3</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル湿度</td> <td>原子炉格納容器内</td> <td>図58-3-2, 3, 4, 5</td> </tr> <tr> <td>圧力制御室内空気温度</td> <td>原子炉格納容器内</td> <td>図58-3-2</td> </tr> <tr> <td>サブレーションプール水温度</td> <td>原子炉格納容器内</td> <td>図58-3-1</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部温度</td> <td>原子炉格納容器内</td> <td>図58-3-2</td> </tr> </tbody> </table>	名称	取付箇所	図番号	原子炉圧力容器温度	原子炉格納容器内	図58-3-3, 4, 5	原子炉圧力	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-4	原子炉圧力 (SA)	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-4	原子炉水位 (広帯域)	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-3	原子炉水位 (燃料域)	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-3	原子炉水位 (SA広帯域)	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-3	原子炉水位 (SA燃料域)	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-3	高圧代替注水系ポンプ出口流量	原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2	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 ライン洗浄流量)	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-3	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)	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-4	減圧冷却低圧注水系ポンプ出口 流量	原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋付属棟内)	図58-3-1	代替蒸発冷却ポンプ出口流量	原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-1	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口 流量	原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-1	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口 流量	原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2	残留熱除去系ポンプ出口流量	原子炉建屋地下2階 (A及びB) 原子炉建屋地下3階 (C) (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-1, 2	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口 流量	原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2	原子炉格納容器代替スプレイ流 量	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-4	原子炉格納容器下部注水流量	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-3	ドライウェル湿度	原子炉格納容器内	図58-3-2, 3, 4, 5	圧力制御室内空気温度	原子炉格納容器内	図58-3-2	サブレーションプール水温度	原子炉格納容器内	図58-3-1	原子炉格納容器下部温度	原子炉格納容器内	図58-3-2	<p>58-2 配置図</p> <p>第1表 配置図一覧表(1/3)</p> <table border="1" data-bbox="1254 255 1814 1101"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>取付箇所</th> <th>図番号</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1次冷却材温度 (広域-高温側)</td> <td>原子炉格納容器内</td> <td>第5図</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材温度 (広域-低温側)</td> <td>原子炉格納容器内</td> <td>第5図</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力 (広域)</td> <td>原子炉格納容器内</td> <td>第5図</td> </tr> <tr> <td>加圧器水位</td> <td>原子炉格納容器内</td> <td>第5図</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器水位</td> <td>原子炉格納容器内</td> <td>第5図</td> </tr> <tr> <td>高圧注入流量</td> <td>原子炉補助建屋 T.P. 2, 8m</td> <td>第2図</td> </tr> <tr> <td>低圧注入流量</td> <td>原子炉補助建屋 T.P. 2, 8m</td> <td>第2図</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>原子炉補助建屋 T.P. 10, 3m</td> <td>第3図</td> </tr> <tr> <td>B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量 (AM用)</td> <td>原子炉補助建屋 T.P. 2, 8m</td> <td>第2図</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>原子炉格納容器内</td> <td>第8図</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>周辺補機棟 T.P. 17, 8m</td> <td>第5図</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力 (AM用)</td> <td>周辺補機棟 T.P. 24, 8m</td> <td>第6図</td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環サンプ水位 (広域)</td> <td>原子炉格納容器内</td> <td>第3図</td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環サンプ水位 (狭域)</td> <td>原子炉格納容器内</td> <td>第3図</td> </tr> <tr> <td>格納容器水位</td> <td>原子炉格納容器内</td> <td>第5図</td> </tr> <tr> <td>原子炉下部キャビティ水位</td> <td>原子炉格納容器内</td> <td>第3図</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>原子炉格納容器内</td> <td>第8図</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>原子炉格納容器内</td> <td>第8図</td> </tr> <tr> <td>出力領域中性子束</td> <td>原子炉格納容器内</td> <td>第5図</td> </tr> <tr> <td>中間領域中性子束</td> <td>原子炉格納容器内</td> <td>第5図</td> </tr> <tr> <td>中性子源領域中性子束</td> <td>原子炉格納容器内</td> <td>第5図</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器水位 (狭域)</td> <td>原子炉格納容器内</td> <td>第6図</td> </tr> </tbody> </table>	名称	取付箇所	図番号	1次冷却材温度 (広域-高温側)	原子炉格納容器内	第5図	1次冷却材温度 (広域-低温側)	原子炉格納容器内	第5図	1次冷却材圧力 (広域)	原子炉格納容器内	第5図	加圧器水位	原子炉格納容器内	第5図	原子炉容器水位	原子炉格納容器内	第5図	高圧注入流量	原子炉補助建屋 T.P. 2, 8m	第2図	低圧注入流量	原子炉補助建屋 T.P. 2, 8m	第2図	代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量	原子炉補助建屋 T.P. 10, 3m	第3図	B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量 (AM用)	原子炉補助建屋 T.P. 2, 8m	第2図	格納容器内温度	原子炉格納容器内	第8図	原子炉格納容器圧力	周辺補機棟 T.P. 17, 8m	第5図	格納容器圧力 (AM用)	周辺補機棟 T.P. 24, 8m	第6図	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	原子炉格納容器内	第3図	格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	原子炉格納容器内	第3図	格納容器水位	原子炉格納容器内	第5図	原子炉下部キャビティ水位	原子炉格納容器内	第3図	格納容器内高レンジエリアモニタ (低 レンジ)	原子炉格納容器内	第8図	格納容器内高レンジエリアモニタ (高 レンジ)	原子炉格納容器内	第8図	出力領域中性子束	原子炉格納容器内	第5図	中間領域中性子束	原子炉格納容器内	第5図	中性子源領域中性子束	原子炉格納容器内	第5図	蒸気発生器水位 (狭域)	原子炉格納容器内	第6図	<p>【女川】資料構成の相違</p> <p>【大飯】記載方針の相違 ・泊では、女川と同様にパラメータ名称及び該当する図番号を目次として記載している。</p>
名称	取付箇所	図番号																																																																																																																																											
原子炉圧力容器温度	原子炉格納容器内	図58-3-3, 4, 5																																																																																																																																											
原子炉圧力	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-4																																																																																																																																											
原子炉圧力 (SA)	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-4																																																																																																																																											
原子炉水位 (広帯域)	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-3																																																																																																																																											
原子炉水位 (燃料域)	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-3																																																																																																																																											
原子炉水位 (SA広帯域)	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-3																																																																																																																																											
原子炉水位 (SA燃料域)	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-3																																																																																																																																											
高圧代替注水系ポンプ出口流量	原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2																																																																																																																																											
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 ライン洗浄流量)	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-3																																																																																																																																											
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)	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-4																																																																																																																																											
減圧冷却低圧注水系ポンプ出口 流量	原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋付属棟内)	図58-3-1																																																																																																																																											
代替蒸発冷却ポンプ出口流量	原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-1																																																																																																																																											
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口 流量	原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-1																																																																																																																																											
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口 流量	原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2																																																																																																																																											
残留熱除去系ポンプ出口流量	原子炉建屋地下2階 (A及びB) 原子炉建屋地下3階 (C) (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-1, 2																																																																																																																																											
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口 流量	原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2																																																																																																																																											
原子炉格納容器代替スプレイ流 量	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-4																																																																																																																																											
原子炉格納容器下部注水流量	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-3																																																																																																																																											
ドライウェル湿度	原子炉格納容器内	図58-3-2, 3, 4, 5																																																																																																																																											
圧力制御室内空気温度	原子炉格納容器内	図58-3-2																																																																																																																																											
サブレーションプール水温度	原子炉格納容器内	図58-3-1																																																																																																																																											
原子炉格納容器下部温度	原子炉格納容器内	図58-3-2																																																																																																																																											
名称	取付箇所	図番号																																																																																																																																											
1次冷却材温度 (広域-高温側)	原子炉格納容器内	第5図																																																																																																																																											
1次冷却材温度 (広域-低温側)	原子炉格納容器内	第5図																																																																																																																																											
1次冷却材圧力 (広域)	原子炉格納容器内	第5図																																																																																																																																											
加圧器水位	原子炉格納容器内	第5図																																																																																																																																											
原子炉容器水位	原子炉格納容器内	第5図																																																																																																																																											
高圧注入流量	原子炉補助建屋 T.P. 2, 8m	第2図																																																																																																																																											
低圧注入流量	原子炉補助建屋 T.P. 2, 8m	第2図																																																																																																																																											
代替格納容器スプレイポンプ出口積算 流量	原子炉補助建屋 T.P. 10, 3m	第3図																																																																																																																																											
B-格納容器スプレイ冷却器出口積算 流量 (AM用)	原子炉補助建屋 T.P. 2, 8m	第2図																																																																																																																																											
格納容器内温度	原子炉格納容器内	第8図																																																																																																																																											
原子炉格納容器圧力	周辺補機棟 T.P. 17, 8m	第5図																																																																																																																																											
格納容器圧力 (AM用)	周辺補機棟 T.P. 24, 8m	第6図																																																																																																																																											
格納容器再循環サンプ水位 (広域)	原子炉格納容器内	第3図																																																																																																																																											
格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	原子炉格納容器内	第3図																																																																																																																																											
格納容器水位	原子炉格納容器内	第5図																																																																																																																																											
原子炉下部キャビティ水位	原子炉格納容器内	第3図																																																																																																																																											
格納容器内高レンジエリアモニタ (低 レンジ)	原子炉格納容器内	第8図																																																																																																																																											
格納容器内高レンジエリアモニタ (高 レンジ)	原子炉格納容器内	第8図																																																																																																																																											
出力領域中性子束	原子炉格納容器内	第5図																																																																																																																																											
中間領域中性子束	原子炉格納容器内	第5図																																																																																																																																											
中性子源領域中性子束	原子炉格納容器内	第5図																																																																																																																																											
蒸気発生器水位 (狭域)	原子炉格納容器内	第6図																																																																																																																																											

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																	
	<p>表58-3-1 配置図一覧表(2/4)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>取付箇所</th> <th>図番号</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>ドライウエル圧力</td><td>原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td><td>図58-3-5</td></tr> <tr><td>圧力抑制室圧力</td><td>原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td><td>図58-3-5</td></tr> <tr><td>圧力抑制室水位</td><td>原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td><td>図58-3-1</td></tr> <tr><td>原子炉格納容器下部水位</td><td>原子炉格納容器内</td><td>図58-3-2</td></tr> <tr><td>ドライウエル水位</td><td>原子炉格納容器内</td><td>図58-3-2</td></tr> <tr><td>格納容器内水素濃度 (D/W)</td><td>原子炉格納容器内</td><td>図58-3-5</td></tr> <tr><td>格納容器内水素濃度 (S/C)</td><td>原子炉格納容器内</td><td>図58-3-2</td></tr> <tr><td>格納容器内帯電気放射線モニタ (D/W)</td><td>原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td><td>図58-3-5</td></tr> <tr><td>格納容器内帯電気放射線モニタ (D/W)</td><td>原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td><td>図58-3-3</td></tr> <tr><td>格納容器内帯電気放射線モニタ (S/C)</td><td>原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td><td>図58-3-2</td></tr> <tr><td>起動領域モニタ</td><td>原子炉格納容器内</td><td>図58-3-7</td></tr> <tr><td>平均出力領域モニタ</td><td>原子炉格納容器内</td><td>図58-3-7</td></tr> <tr><td>フィルタ装置水位 (広帯域)</td><td>原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td><td>図58-3-3</td></tr> <tr><td>フィルタ装置入口圧力 (広帯域)</td><td>原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋付属棟内)</td><td>図58-3-4</td></tr> <tr><td>フィルタ装置出口圧力 (広帯域)</td><td>原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td><td>図58-3-4</td></tr> <tr><td>フィルタ装置水温度</td><td>原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td><td>図58-3-4</td></tr> <tr><td>フィルタ装置出口放射線モニタ</td><td>原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋付属棟内)</td><td>図58-3-5</td></tr> <tr><td>フィルタ装置出口水素濃度</td><td>原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td><td>図58-3-5</td></tr> <tr><td>耐圧強化ベント系放射線モニタ</td><td>原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋付属棟内)</td><td>図58-3-5</td></tr> <tr><td>残留熱除去系熱交換器入口温度</td><td>原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td><td>図58-3-4</td></tr> <tr><td>残留熱除去系熱交換器出口温度</td><td>原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td><td>図58-3-4</td></tr> <tr><td>原子炉補機冷却水系系破流量</td><td>原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋付属棟内)</td><td>図58-3-1</td></tr> <tr><td>残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量</td><td>原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td><td>図58-3-3</td></tr> <tr><td>直水貯蔵タンク水位</td><td>屋外 (CST連絡トンネル/バルブ室)</td><td>図58-3-8</td></tr> </tbody> </table>	名称	取付箇所	図番号	ドライウエル圧力	原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-5	圧力抑制室圧力	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-5	圧力抑制室水位	原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-1	原子炉格納容器下部水位	原子炉格納容器内	図58-3-2	ドライウエル水位	原子炉格納容器内	図58-3-2	格納容器内水素濃度 (D/W)	原子炉格納容器内	図58-3-5	格納容器内水素濃度 (S/C)	原子炉格納容器内	図58-3-2	格納容器内帯電気放射線モニタ (D/W)	原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-5	格納容器内帯電気放射線モニタ (D/W)	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-3	格納容器内帯電気放射線モニタ (S/C)	原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2	起動領域モニタ	原子炉格納容器内	図58-3-7	平均出力領域モニタ	原子炉格納容器内	図58-3-7	フィルタ装置水位 (広帯域)	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-3	フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋付属棟内)	図58-3-4	フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-4	フィルタ装置水温度	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-4	フィルタ装置出口放射線モニタ	原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋付属棟内)	図58-3-5	フィルタ装置出口水素濃度	原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-5	耐圧強化ベント系放射線モニタ	原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋付属棟内)	図58-3-5	残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-4	残留熱除去系熱交換器出口温度	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-4	原子炉補機冷却水系系破流量	原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋付属棟内)	図58-3-1	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-3	直水貯蔵タンク水位	屋外 (CST連絡トンネル/バルブ室)	図58-3-8	<p>第1表 配置図一覧表 (2/3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>取付箇所</th> <th>図番号</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>蒸気発生器水位 (広域)</td><td>原子炉格納容器内</td><td>第5図</td></tr> <tr><td>補助給水流量</td><td>周辺補機棟 T.P. 10.3m</td><td>第3図</td></tr> <tr><td>主蒸気ライン圧力</td><td>周辺補機棟 T.P. 33.1m</td><td>第7図</td></tr> <tr><td>原子炉補機冷却水サーージタンク水位</td><td>周辺補機棟 T.P. 43.6m</td><td>第9図</td></tr> <tr><td>燃料取替用水ビット水位</td><td>周辺補機棟 T.P. 24.8m</td><td>第6図</td></tr> <tr><td>ほう酸タンク水位</td><td>原子炉補助建屋 T.P. 17.8m</td><td>第5図</td></tr> <tr><td>補助給水ビット水位</td><td>周辺補機棟 T.P. 24.8m</td><td>第6図</td></tr> <tr><td>使用済燃料ビット水位 (AM用)</td><td>燃料取扱棟</td><td>第7図</td></tr> <tr><td>使用済燃料ビット温度 (AM用)</td><td>燃料取扱棟</td><td>第7図</td></tr> <tr><td>使用済燃料ビット監視カメラ</td><td>燃料取扱棟</td><td>第7図</td></tr> <tr><td>使用済燃料ビット監視カメラ空冷装置</td><td>原子炉補助建屋 T.P. 33.1m (周辺補機棟 T.P. 33.1m 及び 原子炉補助建屋 T.P. 33.1m に 保管)</td><td>第7図</td></tr> <tr><td>可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット</td><td>周辺補機棟 T.P. 24.8m (周辺補機棟 T.P. 24.8m に保 管)</td><td>第6図</td></tr> <tr><td>可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット</td><td>周辺補機棟 T.P. 24.8m (周辺補機棟 T.P. 24.8m に保 管)</td><td>第6図</td></tr> <tr><td>原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置</td><td>原子炉格納容器内</td><td>第5, 9図</td></tr> <tr><td>格納容器水素イグナイタ温度監視装置</td><td>原子炉格納容器内</td><td>第3, 5, 6, 8, 9図</td></tr> <tr><td>原子炉補機冷却水サーージタンク圧力 (可搬型)</td><td>周辺補機棟 T.P. 43.6m (周辺補機棟 T.P. 43.6m 及び 緊急時対策所待機所内に保 管)</td><td>第9, 10図</td></tr> <tr><td>使用済燃料ビット水位 (可搬型)</td><td>燃料取扱棟 (燃料取扱棟及び周辺補機棟 T.P. 33.1m に保管)</td><td>第7図</td></tr> </tbody> </table>	名称	取付箇所	図番号	蒸気発生器水位 (広域)	原子炉格納容器内	第5図	補助給水流量	周辺補機棟 T.P. 10.3m	第3図	主蒸気ライン圧力	周辺補機棟 T.P. 33.1m	第7図	原子炉補機冷却水サーージタンク水位	周辺補機棟 T.P. 43.6m	第9図	燃料取替用水ビット水位	周辺補機棟 T.P. 24.8m	第6図	ほう酸タンク水位	原子炉補助建屋 T.P. 17.8m	第5図	補助給水ビット水位	周辺補機棟 T.P. 24.8m	第6図	使用済燃料ビット水位 (AM用)	燃料取扱棟	第7図	使用済燃料ビット温度 (AM用)	燃料取扱棟	第7図	使用済燃料ビット監視カメラ	燃料取扱棟	第7図	使用済燃料ビット監視カメラ空冷装置	原子炉補助建屋 T.P. 33.1m (周辺補機棟 T.P. 33.1m 及び 原子炉補助建屋 T.P. 33.1m に 保管)	第7図	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット	周辺補機棟 T.P. 24.8m (周辺補機棟 T.P. 24.8m に保 管)	第6図	可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット	周辺補機棟 T.P. 24.8m (周辺補機棟 T.P. 24.8m に保 管)	第6図	原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置	原子炉格納容器内	第5, 9図	格納容器水素イグナイタ温度監視装置	原子炉格納容器内	第3, 5, 6, 8, 9図	原子炉補機冷却水サーージタンク圧力 (可搬型)	周辺補機棟 T.P. 43.6m (周辺補機棟 T.P. 43.6m 及び 緊急時対策所待機所内に保 管)	第9, 10図	使用済燃料ビット水位 (可搬型)	燃料取扱棟 (燃料取扱棟及び周辺補機棟 T.P. 33.1m に保管)	第7図	<p>【大飯】記載方針の相違 ・泊では, 女川と同様にパラメータ名称及び該当する図番号を目次として記載している。</p>
名称	取付箇所	図番号																																																																																																																																		
ドライウエル圧力	原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-5																																																																																																																																		
圧力抑制室圧力	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-5																																																																																																																																		
圧力抑制室水位	原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-1																																																																																																																																		
原子炉格納容器下部水位	原子炉格納容器内	図58-3-2																																																																																																																																		
ドライウエル水位	原子炉格納容器内	図58-3-2																																																																																																																																		
格納容器内水素濃度 (D/W)	原子炉格納容器内	図58-3-5																																																																																																																																		
格納容器内水素濃度 (S/C)	原子炉格納容器内	図58-3-2																																																																																																																																		
格納容器内帯電気放射線モニタ (D/W)	原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-5																																																																																																																																		
格納容器内帯電気放射線モニタ (D/W)	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-3																																																																																																																																		
格納容器内帯電気放射線モニタ (S/C)	原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2																																																																																																																																		
起動領域モニタ	原子炉格納容器内	図58-3-7																																																																																																																																		
平均出力領域モニタ	原子炉格納容器内	図58-3-7																																																																																																																																		
フィルタ装置水位 (広帯域)	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-3																																																																																																																																		
フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋付属棟内)	図58-3-4																																																																																																																																		
フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-4																																																																																																																																		
フィルタ装置水温度	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-4																																																																																																																																		
フィルタ装置出口放射線モニタ	原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋付属棟内)	図58-3-5																																																																																																																																		
フィルタ装置出口水素濃度	原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-5																																																																																																																																		
耐圧強化ベント系放射線モニタ	原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋付属棟内)	図58-3-5																																																																																																																																		
残留熱除去系熱交換器入口温度	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-4																																																																																																																																		
残留熱除去系熱交換器出口温度	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-4																																																																																																																																		
原子炉補機冷却水系系破流量	原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋付属棟内)	図58-3-1																																																																																																																																		
残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量	原子炉建屋地下1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-3																																																																																																																																		
直水貯蔵タンク水位	屋外 (CST連絡トンネル/バルブ室)	図58-3-8																																																																																																																																		
名称	取付箇所	図番号																																																																																																																																		
蒸気発生器水位 (広域)	原子炉格納容器内	第5図																																																																																																																																		
補助給水流量	周辺補機棟 T.P. 10.3m	第3図																																																																																																																																		
主蒸気ライン圧力	周辺補機棟 T.P. 33.1m	第7図																																																																																																																																		
原子炉補機冷却水サーージタンク水位	周辺補機棟 T.P. 43.6m	第9図																																																																																																																																		
燃料取替用水ビット水位	周辺補機棟 T.P. 24.8m	第6図																																																																																																																																		
ほう酸タンク水位	原子炉補助建屋 T.P. 17.8m	第5図																																																																																																																																		
補助給水ビット水位	周辺補機棟 T.P. 24.8m	第6図																																																																																																																																		
使用済燃料ビット水位 (AM用)	燃料取扱棟	第7図																																																																																																																																		
使用済燃料ビット温度 (AM用)	燃料取扱棟	第7図																																																																																																																																		
使用済燃料ビット監視カメラ	燃料取扱棟	第7図																																																																																																																																		
使用済燃料ビット監視カメラ空冷装置	原子炉補助建屋 T.P. 33.1m (周辺補機棟 T.P. 33.1m 及び 原子炉補助建屋 T.P. 33.1m に 保管)	第7図																																																																																																																																		
可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット	周辺補機棟 T.P. 24.8m (周辺補機棟 T.P. 24.8m に保 管)	第6図																																																																																																																																		
可搬型アニュラス水素濃度計測ユニット	周辺補機棟 T.P. 24.8m (周辺補機棟 T.P. 24.8m に保 管)	第6図																																																																																																																																		
原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置	原子炉格納容器内	第5, 9図																																																																																																																																		
格納容器水素イグナイタ温度監視装置	原子炉格納容器内	第3, 5, 6, 8, 9図																																																																																																																																		
原子炉補機冷却水サーージタンク圧力 (可搬型)	周辺補機棟 T.P. 43.6m (周辺補機棟 T.P. 43.6m 及び 緊急時対策所待機所内に保 管)	第9, 10図																																																																																																																																		
使用済燃料ビット水位 (可搬型)	燃料取扱棟 (燃料取扱棟及び周辺補機棟 T.P. 33.1m に保管)	第7図																																																																																																																																		

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																													
	<p>表 58-3-1 配置図一覧表(3/4)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>取付箇所</th> <th>図番号</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>高圧代替止水系ポンプ出口圧力</td> <td>原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td> <td>図58-3-2</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力</td> <td>原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td> <td>図58-3-4</td> </tr> <tr> <td>直流駆動式圧注水系ポンプ出口圧力</td> <td>原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋付風機内)</td> <td>図58-3-1</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却ポンプ出口圧力</td> <td>原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋付風機内)</td> <td>図58-3-1</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力</td> <td>原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td> <td>図58-3-2</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ出口圧力</td> <td>原子炉建屋地下2階 (A及びB) 原子炉建屋地下3階 (C) (原子炉建屋原子炉棟内)</td> <td>図58-3-1, 2</td> </tr> <tr> <td>低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力</td> <td>原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td> <td>図58-3-2</td> </tr> <tr> <td>復水移送ポンプ出口圧力</td> <td>原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td> <td>図58-3-2</td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋内水素濃度</td> <td>原子炉建屋地上3階、地上1階、地下1階、地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td> <td>図58-3-2, 3, 4, 6</td> </tr> <tr> <td>静的触媒式水素再結合装置動作監視装置</td> <td>原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td> <td>図58-3-6</td> </tr> <tr> <td>格納容器内雰囲気酸素濃度</td> <td>原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td> <td>図58-3-5</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)</td> <td>原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td> <td>図58-3-6</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール水位/温度(ライトバルブ式)</td> <td>原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td> <td>図58-3-6</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール上緊急開放射線モニタ(高線量、新線量)</td> <td>原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td> <td>図58-3-6</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料プール監視カメラ</td> <td>原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td> <td>図58-3-6</td> </tr> <tr> <td>6-2F-1母線電圧</td> <td>新幹建屋地上3階</td> <td>図58-3-9</td> </tr> <tr> <td>6-2F-2母線電圧</td> <td>新幹建屋地上3階</td> <td>図58-3-9</td> </tr> <tr> <td>6-2C母線電圧</td> <td>新幹建屋地上3階</td> <td>図58-3-9</td> </tr> <tr> <td>6-2D母線電圧</td> <td>新幹建屋地上3階</td> <td>図58-3-9</td> </tr> <tr> <td>6-2E母線電圧</td> <td>新幹建屋地上3階</td> <td>図58-3-9</td> </tr> <tr> <td>4-2C母線電圧</td> <td>新幹建屋地上3階</td> <td>図58-3-9</td> </tr> <tr> <td>4-2D母線電圧</td> <td>新幹建屋地上3階</td> <td>図58-3-9</td> </tr> <tr> <td>125V直流主母線2A電圧</td> <td>新幹建屋地上3階</td> <td>図58-3-9</td> </tr> </tbody> </table>	名称	取付箇所	図番号	高圧代替止水系ポンプ出口圧力	原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-4	直流駆動式圧注水系ポンプ出口圧力	原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋付風機内)	図58-3-1	代替循環冷却ポンプ出口圧力	原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋付風機内)	図58-3-1	高圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力	原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2	残留熱除去系ポンプ出口圧力	原子炉建屋地下2階 (A及びB) 原子炉建屋地下3階 (C) (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-1, 2	低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力	原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2	復水移送ポンプ出口圧力	原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2	原子炉建屋内水素濃度	原子炉建屋地上3階、地上1階、地下1階、地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2, 3, 4, 6	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-6	格納容器内雰囲気酸素濃度	原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-5	使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-6	使用済燃料プール水位/温度(ライトバルブ式)	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-6	使用済燃料プール上緊急開放射線モニタ(高線量、新線量)	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-6	使用済燃料プール監視カメラ	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-6	6-2F-1母線電圧	新幹建屋地上3階	図58-3-9	6-2F-2母線電圧	新幹建屋地上3階	図58-3-9	6-2C母線電圧	新幹建屋地上3階	図58-3-9	6-2D母線電圧	新幹建屋地上3階	図58-3-9	6-2E母線電圧	新幹建屋地上3階	図58-3-9	4-2C母線電圧	新幹建屋地上3階	図58-3-9	4-2D母線電圧	新幹建屋地上3階	図58-3-9	125V直流主母線2A電圧	新幹建屋地上3階	図58-3-9	<p>第1表 配置図一覧表 (3/3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>取付箇所</th> <th>図番号</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>使用済燃料ピット可搬型エアモニタ</td> <td>周辺補機棟 T.P. 33.1m, 原子炉補助建屋 T.P. 33.1m 又は屋外 (周辺補機棟 T.P. 33.1m 及び原子炉補助建屋 T.P. 33.1m に保管)</td> <td>第7図</td> </tr> <tr> <td>可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)</td> <td>周辺補機棟 T.P. 17.8m 又は周辺補機棟 T.P. 10.3m (中間床) (原子炉補助建屋 T.P. 17.8m 及び緊急時対策所待機所内に保管)</td> <td>第4, 5, 10図</td> </tr> <tr> <td>可搬型計測器</td> <td>原子炉補助建屋 T.P. 17.8m (原子炉補助建屋 T.P. 17.8m 及び緊急時対策所待機所内に保管)</td> <td>第5, 10図</td> </tr> <tr> <td>A-高圧注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量 (AM用)</td> <td>原子炉補助建屋 T.P. -1.7m</td> <td>第1図</td> </tr> <tr> <td>A-高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量 (AM用)</td> <td>原子炉補助建屋 T.P. -1.7m</td> <td>第1図</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水供給母管流量(AM用)</td> <td>周辺補機棟 T.P. 2.3m</td> <td>第2図</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量 (AM用)</td> <td>周辺補機棟 T.P. 2.3m</td> <td>第2図</td> </tr> <tr> <td>6-A, B母線電圧</td> <td>原子炉補助建屋 T.P. 10.3m</td> <td>第3図</td> </tr> <tr> <td>A, B-直流コントロールセンタ母線電圧</td> <td>原子炉補助建屋 T.P. 10.3m</td> <td>第3図</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">データ伝送設備(発電所内)</td> <td>データ収集計算機</td> <td>原子炉補助建屋 T.P. 17.8m</td> <td>第5図</td> </tr> <tr> <td>データ表示端末</td> <td>緊急時対策所指揮所内</td> <td>第10図</td> </tr> </tbody> </table>	名称	取付箇所	図番号	使用済燃料ピット可搬型エアモニタ	周辺補機棟 T.P. 33.1m, 原子炉補助建屋 T.P. 33.1m 又は屋外 (周辺補機棟 T.P. 33.1m 及び原子炉補助建屋 T.P. 33.1m に保管)	第7図	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)	周辺補機棟 T.P. 17.8m 又は周辺補機棟 T.P. 10.3m (中間床) (原子炉補助建屋 T.P. 17.8m 及び緊急時対策所待機所内に保管)	第4, 5, 10図	可搬型計測器	原子炉補助建屋 T.P. 17.8m (原子炉補助建屋 T.P. 17.8m 及び緊急時対策所待機所内に保管)	第5, 10図	A-高圧注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量 (AM用)	原子炉補助建屋 T.P. -1.7m	第1図	A-高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量 (AM用)	原子炉補助建屋 T.P. -1.7m	第1図	原子炉補機冷却水供給母管流量(AM用)	周辺補機棟 T.P. 2.3m	第2図	原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量 (AM用)	周辺補機棟 T.P. 2.3m	第2図	6-A, B母線電圧	原子炉補助建屋 T.P. 10.3m	第3図	A, B-直流コントロールセンタ母線電圧	原子炉補助建屋 T.P. 10.3m	第3図	データ伝送設備(発電所内)	データ収集計算機	原子炉補助建屋 T.P. 17.8m	第5図	データ表示端末	緊急時対策所指揮所内	第10図	<p>【大飯】記載方針の相違 ・泊では、女川と同様にパラメータ名称及び該当する図番号を目次として記載している。</p>
名称	取付箇所	図番号																																																																																																														
高圧代替止水系ポンプ出口圧力	原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2																																																																																																														
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力	原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-4																																																																																																														
直流駆動式圧注水系ポンプ出口圧力	原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋付風機内)	図58-3-1																																																																																																														
代替循環冷却ポンプ出口圧力	原子炉建屋地下3階 (原子炉建屋付風機内)	図58-3-1																																																																																																														
高圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力	原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2																																																																																																														
残留熱除去系ポンプ出口圧力	原子炉建屋地下2階 (A及びB) 原子炉建屋地下3階 (C) (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-1, 2																																																																																																														
低圧炉心スプレー系ポンプ出口圧力	原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2																																																																																																														
復水移送ポンプ出口圧力	原子炉建屋地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2																																																																																																														
原子炉建屋内水素濃度	原子炉建屋地上3階、地上1階、地下1階、地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-2, 3, 4, 6																																																																																																														
静的触媒式水素再結合装置動作監視装置	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-6																																																																																																														
格納容器内雰囲気酸素濃度	原子炉建屋地上2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-5																																																																																																														
使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-6																																																																																																														
使用済燃料プール水位/温度(ライトバルブ式)	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-6																																																																																																														
使用済燃料プール上緊急開放射線モニタ(高線量、新線量)	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-6																																																																																																														
使用済燃料プール監視カメラ	原子炉建屋地上3階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-6																																																																																																														
6-2F-1母線電圧	新幹建屋地上3階	図58-3-9																																																																																																														
6-2F-2母線電圧	新幹建屋地上3階	図58-3-9																																																																																																														
6-2C母線電圧	新幹建屋地上3階	図58-3-9																																																																																																														
6-2D母線電圧	新幹建屋地上3階	図58-3-9																																																																																																														
6-2E母線電圧	新幹建屋地上3階	図58-3-9																																																																																																														
4-2C母線電圧	新幹建屋地上3階	図58-3-9																																																																																																														
4-2D母線電圧	新幹建屋地上3階	図58-3-9																																																																																																														
125V直流主母線2A電圧	新幹建屋地上3階	図58-3-9																																																																																																														
名称	取付箇所	図番号																																																																																																														
使用済燃料ピット可搬型エアモニタ	周辺補機棟 T.P. 33.1m, 原子炉補助建屋 T.P. 33.1m 又は屋外 (周辺補機棟 T.P. 33.1m 及び原子炉補助建屋 T.P. 33.1m に保管)	第7図																																																																																																														
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)	周辺補機棟 T.P. 17.8m 又は周辺補機棟 T.P. 10.3m (中間床) (原子炉補助建屋 T.P. 17.8m 及び緊急時対策所待機所内に保管)	第4, 5, 10図																																																																																																														
可搬型計測器	原子炉補助建屋 T.P. 17.8m (原子炉補助建屋 T.P. 17.8m 及び緊急時対策所待機所内に保管)	第5, 10図																																																																																																														
A-高圧注入ポンプ及び油冷却器補機冷却水流量 (AM用)	原子炉補助建屋 T.P. -1.7m	第1図																																																																																																														
A-高圧注入ポンプ電動機補機冷却水流量 (AM用)	原子炉補助建屋 T.P. -1.7m	第1図																																																																																																														
原子炉補機冷却水供給母管流量(AM用)	周辺補機棟 T.P. 2.3m	第2図																																																																																																														
原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量 (AM用)	周辺補機棟 T.P. 2.3m	第2図																																																																																																														
6-A, B母線電圧	原子炉補助建屋 T.P. 10.3m	第3図																																																																																																														
A, B-直流コントロールセンタ母線電圧	原子炉補助建屋 T.P. 10.3m	第3図																																																																																																														
データ伝送設備(発電所内)	データ収集計算機	原子炉補助建屋 T.P. 17.8m	第5図																																																																																																													
	データ表示端末	緊急時対策所指揮所内	第10図																																																																																																													

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	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 58-3-1 配置図一覧表(4/4)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">名称</th> <th style="width: 40%;">取付箇所</th> <th style="width: 30%;">図番号</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>125V直流主母線2B電圧</td> <td>新御建屋地上3階</td> <td>図58-3-9</td> </tr> <tr> <td>125V直流主母線2A-1電圧</td> <td>新御建屋地上3階</td> <td>図58-3-9</td> </tr> <tr> <td>125V直流主母線2D-1電圧</td> <td>新御建屋地上3階</td> <td>図58-3-9</td> </tr> <tr> <td>250V直流主母線電圧</td> <td>新御建屋地上3階</td> <td>図58-3-9</td> </tr> <tr> <td>MFCS125V直流主母線電圧</td> <td>新御建屋地上3階</td> <td>図58-3-9</td> </tr> <tr> <td>高压空素ガス供給系 ADS入口圧力</td> <td>原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)</td> <td>図58-3-4</td> </tr> <tr> <td>代替高压空素ガス供給系空素ガス供給止め器入口圧力</td> <td>原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋付風機内)</td> <td>図58-3-4</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">安全パラメータ表示システム (SPDS)</td> <td>ゲージ取 置装置</td> <td>新御建屋地上3階</td> <td>図58-3-9</td> </tr> <tr> <td>SPDS伝送 装置</td> <td>緊急時対策建屋地下2階</td> <td>図58-3-10</td> </tr> <tr> <td>SPDS表示 装置</td> <td>緊急時対策建屋地下2階</td> <td>図58-3-10</td> </tr> <tr> <td>可搬型計測器</td> <td>新御建屋地上3階、 緊急時対策建屋地下2階</td> <td>図58-3-9, 10</td> </tr> </tbody> </table>	名称	取付箇所	図番号	125V直流主母線2B電圧	新御建屋地上3階	図58-3-9	125V直流主母線2A-1電圧	新御建屋地上3階	図58-3-9	125V直流主母線2D-1電圧	新御建屋地上3階	図58-3-9	250V直流主母線電圧	新御建屋地上3階	図58-3-9	MFCS125V直流主母線電圧	新御建屋地上3階	図58-3-9	高压空素ガス供給系 ADS入口圧力	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-4	代替高压空素ガス供給系空素ガス供給止め器入口圧力	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋付風機内)	図58-3-4	安全パラメータ表示システム (SPDS)	ゲージ取 置装置	新御建屋地上3階	図58-3-9	SPDS伝送 装置	緊急時対策建屋地下2階	図58-3-10	SPDS表示 装置	緊急時対策建屋地下2階	図58-3-10	可搬型計測器	新御建屋地上3階、 緊急時対策建屋地下2階	図58-3-9, 10		
名称	取付箇所	図番号																																						
125V直流主母線2B電圧	新御建屋地上3階	図58-3-9																																						
125V直流主母線2A-1電圧	新御建屋地上3階	図58-3-9																																						
125V直流主母線2D-1電圧	新御建屋地上3階	図58-3-9																																						
250V直流主母線電圧	新御建屋地上3階	図58-3-9																																						
MFCS125V直流主母線電圧	新御建屋地上3階	図58-3-9																																						
高压空素ガス供給系 ADS入口圧力	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋原子炉棟内)	図58-3-4																																						
代替高压空素ガス供給系空素ガス供給止め器入口圧力	原子炉建屋地上1階 (原子炉建屋付風機内)	図58-3-4																																						
安全パラメータ表示システム (SPDS)	ゲージ取 置装置	新御建屋地上3階	図58-3-9																																					
	SPDS伝送 装置	緊急時対策建屋地下2階	図58-3-10																																					
	SPDS表示 装置	緊急時対策建屋地下2階	図58-3-10																																					
可搬型計測器	新御建屋地上3階、 緊急時対策建屋地下2階	図58-3-9, 10																																						

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

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

大飯発電所3/4号炉

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

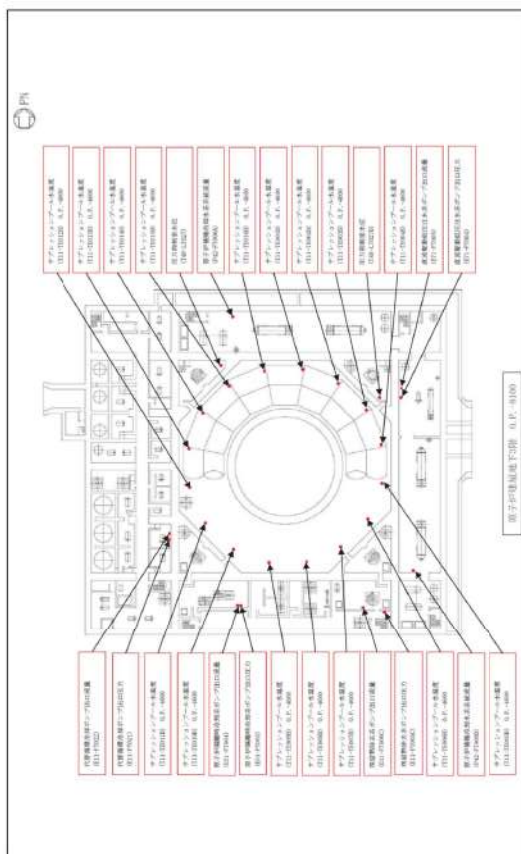
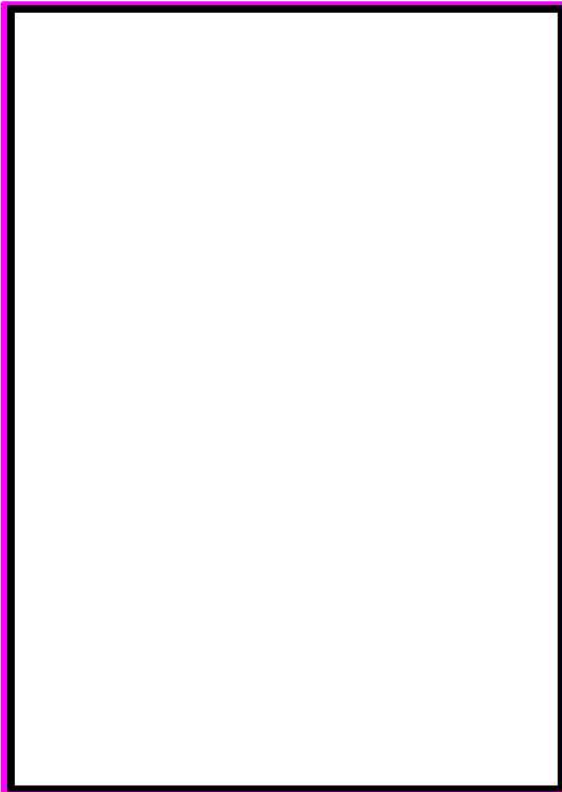
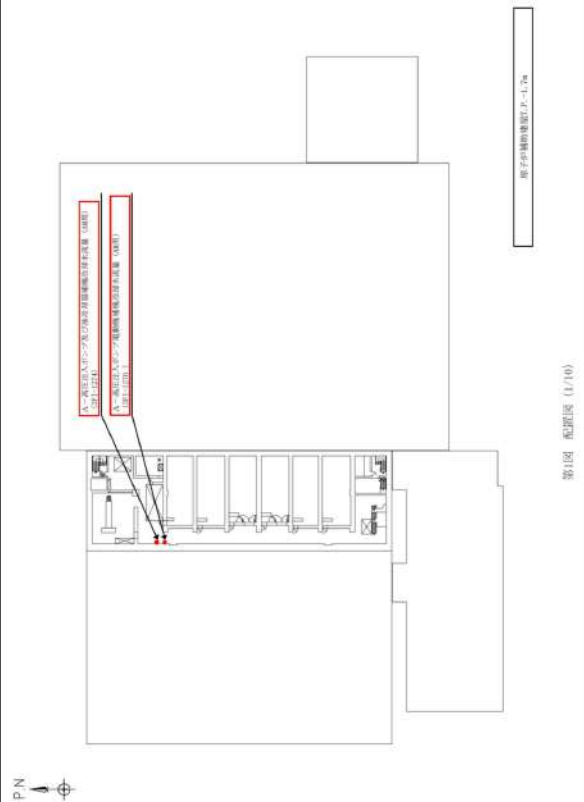


図58-3-1 配置図 (原子炉建屋地下3階)

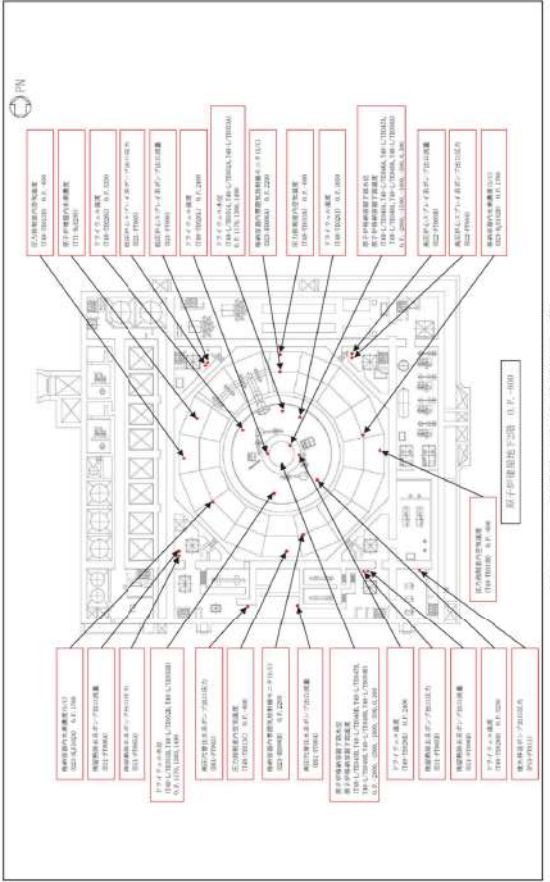
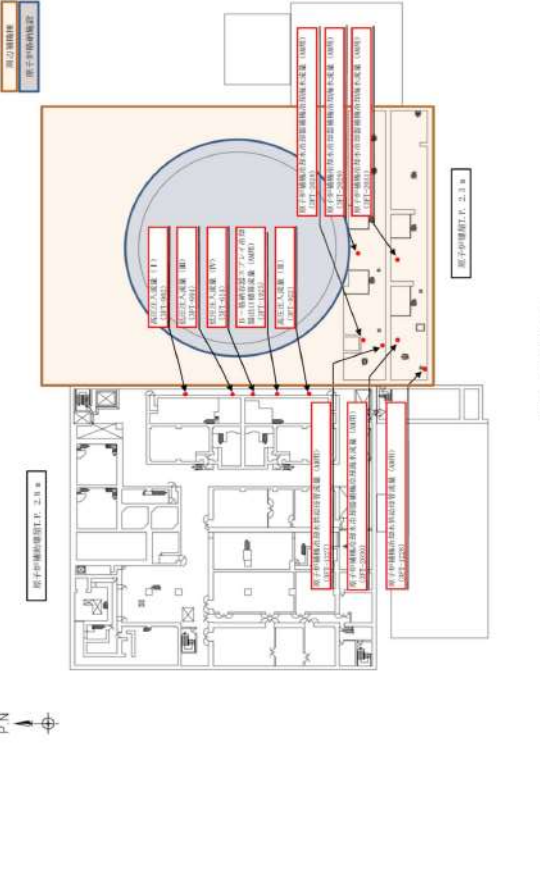


【大飯, 女川】 配置設計の相違

枠囲いの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="85 183 645 976" style="border: 2px solid black; height: 497px; width: 250px;"></div> <div data-bbox="85 1018 645 1056" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> 枠囲いの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。 </div>	 <p style="text-align: center;">図 58-3-2 配置図 (原子炉建屋地下2階)</p>	 <p style="text-align: center;">第2図 配置図 (2/10)</p>	<p>【大飯、女川】配置設計の相違</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

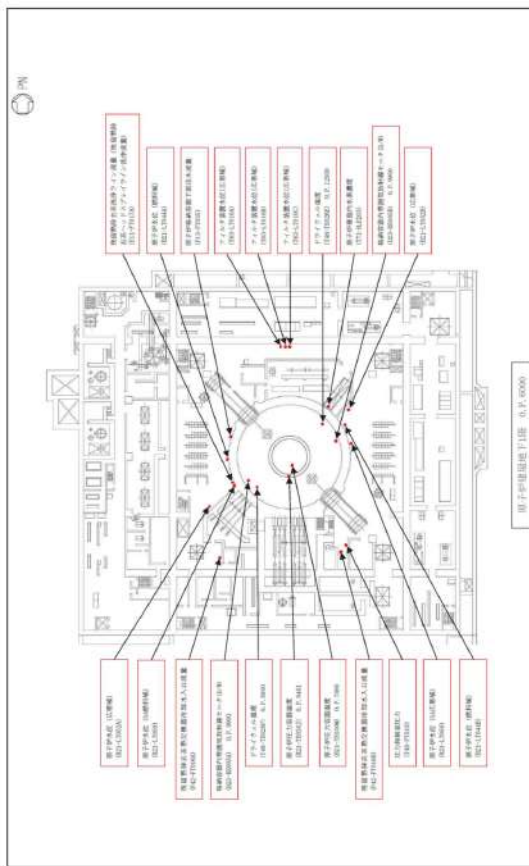
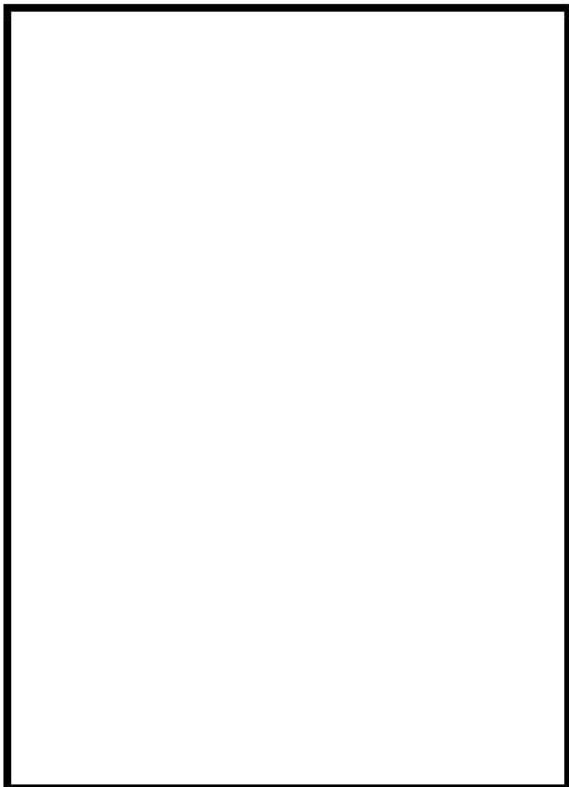


図 58-3-3 配置図 (原子炉建屋地下1階)

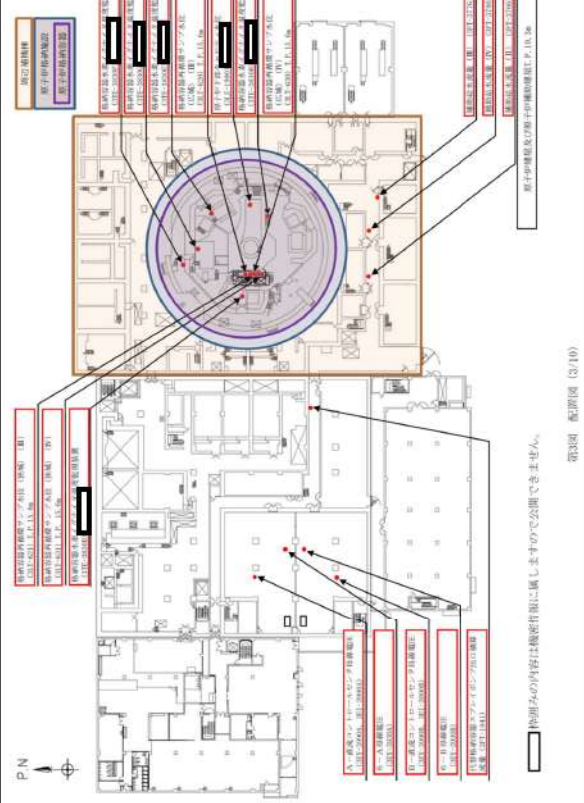


図 58-3-4 配置図 (3/10)

【大飯、女川】配置設計の相違

枠囲いの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。

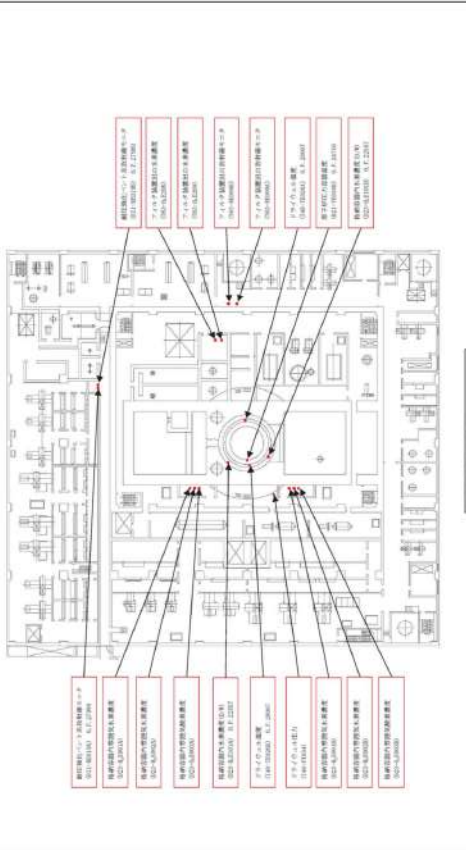
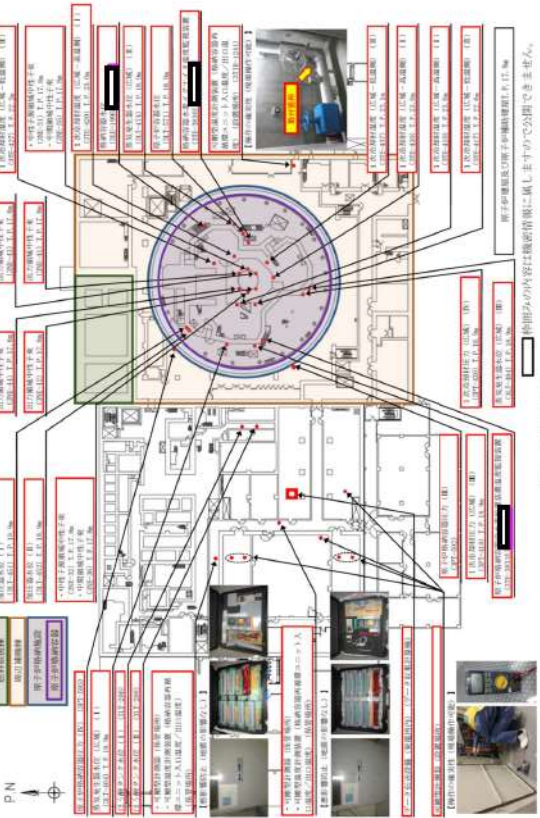
灰色:女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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 data-bbox="80 177 645 975" style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="80 1023 645 1054" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;"> 枠囲いの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。 </div>	<div data-bbox="674 177 1196 1034" style="text-align: center;"> <p>図58-3-4 配置図 (原子炉建屋地上1階)</p> </div>	<div data-bbox="1256 177 1778 970" style="text-align: center;"> <p>第4号図 配置図 (4/10)</p> </div>	<p>【大阪、女川】 配置設計の相違</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
<div data-bbox="85 183 638 965" style="border: 2px solid black; height: 490px; width: 247px;"></div> <div data-bbox="85 1021 638 1053" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;"> 枠囲いの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。 </div>	<div data-bbox="674 175 1198 1029" style="border: 1px solid black; padding: 5px;">  <p style="text-align: center;">原子炉建屋地上部 0.1:2500 図 58-3-5 配置図 (原子炉建屋地上部)</p> </div>	<div data-bbox="1254 175 1814 997" style="border: 1px solid black; padding: 5px;">  <p style="text-align: center;">築5階 配置図 (5.10)</p> </div>	<p>【大飯、女川】配置設計の相違</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
<div data-bbox="85 177 640 970" style="border: 2px solid black; height: 497px; width: 255px;"></div> <div data-bbox="85 1023 640 1054" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;"> 枠囲いの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。 </div>	<div data-bbox="667 177 1211 1054" style="text-align: center;"> <p>図 58-3-6 配置図 (原子炉建屋地上3階)</p> </div>	<div data-bbox="1254 177 1814 970" style="text-align: center;"> <p>相違理由</p> <p>【大飯、女川】配置設計の相違</p> </div>	<p>相違理由</p> <p>【大飯、女川】配置設計の相違</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
<div data-bbox="91 172 640 954" style="border: 2px solid black; height: 490px; width: 245px;"></div> <div data-bbox="91 995 640 1023" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;"> 枠囲いの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。 </div>	<div data-bbox="707 178 1167 932" style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <p style="text-align: center;">図 55-3-8 配置図 (屋外)</p> </div>	<div data-bbox="1256 178 1816 995" style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <p style="text-align: center;">図 58 配置図 (R/10)</p> <p style="font-size: small;">枠囲い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>【大飯、女川】配置設計の相違</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
<div data-bbox="85 181 638 970" style="border: 2px solid black; height: 494px; width: 247px;"></div> <div data-bbox="85 1023 638 1054" style="border: 1px solid black; padding: 2px;">枠囲いの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。</div>	<div data-bbox="712 181 1167 938" style="border: 1px solid black; height: 474px; width: 203px;"></div> <div data-bbox="1167 181 1216 501" style="border: 1px solid black; padding: 2px;">枠囲いの内容は防護上の観点から公開できません。</div> <div data-bbox="1167 411 1189 730" style="border: 1px solid black; padding: 2px;">図58-3-9 配置図 (中央制御室 (制御室) 地上3階)</div>	<div data-bbox="1256 150 1794 938"> </div>	<p>【大飯、女川】配置設計の相違</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
<div data-bbox="80 181 640 970" style="border: 2px solid black; height: 494px; width: 250px;"></div> <div data-bbox="80 1023 640 1054" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> 枠囲いの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。 </div>	<div data-bbox="669 169 1209 1050" style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <p style="text-align: center;">緊急時対策建屋地下2階 0. E. 31000</p> <p style="text-align: center;">図 58-3-10 配置図 (緊急時対策建屋地下2階)</p> </div>	<div data-bbox="1247 169 1830 995" style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <p style="text-align: center;">緊急時対策室 (0.0/100)</p> </div>	<p>【大飯、女川】配置設計の相違</p>

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

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

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

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="85 172 645 976" style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="85 1024 645 1056" style="border: 1px solid black; padding: 2px;">枠囲いの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。</div>			<p>【大阪】配置設計の相違</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 4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="85 213 645 1007" style="border: 2px solid black; height: 497px; width: 250px;"></div> <div data-bbox="85 1050 631 1082" style="border: 1px solid black; padding: 2px;">枠囲いの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。</div>			<p>【大飯】設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大飯は、ツインプラントであるため、4号炉の配置図を記載している。以降、同図において同じ。

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

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

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="80 177 645 975" style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="80 1023 645 1054" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;"> 枠囲いの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。 </div>			

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

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

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

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="80 178 645 973" style="border: 2px solid black; height: 498px; width: 252px;"></div> <div data-bbox="80 1021 645 1053" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;"> 枠囲いの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。 </div>			

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

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

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

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="85 183 638 970" style="border: 2px solid black; height: 493px; width: 247px;"></div> <div data-bbox="85 1023 638 1054" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> 枠囲いの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。 </div>			

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

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

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

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="85 172 636 951" style="border: 2px solid black; height: 488px; width: 246px;"></div> <div data-bbox="85 995 636 1024" style="border: 1px solid black; padding: 2px;">枠囲いの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。</div>			

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

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

第58条 計装設備（補足説明資料）

大阪発電所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="85 178 640 970" style="border: 2px solid black; height: 496px; width: 248px;"></div> <div data-bbox="85 1023 640 1054" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> 枠囲いの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。 </div>			

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

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

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

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="85 188 640 970" style="border: 2px solid black; height: 490px; width: 248px;"></div> <div data-bbox="85 1023 640 1054" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> 枠囲いの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。 </div>			

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

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

第58条 計装設備（補足説明資料）

大阪発電所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="80 185 640 970" style="border: 2px solid black; height: 492px; width: 250px;"></div> <div data-bbox="80 1018 640 1056" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> 枠囲いの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。 </div>			

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

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

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

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="85 178 645 970" style="border: 2px solid black; height: 496px; width: 250px;"></div> <div data-bbox="85 1023 631 1054" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;"> 枠囲いの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。 </div>			

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

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

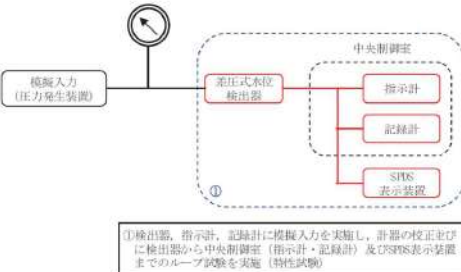
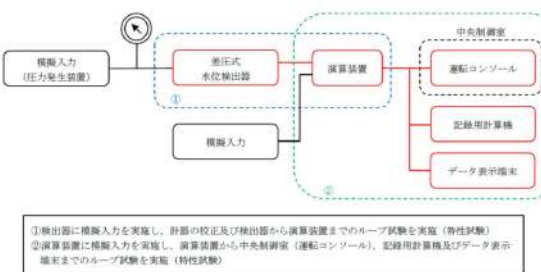
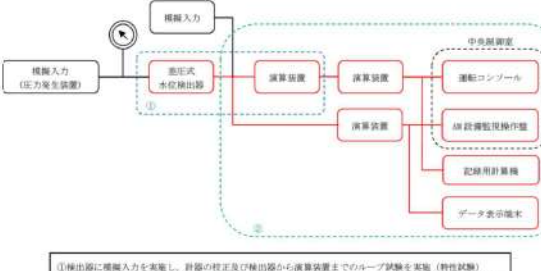
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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="85 178 645 976" style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="85 1024 631 1056" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;"> 枠囲いの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。 </div>			

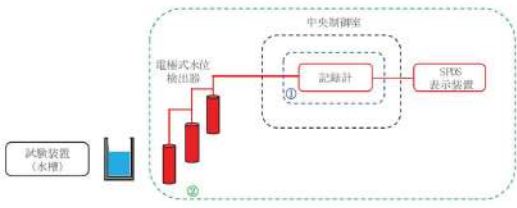
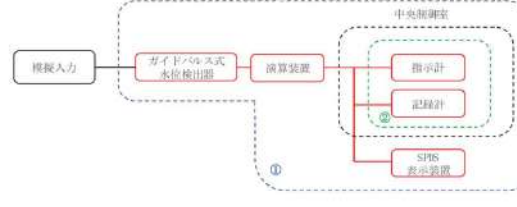
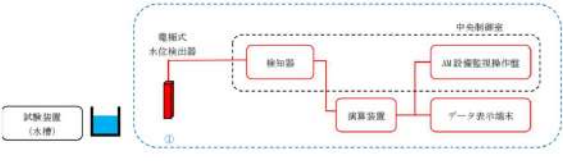
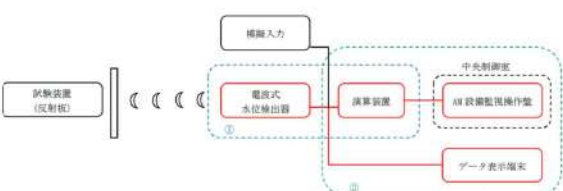
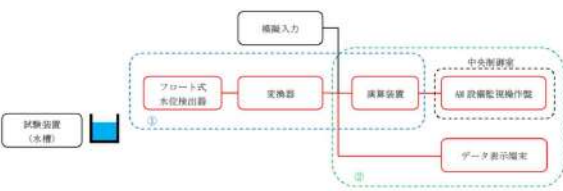
灰色: 女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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 58-4 試験・検査説明資料 3号炉	女川原子力発電所2号炉 58-5 試験及び検査	泊発電所3号炉 58-3 試験・検査説明資料	相違理由
<p>計装設備の試験及び検査について</p> <p>計装設備は、発電用原子炉の停止中又は計器を除外可能な期間に試験及び検査をすることとしており、試験及び検査内容は図58-5-1~18のとおりである。</p>  <p>図58-5-1 水位計の試験及び検査</p>	<p>計装設備の試験及び検査について</p> <p>計装設備は、発電用原子炉の停止中又は計器を除外可能な期間に試験及び検査をすることとしており、試験及び検査内容は第1図~26図のとおりである。</p>  <p>第1図 水位計の試験及び検査</p> <p>(加圧器水位、蒸気発生器水位 (広域)、蒸気発生器水位 (狭域)、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)、燃料取替用水ピット水位、原子炉補機冷却水サージタンク水位、ほう酸タンク水位、補助給水ピット水位)</p> <p>第2図 水位計の試験及び検査 (原子炉容器水位)</p>	<p>計装設備の試験及び検査について</p> <p>計装設備は、発電用原子炉の停止中又は計器を除外可能な期間に試験及び検査をすることとしており、試験及び検査内容は第1図~26図のとおりである。</p>  <p>第2図 水位計の試験及び検査 (原子炉容器水位)</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川、大阪】資料構成の相違</p> <p>【大阪】記載方針の相違 (女川実績の反映) ・女川に合わせた記載方針とするため、大阪は比較対象外としている。以降同資料において同じ。</p> <p>【女川】記載表現の相違</p> <p>・炉型の相違により、監視すべきパラメータが異なるため、パラメータを計測する機器の試験及び検査について図示する数量が異なる。</p> <p>【女川】設備構成の相違</p> <p>・パラメータを計測する機器の構成が異なるため、試験及び検査の方法も異なるものが一部あるものの、特性試験等の試験及び検査が実施できることについては女川と同様。以下、同資料において同じ。</p> <p>【女川】記載方針の相違</p> <p>・泊は計装設備ごとの設備構成に基づき試験及び検査内容を書き分けた。</p> <p>【女川】設備構成の相違</p> <p>【女川】記載方針の相違</p> <p>・泊は計装設備ごとの設備構成に基づき試験及び検査内容を書き分けた。</p>

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">改 1</p> <p>関西電力株式会社 大飯発電所 第3号機 第16保全サイクル 定期事業者検査要領書</p> <p>施設名：計測制御系統施設 検査名：プラント状態監視設備機能検査 (2/2)【計装編】 要領書番号：O3-16-140</p>	<p style="text-align: center;">女川原子力発電所2号炉</p>  <p>①記録計に模擬入力を実施し、計器の校正を実施 (特性試験) ②試験装置 (水槽) を用いて検出器が動作することを、中央制御室の記録計及びSPS表示装置で確認 (特性試験)</p> <p>図 58-5-2 水位計の試験及び検査 (原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位)</p>  <p>①検出器に模擬入力を実施し、検出器から中央制御室 (指示計・記録計) 並びにSPS表示装置までの水位確認を実施 (特性試験) ②指示計、記録計に模擬入力を実施し、計器の校正を実施 (特性試験)</p> <p>図 58-5-3 水位計の試験及び検査 (使用済燃料プール水位 (ガイドパルス式))</p>	<p style="text-align: center;">泊発電所3号炉</p>  <p>①試験装置 (水槽) を用いて検出器が動作することを、中央制御室 (AM設備監視操作盤) 及びデータ表示端末で確認 (特性試験)</p> <p>第3図 水位計の試験及び検査 (原子炉下部キャビティ水位、格納容器水位)</p>  <p>①検出器に模擬入力を実施し、計器の校正並びに検出器から演算装置までのループ試験を実施 (特性試験) ②演算装置に模擬入力を実施し、演算装置から中央制御室 (AM設備監視操作盤) 及びデータ表示端末までのループ試験を実施 (特性試験)</p> <p>第4図 水位計の試験及び検査 (使用済燃料ピット水位 (AM用))</p>  <p>①試験装置 (水槽) を用いて検出器に模擬入力を実施し、計器の校正及び検出器から演算装置までのループ試験を実施 (特性試験) ②演算装置に模擬入力を実施し、演算装置から中央制御室 (AM設備監視操作盤) 及びデータ表示端末までのループ試験を実施 (特性試験)</p> <p>第5図 水位計の試験及び検査 (使用済燃料ピット水位 (可搬型))</p>	<p>【女川】設備構成の相違</p> <p>【女川】設備構成の相違</p> <p>【女川】設備構成の相違</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
<div data-bbox="91 236 638 1018" style="border: 2px solid black; height: 490px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="181 1038 539 1058" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 5px;"> 枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開できません </div>	<div data-bbox="683 159 1182 462" style="text-align: center;"> <p>① 検出器、指示計、記録計に模擬入力を実施し、計器の校正並びに検出器から中央制御室 (指示計・記録計) 及びSPMS表示装置までのループ試験を実施 (特性試験)</p> </div> <p>図 58-5-4 圧力計の試験及び検査</p>	<div data-bbox="1254 207 1809 502" style="text-align: center;"> <p>① 検出器に模擬入力を実施し、計器の校正及び検出器から演算装置までのループ試験を実施 (特性試験) ② 演算装置に模擬入力を実施し、演算装置から中央制御室 (運転コンソール)、記録用計算機及びデータ表示端末までのループ試験を実施 (特性試験)</p> <p>第6図 圧力計の試験及び検査</p> <p>(1 次冷却材圧力 (広域)、原子炉格納容器圧力、主蒸気ライン圧力)</p> </div> <div data-bbox="1254 662 1809 917" style="text-align: center;"> <p>① 検出器に模擬入力を実施し、計器の校正及び検出器から演算装置までのループ試験を実施 (特性試験) ② 演算装置に模擬入力を実施し、演算装置から中央制御室 (M 設備監視操作盤) 及びデータ表示端末までのループ試験を実施 (特性試験)</p> <p>第7図 圧力計の試験及び検査</p> <p>(格納容器圧力 (AM 用))</p> </div> <div data-bbox="1254 1053 1809 1348" style="text-align: center;"> <p>① 圧力指示計に模擬入力を実施し、計器の校正を実施 (特性試験)</p> <p>第8図 圧力計の試験及び検査</p> <p>(原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型))</p> </div>	<p>【女川】 設備構成の相違</p> <p>【女川】 記載方針の相違 ・泊は計装設備ごとの設備構成に基づき試験及び検査内容を書き分けた。</p> <p>【女川】 設備構成の相違</p> <p>【女川】 記載方針の相違 ・泊は計装設備ごとの設備構成に基づき試験及び検査内容を書き分けた。</p> <p>【女川】 設備構成の相違</p> <p>【女川】 記載方針の相違 ・泊は計装設備ごとの設備構成に基づき試験及び検査内容を書き分けた。</p>

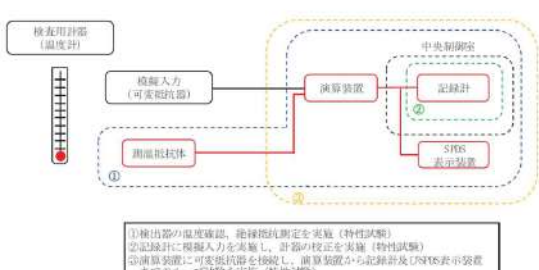
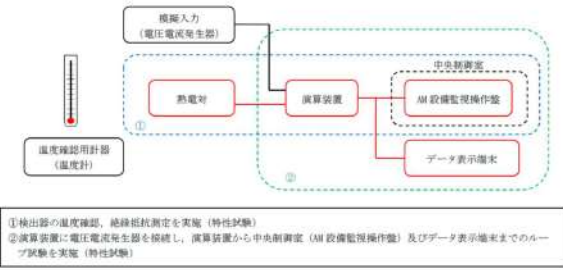
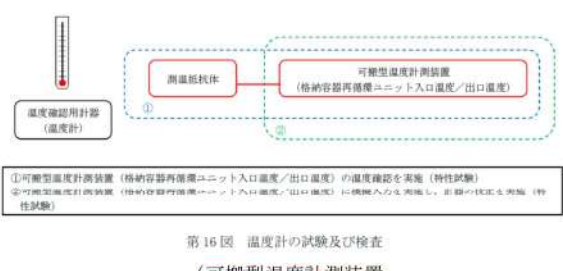
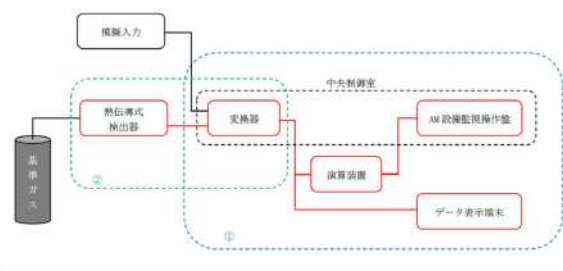
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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
<div data-bbox="89 231 627 1053" style="border: 2px solid black; height: 515px; width: 240px;"></div> <div data-bbox="174 1061 533 1082" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 5px;"> 特開みの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。 </div>	<div data-bbox="683 151 1209 375" style="text-align: center;"> </div> <div data-bbox="840 391 1176 438" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> ①検出器、指示計、記録計に模擬入力を実施し、計器の校正並びに検出器から中央制御室 (指示計・記録計) 及びSHES表示装置までのループ試験を実施 (特性試験) </div> <div data-bbox="806 446 1086 470" style="text-align: center;"> 図 58-5-5 流量計の試験及び検査 </div>	<div data-bbox="1254 143 1814 367" style="text-align: center;"> </div> <div data-bbox="1265 391 1780 446" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> ①検出器に模擬入力を実施し、計器の校正及び検出器から演算装置までのループ試験を実施 (特性試験) ②演算装置に模擬入力を実施し、演算装置から中央制御室 (運転コンソール)、記録用計算機及びデータ表示端末までのループ試験を実施 (特性試験) </div> <div data-bbox="1422 462 1624 486" style="text-align: center;"> 第9図 流量計の試験及び検査 </div> <div data-bbox="1321 486 1736 518" style="text-align: center;"> (高压注入流量, 低压注入流量, 補助給水流量) </div> <div data-bbox="1254 614 1814 798" style="text-align: center;"> </div> <div data-bbox="1254 829 1803 885" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> ①検出器に模擬入力を実施し、計器の校正及び検出器から演算装置までのループ試験を実施 (特性試験) ②演算装置に模擬入力を実施し、演算装置から中央制御室 (AM設備監視操作盤) 及びデータ表示端末までのループ試験を実施 (特性試験) </div> <div data-bbox="1422 893 1624 917" style="text-align: center;"> 第10図 流量計の試験及び検査 </div> <div data-bbox="1288 925 1758 981" style="text-align: center;"> (代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量, B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)) </div> <div data-bbox="1254 1077 1814 1260" style="text-align: center;"> </div> <div data-bbox="1254 1300 1803 1348" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> ①検出器に模擬入力を実施し、計器の校正及び検出器から演算装置までのループ試験を実施 (特性試験) ②演算装置に模擬入力を実施し、演算装置から中央制御室 (AM設備監視操作盤) までのループ試験を実施 (特性試験) </div> <div data-bbox="1422 1356 1624 1380" style="text-align: center;"> 第11図 流量計の試験及び検査 </div> <div data-bbox="1288 1388 1758 1444" style="text-align: center;"> (原子炉補機冷却水供給母管流量 (AM用), 原子炉補機冷却水冷却器補機冷却海水流量 (AM用)) </div>	<p>【女川】設備構成の相違</p> <p>【女川】記載方針の相違 ・泊は計装設備ごとの設備構成に基づき試験及び検査内容を書き分けた。</p> <p>【女川】設備構成の相違</p> <p>【女川】記載方針の相違 ・泊は計装設備ごとの設備構成に基づき試験及び検査内容を書き分けた。</p> <p>【女川】設備構成の相違</p> <p>【女川】記載方針の相違 ・泊は計装設備ごとの設備構成に基づき試験及び検査内容を書き分けた。</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 style="text-align: center;">改 4</p> <p>関西電力株式会社 大阪発電所 第3号機 第16保全サイクル 定期事業者検査要領書</p> <p>施設名: 計測制御系統施設 検査名: 計測制御系監視機能検査 (2/3) [計装A編] 要領書番号: O3-16-310</p>	<p style="text-align: center;">図 58-5-8 温度計の試験及び検査 (使用済燃料プール温度 (ガイドバルス式))</p>  <p>①検出器の温度確認、絶縁抵抗測定を実施 (特性試験) ②記録計に模擬入力を実施し、計器の校正を実施 (特性試験) ③演算装置に可変抵抗器を接続し、演算装置から記録計及びSPS表示装置までのループ試験を実施 (特性試験)</p>	<p style="text-align: center;">第15図 温度計の試験及び検査 (原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置、 格納容器水素イグナイト温度監視装置)</p>  <p>①検出器の温度確認、絶縁抵抗測定を実施 (特性試験) ②演算装置に電圧電流発生器を接続し、演算装置から中央制御室 (AM設備監視操作盤) 及びデータ表示端末までのループ試験を実施 (特性試験)</p> <p style="text-align: center;">第16図 温度計の試験及び検査 (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))</p>  <p>①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) の温度確認を実施 (特性試験) ②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) に模擬入力を実施し、計器の校正を実施 (特性試験)</p> <p style="text-align: center;">第17図 水素濃度計の試験及び検査 (可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット、 可搬型アナユラス水素濃度計測ユニット)</p>  <p>①模擬入力による中央制御室 (AM設備監視操作盤) 及びデータ表示端末までのループ試験を実施 (特性試験) ②基準ガスによる検出器の校正</p>	<p>【女川】設備構成の相違</p> <p>【女川】設備構成の相違</p> <p>【女川】設備構成の相違</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="85 256 638 1066" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="107 1074 593 1098" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> 枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。 </div>	<div data-bbox="750 199 1137 359" style="text-align: center;"> </div> <div data-bbox="795 371 1137 414" style="text-align: center;"> <p>①指示計、記録計に模擬入力を実施し、計器の校正を実施 (特性試験) ②基準ガスによる検出器の校正並びに中央制御室 (指示計・記録計) 及びSPDS表示装置までのループ試験を実施 (特性試験)</p> </div> <div data-bbox="772 427 1120 446" style="text-align: center;"> <p>図 58-5-10 水素及び酸素濃度計の試験及び検査</p> </div> <div data-bbox="667 462 1232 542" style="background-color: #e0e0e0; padding: 5px;"> <p>(格納容器内雰囲気水素濃度、格納容器内雰囲気酸素濃度、フィルタ装置出口水素濃度及び原子炉建屋内水素濃度 (気体熱伝導式))</p> </div> <div data-bbox="689 590 1205 805" style="text-align: center;"> </div> <div data-bbox="757 821 1198 877" style="text-align: center;"> <p>①指示計、記録計に模擬入力を実施し、計器の校正を実施 (特性試験) ②基準ガスによる検出器の校正並びに中央制御室 (指示計・記録計) 及びSPDS表示装置までのループ試験を実施 (特性試験)</p> </div> <div data-bbox="761 893 1131 917" style="text-align: center;"> <p>図 58-5-11 水素濃度計の試験及び検査</p> </div> <div data-bbox="784 925 1108 949" style="background-color: #e0e0e0; padding: 2px;"> <p>(原子炉建屋内水素濃度 (触媒式))</p> </div> <div data-bbox="683 1029 1220 1212" style="text-align: center;"> </div> <div data-bbox="728 1236 1176 1292" style="text-align: center;"> <p>①記録計に模擬入力を実施し、計器の校正を実施 (特性試験) ②線源校正室にて標準線源を用いて検出器の線源校正並びに記録計及びSPDS表示装置までのループ試験を実施 (特性試験)</p> </div> <div data-bbox="761 1308 1131 1332" style="text-align: center;"> <p>図 58-5-12 放射線量率計の試験及び検査</p> </div>	<div data-bbox="1310 1013 1769 1212" style="text-align: center;"> </div> <div data-bbox="1254 1236 1803 1292" style="text-align: center;"> <p>①検出器内部線源を用いて検出器の電流値確認を実施 (特性試験) ②前置増幅器に模擬入力を実施し、計器の校正並びに前置増幅器から中央制御室 (運転コンソール、記録用計算機及びデータ表示端末) までのループ試験を実施 (特性試験)</p> </div> <div data-bbox="1321 1308 1736 1388" style="text-align: center;"> <p>第18図 放射線量率計の試験及び検査 (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))</p> </div>	<p style="color: red;">【女川】設備構成の相違</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
<div style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>	<p>①計測機器、記録計に模擬入力を実施し、計器の校正及び計測機器から記録計のループ試験を実施 (特性試験) ②検出器点検として、フラット特性測定、絶縁抵抗測定を実施 (特性試験)</p> <p>図 58-5-13 原子炉出力の試験及び検査 (起動領域モニタ)</p>	<p>①標準線路を用いて検出部の線源校正を実施 (特性試験) ②信号処理部に模擬入力を実施し、信号処理部から変換器までのループ試験を実施 (特性試験) ③演算装置に模擬入力を実施し、演算装置から中央制御室 (AM設備監視操作盤) 及びデータ表示端末までのループ試験を実施 (特性試験)</p> <p>第 19 図 放射線量率計の試験及び検査 (使用済燃料ビット可搬型エリアモニタ)</p>	<p>【女川】設備構成の相違</p> <p>【女川】記載方針の相違 ・泊は計装設備ごとの設備構成に基づき試験及び検査内容を書き分けた。</p> <p>【女川】設備構成の相違</p>
<p>枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。</p>	<p>①計測機器、記録計に模擬入力を実施し、計器の校正及び計測機器から記録計及びSPDS表示装置までのループ試験を実施 (特性試験) ②検出器点検として、フラット特性測定、絶縁抵抗測定を実施 (特性試験)</p> <p>図 58-5-14 原子炉出力の試験及び検査 (平均出力領域モニタ)</p>	<p>①演算装置、記録計に模擬入力を実施し、計器の校正及び演算装置から中央制御室 (運転コンソール・記録計)、記録用計算機及びデータ表示端末までのループ試験を実施 (特性試験) ②検出器点検として、補償特性測定、飽和特性試験、及び絶縁抵抗試験を実施 (特性試験)</p> <p>第 20 図 原子炉出力の試験及び検査 (中性子源領域中性子束)</p>	<p>【女川】設備構成の相違</p>
		<p>①演算装置、記録計に模擬入力を実施し、計器の校正及び演算装置から中央制御室 (運転コンソール・記録計)、記録用計算機及びデータ表示端末までのループ試験を実施 (特性試験) ②検出器点検として、補償特性測定、飽和特性試験、及び絶縁抵抗試験を実施 (特性試験)</p> <p>第 21 図 原子炉出力の試験及び検査 (中間領域中性子束)</p>	

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

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 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="78 268 645 1066" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>	<div data-bbox="739 574 1153 877" style="text-align: center;"> <p>中央制御室</p> <p>計器用変成器</p> <p>模擬入力</p> <p>指示計</p> <p>演算装置</p> <p>SPDS表示装置</p> <p>①</p> <p>②</p> </div> <div data-bbox="739 821 1153 877" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>①指示計に模擬入力を実施し、計器の校正を実施 (特性試験) ②演算装置に模擬入力を実施し、演算装置からSPDS表示装置までのループ試験を実施 (特性試験)</p> </div> <p style="text-align: center;">図 58-5-15 電圧計の試験及び検査</p>		

枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

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

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

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="71 252 654 1072" style="border: 2px solid black; height: 514px; width: 260px;"></div> <div data-bbox="116 1098 600 1126" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;"> 枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。 </div>			

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

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

第58条 計装設備（補足説明資料）

大阪発電所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: right;">改 0</p> <p>関西電力株式会社 大阪発電所 第3号機 第16保全サイクル 定期事業者検査要領書</p> <p>施設名：放射線管理施設 検査名：エリアモニタリング機能検査 要領書番号：O3-16-143</p>			

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

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

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

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 style="text-align: right;">改 1</p> <p>関西電力株式会社 大阪発電所 第3号機 第16保全サイクル 定期事業者検査要領書</p> <p>施設名：計測制御系統施設 検査名：核計装設備検査 要領書番号：O3-16-335</p>			

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

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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="80 268 636 928" style="border: 2px solid black; height: 414px; width: 248px;"></div> <div data-bbox="114 959 602 986" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;"> 枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開できません </div>			

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

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

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

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="85 258 640 1056" style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="116 1069 604 1098" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 5px;"> 枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開できません </div>			

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

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

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

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="85 252 640 1098" style="border: 2px solid black; height: 530px; width: 248px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="125 1114 613 1142" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> 枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。 </div>			

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

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

第58条 計装設備（補足説明資料）

大阪発電所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="80 268 645 1066" style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="116 1082 600 1107" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;"> 枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開できません </div>			

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

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

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

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="85 268 645 1066" style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="116 1082 604 1114" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;"> 枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開できません </div>			

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

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

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

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="85 272 640 1070" style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="107 1082 591 1110" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 5px;"> 枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。 </div>			

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

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

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

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="85 268 640 1046" style="border: 2px solid black; height: 488px; width: 248px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="116 1054 604 1082" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> 枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開できません </div>			

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

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

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

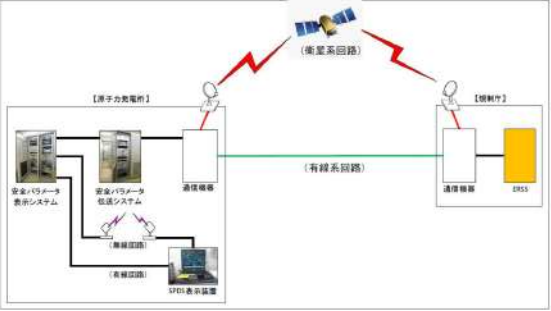
第58条 計装設備（補足説明資料）

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="80 268 645 1066" style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="116 1082 604 1109" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 5px;"> 枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。 </div>			

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

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

第58条 計装設備（補足説明資料）

大飯発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
<p>安全パラメータ表示システム（SPDS）、SPDS 表示装置及び安全パラメータ伝送システム</p> <p>試験・検査内容</p> <ul style="list-style-type: none"> ・試験構成  <p>【試験・検査項目】</p> <table border="1" data-bbox="85 861 638 1173"> <thead> <tr> <th>検査項目</th> <th>検査方法</th> <th>判定基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>外観検査</td> <td>各部の外観を目視（または品質記録）により確認する。</td> <td>有害な欠陥（表面のかき傷、磨耗、クラック、腐食等の欠陥のうち、機器の健全性に影響を及ぼすもの）がないこと。</td> </tr> <tr> <td>据付検査</td> <td>工事計画に記載されているとおりに据付けられていることを目視（または品質記録）により確認する。</td> <td>工事計画のとおりに据付け竣工されていること。</td> </tr> <tr> <td>通信性能検査</td> <td>通信が正常にできることを目視（または品質記録）により確認する。</td> <td>通信が正常にできること。</td> </tr> </tbody> </table>	検査項目	検査方法	判定基準	外観検査	各部の外観を目視（または品質記録）により確認する。	有害な欠陥（表面のかき傷、磨耗、クラック、腐食等の欠陥のうち、機器の健全性に影響を及ぼすもの）がないこと。	据付検査	工事計画に記載されているとおりに据付けられていることを目視（または品質記録）により確認する。	工事計画のとおりに据付け竣工されていること。	通信性能検査	通信が正常にできることを目視（または品質記録）により確認する。	通信が正常にできること。			
検査項目	検査方法	判定基準													
外観検査	各部の外観を目視（または品質記録）により確認する。	有害な欠陥（表面のかき傷、磨耗、クラック、腐食等の欠陥のうち、機器の健全性に影響を及ぼすもの）がないこと。													
据付検査	工事計画に記載されているとおりに据付けられていることを目視（または品質記録）により確認する。	工事計画のとおりに据付け竣工されていること。													
通信性能検査	通信が正常にできることを目視（または品質記録）により確認する。	通信が正常にできること。													

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

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

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

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 style="text-align: right;">改 1</p> <p>関西電力株式会社 大阪発電所 第4号機 第15保全サイクル 定期事業者検査要領書</p> <p>施設名：計測制御系統施設 検査名：プラント状態監視設備機能検査 (2/2)【計装編】 要領書番号：O4-15-140</p>			

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

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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="85 277 640 976" style="border: 2px solid black; height: 438px; width: 248px; margin: 10px auto;"></div> <div data-bbox="116 986 604 1011" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 5px;"> 枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。 </div>			

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

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

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

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="85 280 636 1123" style="border: 2px solid black; height: 528px; width: 246px;"></div> <div data-bbox="116 1129 600 1155" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> 控室みの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。 </div>			

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

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

第58条 計装設備（補足説明資料）

大阪発電所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: right;">改 2</p> <p>関西電力株式会社 大阪発電所 第4号機 第15保全サイクル 定期事業者検査要領書</p> <p>施設名：計測制御系統施設 検査名：計測制御系監視機能検査 (2/3) [計装A編] 要領書番号：O4-15-310</p>			

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

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

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

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="85 258 645 1145" style="border: 2px solid black; height: 556px; width: 250px; margin: 10px auto;"></div> <div data-bbox="116 1161 600 1184" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;"> 枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開できません </div>			

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

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

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

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="80 268 645 1066" style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 252px;"></div> <div data-bbox="107 1082 591 1107" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;"> 枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。 </div>			

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

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

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

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="85 268 645 1066" style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="116 1072 604 1098" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 5px;"> 枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開できません </div>			

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

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

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

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="85 268 645 1066" style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="116 1082 600 1109" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;"> 枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。 </div>			

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

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

第58条 計装設備（補足説明資料）

大阪発電所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="78 268 647 1072" style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="123 1082 611 1109" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 5px;"> 枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、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																																																																																																																										
<table border="1"> <thead> <tr> <th>備考又は相違点</th> <th>実施期 (備考)</th> <th>※検査項目の項目</th> <th>適合性 判定結果</th> <th>検査内容 及び検査</th> <th>検査名</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="20"> 国計装設備設計 設備管理設計 </td> <td>00-31A</td> <td>1. 特別試験</td> <td>○</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>00-31A</td> </tr> <tr> <td>00-31B</td> <td>1. 特別試験</td> <td>○</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>00-31B</td> </tr> <tr> <td>00-31C</td> <td>1. 特別試験</td> <td>○</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>00-31C</td> </tr> <tr> <td>00-31D</td> <td>1. 特別試験</td> <td>○</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>00-31D</td> </tr> <tr> <td>00-31E</td> <td>1. 特別試験</td> <td>○</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>00-31E</td> </tr> <tr> <td>00-31F</td> <td>1. 特別試験</td> <td>○</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>00-31F</td> </tr> <tr> <td>00-31G</td> <td>1. 特別試験</td> <td>○</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>00-31G</td> </tr> <tr> <td>00-31H</td> <td>1. 特別試験</td> <td>○</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>00-31H</td> </tr> <tr> <td>00-31I</td> <td>1. 特別試験</td> <td>○</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>00-31I</td> </tr> <tr> <td>00-31J</td> <td>1. 特別試験</td> <td>○</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>00-31J</td> </tr> <tr> <td>00-31K</td> <td>1. 特別試験</td> <td>○</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>00-31K</td> </tr> <tr> <td>00-31L</td> <td>1. 特別試験</td> <td>○</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>00-31L</td> </tr> <tr> <td>00-31M</td> <td>1. 特別試験</td> <td>○</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>00-31M</td> </tr> <tr> <td>00-31N</td> <td>1. 特別試験</td> <td>○</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>00-31N</td> </tr> <tr> <td>00-31O</td> <td>1. 特別試験</td> <td>○</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>00-31O</td> </tr> <tr> <td>00-31P</td> <td>1. 特別試験</td> <td>○</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>00-31P</td> </tr> <tr> <td>00-31Q</td> <td>1. 特別試験</td> <td>○</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>00-31Q</td> </tr> <tr> <td>00-31R</td> <td>1. 特別試験</td> <td>○</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>00-31R</td> </tr> <tr> <td>00-31S</td> <td>1. 特別試験</td> <td>○</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>2377号炉モーター駆動試験</td> <td>00-31S</td> </tr> </tbody> </table>	備考又は相違点	実施期 (備考)	※検査項目の項目	適合性 判定結果	検査内容 及び検査	検査名	備考	国計装設備設計 設備管理設計	00-31A	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31A	00-31B	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31B	00-31C	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31C	00-31D	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31D	00-31E	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31E	00-31F	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31F	00-31G	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31G	00-31H	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31H	00-31I	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31I	00-31J	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31J	00-31K	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31K	00-31L	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31L	00-31M	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31M	00-31N	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31N	00-31O	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31O	00-31P	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31P	00-31Q	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31Q	00-31R	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31R	00-31S	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31S			
備考又は相違点	実施期 (備考)	※検査項目の項目	適合性 判定結果	検査内容 及び検査	検査名	備考																																																																																																																							
国計装設備設計 設備管理設計	00-31A	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31A																																																																																																																							
	00-31B	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31B																																																																																																																							
	00-31C	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31C																																																																																																																							
	00-31D	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31D																																																																																																																							
	00-31E	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31E																																																																																																																							
	00-31F	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31F																																																																																																																							
	00-31G	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31G																																																																																																																							
	00-31H	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31H																																																																																																																							
	00-31I	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31I																																																																																																																							
	00-31J	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31J																																																																																																																							
	00-31K	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31K																																																																																																																							
	00-31L	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31L																																																																																																																							
	00-31M	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31M																																																																																																																							
	00-31N	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31N																																																																																																																							
	00-31O	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31O																																																																																																																							
	00-31P	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31P																																																																																																																							
	00-31Q	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31Q																																																																																																																							
	00-31R	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31R																																																																																																																							
	00-31S	1. 特別試験	○	2377号炉モーター駆動試験	2377号炉モーター駆動試験	00-31S																																																																																																																							

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

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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 style="text-align: right;">改 0</p> <p>関西電力株式会社 大阪発電所 第4号機 第15保全サイクル 定期事業者検査要領書</p> <p>施設名：放射線管理施設 検査名：エリアモニタリング機能検査 要領書番号：O4-15-143</p>			

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

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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 style="text-align: right;">改 1</p> <p>関西電力株式会社 大阪発電所 第4号機 第15保全サイクル 定期事業者検査要領書</p> <p>施設名：計測制御系統施設 検査名：核計装設備検査 要領書番号：O4-15-335</p> <div style="border: 2px solid black; height: 300px; width: 100%; margin-top: 20px;"></div> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 5px;">枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。</p>			

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

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

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

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="80 268 645 1066" style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="116 1072 600 1098" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 5px;"> 枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開できません </div>			

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

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

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

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="85 258 654 1123" style="border: 2px solid black; height: 542px; width: 254px;"></div> <div data-bbox="125 1145 613 1171" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> 枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。 </div>			

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

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

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

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="80 252 645 1050" style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="125 1066 609 1091" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 5px;"> 枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。 </div>			

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

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

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

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="85 256 645 1050" style="border: 2px solid black; height: 497px; width: 250px;"></div> <div data-bbox="116 1066 600 1091" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> 枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。 </div>			

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

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

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

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="71 247 629 1029" style="border: 2px solid black; height: 490px; width: 249px;"></div> <div data-bbox="116 1038 600 1062" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 5px;"> 枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開できません </div>			

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

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

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

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="85 256 640 1043" style="border: 2px solid black; height: 493px; width: 248px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="116 1054 600 1082" style="border: 1px solid black; padding: 2px;">枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開できません</div>			

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

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

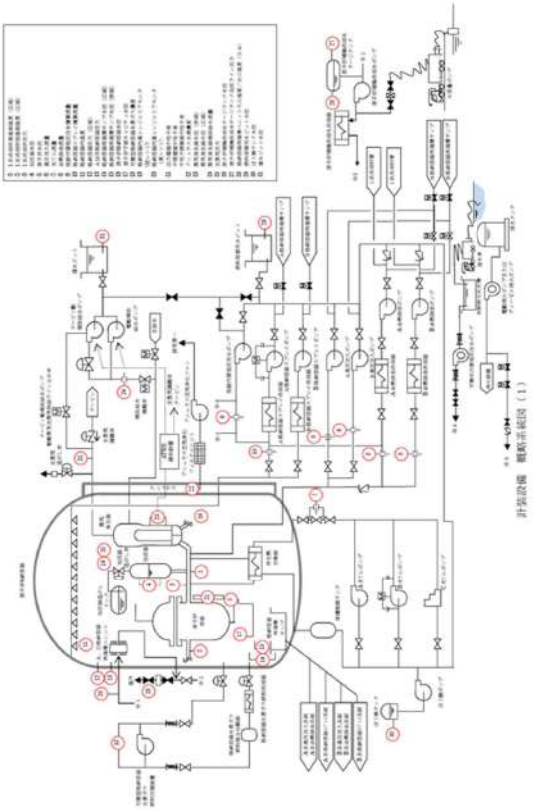
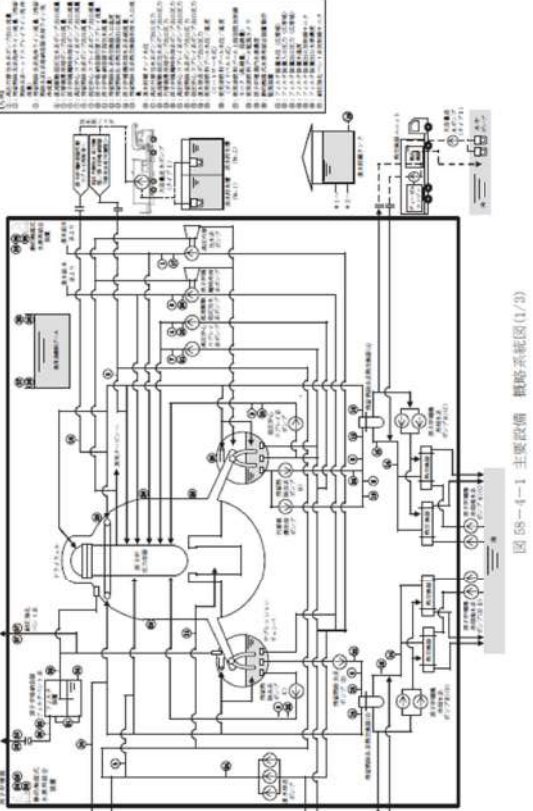
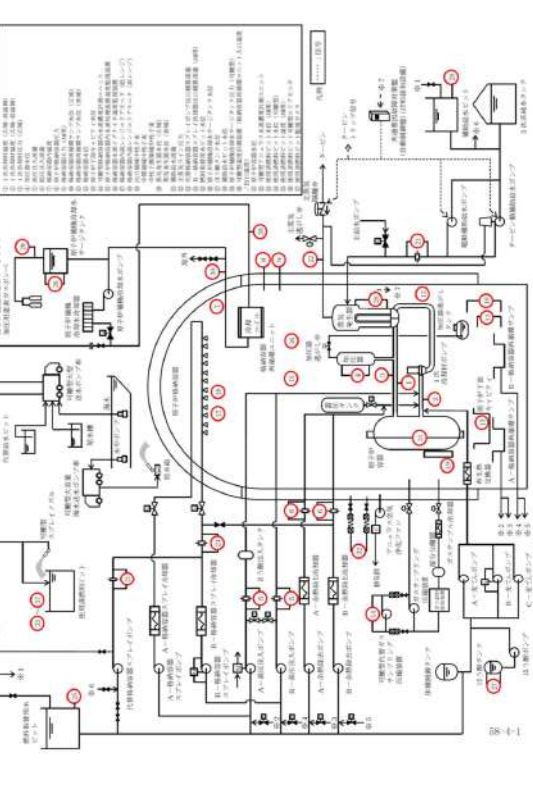
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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="85 256 636 1034" style="border: 2px solid black; height: 487px; width: 246px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="125 1054 611 1082" style="border: 1px solid black; padding: 2px;">枠組みの範囲は機密に係る事項のため、公開できません。</div>			

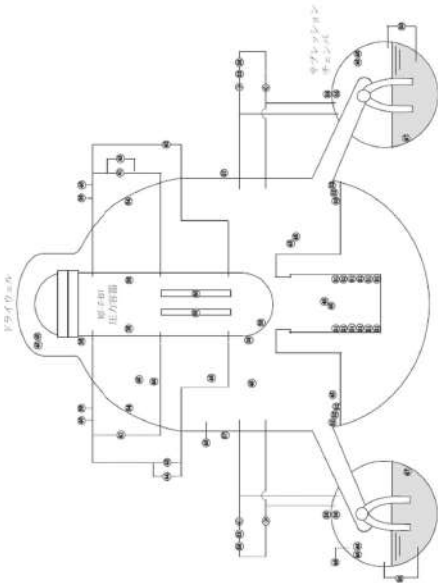
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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)

<p>大飯発電所3/4号炉 58-5 系統図</p> 	<p>女川原子力発電所2号炉 58-4 系統図</p> 	<p>泊発電所3号炉 58-4 系統図</p> 	<p>相違理由</p> <p>【大飯】資料構成の相違</p> <p>【大飯】記載方針の相違 ・相違理由②④</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ことなるため、比較対象外とする。</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>図第4-2 主要設備 概略系統図(2/3)</p>		<p>【女川】記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWRとBWRでは想定される重大事故等及び対処するために監視するパラメータが異なり、女川はパラメータ数が多いことから格納容器内を示した図を記載しているのに対し、泊では前段の一つの図で示している。

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

(大飯該当資料なし)

女川原子力発電所2号炉

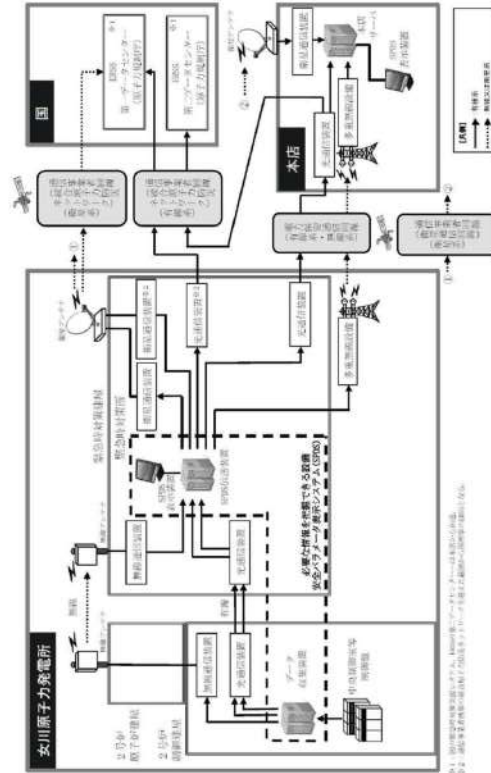
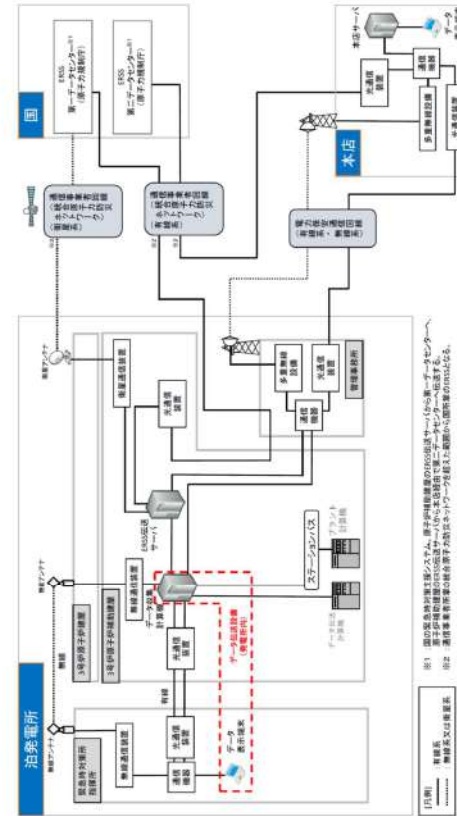


図58-4-3 主要設備 概略系統図(3/3)

泊発電所3号炉



第1図 主要設備 系統概要図 (2/2)

相違理由

【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、パラメータ記録時に使用する設備の概略系統図を記載している。
 【女川】設備の相違
 ・相違理由④

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

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

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>58-6 計測範囲説明書</p> <p>目次</p> <p>1. 概要</p> <p>2. 基本方針</p> <p>2.1 設計基準対象施設に関する計測</p> <p>2.2 重大事故等対処設備に関する計測</p> <p>3. 計測装置の構成</p> <p>3.1 計測装置</p> <p>3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存</p> <p>3.3 安全保護装置</p> <p>4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲</p> <p>4.1 計測装置の計測範囲</p> <p>4.2 計測装置の警報動作範囲</p> <p>※本資料における については、防護上の観点又は商業機密を含むため公開できません。</p> <p>1. 概要</p> <p>本資料は、「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」第34条、第47条、第64条、第65条、第67条、第68条及び第73条並びにそれらの「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則の解釈（以下「解釈」という。）」に関わる計測制御系統施設のうち計測装置の構成、計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。併せて技術基準規則第34条及びその解釈に関わる計測装置の計測結果の記録の保存についても説明するとともに、計測装置の機能を有した安全保護装置に関して、技術基準規則第35条及びその解釈に関わる計測制御系統施設のうち安全保護装置の不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止するために必要な措置について説明する。</p> <p>なお、技術基準規則第34条及びその解釈に関わる計測装置のうち設計基準対象施設としてのみ使用する計測装置の構成、技術基準規則第35条及びその解釈に関わる安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止以外の構成及び計測範囲並びに技術基準規則第47条の計測装置の警報動作範囲に関しては、要求事項に変更がないため、今回の申請において変更は行わない。</p> <p>今回は、計測制御系統施設のうち設計基準対象施設に関する計測結果の記録の保存及び安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止並びに重大事故等対処設備に関する計測装置の構成、計測範囲について説明する。</p>	<p>58-6 容量設定根拠</p> <p>1. 概要</p> <p>本説明書は、計測制御系統施設、放射線管理施設、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の以下の計測装置の構成並びに計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。</p> <p>(1) 起動領域計測装置（中性子源領域計測装置、中間領域計測装置）及び出力領域計測装置</p> <p>(2) 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力、温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置</p> <p>(3) 原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置</p> <p>(4) 原子炉格納容器本体内の圧力、温度、酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置</p> <p>(5) 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する装置</p> <p>(6) 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置</p> <p>(7) 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置</p>	<p>58-5 容量設定根拠</p> <p>1. 概要</p> <p>本説明書は、計測制御系統施設、放射線管理施設、核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の以下の計測装置の構成並びに計測範囲及び警報動作範囲について説明するものである。</p> <p>(1) 中性子源領域計測装置、中間領域計測装置及び出力領域計測装置</p> <p>(2) 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の1次冷却材の圧力、温度又は流量（代替注水の流量を含む）を計測する装置</p> <p>(3) 原子炉圧力容器本体内の水位を計測する装置</p> <p>(4) 加圧器内の水位を計測する装置</p> <p>(5) 原子炉格納容器本体内の圧力、温度又は水素ガス濃度を計測する装置</p> <p>(6) 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する装置</p> <p>(7) 原子炉補機冷却設備に係る容器内の圧力又は水位を計測する装置</p> <p>(8) 蒸気タービンの附属施設に係る貯水設備内の水位を計測する装置</p> <p>(9) 蒸気発生器内の水位を計測する装置</p> <p>(10) 主蒸気の圧力を計測する装置</p> <p>(11) 補助給水流量を計測する装置</p> <p>(12) ほう酸注入機能を有する設備に係る容器内の水位を計測する装置</p> <p>(13) 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置</p> <p>(14) 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置</p>	<p>【大飯】【女川】 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>【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、計測装置は比較対象外とする。但し、構文は女川に合わせる。</p> <p>【大飯】 記載方針の相違（女川実績の反映） （大飯は技術基準への適合を記載）</p> <p>【女川】 設備構成の相違（加圧器はPWR固有の設備）</p> <p>【女川】 項目番号の相違（以降、同様の相違は相違理由を省略する）。</p> <p>【女川】 設備構成の相違</p> <p>炉型の相違により設備（計測装置）の構成が異なる。</p>

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

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

第58条 計装設備（補足説明資料）

大飯発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 基本方針</p> <p>2.1 設計基準対象施設に関する計測</p> <p>(1) 計測結果の記録の保存 技術基準規則第34条及びその解釈に基づき、計測装置の計測結果は、原則、確実に記録計にて継続的に記録し、記録紙は取り替えて保存できる設計とし、継続的な試料の分析を行う場合は、従事者が測定結果を記録し保存できる設計とする。</p> <p>(2) 安全保護装置の不正アクセス行為等の被害の防止 技術基準規則第35条及びその解釈に基づき、不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止できるよう、物理的及び機能的に分離した設計とするとともに、物理的アクセスの制限及び電気的アクセスの制限を設ける等の措置を講じる設計とする。</p> <p>2.2 重大事故等対処設備に関する計測 技術基準規則第64条及び第65条並びにそれらの解釈に基づき、原子炉格納容器内の冷却等又は、原子炉格納容器内の過圧破損を防止するための設備のうち、格納容器内自然対流冷却時に自然対流冷却の状態を確認するため、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（SA）用）を保管する。</p> <p>また、技術基準規則第67条及び第68条並びにその解釈に基づき、水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止又は、原子炉建屋等の損傷を防止するための設備のうち、原子炉格納容器内及び原子炉格納容器からアニュラスに漏えいした水素の濃度を測定するため、水素濃度を監視する設備を設ける。</p> <p>技術基準規則第73条及びその解釈に基づき、計測機器の故障により、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必要な発電用原子炉施設の状態を把握するための設備を設置又は保管する。</p>	<p>(8) 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置</p> <p>(9) 放射線管理用計測装置</p> <p>(10) その他重大事故等対処設備の計測装置</p> <p>2. 基本方針 重大事故等時において、発電用原子炉施設の主要なプロセス量を計測して、その計測結果を中央制御室において監視する目的で以下に示す計測装置を設置する。また、重大事故等時において期待されるパラメータに対して、その計測結果を中央制御室において監視する目的で、以下に示す計測装置を設置する。</p> <p>2.1 起動領域計測装置（中性子源領域計測装置、中間領域計測装置）及び出力領域計測装置</p> <p>本計測装置は、炉心中性子束レベル（起動領域（中性子源領域、中間領域）及び出力領域）を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。</p> <p>2.2 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力、温度又は流量（代替注水の流量を含む。）を計測する装置 本計測装置は、原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力（高压代替注水系ポンプ出口圧力、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力、復水移送ポンプ出口圧力、直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力、代替循環冷却ポンプ出口圧力、高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力、低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力、残留熱除去系ポンプ出口圧力）、温度（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）及び流量（高压代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）、直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量、代替循環冷却ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量、低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量、残留熱除去系ポンプ出口流量）を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。</p>	<p>(15) 圧力低減設備その他の安全設備に係る熱交換器の入口又は出口の温度を計測する装置</p> <p>(16) 二次格納施設内の水素ガス濃度を計測する装置</p> <p>(17) 放射線管理用計測装置</p> <p>(18) その他重大事故等対処設備の計測装置</p> <p>2. 基本方針 重大事故等時において、発電用原子炉施設の主要なプロセス量を計測して、その計測結果を中央制御室において監視する目的で以下に示す計測装置を設置する。また、重大事故等時において期待されるパラメータに対して、その計測結果を中央制御室において監視する目的で、以下に示す計測装置を設置する。</p> <p>2.1 中性子源領域計測装置、中間領域計測装置及び出力領域計測装置</p> <p>本計測装置は、炉心中性子束レベル（中性子源領域、中間領域及び出力領域）を計測して、その計測結果を中央制御室に表示し、記録する目的で設置する。</p> <p>2.2 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の1次冷却材の圧力、温度又は流量（代替注水の流量を含む）を計測する装置 本計測装置は、原子炉圧力容器本体の入口又は出口の1次冷却材の圧力（1次冷却材圧力（広域））、温度（1次冷却材温度（広域－高温側）、1次冷却材温度（広域－低温側））及び流量（高压注入流量、低圧注入流量、B－格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量）を計測して、その計測結果を中央制御室に表示し、記録する目的で設置する。</p>	<p>【女川】 設備構成の相違 炉型の相違により設備（計測装置）の構成が異なる。</p> <p>【大飯】 記載方針の相違（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】 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、ディスプレイに壁面表示するため。 （以降、同じ相違については、相違理由の記載を省略する）</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）

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>重大事故等に対処するために監視することが必要な計測装置の計測範囲は、設計基準事故時に想定される変動範囲の最大値を考慮し、適切に対応するための計測範囲を有する設計とするとともに、原子炉圧力容器内の温度、圧力及び水位並びに原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水量等のパラメータの計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合に、パラメータの推定の対応手段等による推定及び計測又は監視並びに記録及び保存ができる設計とする。</p> <p>2.3 原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置 本計測装置は、原子炉圧力容器本体内の圧力（原子炉圧力、原子炉圧力（SA）及び水位（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））を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。</p> <p>2.4 原子炉格納容器本体内の圧力、温度、酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置 本計測装置は、原子炉格納容器本体内の圧力（ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力）、温度（ドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度、サブプレッションプール水温度、原子炉格納容器下部温度）、酸素濃度（格納容器内雰囲気酸素濃度）及び水素濃度（格納容器内水素濃度(D/W)、格納容器内水素濃度(S/C)、格納容器内雰囲気水素濃度)を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。</p> <p>2.5 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する装置 本計測装置は、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位（復水貯槽タンク水位）を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。</p>	<p>2.3 原子炉圧力容器本体内の水位を計測する装置 本計測装置は、原子炉圧力容器本体内の水位（原子炉容器水位）を計測して、その計測結果を中央制御室に表示し、記録する目的で設置する。</p> <p>2.4 加圧器内の水位を計測する装置 本計測装置は、加圧器水位を計測して、その計測結果を中央制御室における表示、記録装置にて記録する目的で設置する。</p> <p>2.5 原子炉格納容器本体内の圧力、温度又は水素ガス濃度を計測する装置 本計測装置は、原子炉格納容器本体内の圧力（格納容器圧力（AM用）、原子炉格納容器圧力）、温度（格納容器内温度）及び水素濃度（格納容器内水素濃度）を計測して、その計測結果を中央制御室に表示し、記録する目的で設置する。</p> <p>2.6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する装置 本計測装置は、非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位（燃料取替用水ピット水位）を計測して、その計測結果を中央制御室に表示し、記録する目的で設置する。</p> <p>2.7 原子炉補機冷却設備に係る容器内の圧力又は水位を計測する装置 本計測装置は、原子炉補機冷却設備に係る容器内の圧力（原子炉補機冷却水サージタンク圧力（可搬型））及び水位（原子炉補機冷却水サージタンク水位）を計測して、その計測結果を中央制御室若しくは現場に表示又は指示し、記録する目的で設置する。</p>	<p>【女川】 設備構成の相違（加圧器はPWR固有の設備）</p> <p>【女川】 設備構成の相違 炉型の相違により設備（計測装置）の構成が異なる。</p> <p>【女川】 設備構成の相違 泊（PWR）は自然対流冷却時に原子炉補機冷却水の沸騰防止のための窒素加圧する際、原子炉補機冷却水サージタンク圧力</p>	

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2.6 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置 本計測装置は、原子炉格納容器本体への冷却材流量 (原子炉格納容器代替スプレィ流量、原子炉格納容器下部注水流量) を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。</p> <p>2.7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置 本計測装置は、原子炉格納容器本体の水位 (圧力抑制室水位) を計測して、その結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。</p> <p>原子炉格納容器本体の水位 (原子炉格納容器下部水位、ドレイウェル水位) を計測する装置は、熔融炉心の冷却に必要な水深があることを計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。</p>	<p>2.8 蒸気タービンの附属施設に係る貯水設備内の水位を計測する装置 本計測装置は、蒸気タービンの附属施設に係る貯水設備内の水位 (補助給水ピット水位) を計測して、その計測結果を中央制御室に表示し、記録する目的で設置する。</p> <p>2.9 蒸気発生器内の水位を計測する装置 本計測装置は、蒸気発生器内の水位 (蒸気発生器水位 (広域) 及び蒸気発生器水位 (狭域)) を計測して、その計測結果を中央制御室に表示し、記録する目的で設置する。</p> <p>2.10 主蒸気の圧力を計測する装置 本計測装置は、主蒸気の圧力 (主蒸気ライン圧力) を計測して、その計測結果を中央制御室に表示し、記録する目的で設置する。</p> <p>2.11 補助給水流量を計測する装置 本計測装置は、補助給水流量を計測して、その計測結果を中央制御室に表示し、記録する目的で設置する。</p> <p>2.12 ほう酸注入機能を有する設備に係る容器内の水位を計測する装置 本計測装置は、ほう酸注入機能を有する設備に係る容器内の水位 (ほう酸タンク水位) を計測して、その計測結果を中央制御室に表示し、記録する目的で設置する。</p> <p>2.13 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置 本計測装置は、原子炉格納容器本体への冷却材流量 (高圧注入流量、低圧注入流量、B-格納容器スプレィ冷却器出口積算流量 (AM用) 及び代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量) を計測して、その計測結果を中央制御室に表示し、記録する目的で設置する。</p> <p>2.14 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置 本計測装置は、原子炉格納容器本体の水位 (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)) を計測して、その計測結果を中央制御室に表示し、記録する目的で設置する。</p> <p>原子炉格納容器本体の水位 (原子炉下部キャビティ水位) を計測する装置は、熔融炉心の冷却に必要な水深があることを計測して、その計測結果を中央制御室に表示し、記録する目的で設置する。</p> <p>原子炉格納容器本体の水位 (格納容器水位) を計測する装置</p>	<p>(可搬型) を使用して、現場で指示を確認する。 【女川】 設備構成の相違 炉型の相違により設備 (計測装置) の構成が異なる。</p> <p>【女川】 設備構成の相違 炉型の相違により設備 (計測装置) の構成が異なる。</p> <p>【女川】 設備構成の相違 炉型の相違により設備 (計測装置) の構成が異なる。</p> <p>【女川】 設備構成の相違 炉型の相違により設備 (計測装置) の構成が異なる。</p> <p>【女川】 設備構成の相違 炉型の相違により設備 (計測装置) の構成が異なる。</p> <p>【女川】 設備構成の相違 炉型の相違により設備 (計測装置) の構成が異なる。</p> <p>【女川】 記載表現の相違 (他箇所と用語統一)</p> <p>【女川】</p>	

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2.8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置 本計測装置は、原子炉建屋内の水素濃度を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。</p> <p>2.9 放射線管理用計測装置 本計測装置は、原子炉格納容器内の放射線量率(格納容器内雰囲気放射線モニタ(D/W)、格納容器内雰囲気放射線モニタ(S/C)、フィルタ装置出口の放射線量率(フィルタ装置出口放射線モニタ)、耐圧強化ベント系の放射線量率(耐圧強化ベント系放射線モニタ)及び使用済燃料プールの放射線量率(使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量、低線量))を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。</p> <p>2.10 その他重大事故等対処設備の計測装置 本計測装置は、その他重大事故等の対処に必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ(原子炉圧力容器温度、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)、フィルタ装置水位(広帯域)、フィルタ装置水温度、フィルタ装置出口水素濃度、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、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置、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(ガイドパルス式)、使用済燃料プール監視カメラ)を計測して、その計測結果を中央制御室に指示し、記録する目的で設置する。</p>	<p>2.15 圧力低減設備その他の安全設備に係る熱交換器の入口又は出口の温度を計測する装置 本計測装置は、圧力低減設備その他の安全設備に係る熱交換器の入口又は出口の温度(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)を計測して、その計測結果を現場に表示し、記録する目的で設置する。</p> <p>2.16 二次格納施設内の水素ガス濃度を計測する装置 本計測装置は、二次格納施設内の水素ガス濃度(アンユラス水素濃度(可搬型))を計測して、その計測結果を中央制御室に表示し、記録する目的で設置する。</p> <p>2.17 放射線管理用計測装置 本計測装置は、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(低レンジ)及び格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ))及び使用済燃料ピットの放射線量率(使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ)を計測して、その計測結果を中央制御室に表示し、記録する目的で設置する。</p> <p>2.18 その他重大事故等対処設備の計測装置 本計測装置は、その他重大事故等の対処に必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ(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、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)、使用済燃料ピット監視カメラ)を計測して、その計測結果を中央制御室に表示し、記録する目的で設置する。</p>	<p>は、格納容器内への注入量の制限レベルを計測して、その計測結果を中央制御室に表示し、記録する目的で設置する。</p> <p>2.15 圧力低減設備その他の安全設備に係る熱交換器の入口又は出口の温度を計測する装置 本計測装置は、圧力低減設備その他の安全設備に係る熱交換器の入口又は出口の温度(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度)を計測して、その計測結果を現場に表示し、記録する目的で設置する。</p> <p>2.16 二次格納施設内の水素ガス濃度を計測する装置 本計測装置は、二次格納施設内の水素ガス濃度(アンユラス水素濃度(可搬型))を計測して、その計測結果を中央制御室に表示し、記録する目的で設置する。</p> <p>2.17 放射線管理用計測装置 本計測装置は、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(低レンジ)及び格納容器内高レンジエリアモニタ(高レンジ))及び使用済燃料ピットの放射線量率(使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ)を計測して、その計測結果を中央制御室に表示し、記録する目的で設置する。</p> <p>2.18 その他重大事故等対処設備の計測装置 本計測装置は、その他重大事故等の対処に必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータ(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、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)、使用済燃料ピット監視カメラ)を計測して、その計測結果を中央制御室に表示し、記録する目的で設置する。</p>	<p>設備構成の相違 C/V内想定水位の相違による計測装置の相違(PWR共通)</p> <p>【女川】 設備構成の相違 炉型の相違により設備(計測装置)の構成が異なる。 泊(PWR)は海水を用いた自然対流冷却時に可搬型設備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)を使用して、現場で指示を確認する。</p> <p>【女川】 設備名称の相違</p>

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

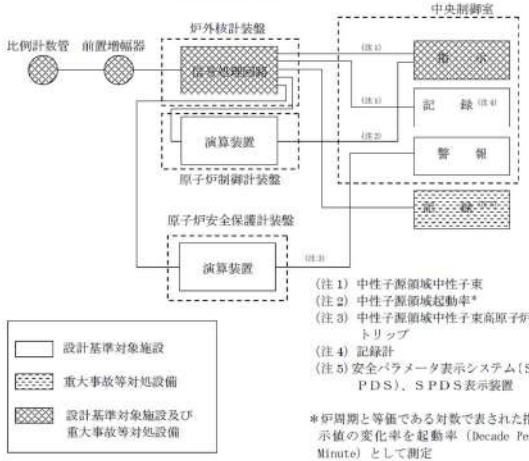
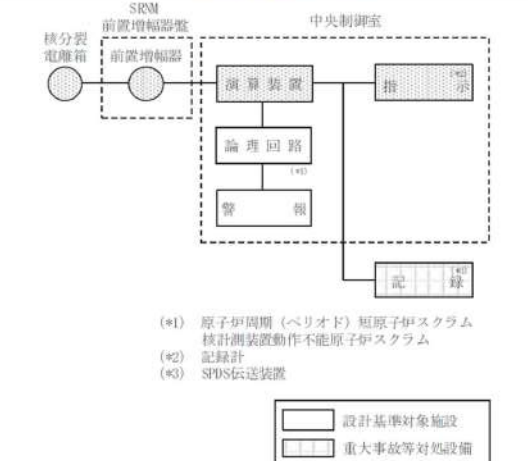
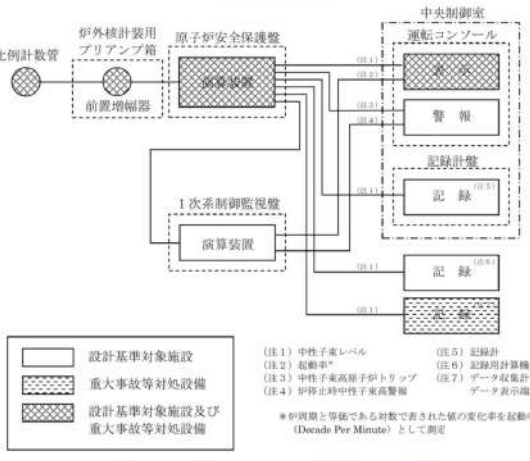
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第58条 計装設備（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. 計測装置の構成</p> <p>重大事故等対処設備に関する計測装置の検出器から計測結果の指示又は表示、記録及び警報装置に至るシステム構成を設計基準対象施設も含め「3.1 計測装置」に示す。</p> <p>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の計測装置による計測結果の表示、記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」にとりまとめる。</p> <p>また、安全保護装置の構成及び不正アクセス行為等の被害の防止すること等の措置について「3.3 安全保護装置」に示す。</p> <p>3.1 計測装置</p> <p>3.1.1 中性子源領域中性子束、中間領域中性子束及び出力領域中性子束</p> <p>(1) 中性子源領域中性子束</p> <p>中性子源領域中性子束は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、中性子源領域中性子束の検出信号は、比例計数管からのパルス信号を前置増幅器で増幅し、炉外核計装盤内の信号処理回路にて中性子束レベル信号へ変換する処理を行った後、中性子束レベルを中央制御室に指示し、記録及び保存する。</p> <p>記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。</p> <p>(第1図「中性子源領域中性子束の概略構成図」参照。)</p>	<p>3. 計測装置の構成</p> <p>3.1 起動領域計測装置（中性子源領域計測装置、中間領域計測装置）及び出力領域計測装置</p> <p>3.1.1 起動領域計測装置</p> <p>(1) 起動領域モニタ</p> <p>起動領域モニタは、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、起動領域中性子束の検出信号は、核分裂電離箱にて中性子束レベルをパルス信号として検出する。検出したパルス信号は、前置増幅器で増幅し、演算装置にて中性子束レベル信号に変換する処理を行った後、中性子束レベルを中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>(図58-6-1「起動領域モニタの概略構成図」参照。)</p>	<p>3. 計測装置の構成</p> <p>3.1 中性子源領域計測装置、中間領域計測装置及び出力領域計測装置</p> <p>3.1.1 中性子源領域計測装置</p> <p>(1) 中性子源領域中性子束</p> <p>中性子源領域中性子束は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、中性子源領域中性子束の検出信号は、比例計数管にて中性子束レベルをパルス信号として検出する。検出したパルス信号は、前置増幅器で増幅し、原子炉安全保護盤内の演算装置にて中性子束レベル信号に変換する処理を行った後、中性子束レベルを中央制御室に表示し、記録する。</p> <p>(第1図「中性子源領域中性子束の概略構成図」参照。)</p>	<p>【大飯】 記載方針の相違（女川実績の反映） （大飯は技術基準34条・35条への適合についても併せて各項で整理する旨を記載。）</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】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【女川】 図表番号の相違（以降、同様の相違は相違理由の記載を省略する）</p>

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

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

大飯発電所3/4号炉	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 中性子源領域中性子束の概略構成図</p>	 <p>図58-6-1 起動領域モニタの概略構成図</p>	 <p>第1図 中性子源領域中性子束の概略構成図</p>	<p>【大飯】 設備構成の相違</p>
<p>(2) 中間領域中性子束</p> <p>中間領域中性子束は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、中間領域中性子束の検出信号は、γ線補償型電離箱からの電流信号を炉外核計装盤内の信号処理回路にて中性子束レベル信号へ変換する処理を行った後、中性子束レベルを中央制御室に指示し、記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。</p> <p>(第2図「中間領域中性子束の概略構成図」参照。)</p>		<p>(2) 中間領域中性子束</p> <p>中間領域中性子束は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、中間領域中性子束の検出信号は、γ線補償型電離箱にて中性子束レベルを電流信号として検出する。検出した電流信号は、原子炉安全保護盤内の演算装置にて中性子束レベル信号に変換する処理を行った後、中性子束レベルを中央制御室に表示し、記録する。</p> <p>(第2図「中間領域中性子束の概略構成図」参照。)</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違 (女川実績の反映)</p> <p>【大飯】 設備名称の相違</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）

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>第2図 中間領域中性子束の概略構成図</p> <p>(注1) 中間領域中性子束 (注2) 中間領域起動率* (注3) 中間領域中性子束高原子炉トリップ (注4) 記録計 (注5) 安全パラメータ表示システム(S P D S)、S P D S表示装置</p> <p>* 炉周期と等価である対数で表された指示値の変化率を起動率 (Decade Per Minute) として測定</p>	<p>3.1.2 出力領域計測装置</p> <p>(1) 平均出力領域モニタ</p> <p>平均出力領域モニタは、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、出力領域中性子束の検出信号は、核分裂電離箱にて中性子束レベルを電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて中性子束レベル信号に変換する処理を行った後、中性子束レベルを中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>(図 58-6-2 「平均出力領域モニタの概略構成図」 参照。)</p>	<p>第2図 中間領域中性子束の概略構成図</p> <p>(注1) 中性子束レベル (注2) 起動率* (注3) 中性子束高原子炉トリップ (注4) 記録計 (注5) 記録用計算機 (注6) データ収集計算機、データ表示端末</p> <p>* 炉周期と等価である対数で表された値の変化率を起動率 (Decade Per Minute) として測定</p>	<p>【大飯】 設備構成の相違</p>
<p>(3) 出力領域中性子束</p> <p>出力領域中性子束は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、出力領域中性子束の検出信号は、γ線非補償型電離箱からの電流信号を炉外核計装盤内の信号処理回路にて中性子束レベル信号へ変換する処理を行った後、中性子束レベルを中央制御室に指示し、記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。</p> <p>(第3図「出力領域中性子束の概略構成図」参照。)</p>		<p>3.1.2 出力領域計測装置</p> <p>(1) 出力領域中性子束</p> <p>出力領域中性子束は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、出力領域中性子束の検出信号は、γ線非補償型電離箱にて中性子束レベルを電流信号として検出する。検出した電流信号は、原子炉安全保護盤内の演算装置にて中性子束レベル信号に変換する処理を行った後、中性子束レベルを中央制御室に表示し、記録する。</p> <p>(第3図「出力領域中性子束の概略構成図」参照。)</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【女川】 記載表現の相違 演算装置の盤名称を記載。（大飯と同じ）</p> <p>【大飯】 設備名称の相違</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)

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第3図 出力領域中性子束の概略構成図</p>	<p>図58-6-2 平均出力領域モニタの概略構成図</p>	<p>第3図 出力領域中性子束の概略構成図</p>	<p>【大飯】 設備構成の相違</p>
<p>3.1.2 原子炉容器本体の入口又は出口の1次冷却材の圧力、温度又は流量 (代替注水の流量を含む。)を計測する装置</p> <p>(1) 1次冷却材圧力</p> <p>1次冷却材圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、1次冷却材圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を原子炉安全保護計装盤内の演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、1次冷却材圧力を中央制御室に指示し、記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。</p> <p>(第4図「1次冷却材圧力の概略構成図」参照。)</p>	<p>3.2 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力、温度又は流量 (代替注水の流量を含む。)を計測する装置</p> <p>3.2.1 原子炉压力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の圧力</p> <p>(1) 高压代替注水系ポンプ出口圧力</p> <p>高压代替注水系ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備としての機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は、高压代替注水系ポンプ出口圧力として中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>(図58-6-3「高压代替注水系ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。)</p>	<p>3.2 原子炉压力容器本体の入口又は出口の1次冷却材の圧力、温度又は流量 (代替注水の流量を含む。)を計測する装置</p> <p>3.2.1 原子炉压力容器本体の入口又は出口の1次冷却材の圧力</p> <p>(1) 1次冷却材圧力 (広域)</p> <p>1次冷却材圧力 (広域) は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は、原子炉安全保護盤内の演算装置にて圧力信号に変換する処理を行った後、1次冷却材圧力 (広域) として中央制御室に表示し、記録する。</p> <p>(第4図「1次冷却材圧力 (広域) の概略構成図」参照。)</p>	<p>【大飯】 設備名称の相違</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>

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

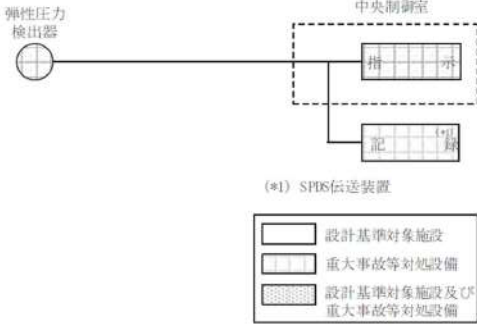
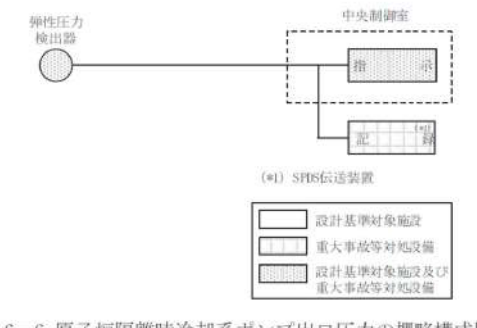
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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>第4図 1次冷却材圧力の概略構成図</p>	<p>図58-6-3 高压代替注水系ポンプ出口圧力の概略構成図</p>	<p>第4図 1次冷却材圧力（広域）の概略構成図</p>	<p>【大飯】 設備構成の相違</p>
<p>(2) 直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力</p> <p>直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備としての機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は、直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力として中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>（図58-6-4「直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。）</p>			
<p>図58-6-4 直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力の概略構成図</p>			
<p>(3) 代替循環冷却ポンプ出口圧力</p> <p>代替循環冷却ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備としての機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は、代替循環冷却ポンプ出口圧力として中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>（図58-6-5「代替循環冷却ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。）</p>			

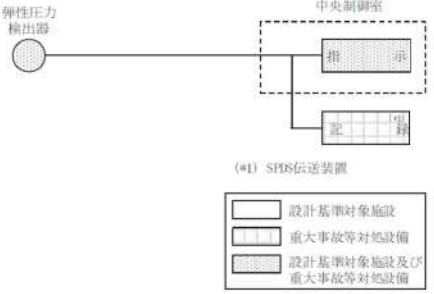
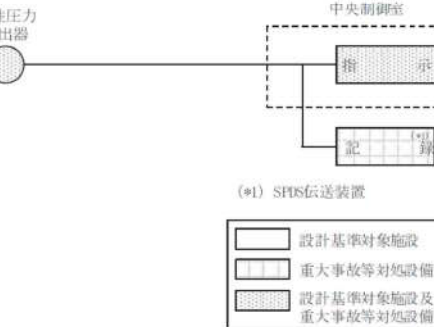
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>図58-6-5 代替循環冷却ポンプ出口圧力の概略構成図</p> <p>(4) 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力として中央制御室に指示し、記録する。 (図58-6-6「原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。)</p>  <p>図58-6-6 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力の概略構成図</p> <p>(5) 高圧炉心スプレィ系ポンプ出口圧力 高圧炉心スプレィ系ポンプ出口圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は、高圧炉心スプレィ系ポンプ出口圧力として中央制御室に指示し、記録する。 (図58-6-7「高圧炉心スプレィ系ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。)</p>		

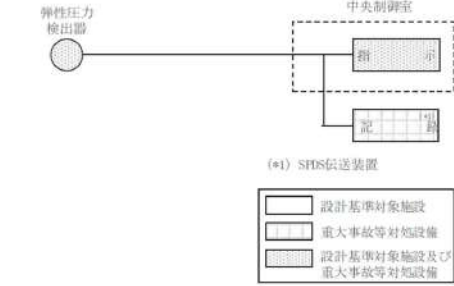
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>図 58-6-7 高压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の概略構成図</p> <p>(6) 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は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は、残留熱除去系ポンプ出口圧力として中央制御室に指示し、記録する。 (図 58-6-8「残留熱除去系ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。)</p>  <p>図58-6-8 残留熱除去系ポンプ出口圧力の概略構成図</p> <p>(7) 低压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力 低压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は、低压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力として中央制御室に指示し、記録する。 (図 58-6-9「低压炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。)</p>		

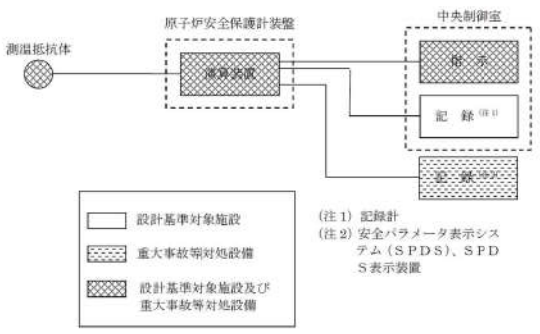
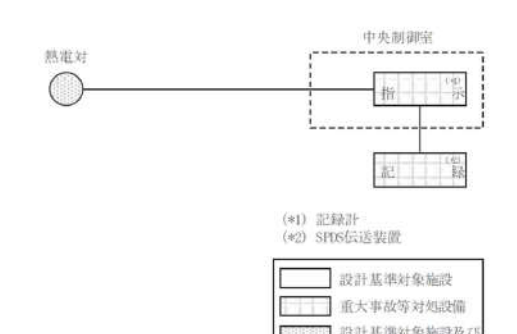
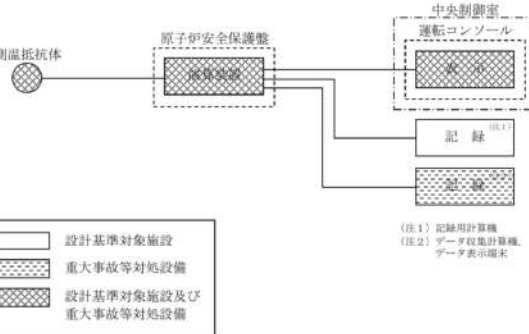
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>図58-6-9 低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の概略構成図</p> <p>(8) 復水移送ポンプ出口圧力 復水移送ポンプ出口圧力は、重大事故等対処設備としての機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は、復水移送ポンプ出口圧力として中央制御室に指示し、記録する。 (図58-6-10「復水移送ポンプ出口圧力の概略構成図」参照。)</p>  <p>図58-6-10 復水移送ポンプ出口圧力の概略構成図</p>		

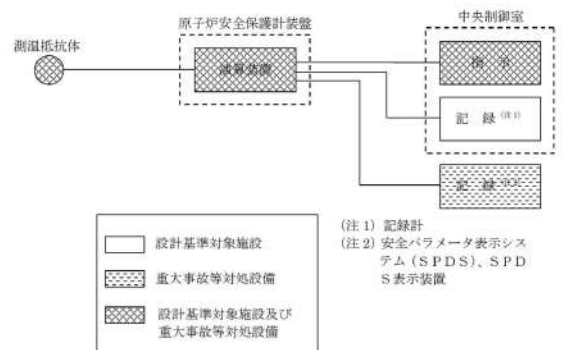
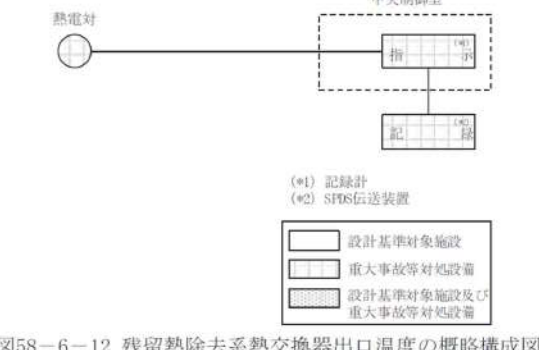
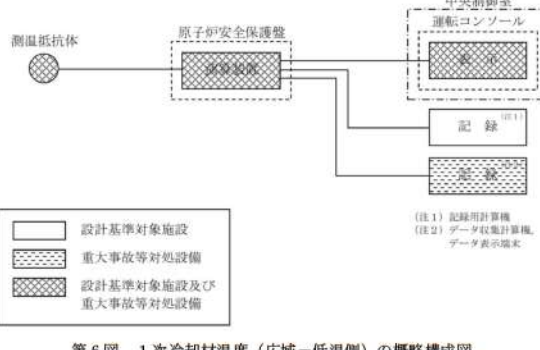
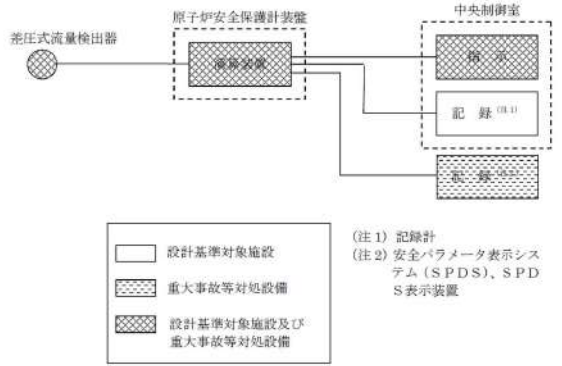
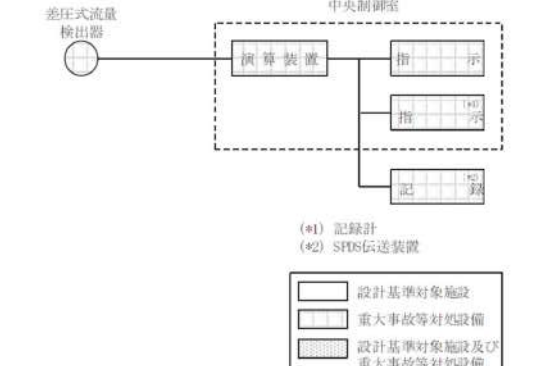
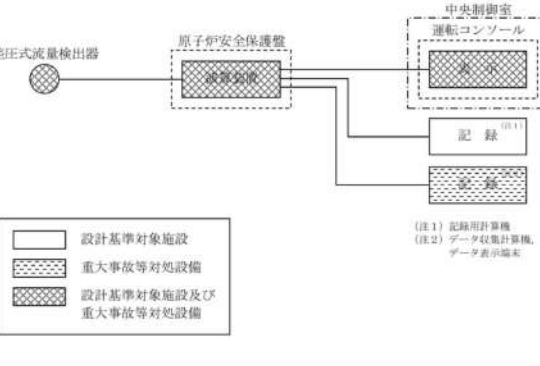
灰色: 女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.2.2 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の温度</p> <p>(2) 1次冷却材高温側温度 (広域)</p> <p>1次冷却材高温側温度 (広域) は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、1次冷却材高温側温度 (広域) の検出信号は、测温抵抗体の抵抗値を原子炉安全保護計装盤内の演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、1次冷却材高温側温度 (広域) を中央制御室に指示し、記録及び保存する。</p> <p>記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。</p> <p>(第5図「1次冷却材高温側温度 (広域) の概略構成図」参照。)</p>  <p>第5図 1次冷却材高温側温度 (広域) の概略構成図</p> <p>(3) 1次冷却材低温側温度 (広域)</p> <p>1次冷却材低温側温度 (広域) は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、1次冷却材低温側温度 (広域) の検出信号は、测温抵抗体の抵抗値を原子炉安全保護計装盤内の演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、1次冷却材低温側温度 (広域) を中央制御室に指示し、記録及び保存する。</p> <p>記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。</p> <p>(第6図「1次冷却材低温側温度 (広域) の概略構成図」参照。)</p>	<p>3.2.2 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の温度</p> <p>(1) 残留熱除去系熱交換器入口温度</p> <p>残留熱除去系熱交換器入口温度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、熱電対にて温度を起電力として検出する。検出した起電力は、残留熱除去系熱交換器入口温度として中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>(図58-6-11「残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図」参照。)</p>  <p>図58-6-11 残留熱除去系熱交換器入口温度の概略構成図</p> <p>(2) 残留熱除去系熱交換器出口温度</p> <p>残留熱除去系熱交換器出口温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、熱電対にて温度を起電力として検出する。検出した起電力は、残留熱除去系熱交換器出口温度として中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>(図58-6-12「残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図」参照。)</p>	<p>3.2.2 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の1次冷却材の温度</p> <p>(1) 1次冷却材温度 (広域-高温側)</p> <p>1次冷却材温度 (広域-高温側) は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、测温抵抗体にて温度を抵抗値として検出する。検出した抵抗値は、原子炉安全保護盤内の演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、1次冷却材温度 (広域-高温側) として中央制御室に表示し、記録する。</p> <p>(第5図「1次冷却材温度 (広域-高温側) の概略構成図」参照。)</p>  <p>第5図 1次冷却材温度 (広域-高温側) の概略構成図</p> <p>(2) 1次冷却材温度 (広域-低温側)</p> <p>1次冷却材温度 (広域-低温側) は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、测温抵抗体にて温度を抵抗値として検出する。検出した抵抗値は、原子炉安全保護盤内の演算装置にて温度信号に変換する処理を行った後、1次冷却材温度 (広域-低温側) として中央制御室に表示し、記録する。</p> <p>(第6図「1次冷却材温度 (広域-低温側) の概略構成図」参照。)</p>	<p>【大飯】 設備名称の相違</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】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】 設備構成の相違</p> <p>【大飯】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】 記載表現の相違 (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】 設備名称の相違</p>

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

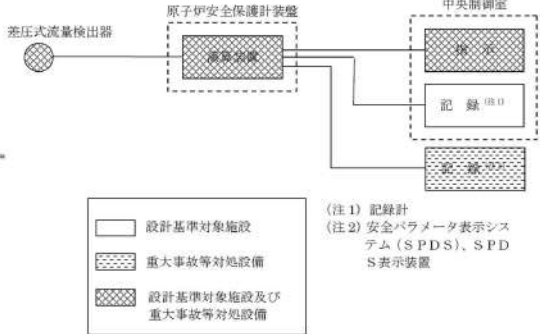
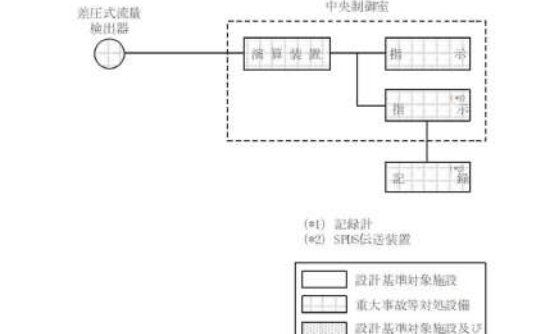
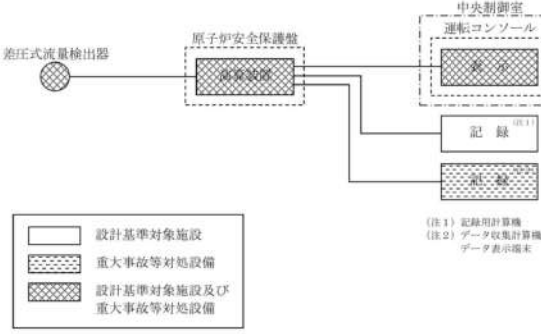
赤字: 設備, 運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字: 記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字: 記載表現, 設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第6図 1次冷却材低温側温度 (広域) の概略構成図</p> <p>(5) 高压注入流量 高压注入流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、高压注入流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を原子炉安全保護計装盤内の演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、高压注入流量を中央制御室に指示し、記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。</p> <p>(第8図「高压注入流量の概略構成図」参照。)</p>	 <p>図58-6-12 残留熱除去系熱交換器出口温度の概略構成図</p> <p>3.2.3 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の原子炉冷却材の流量 (1) 高压代替注水系ポンプ出口流量 高压代替注水系ポンプ出口流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、高压代替注水系ポンプ出口流量として中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>(図58-6-13「高压代替注水系ポンプ出口流量の概略構成図」参照。)</p>	 <p>第6図 1次冷却材温度 (広域-低温側) の概略構成図</p> <p>3.2.3 原子炉圧力容器本体の入口又は出口の1次冷却材の流量 (1) 高压注入流量 高压注入流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、原子炉安全保護盤内の演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、高压注入流量として中央制御室に表示し、記録する。</p>	<p>【大飯】 設備構成の相違</p>
 <p>第8図 高压注入流量の概略構成図</p> <p>(4) 余熱除去流量 余熱除去流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</p>	 <p>図58-6-13 高压代替注水系ポンプ出口流量の概略構成図</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 (残留熱除去系ヘッドスプレ</p>	 <p>第7図 高压注入流量の概略構成図</p> <p>(2) 低压注入流量 低压注入流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違 (女川実績の反映) 【大飯】 設備名称の相違 【大飯】 記載方針の相違 (女川実績の反映)</p> <p>【大飯】 設備構成の相違</p>
			<p>【大飯】 設備名称の相違</p>

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

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

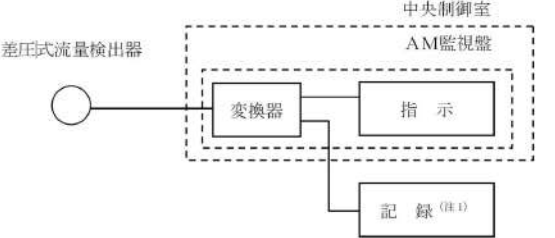
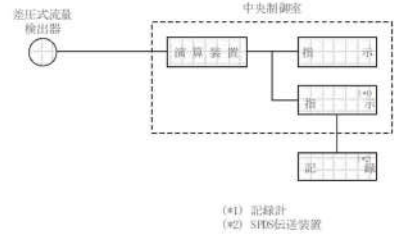
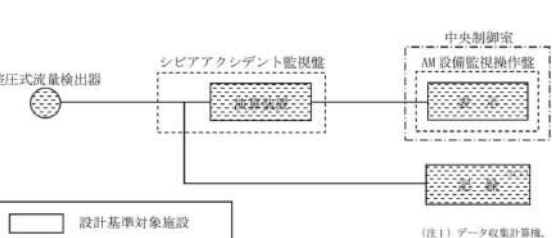
第58条 計装設備（補足説明資料）

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>備の機能を有しており、余熱除去流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を原子炉安全保護計装盤内の演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、余熱除去流量を中央制御室に指示し、記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。</p> <p>(第7図「余熱除去流量の概略構成図」参照。)</p>  <p>第7図 余熱除去流量の概略構成図</p>	<p>ライン洗浄流量)は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、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）として中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>(図58-6-14「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）の概略構成図」参照。)</p>  <p>図58-6-14 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）の概略構成図</p>	<p>備の機能を有しており、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、原子炉安全保護盤内の演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、低圧注入流量として中央制御室に表示し、記録する。</p> <p>(第8図「低圧注入流量の概略構成図」参照。)</p>  <p>第8図 低圧注入流量の概略構成図</p>	<p>【大阪】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪】 設備名称の相違</p> <p>【大阪】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪】 設備名称の相違</p> <p>【大阪】 設備構成の相違</p>
<p>(6) 恒設代替低圧注水積算流量</p> <p>恒設代替低圧注水積算流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、恒設代替低圧注水流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を AM 監視盤の指示計にて流量信号へ変換する処理を行った後、恒設代替低圧注水流量を AM 監視盤に指示し、記録及び保存する。</p> <p>また、恒設代替低圧注水積算流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、AM 監視盤の指示計に接続し、瞬時流量を指示計内部にて演算し、積算流量を指示し、記録及び保存する。</p>	<p>(3) 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）</p> <p>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)は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、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）として中央制御室に指示し、記録する。</p>	<p>(3) 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量</p> <p>代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、代替格納容器スプレイポンプ出口流量として中央制御室に表示し、記録する。</p> <p>また、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、シビアアクシデント監視盤内の演算装置に接続し、瞬時流量を演算装置にて演算し、積算流量を中央制御室に表示し、記録する。</p>	<p>【大阪】 設備名称の相違</p> <p>【大阪】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪】 設備名称の相違</p> <p>【大阪】 設備構成の相違</p> <p>泊は検出した電流信号をシビアアクシデント監視盤の演算装置にて流量信号に変換する。</p> <p>【大阪】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪】 設備名称の相違</p> <p>【大阪】 設備構成の相違</p>

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

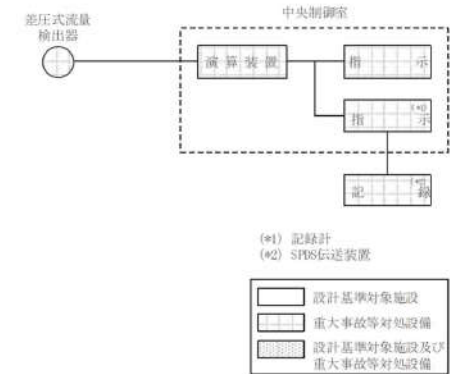
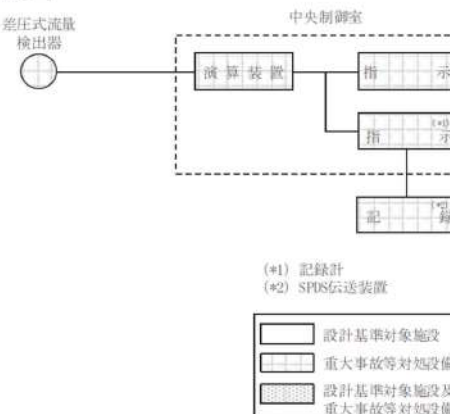
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第58条 計装設備（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。</p> <p>(第9図「恒設代替低圧注水積算流量の概略構成図」参照。)</p>  <p>(注1) 安全パラメータ表示システム(SPDS)、SPDS表示装置</p>	<p>(図58-6-15「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)の概略構成図」参照。)</p>  <p>(注1) 記録計 (注2) SPDS伝送装置</p> <p> <input type="checkbox"/> 設計基準対象施設 <input type="checkbox"/> 重大事故等対処設備 <input type="checkbox"/> 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備 </p>	<p>(第9図「代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の概略構成図」参照。)</p>  <p>(注1) データ収集計量機、データ表示端末</p> <p> <input type="checkbox"/> 設計基準対象施設 <input checked="" type="checkbox"/> 重大事故等対処設備 <input checked="" type="checkbox"/> 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備 </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</p> <p>【大飯】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】 設備構成の相違</p>
<p>第9図 恒設代替低圧注水積算流量の概略構成図</p>	<p>図58-6-15 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)の概略構成図</p> <p>(4) 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量として中央制御室に指示し、記録する。 (図58-6-16「直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量の概略構成図」参照。)</p>	<p>第9図 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の概略構成図</p> <p>(4) B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量(AM用) 3.13(3) B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量(AM用)と同じ。</p>	<p>【大飯】 設備構成の相違</p> <p>大飯は、A-格納容器スプレイポンプによる原子炉圧力容器への注水を行う場合、A-格納容器スプレイ積算流量を通らない系統となっている。</p>

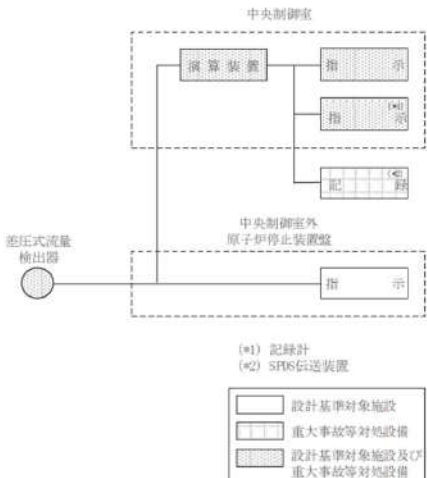
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>図58-6-16 直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量の概略構成図</p> <p>(5) 代替循環冷却ポンプ出口流量 代替循環冷却ポンプ出口流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、代替循環冷却ポンプ出口流量として中央制御室に指示し、記録する。 (図 58-6-17 「代替循環冷却ポンプ出口流量の概略構成図」参照。)</p>  <p>図58-6-17 代替循環冷却ポンプ出口流量の概略構成図</p> <p>(6) 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、原子</p>		

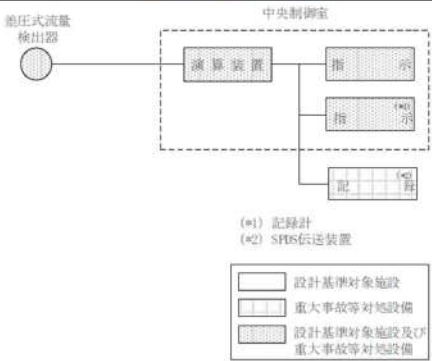
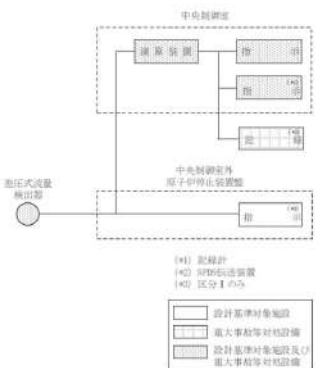
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>炉隔離時冷却系ポンプ出口流量として中央制御室に指示し、記録する。 (図 58-6-18「原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の概略構成図」参照。)</p>  <p>図58-6-18 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量の概略構成図</p> <p>(7) 高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量 高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量として中央制御室に指示し、記録する。 (図 58-6-19「高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量の概略構成図」参照。)</p>		

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>図58-6-19 高压炉心スプレイ系ポンプ出口流量の概略構成図</p> <p>(8) 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は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系ポンプ出口流量として中央制御室に指示し、記録する。 (図 58-6-20 「残留熱除去系ポンプ出口流量の概略構成図」参照。)</p>  <p>図58-6-20 残留熱除去系ポンプ出口流量の概略構成図</p> <p>(9) 低压炉心スプレイ系ポンプ出口流量 低压炉心スプレイ系ポンプ出口流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、低压炉心スプレイ系ポンプ出口流量として中央制御室に指示し、記録する。 (図 58-6-21 「低压炉心スプレイ系ポンプ出口流量の概略構成図」参照。)</p>		

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>図58-6-21 低圧炉心スプレー系ポンプ出口流量の概略構成図</p> <p>3.3 原子炉圧力容器本体内の圧力又は水位を計測する装置 3.3.1 原子炉圧力容器本体内の圧力 (1) 原子炉圧力 原子炉圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備としての機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は、原子炉圧力として中央制御室に指示し、記録する。 (図58-6-22「原子炉圧力の概略構成図」参照。)</p>  <p>図58-6-22 原子炉圧力の概略構成図</p> <p>(2) 原子炉圧力(SA) 原子炉圧力(SA)は、重大事故等対処設備としての機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は、原子炉圧力(SA)として中央制御室に指示し、記録する。 (図58-6-23「原子炉圧力(SA)の概略構成図」参照。)</p>	<p>3.3 原子炉圧力容器本体内の水位を計測する装置</p>	

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">比較のため補 58-5-52 より転載</p> <p>(1) 原子炉水位 原子炉水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を原子炉格納容器内状態監視盤に入力し、演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、原子炉水位を中央制御室に表示し、記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。</p> <p>(第24図「原子炉水位の概略構成図」、第25図「検出器の構造図(原子炉水位)」及び第43図「検出器の取付箇所を明示した図面」参照。)</p>	 <p style="text-align: center;">図58-6-23 原子炉圧力 (SA) の概略構成図</p> <p>3.3.2 原子炉圧力容器本体内の水位</p> <p>(1) 原子炉水位 (広帯域) 原子炉水位 (広帯域) は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、原子炉水位 (広帯域) として中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>(図58-6-24「原子炉水位 (広帯域) の概略構成図」参照。)</p>	<p>(1) 原子炉容器水位 原子炉容器水位は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、原子炉安全保護盤を経由してシビアアクシデント監視盤に入力し、演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、原子炉容器水位として中央制御室に表示し、記録する。</p> <p>(第10図「原子炉容器水位の概略構成図」参照。)</p>	<p>【女川】 記載方針の相違 女川は原子炉圧力容器の圧力を計測し前段で記載しているため、水位としての項目がある。</p> <p>【大飯】 設備名称の相違 【大飯】 設備構成の相違 泊は既設の原子炉容器水位を重大事故等対処設備として機能を追加 (大飯は新設)。</p> <p>【大飯】 記載表現の相違 (女川実績の反映) 【大飯】 記載方針の相違 (女川実績の反映)</p> <p>【大飯】 設備名称の相違 【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）

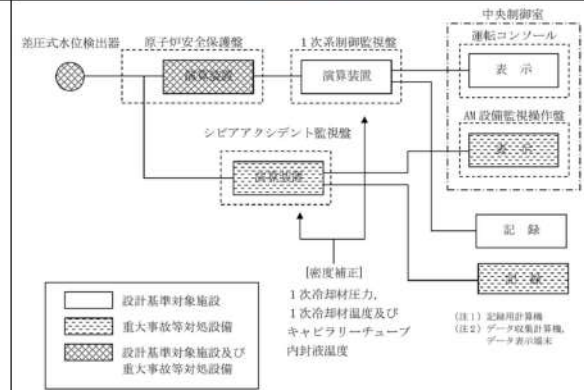
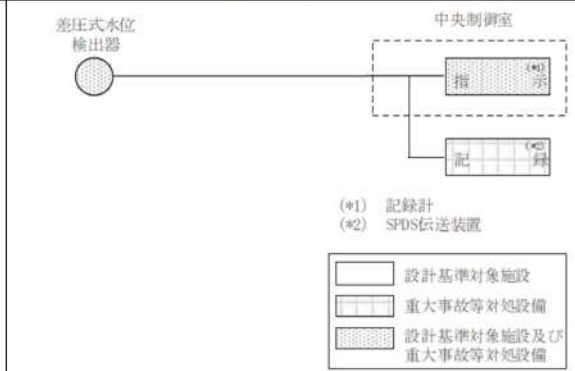
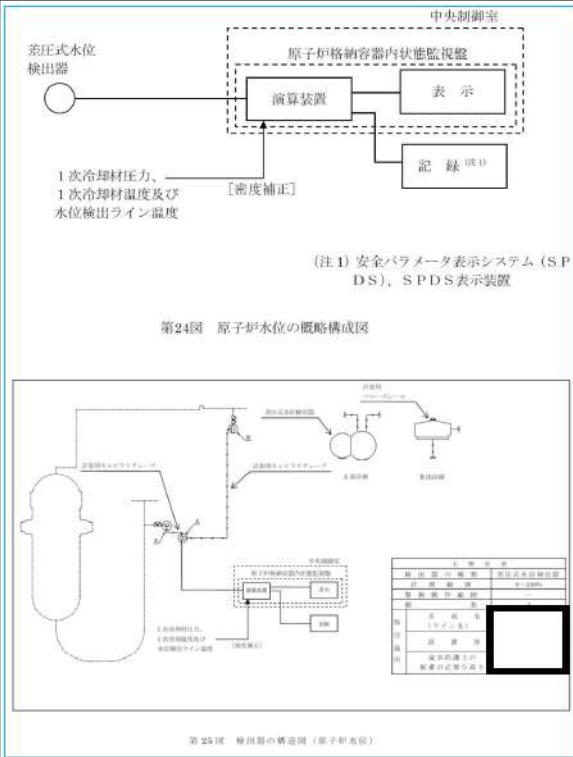
第58条 計装設備（補足説明資料）

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

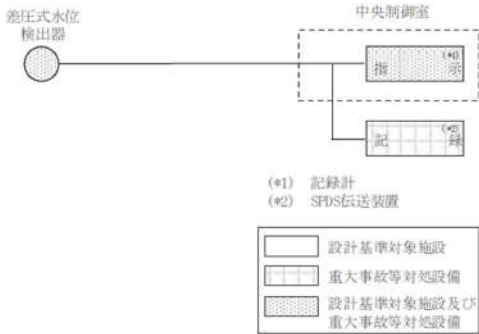
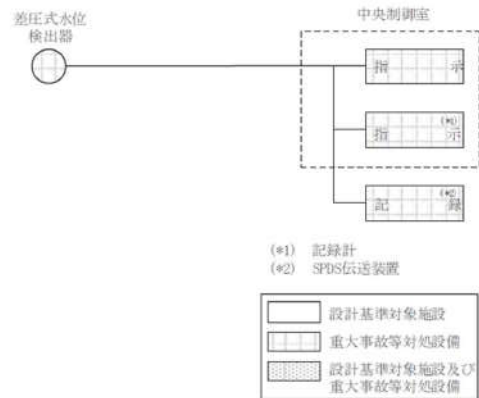
相違理由



【大飯】
 設備構成の相違

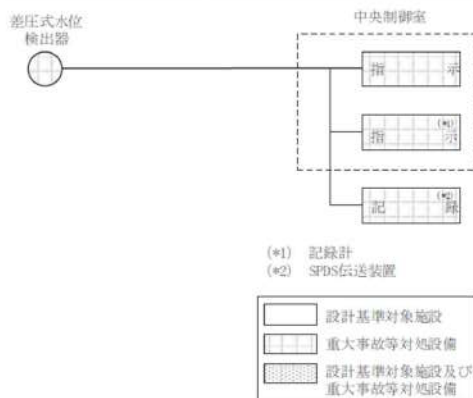
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大阪発電所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) 原子炉水位 (燃料域)</p> <p>原子炉水位 (燃料域) は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、原子炉水位 (燃料域) として中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>(図 58-6-25 「原子炉水位 (燃料域) の概略構成図」参照。)</p>  <p>図58-6-25 原子炉水位 (燃料域) の概略構成図</p> <p>(3) 原子炉水位 (SA広帯域)</p> <p>原子炉水位 (SA広帯域) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、原子炉水位 (SA広帯域) として中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>(図 58-6-26 「原子炉水位 (SA広帯域) の概略構成図」参照。)</p>  <p>図58-6-26 原子炉水位 (SA広帯域) の概略構成図</p>		

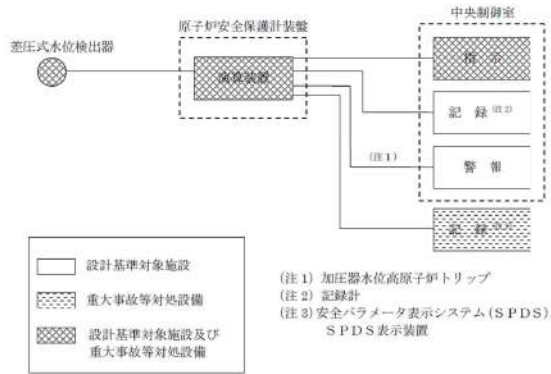
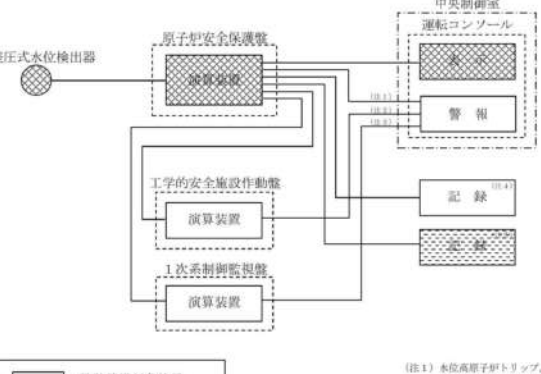
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.1.3 加圧器内の水位を計測する装置</p> <p>(1) 加圧器水位</p> <p>加圧器水位は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、加圧器水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を原子炉安全保護計装盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、加圧器水位を中央制御室に指示し、記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。</p> <p>(第10図「加圧器水位の概略構成図」参照。)</p>	<p>(4) 原子炉水位 (SA 燃料域)</p> <p>原子炉水位 (SA 燃料域) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、原子炉水位 (SA 燃料域) として中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>(図58-6-27「原子炉水位 (SA 燃料域) の概略構成図」参照。)</p>  <p>図58-6-27 原子炉水位 (SA燃料域) の概略構成図</p>	<p>3.4 加圧器内の水位を計測する装置</p> <p>(1) 加圧器水位</p> <p>加圧器水位は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、原子炉安全保護盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、加圧器水位として中央制御室に表示し、記録する。</p> <p>(第11図「加圧器水位の概略構成図」参照。)</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違 (女川実績の反映) 設備名称の相違</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)

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第10図 加圧器水位の概略構成図</p>	<p>3.4 原子炉格納容器本体内の圧力, 温度, 酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置</p> <p>3.4.1 原子炉格納容器本体内の圧力</p> <p>(1) ドライウェル圧力</p> <p>ドライウェル圧力は, 重大事故等対処設備の機能を有しており, 弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は, ドライウェル圧力として中央制御室に指示し, 記録する。</p> <p>(図 58-6-28 「ドライウェル圧力の概略構成図」 参照。)</p>	 <p>第11図 加圧器水位の概略構成図</p>	<p>【大飯】 設備構成の相違</p>
<p>3.1.4 原子炉格納容器本体内の圧力, 温度又は水素ガス濃度を計測する装置</p> <p>(1) AM用格納容器圧力</p> <p>AM用格納容器圧力は, 重大事故等対処設備の機能を有しており, AM用格納容器圧力の検出信号は, 弾性圧力検出器からの電流信号をAM監視盤内の信号処理回路にて圧力信号へ変換する処理を行った後, AM用格納容器圧力を中央制御室に指示し, 記録及び保存する。記録及び保存については, 「3.2 計測装置の計測結果の表示, 記録及び保存」に示す。</p> <p>(第11図「AM用格納容器圧力の概略構成図」参照。)</p>	<p>3.5 原子炉格納容器本体内の圧力, 温度又は水素ガス濃度を計測する装置</p> <p>3.5.1 原子炉格納容器本体内の圧力</p> <p>(1) 格納容器圧力 (AM用)</p> <p>格納容器圧力 (AM用) は, 重大事故等対処設備の機能を有しており, 弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号をシビアアクシデント監視盤内の演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後, 格納容器圧力 (AM用) として中央制御室に表示し, 記録する。</p> <p>(第12図「格納容器圧力 (AM用) の概略構成図」参照。)</p>	<p>3.4 原子炉格納容器本体内の圧力, 温度, 酸素ガス濃度又は水素ガス濃度を計測する装置</p> <p>3.4.1 原子炉格納容器本体内の圧力</p> <p>(1) ドライウェル圧力</p> <p>ドライウェル圧力は, 重大事故等対処設備の機能を有しており, 弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は, ドライウェル圧力として中央制御室に指示し, 記録する。</p> <p>(第12図「格納容器圧力 (AM用) の概略構成図」参照。)</p>	<p>【大飯】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】 記載表現の相違 (女川実績の反映)</p> <p>【大飯】 設備構成の相違</p> <p>【大飯】 記載方針の相違 (女川実績の反映)</p> <p>【大飯】 設備名称の相違</p>

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

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

第58条 計装設備（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第11図 AM用格納容器圧力の概略構成図</p> <p>(注1) 安全パラメータ表示システム (SPDS)、SPDS表示装置</p>	 <p>図58-6-28 ドライウェル圧力の概略構成図</p> <p>(*1) 記録計 (*2) SPDS伝送装置</p>	 <p>第12図 格納容器圧力 (AM用) の概略構成図</p> <p>(注1) データ収集計算機、データ表示端末</p>	<p>【大飯】 設備構成の相違</p>
<p>(2) 格納容器圧力 (広域)</p> <p>格納容器圧力 (広域) は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器圧力 (広域) の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を原子炉安全保護計装盤内の演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、格納容器圧力 (広域) を中央制御室に指示し、記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。</p> <p>(第12図「格納容器圧力 (広域) の概略構成図」参照。)</p>	<p>(2) 圧力抑制室圧力</p> <p>圧力抑制室圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は、圧力抑制室圧力として中央制御室に指示し記録する。</p> <p>(図58-6-29「圧力抑制室圧力の概略構成図」参照。)</p>	<p>(2) 原子炉格納容器圧力</p> <p>原子炉格納容器圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は、原子炉安全保護計装盤内の演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、原子炉格納容器圧力として中央制御室に表示し、記録する。</p> <p>(第13図「原子炉格納容器圧力の概略構成図」参照。)</p>	<p>【大飯】 設備名称の相違</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】 設備名称の相違</p>

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

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

大阪発電所3/4号炉

第12図 格納容器圧力 (広域) の概略構成図

(3) 格納容器内温度

格納容器内温度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内温度の検出信号は、測温抵抗体の抵抗値を原子炉安全保護計装盤内の演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、格納容器内温度を中央制御室に指示し、記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(第13図「格納容器内温度の概略構成図」参照。)

第13図 格納容器内温度の概略構成図

女川原子力発電所2号炉

図58-6-29 圧力抑制室圧力の概略構成図

3.4.2 原子炉格納容器本体内の温度

(1) ドライウエル温度

ドライウエル温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、熱電対にて温度を起電力として検出する。検出した起電力は、ドライウエル温度として中央制御室に指示し、記録する。

(図58-6-30「ドライウエル温度の概略構成図」参照。)

図58-6-30 ドライウエル温度の概略構成図

泊発電所3号炉

第13図 原子炉格納容器圧力の概略構成図

3.5.2 原子炉格納容器本体内の温度

(1) 格納容器内温度

格納容器内温度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、測温抵抗体にて温度を抵抗値として検出する。検出した抵抗値は、原子炉安全保護盤内の演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、格納容器内温度として中央制御室に表示し、記録する。

(第14図「格納容器内温度の概略構成図」参照。)

第14図 格納容器内温度の概略構成図

相違理由

【大阪】
 設備構成の相違

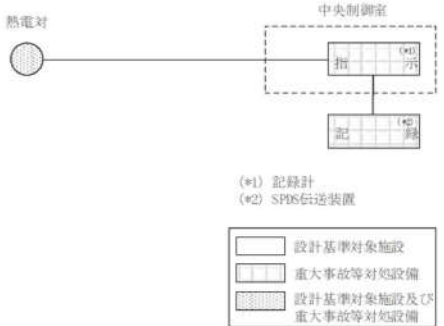
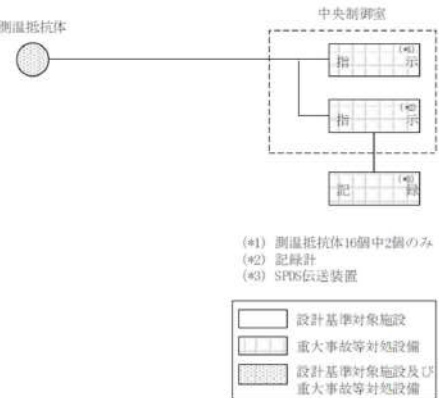
【大阪】
 記載表現の相違 (女川実績の反映)

【大阪】
 記載方針の相違 (女川実績の反映)

【大阪】
 設備構成の相違

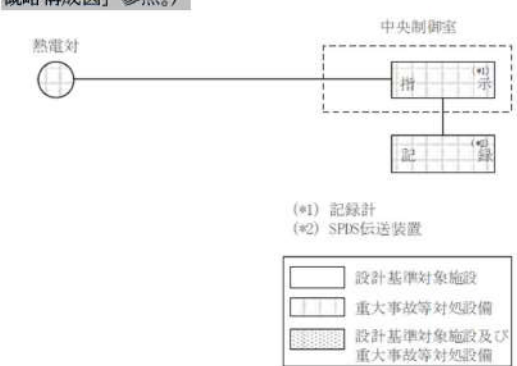
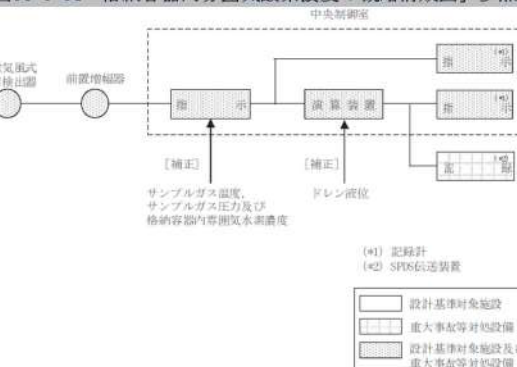
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>(2) 圧力抑制室内空気温度</p> <p>圧力抑制室内空気温度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、熱電対にて温度を起電力として検出する。検出した起電力は、圧力抑制室内空気温度として中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>(図58-6-31「圧力抑制室内空気温度の概略構成図」参照。)</p>  <p>図58-6-31 圧力抑制室内空気温度の概略構成図</p> <p>(3) サプレッションプール水温度</p> <p>サプレッションプール水温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、測温抵抗体にて温度を抵抗値として検出する。検出した抵抗値は、サプレッションプール水温度として中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>(図58-6-32「サプレッションプール水温度の概略構成図」参照。)</p>  <p>図58-6-32 サプレッションプール水温度の概略構成図</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

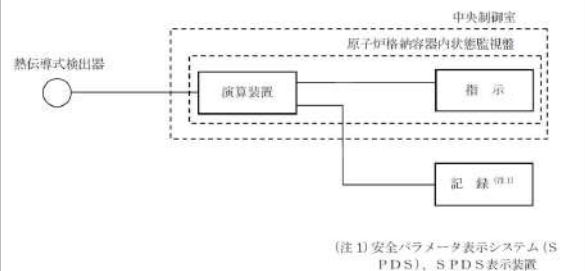
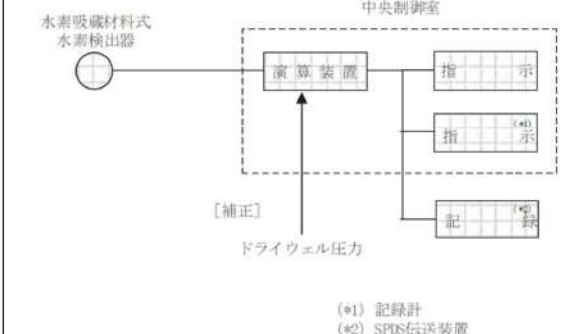
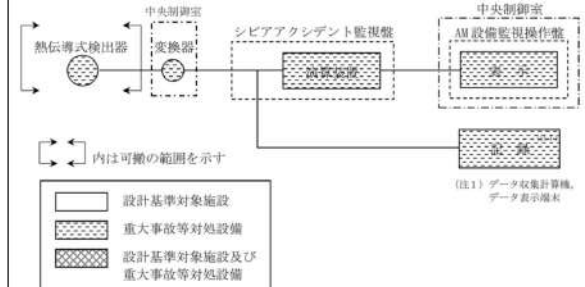
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

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>(4) 原子炉格納容器下部温度</p> <p>原子炉格納容器下部温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、熱電対にて温度を起電力として検出する。検出した起電力は、原子炉格納容器下部温度として中央制御室に指示し、記録する。(図58-6-33「原子炉格納容器下部温度の概略構成図」参照。)</p>  <p>図58-6-33 原子炉格納容器下部温度の概略構成図</p> <p>3.4.3 原子炉格納容器本体内の酸素ガス濃度</p> <p>(1) 格納容器内雰囲気酸素濃度</p> <p>格納容器内雰囲気酸素濃度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、熱磁気風式酸素検出器にて酸素濃度を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて酸素濃度信号に変換した後、格納容器内雰囲気酸素濃度として中央制御室に指示し、記録する。(図58-6-34「格納容器内雰囲気酸素濃度の概略構成図」参照。)</p>  <p>図58-6-34 格納容器内雰囲気酸素濃度の概略構成図</p>		

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

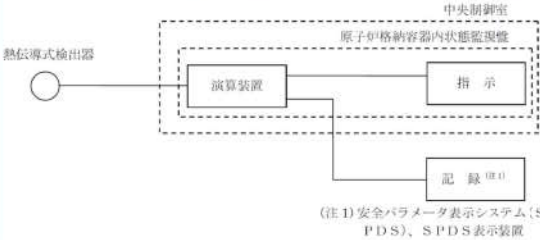
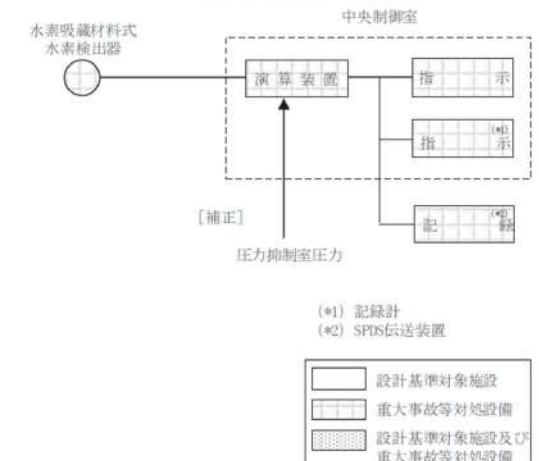
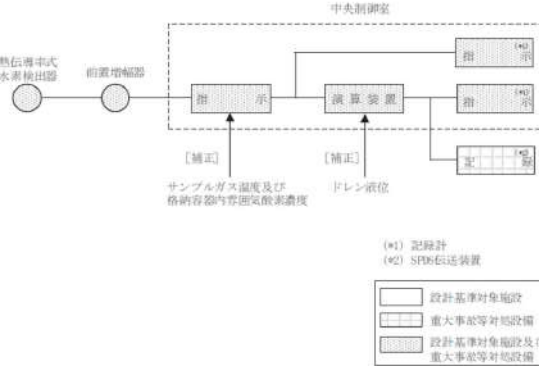
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第58条 計装設備（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(4) 可搬型格納容器水素ガス濃度</p> <p>可搬型格納容器水素ガス濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、可搬型格納容器水素ガス濃度の検出信号は、熱伝導式検出器からの電流信号を原子炉格納容器内状態監視盤にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、水素濃度を中央制御室に指示し、記録及び保存する。</p> <p>記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。</p> <p>(第14図「可搬型格納容器水素ガス濃度の概略構成図」参照。)</p>  <p>(注1) 安全パラメータ表示システム(S P D S)、S P D S表示装置</p> <p>第14図 可搬型格納容器水素ガス濃度の概略構成図</p>	<p>3.4.4 原子炉格納容器本体内の水素ガス濃度</p> <p>(1) 格納容器内水素濃度(D/W)</p> <p>格納容器内水素濃度(D/W)は、重大事故等対処設備の機能を有しており、水素吸蔵材料式水素検出器にて水素濃度を抵抗値として検出する。検出した抵抗値は、演算装置にて水素濃度信号に変換した後、格納容器内水素濃度(D/W)として中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>(図58-6-35「格納容器内水素濃度(D/W)の概略構成図」参照。)</p>  <p>(注1) 記録計 (注2) SPDS伝送装置</p> <p>図58-6-35 格納容器内水素濃度(D/W)の概略構成図</p> <p>(2) 格納容器内水素濃度(S/C)</p> <p>格納容器内水素濃度(S/C)は、重大事故等対処設備の機能を有しており、水素吸蔵材料式水素検出器にて水素濃度を抵抗値として検出する。検出した抵抗値は、演算装置にて水素濃度信号に変換した後、格納容器内水素濃度(S/C)として中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>(図58-6-36「格納容器内水素濃度(S/C)の概略構成図」参照。)</p>	<p>3.5.3 原子炉格納容器本体内の水素ガス濃度</p> <p>(1) 格納容器内水素濃度</p> <p>格納容器内水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器内水素濃度の検出信号は、熱伝導式検出器にて水素濃度を電圧信号として検出する。検出した電圧信号は、変換器にて電流信号に変換し、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、格納容器内水素濃度として中央制御室に表示し、記録する。</p> <p>(第15図「格納容器内水素濃度の概略構成図」参照。)</p>  <p>第15図 格納容器内水素濃度の概略構成図</p>	<p>【大飯】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯】 設備構成の相違 泊は検出した電圧信号を変換器にて電流信号に変換し、その電流信号をシビアアクシデント監視盤にて水素濃度信号に変換する。</p> <p>【大飯】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】 設備構成の相違</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 style="text-align: right;">比較のため補58-5-47へ再掲</p> <p>(5) アニュラス水素濃度</p> <p>アニュラス水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、アニュラス水素濃度の検出信号は、熱伝導式検出器からの電流信号を原子炉格納容器内状態監視盤にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、水素濃度を中央制御室に指示し、記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。 (第15図「アニュラス水素濃度の概略構成図」参照。)</p>  <p>第15図 アニュラス水素濃度の概略構成図</p>	<p>水素吸蔵材料式水素検出器</p>  <p>図58-6-36 格納容器内水素濃度(S/C)の概略構成図</p> <p>(3) 格納容器内雰囲気水素濃度</p> <p>格納容器内雰囲気水素濃度は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、熱伝導率式水素検出器にて水素濃度を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて水素濃度信号に変換した後、格納容器内雰囲気水素濃度として中央制御室に指示し、記録する。(図58-6-37「格納容器内雰囲気水素濃度の概略構成図」参照。)</p>  <p>図58-6-37 格納容器内雰囲気水素濃度の概略構成図</p>		

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

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

第58条 計装設備（補足説明資料）

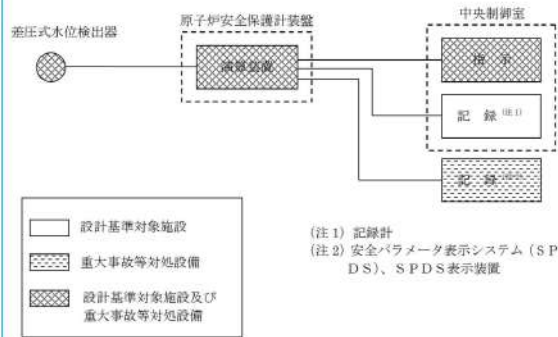
大飯発電所3/4号炉

比較のため58-5-54より再掲

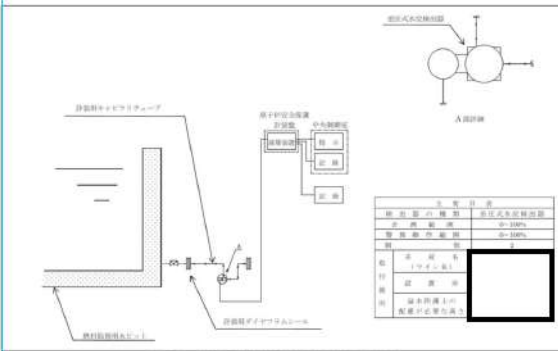
(3) 燃料取替用水ピット水位

燃料取替用水ピット水位は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、燃料取替用水ピット水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を原子炉安全保護計装盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、燃料取替用水ピット水位を中央制御室に指示し、記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(第28図「燃料取替用水ピット水位の概略構成図」、第29図「検出器の構造図（燃料取替用水ピット水位）」及び第43図「検出器の取付箇所を明示した図面」参照。)



第28図 燃料取替用水ピット水位の概略構成図



第29図 検出器の構造図（燃料取替用水ピット水位）

女川原子力発電所2号炉

3.5 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する装置

(1) 復水貯蔵タンク水位

復水貯蔵タンク水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、復水貯蔵タンク水位として中央制御室に指示し、記録する。

(図58-6-38「復水貯蔵タンク水位の概略構成図」参照。)

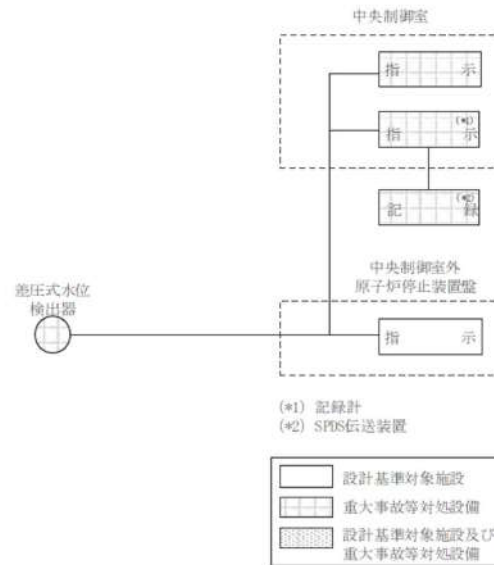


図58-6-38 復水貯蔵タンク水位の概略構成図

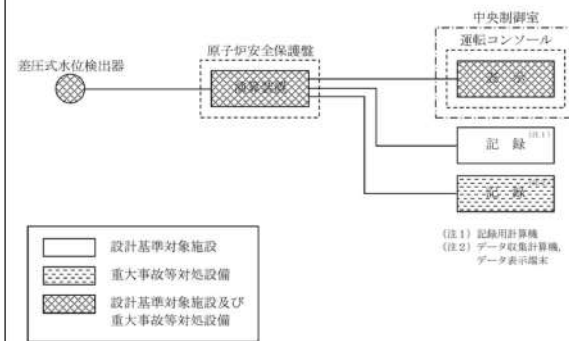
泊発電所3号炉

3.6 非常用炉心冷却設備その他原子炉注水設備に係る容器内又は貯蔵槽内の水位を計測する装置

(1) 燃料取替用水ピット水位

燃料取替用水ピット水位は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、原子炉安全保護盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、燃料取替用水ピット水位として中央制御室に表示し、記録する。

(第16図「燃料取替用水ピット水位の概略構成図」参照。)



第16図 燃料取替用水ピット水位の概略構成図

相違理由

【大飯】
 記載表現の相違（女川実績の反映）

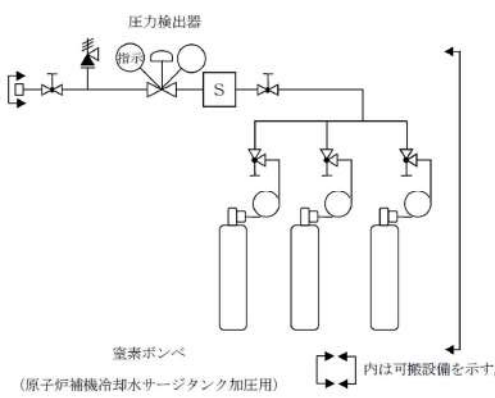
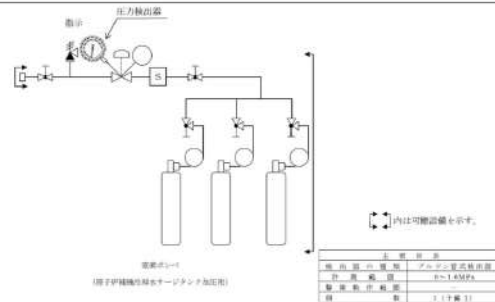
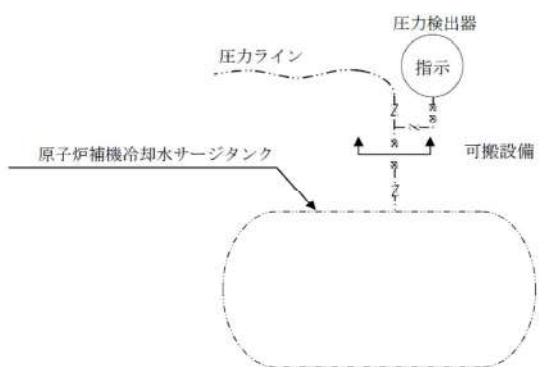
【大飯】
 記載方針の相違（女川実績の反映）

【大飯】
 記載方針の相違（女川実績の反映）

【大飯】
 設備構成の相違

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

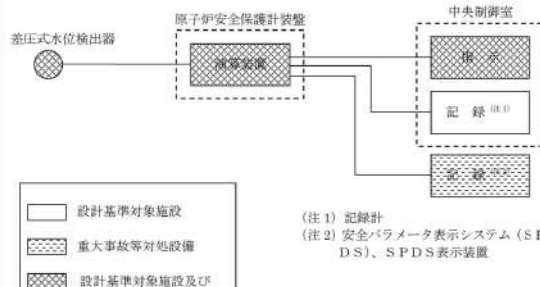
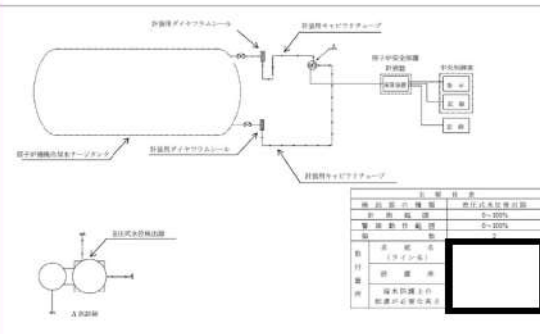
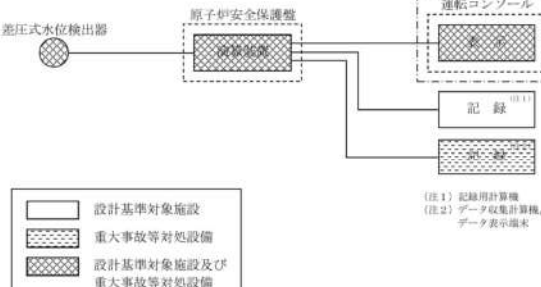
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由										
<p style="text-align: center;">比較のため補58-5-58より再掲</p> <p>(7) 原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力 原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉補機冷却水サージタンクの圧力を原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力により指示する。測定結果は従事者が記録用紙にて記録し、保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。</p> <p>(第36図「原子炉補機冷却水サージタンク圧力の概略構成図」、第37図「検出器の構造図(原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力)」及び第45図「検出器の取付箇所を明示した図面」参照。)</p>  <p style="text-align: center;">第36図 原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力の概略構成図</p>  <p style="text-align: center;">第37図 検出器の構造図(原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力)</p> <table border="1" data-bbox="448 1340 627 1404"> <thead> <tr> <th colspan="2">主要仕様</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>検出器の種類</td> <td>デジタル型圧力検出器</td> </tr> <tr> <td>計測範囲</td> <td>0~1.45MPa</td> </tr> <tr> <td>電源数・消費電力</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>備考</td> <td>1.12番31</td> </tr> </tbody> </table>	主要仕様		検出器の種類	デジタル型圧力検出器	計測範囲	0~1.45MPa	電源数・消費電力	—	備考	1.12番31	<p>3.7 原子炉補機冷却設備に係る容器内の圧力又は水位を計測する装置</p> <p>3.7.1 原子炉補機冷却設備に係る容器内の圧力</p> <p>(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 (可搬型) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉補機冷却水サージタンクの圧力を原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型) により指示する。測定結果は従事者が記録用紙にて記録する。</p> <p>(第17図「原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型) の概略構成図」参照。)</p>  <p style="text-align: center;">第17図 原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型) の概略構成図</p>	<p>【大飯】 章立ての相違 (大飯は後段の「その他重大事故等対処設備の計測装置」に記載)</p> <p>【大飯】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】 記載方針の相違 (女川実績の反映)</p> <p>【大飯】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】 記載方針の相違 (女川実績の反映)</p> <p>【大飯】 設備構成の相違</p>	
主要仕様													
検出器の種類	デジタル型圧力検出器												
計測範囲	0~1.45MPa												
電源数・消費電力	—												
備考	1.12番31												

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

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

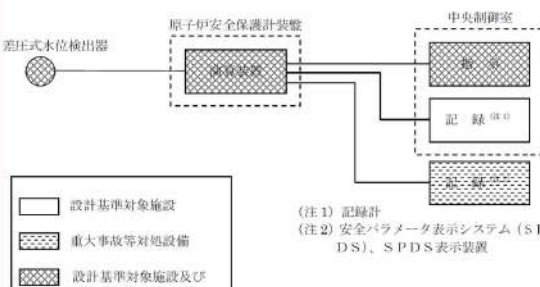
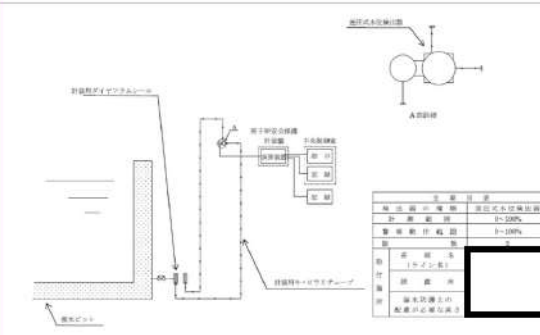
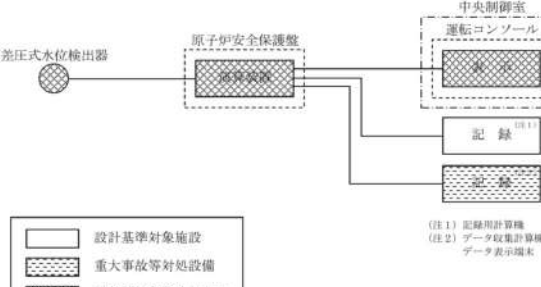
第58条 計装設備（補足説明資料）

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 style="text-align: center;">比較のため補 58-5-55 より再掲</p> <p>(4) 原子炉補機冷却水サージタンク水位</p> <p>原子炉補機冷却水サージタンク水位は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉補機冷却水サージタンク水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を原子炉安全保護計装盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、原子炉補機冷却水サージタンク水位を中央制御室に指示し、記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。</p> <p>(第30図「原子炉補機冷却水サージタンク水位の概略構成図」、第31図「検出器の構造図（原子炉補機冷却水サージタンク水位）」及び第44図「検出器の取付箇所を明示した図面」参照。)</p>  <p>第30図 原子炉補機冷却水サージタンク水位の概略構成図</p>  <p>第31図 検出器の構造図（原子炉補機冷却水サージタンク水位）</p> <table border="1" data-bbox="425 1228 627 1372"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>仕様</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>検出器の構造</td> <td>差圧式水位検出器</td> </tr> <tr> <td>計測範囲</td> <td>0~20%</td> </tr> <tr> <td>警報動作範囲</td> <td>0~20%</td> </tr> <tr> <td>検出器の構造</td> <td>差圧式水位検出器</td> </tr> <tr> <td>計測範囲</td> <td>0~20%</td> </tr> <tr> <td>警報動作範囲</td> <td>0~20%</td> </tr> </tbody> </table>	項目	仕様	検出器の構造	差圧式水位検出器	計測範囲	0~20%	警報動作範囲	0~20%	検出器の構造	差圧式水位検出器	計測範囲	0~20%	警報動作範囲	0~20%	<p>3.7.2 原子炉補機冷却設備に係る容器内の水位</p> <p>(1) 原子炉補機冷却水サージタンク水位</p> <p>原子炉補機冷却水サージタンク水位は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、原子炉安全保護盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、原子炉補機冷却水サージタンク水位として中央制御室に表示し、記録する。</p> <p>(第18図「原子炉補機冷却水サージタンク水位の概略構成図」参照。)</p>  <p>第18図 原子炉補機冷却水サージタンク水位の概略構成図</p>	<p>【大飯】 章立ての相違（大飯は後段の「その他重大事故等対処設備の計測装置」に記載）</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】 記載方針の相違（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】 設備構成の相違</p>
項目	仕様															
検出器の構造	差圧式水位検出器															
計測範囲	0~20%															
警報動作範囲	0~20%															
検出器の構造	差圧式水位検出器															
計測範囲	0~20%															
警報動作範囲	0~20%															

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

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

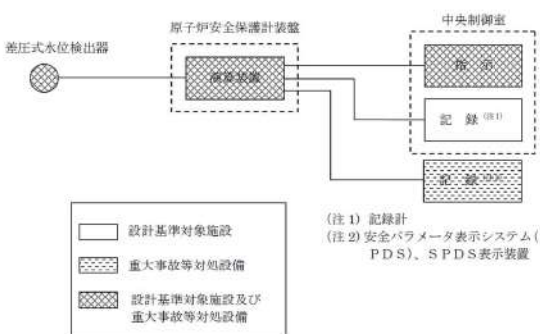
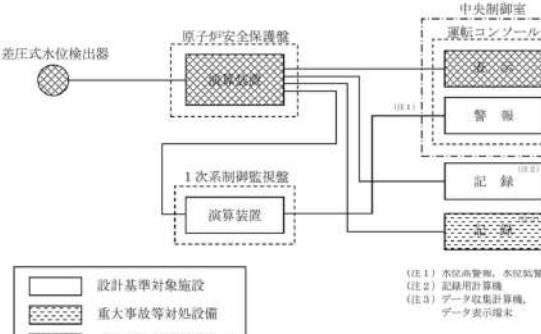
第58条 計装設備（補足説明資料）

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 style="text-align: right;">比較のため補 58-5-57 より再掲</p> <p>(6) 復水ピット水位</p> <p>復水ピット水位は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、復水ピット水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を原子炉安全保護計装盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、復水ピット水位を中央制御室に指示し、記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。</p> <p>(第34図「復水ピット水位の概略構成図」、第35図「検出器の構造図（復水ピット水位）」及び第42図「検出器の取付箇所を明示した図面」参照。)</p>  <p>第34図 復水ピット水位の概略構成図</p>  <p>第35図 検出器の構造図（復水ピット水位）</p>	<p>3.8 蒸気タービンの附属施設に係る貯水設備内の水位を計測する装置</p> <p>(1) 補助給水ピット水位</p> <p>補助給水ピット水位は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、原子炉安全保護盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、補助給水ピット水位として中央制御室に表示し、記録する。</p> <p>(第19図「補助給水ピット水位の概略構成図」参照。)</p>  <p>第19図 補助給水ピット水位の概略構成図</p>	<p>【大飯】 章立ての相違（大飯は後段の「その他重大事故等対処設備の計測装置」に記載）</p> <p>【大飯】 設備名称の相違</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】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯】 設備構成の相違</p>	

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

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

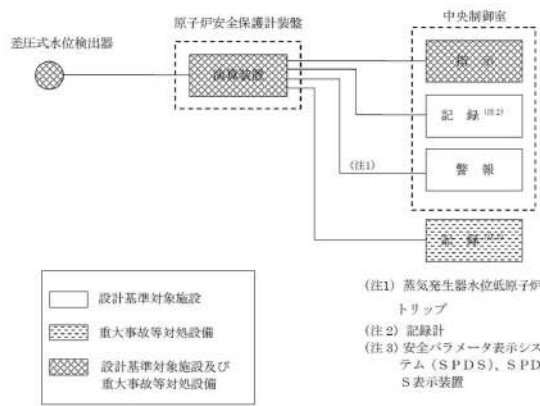
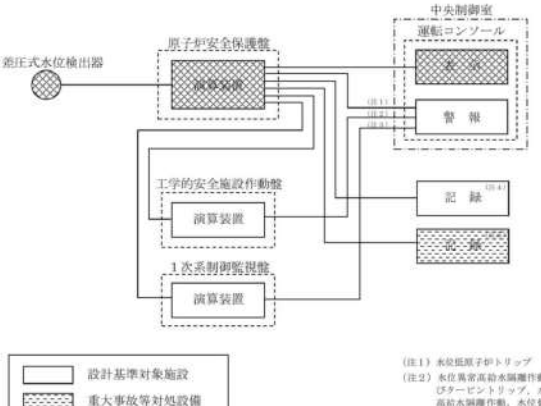
第58条 計装設備（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.1.5 蒸気発生器内の水位を計測する装置</p> <p>(1) 蒸気発生器水位（広域）</p> <p>蒸気発生器水位（広域）は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、蒸気発生器水位（広域）の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を原子炉安全保護計装盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、蒸気発生器水位（広域）を中央制御室に指示し、記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。</p> <p>(第16図「蒸気発生器水位（広域）の概略構成図」参照。)</p>  <p>第16図 蒸気発生器水位（広域）の概略構成図</p> <p>(2) 蒸気発生器水位（狭域）</p> <p>蒸気発生器水位（狭域）は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、蒸気発生器水位（狭域）の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を原子炉安全保護計装盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、蒸気発生器水位（狭域）を中央制御室に指示し、記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。</p> <p>(第17図「蒸気発生器水位（狭域）の概略構成図」参照。)</p>	<p>3.9 蒸気発生器内の水位を計測する装置</p> <p>(1) 蒸気発生器水位（広域）</p> <p>蒸気発生器水位（広域）は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、原子炉安全保護盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、蒸気発生器水位（広域）として中央制御室に表示し、記録する。</p> <p>(第20図「蒸気発生器水位（広域）の概略構成図」参照。)</p>  <p>第20図 蒸気発生器水位（広域）の概略構成図</p> <p>(2) 蒸気発生器水位（狭域）</p> <p>蒸気発生器水位（狭域）は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、原子炉安全保護盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、蒸気発生器水位（狭域）として中央制御室に表示し、記録する。</p> <p>(第21図「蒸気発生器水位（狭域）の概略構成図」参照。)</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯】 設備構成の相違</p>	

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

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

第58条 計装設備（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第17図 蒸気発生器水位（狭域）の概略構成図</p>		 <p>第21図 蒸気発生器水位（狭域）の概略構成図</p>	<p>【大飯】 設備構成の相違</p>
<p>3.1.6 主蒸気の圧力を計測する装置</p> <p>(1) 主蒸気圧力</p> <p>主蒸気圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、主蒸気圧力の検出信号は、弾性圧力検出器からの電流信号を原子炉安全保護計装盤内の演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、主蒸気圧力を中央制御室に指示し、記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。</p> <p>(第18図「主蒸気圧力の概略構成図」参照。)</p>		<p>3.10 主蒸気の圧力を計測する装置</p> <p>(1) 主蒸気ライン圧力</p> <p>主蒸気ライン圧力は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は、原子炉安全保護盤内の演算装置にて圧力信号へ変換する処理を行った後、主蒸気ライン圧力として中央制御室に表示し、記録する。</p> <p>(第22図「主蒸気ライン圧力の概略構成図」参照。)</p>	<p>【大飯】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯】 設備名称の相違</p>

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

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

第58条 計装設備（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第18図 主蒸気圧力の概略構成図</p>		<p>第22図 主蒸気ライン圧力の概略構成図</p>	<p>【大飯】 設備構成の相違</p>
<p>比較のため補58-5-53より再掲</p>			
<p>(2) 蒸気発生器補助給水流量</p> <p>蒸気発生器補助給水流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、蒸気発生器補助給水流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を原子炉安全保護計装盤内の演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、蒸気発生器補助給水流量を中央制御室に指示し、記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。</p> <p>(第26図「蒸気発生器補助給水流量の概略構成図」、第27図「検出器の構造図（蒸気発生器補助給水流量）」及び第43図並びに第44図「検出器の取付箇所を明示した図面」参照。)</p>		<p>3.11 補助給水流量を計測する装置</p> <p>(1) 補助給水流量</p> <p>補助給水流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、原子炉安全保護盤内の演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、補助給水流量として中央制御室に表示し、記録する。</p> <p>(第23図「補助給水流量の概略構成図」参照。)</p>	<p>【大飯】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯】 設備名称の相違</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）

第58条 計装設備（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉

第26図 蒸気発生器補助給水流量の概略構成図

女川原子力発電所2号炉

第23図 補助給水流量の概略構成図

第27図 検出器の構造図（蒸気発生器補助給水流量）

検出器の種類	測定方法
圧力差検出器	0-10Vdc
温度検出器	0-10Vdc
水位検出器	0-10Vdc
流量検出器	0-10Vdc
その他	

比較のため補58-5-56より再掲

(5) ほう酸タンク水位

ほう酸タンク水位は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、ほう酸タンク水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を原子炉安全保護計装盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、ほう酸タンク水位を中央制御室に指示し、記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

（第32図「ほう酸タンク水位の概略構成図」、第33図「検出器の構造図（ほう酸タンク水位）」及び第42図「検出器の取付箇所を明示した図面」参照。）

3.12 ほう酸注入機能を有する設備に係る容器内の水位を計測する装置

(1) ほう酸タンク水位

ほう酸タンク水位は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、原子炉安全保護盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、ほう酸タンク水位として中央制御室に表示し、記録する。

（第24図「ほう酸タンク水位の概略構成図」参照。）

【大飯】
 章立ての相違（大飯は後段の「その他重大事故等対処設備の計測装置」に記載）

【大飯】
 記載表現の相違（女川実績の反映）

【大飯】
 設備名称の相違

【大飯】
 記載方針の相違（女川実績の反映）

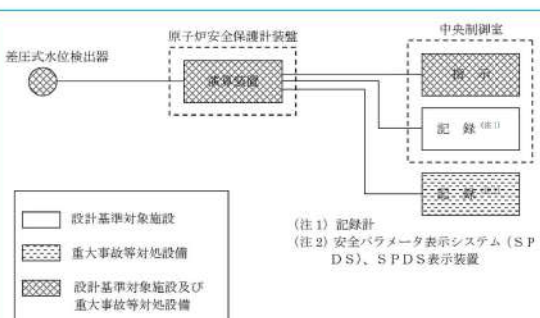
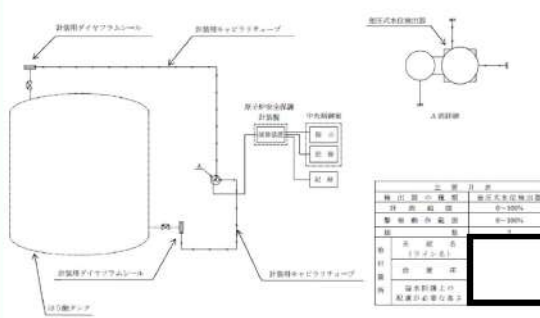
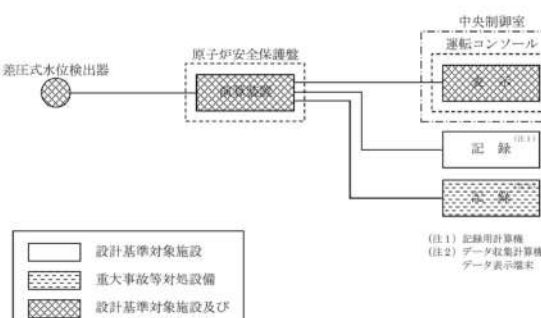
【大飯】
 記載方針の相違（女川実績の反映）

【大飯】
 設備構成の相違

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

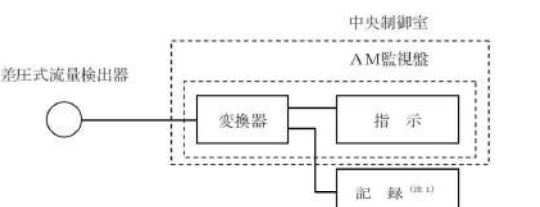
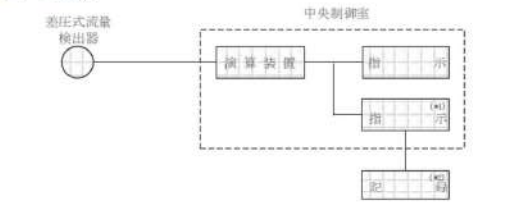
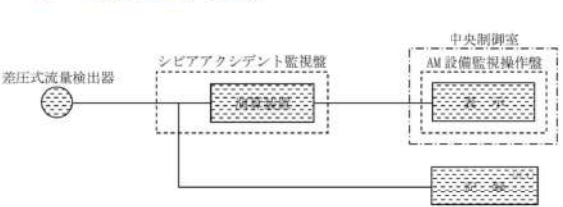
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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>第32図 ほう酸タンク水位の概略構成図</p>  <p>第33図 検出器の構造図（ほう酸タンク水位）</p>	<p>3.6 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置</p> <p>(1) 原子炉格納容器代替スプレイ流量</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、原子炉格納容器代替スプレイ流量として中央制御室に指示し、記録する。</p>	 <p>第24図 ほう酸タンク水位の概略構成図</p>	<p>【大飯】 設備構成の相違</p>
<p>3.1.7 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置</p> <p>(1) 格納容器スプレイ積算流量</p> <p>格納容器スプレイ積算流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器スプレイ流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号をAM監視盤の指示計にて流量信号へ変換する処理を行った後、格納容器スプレイ流量をAM監視盤に指示し、記録及び保存する。</p>		<p>3.13 原子炉格納容器本体への冷却材流量を計測する装置</p> <p>(1) 高压注入流量</p> <p>3.2.3(1) 高压注入流量と同じ。</p> <p>(2) 低压注入流量</p> <p>3.2.3(2) 低压注入流量と同じ。</p> <p>(3) B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）</p> <p>B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、B-格納容器スプレイ冷却器出口流量（AM用）として中央制御室に表示し、記録する。</p>	<p>【大飯】 記載方針の相違 大飯も高压注入流量及び余熱除去流量（泊の低压注入流量）を原子炉格納容器への流量を計測する装置として用いるが、前段の3.1.2(4)及び(5)に記載していることからここでは記載をしていない。</p> <p>【大飯】 設備名称の相違 【大飯】 記載表現の相違（女川実績の反映） 【大飯】 設備構成の相違 泊は検出した電流信号をシビアアクシデント監視盤の演算装置にて流量信号に変換する。</p>

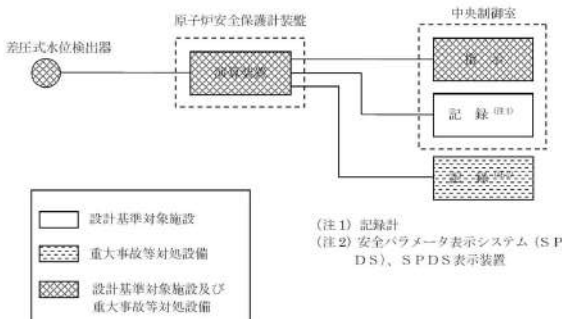
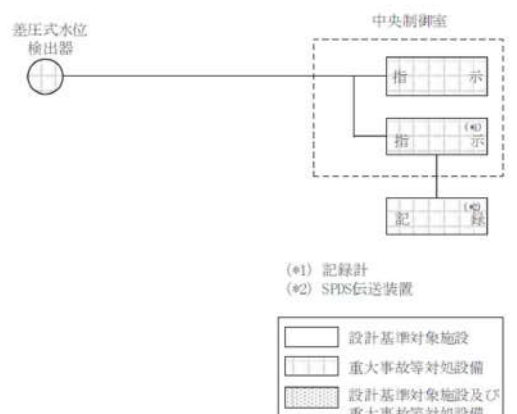
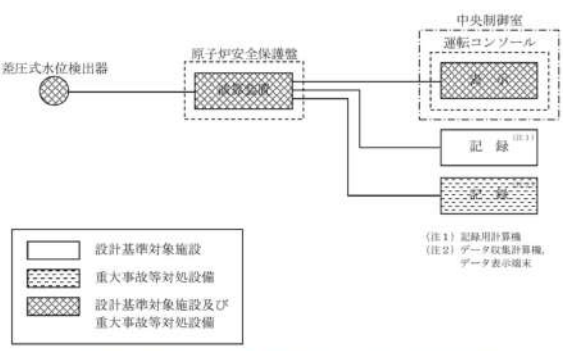
灰色: 女川2号炉の記載のうち, BWR固有の設備や対応手段であり, 泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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>また、格納容器スプレイ積算流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、AM監視盤の指示計に接続し、瞬時流量を指示計内部にて演算し、積算流量をAM監視盤に指示し、記録及び保存する。</p> <p>記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。</p> <p>(第19図「格納容器スプレイ積算流量の概略構成図」参照。)</p>  <p>(注1) 安全パラメータ表示システム (SPDS)、SPDS表示装置</p> <p>第19図 格納容器スプレイ積算流量の概略構成図</p>	<p>(図58-6-39「原子炉格納容器代替スプレイ流量の概略構成図」参照。)</p>  <p>(注1) 記録計 (注2) SPDS伝送装置</p> <p>設計基準対象施設 重大事故等対処設備 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</p> <p>図58-6-39 原子炉格納容器代替スプレイ流量の概略構成図</p> <p>(2) 原子炉格納容器下部注水流量 原子炉格納容器下部注水流量は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、原子炉格納容器下部注水流量として中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>(図58-6-40「原子炉格納容器下部注水流量の概略構成図」参照。)</p>	<p>また、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用) の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を、シビアアクシデント監視盤内の演算装置に接続し、瞬時流量を演算装置にて演算し、積算流量を中央制御室に表示し、記録する。</p> <p>(第25図「B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用) の概略構成図」参照。)</p>  <p>(注1) データ収集計算機、データ表示端末</p> <p>設計基準対象施設 重大事故等対処設備 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</p> <p>第25図 B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用) の概略構成図</p> <p>(4) 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 3.2.3(3) 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量と同じ。</p>	<p>【大飯】 記載方針の相違 (女川実績の反映)</p> <p>【大飯】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】 設備構成の相違泊は検出した電流信号をシビアアクシデント監視盤の演算装置にて流量信号に変換する。</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</p> <p>【大飯】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】 設備構成の相違</p> <p>【大飯】 記載方針の相違 大飯は恒設代替低圧注水積算流量を原子炉格納容器への流量を計測する装置として用いるが、前段の3.1.2(6)に記載していることからここでは記載をしていない。</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

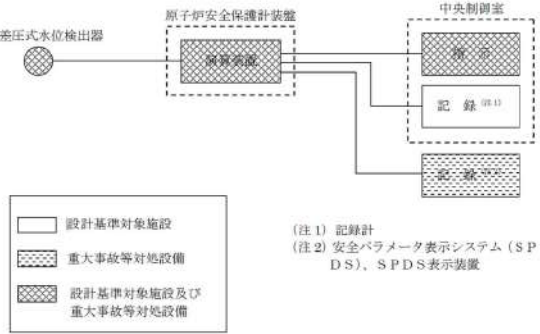
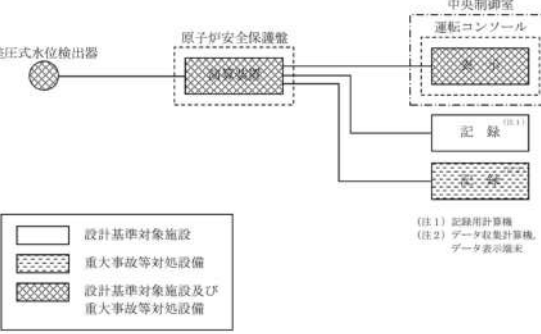
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

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>3.1.8 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置</p> <p>(1) 格納容器再循環サンプ水位 (広域)</p> <p>格納容器再循環サンプ水位 (広域) は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を原子炉安全保護計装盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、格納容器再循環サンプ水位 (広域) を中央制御室に指示し、記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。</p> <p>(第20図「格納容器再循環サンプ水位 (広域) の概略構成図」参照。)</p>  <p>第20図 格納容器再循環サンプ水位 (広域) の概略構成図</p>	<p>3.7 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置</p> <p>(1) 圧力抑制室水位</p> <p>圧力抑制室水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、圧力抑制室水位として中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>(図58-6-41「圧力抑制室水位の概略構成図」参照。)</p>  <p>図58-6-41 圧力抑制室水位の概略構成図</p>	<p>3.14 原子炉格納容器本体の水位を計測する装置</p> <p>(1) 格納容器再循環サンプ水位 (広域)</p> <p>格納容器再循環サンプ水位 (広域) は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、原子炉安全保護盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、格納容器再循環サンプ水位 (広域) として中央制御室に表示し、記録する。</p> <p>(第26図「格納容器再循環サンプ水位 (広域) の概略構成図」参照。)</p>  <p>第26図 格納容器再循環サンプ水位 (広域) の概略構成図</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違 (女川実績の反映)</p> <p>【大飯】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】 記載方針の相違 (女川実績の反映)</p> <p>【大飯】 設備構成の相違</p>

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

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

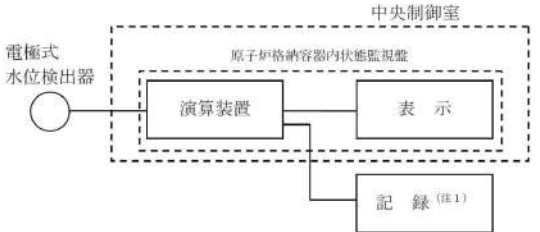
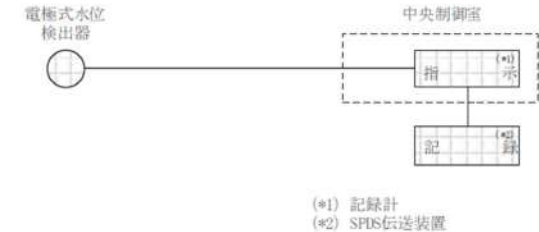
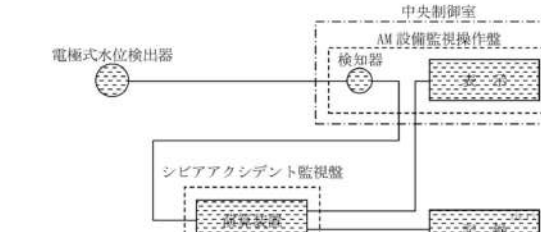
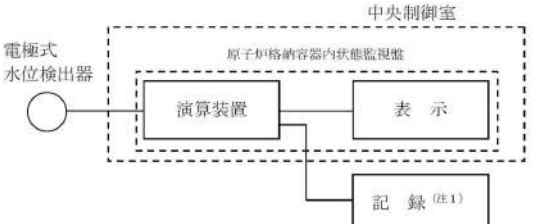
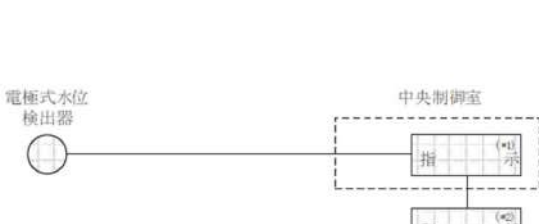
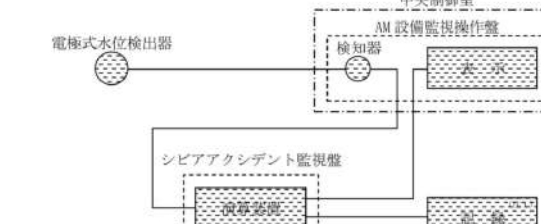
第58条 計装設備（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 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水位（狭域）は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器再循環サンプ水位（狭域）の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を原子炉安全保護計装盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、格納容器再循環サンプ水位（狭域）を中央制御室に指示し、記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。</p> <p>（第21図「格納容器再循環サンプ水位（狭域）の概略構成図」参照。）</p>  <p>第21図 格納容器再循環サンプ水位（狭域）の概略構成図</p> <p>(3) 原子炉下部キャビティ水位</p> <p>原子炉下部キャビティ水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉下部キャビティ水位の検出信号は、電極式水位検出器からの水位状態(ON-OFF)を中央制御室に表示し、記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。</p> <p>（第22図「原子炉下部キャビティ水位の概略構成図」参照。）</p>	<p>(2) 原子炉格納容器下部水位</p> <p>原子炉格納容器下部水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、電極式水位検出器にて水位状態をON-OFF信号として検出する。検出したON-OFF信号は、原子炉格納容器下部水位として、中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>（図58-6-42「原子炉格納容器下部水位の概略構成図」参照。）</p>	<p>(2) 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水位（狭域）は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、原子炉安全保護盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、格納容器再循環サンプ水位（狭域）として中央制御室に表示し、記録する。</p> <p>（第27図「格納容器再循環サンプ水位（狭域）の概略構成図」参照。）</p>  <p>第27図 格納容器再循環サンプ水位（狭域）の概略構成図</p> <p>(3) 原子炉下部キャビティ水位</p> <p>原子炉下部キャビティ水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、電極式水位検出器にて水位状態をON-OFF信号として検出する。検出したON-OFF信号は、原子炉下部キャビティ水位として、中央制御室に表示し、記録する。</p> <p>（第28図「原子炉下部キャビティ水位の概略構成図」参照。）</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯】 設備構成の相違</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>

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

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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>中央制御室</p>  <p>(注1) 安全パラメータ表示システム (SPDS)、SPDS表示装置</p> <p>第22図 原子炉下部キャピティ水位の概略構成図</p>	<p>中央制御室</p>  <p>(※1) 記録計 (※2) SPDS伝送装置</p> <p>図58-6-42 原子炉格納容器下部水位の概略構成図</p>	<p>中央制御室</p>  <p>(注1) データ収集計算機、データ表示端末</p> <p>第28図 原子炉下部キャピティ水位の概略構成図</p>	<p>【大飯】 設備構成の相違</p>
<p>(4) 原子炉格納容器水位</p> <p>原子炉格納容器水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉格納容器水位の検出信号は電極式水位検出器からの水位状態 (ON-OFF) を中央制御室に表示し、記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。</p> <p>(第23図「原子炉格納容器水位の概略構成図」参照。)</p>  <p>(注1) 安全パラメータ表示システム (SPDS)、SPDS表示装置</p> <p>第23図 原子炉格納容器水位の概略構成図</p>	<p>(3) ドライウエル水位</p> <p>ドライウエル水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、電極式水位検出器にて水位状態を ON-OFF 信号として検出する。検出した ON-OFF 信号は、ドライウエル水位として、中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>(図58-6-43「ドライウエル水位の概略構成図」参照。)</p>  <p>(※1) 記録計 (※2) SPDS伝送装置</p> <p>図58-6-43 ドライウエル水位の概略構成図</p>	<p>(4) 格納容器水位</p> <p>格納容器水位は、重大事故等対処設備の機能を有しており、電極式水位検出器にて水位状態を ON-OFF 信号として検出する。検出した ON-OFF 信号は、格納容器水位として、中央制御室に表示し、記録する。</p> <p>(第29図「格納容器水位の概略構成図」参照。)</p>  <p>(注1) データ収集計算機、データ表示端末</p> <p>第29図 格納容器水位の概略構成図</p>	<p>【大飯】 設備名称の相違</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】 設備構成の相違</p>

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

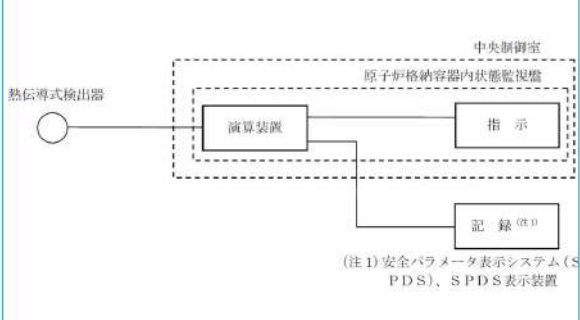
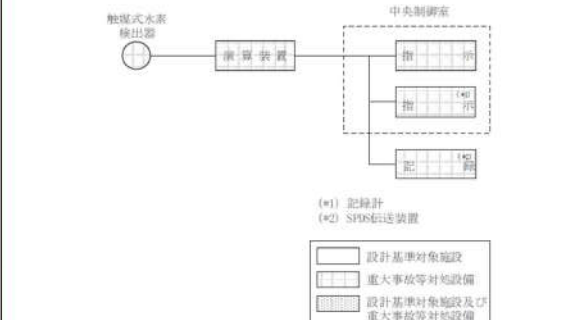
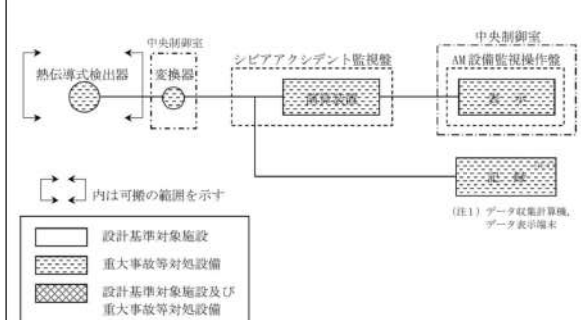
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第58条 計装設備（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																	
<p style="text-align: center;">比較のため補 58-5-59 より再掲</p> <p>(8) 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA)</p> <p>格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器再循環ユニット出入口の冷却水配管に設置した熱電対の起電力を可搬型温度計測装置にて温度に変換して表示し、記録する。記録した温度を用いて出入口配管を流れる冷却水の温度差を求めることにより、格納容器再循環ユニットの動作状態を確認する。記録は、データ収集周期1分で10日間以上電磁的に記録し、保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。</p> <p>(第38図「格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA) の概略構成図」、第39図「検出器の構造図（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA)）」及び第42図「検出器の取付箇所を明示した図面」参照。)</p> <div data-bbox="152 662 560 790" style="text-align: center;"> </div> <p>第38図 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA) の概略構成図</p> <div data-bbox="89 949 638 1268" style="text-align: center;"> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <tr> <th colspan="2">計測項目</th> </tr> <tr> <td>格納容器再循環ユニット入口温度</td> <td>格納容器再循環ユニット出口温度</td> </tr> <tr> <td>計測範囲</td> <td>0～300℃</td> </tr> <tr> <td>計測データ記録</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>備考</td> <td>3 (1号機)</td> </tr> </table> </div> <p>第39図 検出器の構造図（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA)）</p>	計測項目		格納容器再循環ユニット入口温度	格納容器再循環ユニット出口温度	計測範囲	0～300℃	計測データ記録	—	備考	3 (1号機)		<p>3.15 圧力低減設備その他の安全設備に係る熱交換器の入口又は出口の温度を計測する装置</p> <p>(1) 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度</p> <p>格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器再循環ユニット出入口の冷却水配管に設置した测温抵抗体にて温度を抵抗値として検出する。検出した抵抗値は、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度）にて温度に変換して表示し、記録する。記録した温度を用いて出入口配管を流れる冷却水の温度差を求めることにより、格納容器再循環ユニットの動作状態を確認する。</p> <p>(第30図「格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度の概略構成図」参照。)</p> <div data-bbox="1299 646 1758 798" style="text-align: center;"> </div> <div data-bbox="1254 821 1814 965" style="text-align: center;"> <table border="1"> <tr> <td></td> <td>設計基準対象施設</td> <td rowspan="3" style="vertical-align: middle;">内は可搬の範囲を示す</td> </tr> <tr> <td></td> <td>重大事故等対処設備</td> </tr> <tr> <td></td> <td>設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</td> </tr> </table> </div> <p>第30図 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度の概略構成図</p>		設計基準対象施設	内は可搬の範囲を示す		重大事故等対処設備		設計基準対象施設及び重大事故等対処設備	<p>【大飯】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】 設備の相違（検出器の相違）</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】 設備名称の相違</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</p>
計測項目																				
格納容器再循環ユニット入口温度	格納容器再循環ユニット出口温度																			
計測範囲	0～300℃																			
計測データ記録	—																			
備考	3 (1号機)																			
	設計基準対象施設	内は可搬の範囲を示す																		
	重大事故等対処設備																			
	設計基準対象施設及び重大事故等対処設備																			

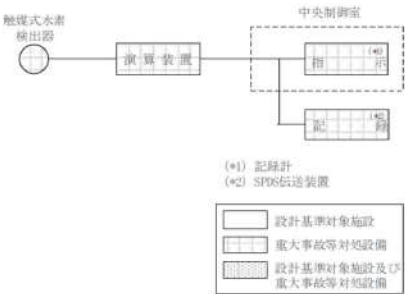
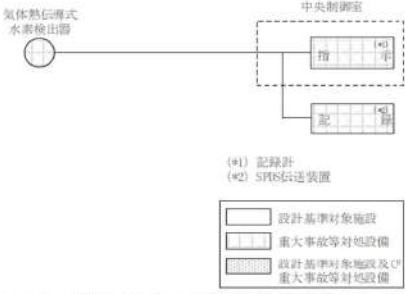
灰色: 女川2号炉の記載のうち, BWR固有の設備や対応手段であり, 泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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>比較のため補 58-5-32 より再掲</p> <p>(5) アンユラス水素濃度</p> <p>アンユラス水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、アンユラス水素濃度の検出信号は、熱伝導式検出器からの電流信号を原子炉格納容器内状態監視盤にて水素濃度信号へ変換する処理を行った後、水素濃度を中央制御室に指示し、記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。</p> <p>(第15図「アンユラス水素濃度の概略構成図」参照。)</p>  <p>第15図 アンユラス水素濃度の概略構成図</p>	<p>3.8 原子炉建屋内の水素ガス濃度を計測する装置</p> <p>(1) 原子炉建屋内水素濃度</p> <p>原子炉建屋内水素濃度（触媒式）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、触媒式水素検出器にて水素濃度を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて水素濃度信号に変換した後、原子炉建屋内水素濃度として中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>(図58-6-44及び図58-6-45「原子炉建屋内水素濃度（触媒式）の概略構成図」参照。)</p> <p>原子炉建屋内水素濃度（気体熱伝導式）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、気体熱伝導式水素検出器にて水素濃度を電流信号として検出する。検出した電流信号は、原子炉建屋内水素濃度として中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>(図58-6-46「原子炉建屋内水素濃度（気体熱伝導式）の概略構成図」参照。)</p>  <p>図58-6-44 原子炉建屋内水素濃度（触媒式）の概略構成図 (原子炉建屋地上3階)</p>	<p>3.16 二次格納施設内の水素ガス濃度を計測する装置</p> <p>(1) アンユラス水素濃度（可搬型）</p> <p>アンユラス水素濃度（可搬型）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、熱伝導式検出器にて水素濃度を電圧信号として検出する。検出した電圧信号は、変換器にて電流信号に変換し、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて水素濃度信号に変換した後、アンユラス水素濃度として中央制御室に表示し、記録する。</p> <p>(第31図「アンユラス水素濃度（可搬型）の概略構成図」参照。)</p>  <p>第31図 アンユラス水素濃度（可搬型）の概略構成図</p>	<p>【大飯】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯】 設備構成の相違 泊は検出した電圧信号を変換器にて電流信号に変換し、その電流信号をシビアアクシデント監視盤にて水素濃度信号に変換する。</p> <p>【大飯】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】 設備構成の相違</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>(格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ) は設置しているが、類似記載なし)</p>	<div style="text-align: center;">  <p>図58-6-45 原子炉建屋内水素濃度 (触媒式) の概略構成図 (原子炉建屋地下2階)</p>  <p>図58-6-46 原子炉建屋内水素濃度 (気体熱伝導式) の概略構成図 (原子炉建屋地上1階及び地下1階)</p> </div> <p>3.9 放射線管理用計測装置</p> <p>(1) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W)</p> <p>格納容器内雰囲気放射線モニタ (D/W) は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、電離箱にて放射線量率を電流信号として検出する。検出した電流信号は、前置増幅器で増幅し、演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後、放射線量率として中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>(図 58-6-47 「格納容器内雰囲気モニタ (D/W) の概略構成図」参照。)</p>	<p>3.17 放射線管理用計測装置</p> <p>(1) 格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ)</p> <p>格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ) は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、電離箱にて放射線量率を電流信号として検出する。検出した電流信号は、前置増幅器で増幅し、原子炉安全保護盤内の演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後、放射線量率として中央制御室に表示し、記録する。</p> <p>(第32図「格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ) の概略構成図」参照。)</p>	<p>【大阪】 記載方針の相違 格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ) を放射線管理用計測装置として使用するが、本資料及び他条文の資料に記載なし。</p>

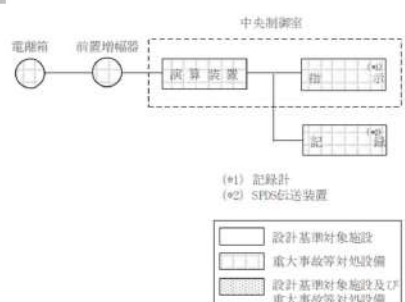
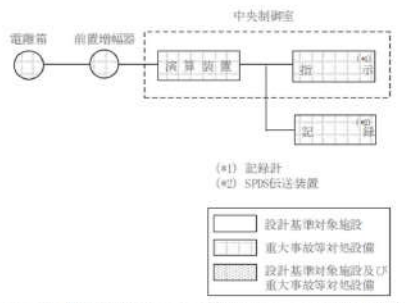
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ) は設置しているが、類似記載なし)</p>	<p>図58-6-47 格納容器内雰囲気モニタ (D/W) の概略構成図</p> <p>(2) 格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C)</p> <p>格納容器内雰囲気放射線モニタ (S/C) は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、電離箱にて放射線量率を電流信号として検出する。検出した電流信号は、前置増幅器で増幅し、演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後、放射線量率として中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>(図 58-6-48 「格納容器内雰囲気モニタ (S/C) の概略構成図」参照。)</p> <p>図58-6-48 格納容器内雰囲気モニタ (S/C) の概略構成図</p>	<p>第32図 格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ) の概略構成図</p> <p>第32図 格納容器内高レンジエアモニタ (低レンジ) の概略構成図</p> <p>(2) 格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ)</p> <p>格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ) は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、電離箱にて放射線量率を電流信号として検出する。検出した電流信号は、前置増幅器で増幅し、原子炉安全保護盤内の演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後、放射線量率として中央制御室に表示し、記録する。</p> <p>(第33図「格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ) の概略構成図」参照。)</p> <p>第33図 格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ) の概略構成図</p>	<p>【大飯】 記載方針の相違 格納容器内高レンジエアモニタ (高レンジ) を放射線管理用計測装置として使用するが、本資料及び他条文の資料に記載なし。</p>

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>(3) フィルタ装置出口放射線モニタ</p> <p>フィルタ装置出口放射線モニタは、重大事故等対処設備の機能を有しており、電離箱にて放射線量率を電流信号として検出する。検出した電流信号は、前置増幅器で増幅し、演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後、放射線量率として中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>(図 58-6-49 「フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図」参照。)</p>  <p>図58-6-49 フィルタ装置出口放射線モニタの概略構成図</p> <p>(4) 耐圧強化ベント系放射線モニタ</p> <p>耐圧強化ベント系放射線モニタは、重大事故等対処設備の機能を有しており、電離箱にて放射線量率を電流信号として検出する。検出した電流信号は、前置増幅器で増幅し、演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後、放射線量率として中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>(図 58-6-50 「耐圧強化ベント系放射線モニタの概略構成図」参照。)</p>  <p>図58-6-50 耐圧強化ベント系放射線モニタの概略構成図</p>		

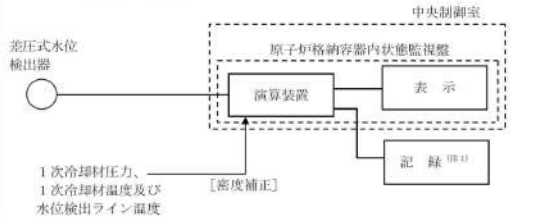
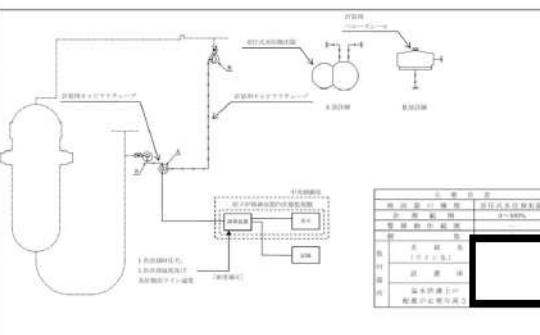
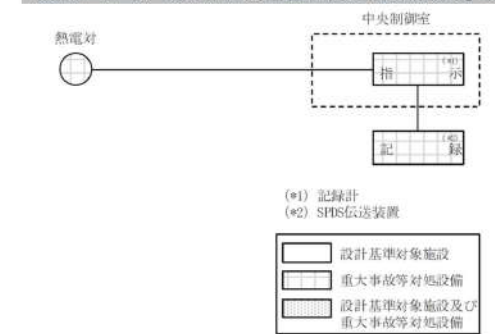
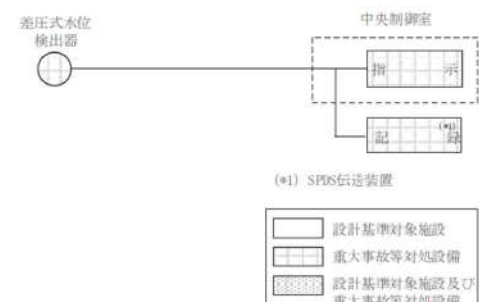
灰色: 女川2号炉の記載のうち, BWR固有の設備や対応手段であり, 泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">16条まとめ資料 別添2より転載</p> <p>(4) 可搬式使用済燃料ピット区域周辺エアロモニタ</p> <p>計測目的は, 重大事故等における使用済燃料貯蔵槽上部の空間線量率について, 変動する可能性のある範囲にわたり監視することである。</p> <p>重大事故等対処設備の可搬式使用済燃料ピット区域周辺エアロモニタは, 使用済燃料貯蔵槽の線量当量率を, 可搬型の半導体式検出器を用いてパルス信号として検出する。</p> <p>検出したパルス信号を可搬型の測定処理装置にて線量当量率信号へ変換した後, 可搬型の表示器にて線量当量率を中央制御室に表示し, 安全パラメータ表示システム (SPDS) 及びSPDS表示装置に電磁的に記録, 保存し, 電源喪失により保存した記録が失われないとともに帳票が出力できる設計とする。</p> <p>(第8図「可搬式使用済燃料ピット区域周辺エアロモニタの概略構成図」参照。)</p>  <p style="text-align: center;">第8図 可搬式使用済燃料ピット区域周辺エアロモニタの概略構成図</p>	<p>(5) 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量)</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) は, 重大事故等対処設備の機能を有しており, 電離箱にて放射線量率を電流信号として検出する。検出した電流信号は, 前置増幅器で増幅し, 演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後, 放射線量率として中央制御室に指示し, 記録する。</p> <p>(図58-6-51「使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) の概略構成図」参照。)</p>  <p style="text-align: center;">図58-6-51 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量, 低線量) の概略構成図</p>	<p>(3) 使用済燃料ピット可搬型エアロモニタ</p> <p>使用済燃料ピット可搬型エアロモニタは, 重大事故等対処設備の機能を有しており, 半導体式検出器及び NaI (TI) シンチレーション検出器にて放射線量率をパルス信号として検出する。検出したパルス信号は, 無線伝送先である変換器にて電流信号に変換し, シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて放射線量率信号に変換する処理を行った後, 放射線量率として中央制御室に表示し, 記録する。</p> <p>(第34図「使用済燃料ピット可搬型エアロモニタの概略構成図」参照。)</p>  <p style="text-align: center;">第34図 使用済燃料ピット可搬型エアロモニタの概略構成図</p>	<p>【大飯】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】 記載方針の相違 (女川実績の反映) 16条及び54条では泊も同様の記載あり。</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</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は低放射線量率を NaI (TI) シンチレーション検出器で, 高放射線量率を半導体式検出器で計測する。 ・大飯と女川は有線で接続するのに対し, 泊は複数の設置箇所を想定していることから無線伝送する。 ・泊は変換した電流信号をシビアアクシデント監視盤盤内入力して放射線量率信号に変換する。 <p>【大飯】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】 設備構成の相違</p>

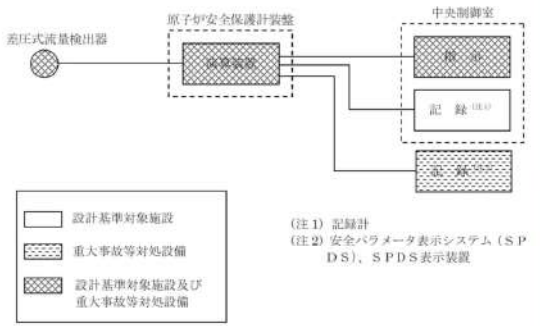
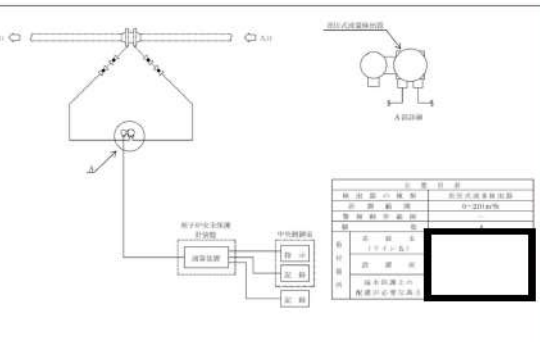
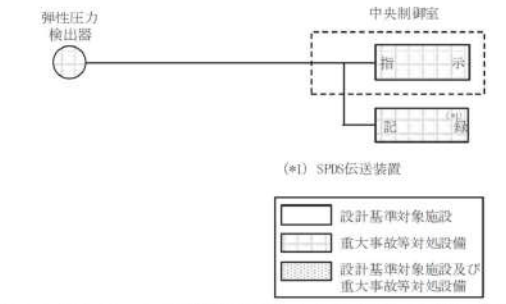
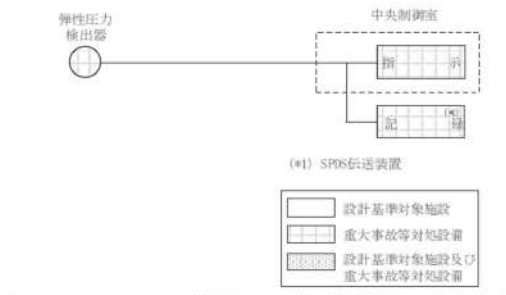
灰色: 女川2号炉の記載のうち, BWR固有の設備や対応手段であり, 泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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)

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.1.9 その他重大事故等対処設備の計測装置</p> <p style="text-align: right; color: cyan;">比較のため補 58-22, 23 に再掲</p> <p>(1) 原子炉水位</p> <p>原子炉水位は, 重大事故等対処設備の機能を有しており, 原子炉水位の検出信号は, 差圧式水位検出器からの電流信号を原子炉格納容器内状態監視盤に入力し, 演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後, 原子炉水位を中央制御室に表示し, 記録及び保存する。記録及び保存については, 「3.2 計測装置の計測結果の表示, 記録及び保存」に示す。</p> <p>(第24 図「原子炉水位の概略構成図」, 第25 図「検出器の構造図 (原子炉水位)」及び第43 図「検出器の取付箇所を明示した図面」参照。)</p>  <p>(注1) 安全パラメータ表示システム (SPDS), SPDS表示装置</p> <p>第24図 原子炉水位の概略構成図</p>  <p>電 24 図 原子炉水位の概略構成図 (電 24 図参照)</p>	<p>3.10 その他重大事故等対処設備の計測装置</p> <p>(1) 原子炉圧力容器温度</p> <p>原子炉圧力容器温度は, 重大事故等対処設備の機能を有しており, 熱電対にて温度を起電力として検出する。検出した起電力は, 原子炉圧力容器温度として中央制御室に指示し, 記録する。</p> <p>(図58-6-52「原子炉圧力容器温度の概略構成図」参照。)</p>  <p>図58-6-52 原子炉圧力容器温度の概略構成図</p> <p>(2) フィルタ装置水位 (広帯域)</p> <p>フィルタ装置水位 (広帯域) は, 重大事故等対処設備の機能を有しており, 差圧式水位検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は, フィルタ装置水位 (広帯域) として中央制御室に指示し, 記録する。</p> <p>(図 58-6-53「フィルタ装置水位 (広帯域) の概略構成図」参照。)</p>  <p>図58-6-53 フィルタ装置水位 (広帯域) の概略構成図</p>	<p>3.18 その他重大事故等対処設備の計測装置</p>	

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>比較のため補 58-5-39, 40 へ再掲</p> <p>(2) 蒸気発生器補助給水流量</p> <p>蒸気発生器補助給水流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、蒸気発生器補助給水流量の検出信号は、差圧式流量検出器からの電流信号を原子炉安全保護計装盤内の演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、蒸気発生器補助給水流量を中央制御室に指示し、記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。</p> <p>(第26図「蒸気発生器補助給水流量の概略構成図」、第27図「検出器の構造図 (蒸気発生器補助給水流量)」及び第43図並びに第44図「検出器の取付箇所を明示した図面」参照。)</p>  <p>第26図 蒸気発生器補助給水流量の概略構成図</p>  <p>第27図 検出器の構造図 (蒸気発生器補助給水流量)</p>	<p>(3) フィルタ装置入口圧力 (広帯域)</p> <p>フィルタ装置入口圧力 (広帯域) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は、フィルタ装置入口圧力 (広帯域) として中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>(図 58-6-54「フィルタ装置入口圧力 (広帯域) の概略構成図」参照。)</p>  <p>図58-6-54 フィルタ装置入口圧力 (広帯域) の概略構成図</p> <p>(4) フィルタ装置出口圧力 (広帯域)</p> <p>フィルタ装置出口圧力 (広帯域) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、弾性圧力検出器にて圧力を電流信号として検出する。検出した電流信号は、フィルタ装置出口圧力 (広帯域) として中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>(図 58-6-55「フィルタ装置出口圧力 (広帯域) の概略構成図」参照。)</p>  <p>図58-6-55 フィルタ装置出口圧力 (広帯域) の概略構成図</p>		

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

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

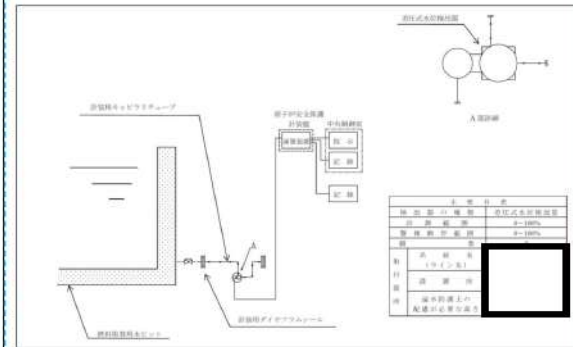
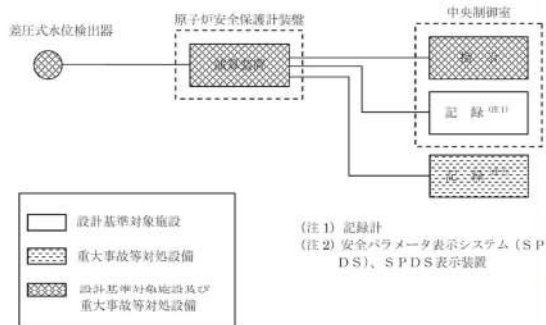
大飯発電所3/4号炉

比較のため58-5-33へ再掲

(3) 燃料取替用水ピット水位

燃料取替用水ピット水位は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、燃料取替用水ピット水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を原子炉安全保護計装盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、燃料取替用水ピット水位を中央制御室に指示し、記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(第28図「燃料取替用水ピット水位の概略構成図」、第29図「検出器の構造図(燃料取替用水ピット水位)」及び第43図「検出器の取付箇所を明示した図面」参照。)

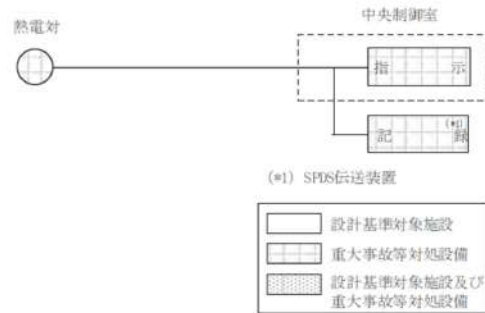


女川原子力発電所2号炉

(5) フィルタ装置水温度

フィルタ装置水温度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、熱電対にて温度を起電力として検出する。検出した起電力は、フィルタ装置水温度として中央制御室に指示し、記録する。

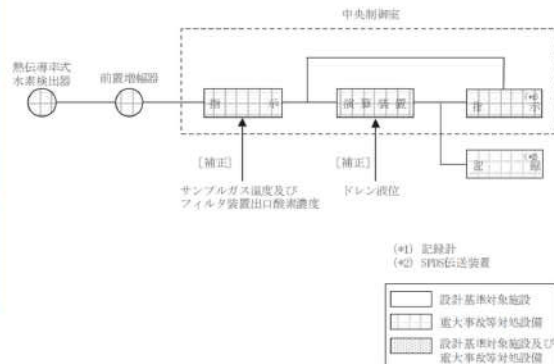
(図58-6-56「フィルタ装置水温度の概略構成図」参照。)



(6) フィルタ装置出口水素濃度

フィルタ装置出口水素濃度は、重大事故等対処設備の機能を有しており、熱伝導率式水素検出器にて水素濃度を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて水素濃度信号に変換した後、フィルタ装置出口水素濃度として中央制御室に指示し、記録する。

(図58-6-57「フィルタ装置出口水素濃度の概略構成図」参照。)



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

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

第58条 計装設備（補足説明資料）

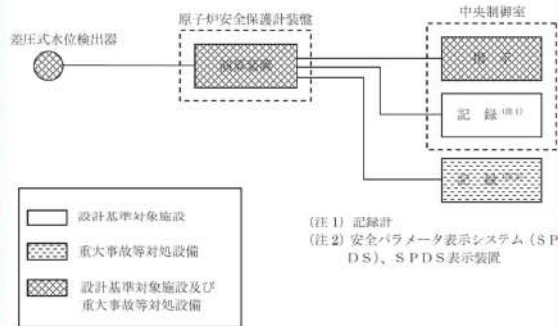
大飯発電所3/4号炉

比較のため補58-5-35へ再掲

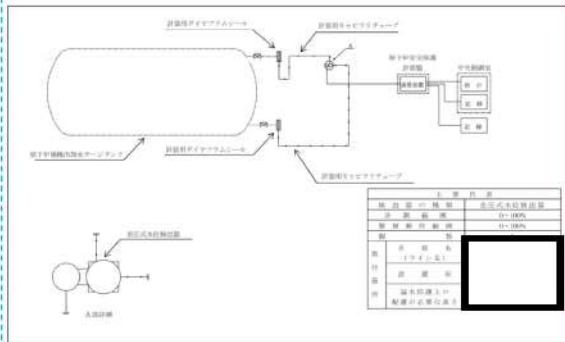
(4) 原子炉補機冷却水サージタンク水位

原子炉補機冷却水サージタンク水位は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉補機冷却水サージタンク水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を原子炉安全保護計装盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、原子炉補機冷却水サージタンク水位を中央制御室に指示し、記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。

(第30図「原子炉補機冷却水サージタンク水位の概略構成図」、第31図「検出器の構造図（原子炉補機冷却水サージタンク水位）」及び第44図「検出器の取付箇所を明示した図面」参照。)



第30図 原子炉補機冷却水サージタンク水位の概略構成図



第31図 検出器の構造図（原子炉補機冷却水サージタンク水位）

女川原子力発電所2号炉

(7) 原子炉補機冷却水系統流量

原子炉補機冷却水系統流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、原子炉補機冷却水系統流量として中央制御室に指示し、記録する。

(図58-6-58「原子炉補機冷却水系統流量の概略構成図」参照。)

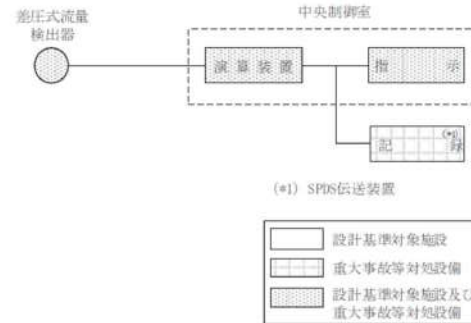


図58-6-58 原子炉補機冷却水系統流量の概略構成図

(8) 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冷却水入口流量は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、差圧式流量検出器にて差圧を電流信号として検出する。検出した電流信号は、演算装置にて流量信号へ変換する処理を行った後、残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量として中央制御室に指示し、記録する。

(図58-6-59「残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量の概略構成図」参照。)

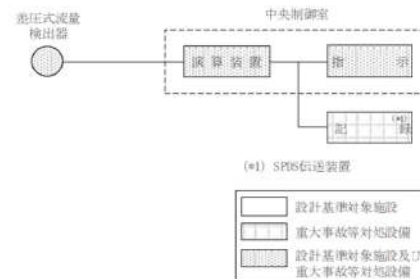


図58-6-59 残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量の概略構成図

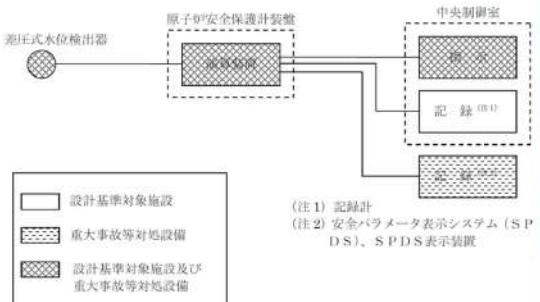
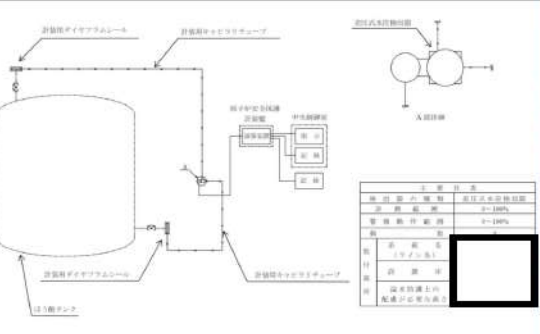
泊発電所3号炉

相違理由

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

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

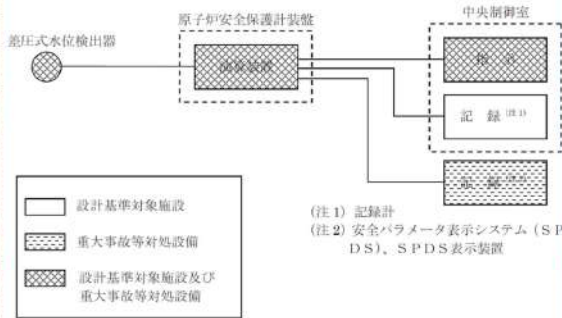
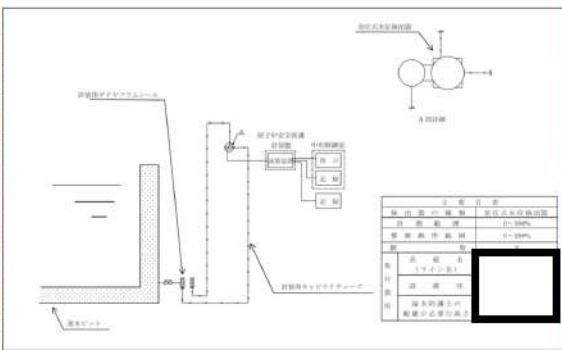
第58条 計装設備（補足説明資料）

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 style="text-align: right;">比較のため補 58-5-40, 41 へ再掲</p> <p>(5) ほう酸タンク水位</p> <p>ほう酸タンク水位は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、ほう酸タンク水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を原子炉安全保護計装盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、ほう酸タンク水位を中央制御室に指示し、記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。</p> <p>(第32図「ほう酸タンク水位の概略構成図」、第33図「検出器の構造図（ほう酸タンク水位）」及び第42図「検出器の取付箇所を明示した図面」参照。)</p>  <p>第32図 ほう酸タンク水位の概略構成図</p>  <p>第33図 検出器の構造図（ほう酸タンク水位）</p>			

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

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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 style="text-align: right;">比較のため補58-5-36へ再掲</p> <p>(6) 復水ピット水位</p> <p>復水ピット水位は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、復水ピット水位の検出信号は、差圧式水位検出器からの電流信号を原子炉安全保護計装盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後、復水ピット水位を中央制御室に指示し、記録及び保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。</p> <p>(第34図「復水ピット水位の概略構成図」、第35図「検出器の構造図（復水ピット水位）」及び第42図「検出器の取付箇所を明示した図面」参照。)</p>  <p>第34図 復水ピット水位の概略構成図</p>  <p>第35図 検出器の構造図（復水ピット水位）</p>			

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

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

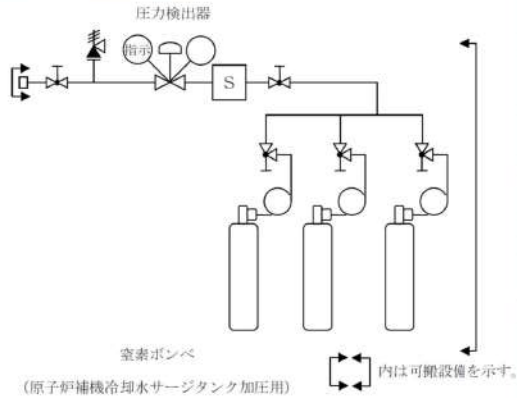
女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

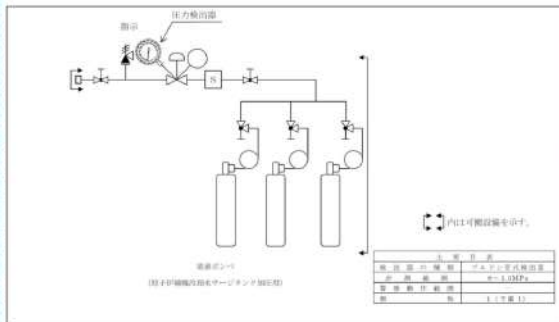
相違理由

比較のため補58-5-34へ再掲

(7) 原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力
 原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力は、重大事故等対処設備の機能を有しており、原子炉補機冷却水サージタンクの圧力を原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力により指示する。測定結果は従事者が記録用紙にて記録し、保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。
 (第36図「原子炉補機冷却水サージタンク圧力の概略構成図」、第37図「検出器の構造図（原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力）」及び第45図「検出器の取付箇所を明示した図面」参照。)



第36図 原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力の概略構成図



第37図 検出器の構造図（原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力）

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

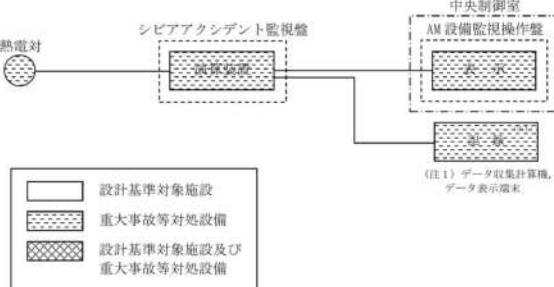
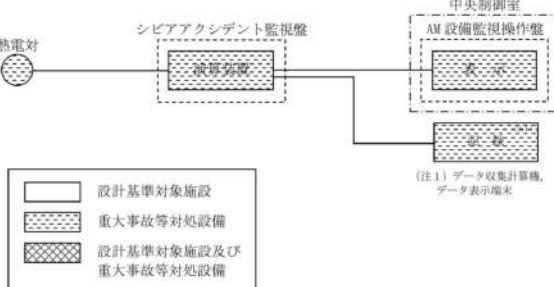
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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 style="text-align: right;">比較のため補58-5-46へ再掲</p> <p>(8) 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA)</p> <p>格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、格納容器再循環ユニット出入口の冷却水配管に設置した熱電対の起電力を可搬型温度計測装置にて温度に変換して表示し、記録する。記録した温度を用いて出入口配管を流れる冷却水の温度差を求めることにより、格納容器再循環ユニットの動作状態を確認する。記録は、データ収集周期1分で10日間以上電磁的に記録し、保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。</p> <p>(第38図「格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA) の概略構成図」、第39図「検出器の構造図 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA))」及び第42図「検出器の取付箇所を明示した図面」参照。)</p> <div data-bbox="152 614 564 742" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> </div> <p>第38図 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA) の概略構成図</p> <div data-bbox="85 842 638 1165" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> </div> <p>第39図 検出器の構造図 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 (SA))</p>			

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>(9) 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置</p> <p>静的触媒式水素再結合装置動作監視装置は, 重大事故等対処設備の機能を有しており, 熱電対にて温度を起電力として検出する。検出した起電力は, 静的触媒式水素再結合装置動作監視として中央制御室に指示し, 記録する。</p> <p>(図 58-6-60 「静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の概略構成図」参照。)</p>  <p>図58-6-60 静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の概略構成図</p>	<p>(1) 原子炉格納容器内水素処理装置温度</p> <p>原子炉格納容器内水素処理装置温度は, 重大事故等対処設備の機能を有しており, 熱電対にて温度を起電力として検出する。検出した起電力は, シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて温度に変換する処理を行った後, 原子炉格納容器内水素処理装置温度として中央制御室に表示し, 記録する。</p> <p>(第 35 図 「原子炉格納容器内水素処理装置温度の概略構成図」参照。)</p>  <p>第35図 原子炉格納容器内水素処理装置温度の概略構成図</p> <p>(2) 格納容器水素イグナイト温度</p> <p>格納容器水素イグナイト温度は, 重大事故等対処設備の機能を有しており, 熱電対にて温度を起電力として検出する。検出した起電力は, シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて温度に変換する処理を行った後, 格納容器水素イグナイト温度として中央制御室に表示し, 記録する。</p> <p>(第 36 図 「格納容器水素イグナイト温度の概略構成図」参照。)</p>  <p>第36図 格納容器水素イグナイト温度の概略構成図</p>	<p>【大飯】 記載方針の相違 (女川実績の反映) 泊は, 原子炉格納容器内水素処理装置温度を重要代替パラメータと位置付けている。</p> <p>【大飯】 記載方針の相違 (女川実績の反映) 泊は, 格納容器水素イグナイト温度を重要代替パラメータと位置付けている。</p> <p>【女川】 設備構成の相違 女川 (BWR) は, 格納容器内を窒素で不活性化し, 水素爆発による格納容器破損防止としては静的触媒式水素再結合装置及び同監視装置を用いることとしており, 泊の格納容器水素イグナイトに該当する設備がない。</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

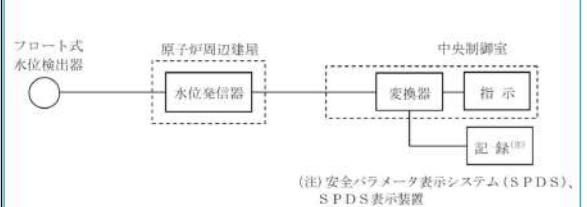
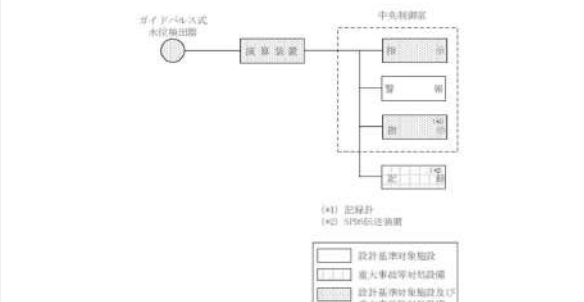
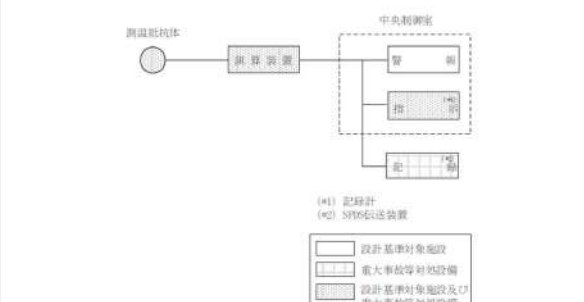
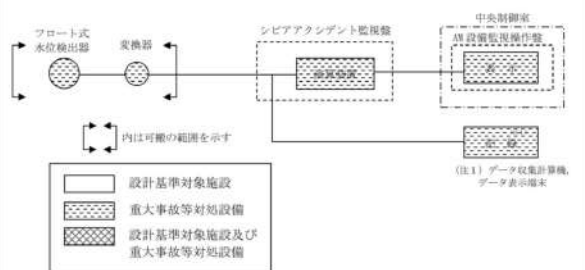
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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>16条まとめ資料 別添2 使用済燃料ピット監視設備について より転載</p> <p>(1) 使用済燃料ピット水位（AM用） 計測目的は、重大事故等により水位の変動する可能性のある範囲のうち、燃料体頂部近傍から使用済燃料ピット上端近傍まで水位を監視することである。 使用済燃料ピット水位（AM用）の検出信号は、電波式水位検出器からの電流信号を、使用済燃料ピット監視計器盤内の信号処理回路にて水位信号へ変換する処理を行った後、使用済燃料ピット水位（AM用）を中央制御室に指示し、記録及び保存する。</p> <p>（第1図「使用済燃料ピット水位（AM用）の概略構成図」参照。）</p>  <p>（注）安全パラメータ表示システム（SPDS）、SPDS表示装置</p> <p>第1図 使用済燃料ピット水位（AM用）の概略構成図</p>	<p>(10) 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）</p> <p>使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料貯蔵ラック上端（O.P.25920mm）から上方に14箇所に設置した液相及び気相の熱電対にて温度を起電力として検出する。ヒータ加熱開始前後の熱電対の温度変化を確認することにより間接的に水位を監視することができ、検出した起電力は、使用済燃料プール水位（ヒートサーモ式）として中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>使用済燃料プール温度（ヒートサーモ式）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、熱電対にて温度を起電力として検出する。検出した起電力は、使用済燃料プール温度（ヒートサーモ式）として中央制御室に指示し、記録する。</p> <p>（図58-6-61「使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の概略構成図」参照。）</p>  <p>（注）記録計 (※) SPDS伝送装置</p> <p>設計基準対象施設 重大事故等対処設備 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</p> <p>図58-6-61 使用済燃料プール水位／温度（ヒートサーモ式）の概略構成図</p>	<p>(3) 使用済燃料ピット水位（AM用）</p> <p>使用済燃料ピット水位（AM用）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、電波式水位検出器にて水位を電流信号として検出する。検出した電流信号は、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて水位信号に変換する処理を行った後、使用済燃料ピット水位（AM用）として中央制御室に表示し、記録する。</p> <p>（第37図「使用済燃料ピット水位（AM用）の概略構成図」参照）</p>  <p>設計基準対象施設 重大事故等対処設備 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備</p> <p>（注1）データ収集計算機、データ表示機</p> <p>第37図 使用済燃料ピット水位（AM用）の概略構成図</p>	<p>【大阪】 記載方針の相違（女川実績の反映） 16条及び54条では泊も同様の記載あり。</p> <p>【大阪】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪】 泊は検出した電流信号をシビアアクシデント監視盤の演算装置にて水位信号に変換する。</p> <p>【大阪】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p>
<p>16条まとめ資料 別添2 より転載</p> <p>(2) 可搬式使用済燃料ピット水位の構成 計測目的は、設置許可基準第54条第2項に要求されている使用済燃料貯蔵槽からの大量の水の漏えいその他要因により当該使用済燃料貯蔵槽の水位が異常に低下する場合においても、変動する可能性のある範囲にわたり水位を監視することである。 可搬式使用済燃料ピット水位の検出信号は、フロート式水位検出器からの位置変化量を、水位発信器にて水位信号へ変換する処理を行った後、可搬式使用済燃料ピット水位を中央制御室に指示し、記録及び保存する。</p>	<p>(11) 使用済燃料プール水位／温度（ガイドパルス式）</p> <p>使用済燃料プール水位（ガイドパルス式）は、設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており、ガイドパルス式検出器にて水位を気相／液相界面からの反射パルス信号を検出するまでの時間を電流信号として検出する。検出</p>	<p>(4) 使用済燃料ピット水位（可搬型）</p> <p>使用済燃料ピット水位（可搬型）は、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料ピット水面に浮かべたフロート式水位検出器の使用済燃料ピット水位変化に伴う位置変化を水位変換器で電流信号として検出する。検出した電流信</p>	<p>【大阪】 設備名称及び記載表現の相違</p> <p>【大阪】 記載方針の相違（女川実績の反映） 16条及び54条では泊も同様の記載あり。</p> <p>【大阪】 設備名称の相違 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪】</p>

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(第3図「可搬式使用済燃料ピット水位の概略構成図」参照。)</p>  <p>第3図 可搬式使用済燃料ピット水位の概略構成図</p>	<p>した電流信号は, 演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後, 使用済燃料プール水位 (ガイドパルス式) として中央制御室に指示し, 記録する。</p> <p>使用済燃料プール温度 (ガイドパルス式) は, 設計基準対象施設及び重大事故等対処設備の機能を有しており, 测温抵抗体にて温度を抵抗値として検出する。検出した抵抗値は, 演算装置にて温度信号へ変換した後, 使用済燃料プール温度 (ガイドパルス式) として中央制御室に指示し, 記録する。</p> <p>(図 58-6-62「使用済燃料プール水位 (ガイドパルス式) の概略構成図」及び図 58-6-63「使用済燃料プール温度 (ガイドパルス式) の概略構成図」参照。)</p>  <p>図58-6-62 使用済燃料プール水位 (ガイドパルス式) の概略構成図</p>  <p>図58-6-63 使用済燃料プール温度 (ガイドパルス式) の概略構成図</p>	<p>号は, シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて水位信号へ変換する処理を行った後, 使用済燃料ピット水位 (可搬型) として中央制御室に表示し, 記録する。</p> <p>(第38図「使用済燃料ピット水位 (可搬型) の概略構成図」参照)</p>  <p>第38図 使用済燃料ピット水位 (可搬型) の概略構成図</p>	<p>泊は検出した電流信号をシビアアクシデント監視盤の演算装置にて水位信号に変換する。</p> <p>【大飯】 記載方針の相違 (女川実績の反映)</p> <p>【大飯】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】 設備構成の相違</p>

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

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

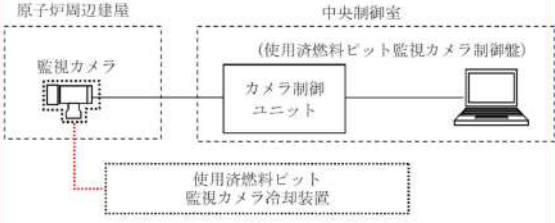
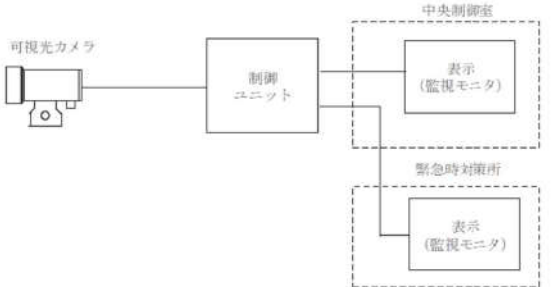
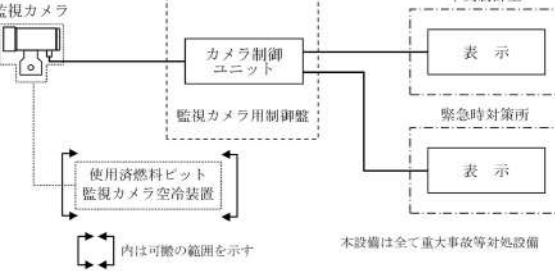
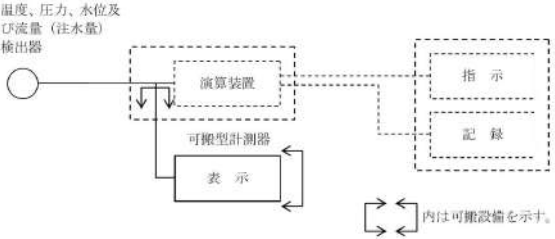
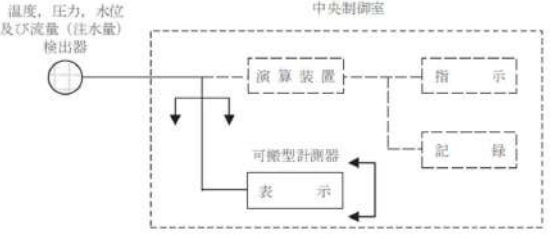
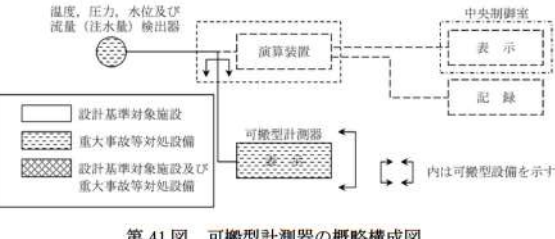
第58条 計装設備（補足説明資料）

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>比較のため16条まとめ資料 別添2より転載</p> <p>(3) 使用済燃料ピット温度 (AM用)</p> <p>計測目的は、重大事故等により水温の変動する可能性のある範囲のうち、使用済燃料ピット水の沸騰による過熱状態を監視することである。</p> <p>使用済燃料ピット温度 (AM用) の検出信号は、测温抵抗体の抵抗値を、使用済燃料ピット監視計器盤内の信号処理回路にて温度信号へ変換する処理を行った後、使用済燃料ピット温度 (AM用) を中央制御室に指示し、記録及び保存する。</p> <p>(第6図「使用済燃料ピット温度 (AM用) の概略構成図」参照。)</p>  <p>第6図 使用済燃料ピット温度 (AM用) の概略構成図</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>(12) 使用済燃料プール監視カメラ</p> <p>使用済燃料プール監視カメラは、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料プールの状態が確認できるような高所に設置し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において、使用済燃料プールの状態を監視する。また、照明がない場合や蒸気雰囲気下においても、可視光カメラに付属している専用照明及び霧除去機能により、使用済燃料プールの状態が監視可能である。使用済燃料プール監視カメラの映像信号は、制御ユニットを経由して中央制御室に表示する。</p> <p>なお、使用済燃料プール監視カメラは、可視光カメラと冷却装置が一体構造であり、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時の高温下においても、冷却装置により可視光カメラを冷却可能なため、監視可能である。</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>(5) 使用済燃料ピット温度 (AM用)</p> <p>使用済燃料ピット温度 (AM用) は、重大事故等対処設備の機能を有しており、测温抵抗体にて温度を抵抗値として検出する。検出した抵抗値は、シビアアクシデント監視盤内の演算装置にて温度信号へ変換する処理を行った後、使用済燃料ピット温度 (AM用) として中央制御室に表示し、記録する。</p> <p>(第39図「使用済燃料ピット温度 (AM用) の概略構成図」参照)</p>  <p>第39図 使用済燃料ピット温度 (AM用) の概略構成図</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪】 記載方針の相違 (女川実績の反映) 16条及び54条では泊も同様の記載あり。</p> <p>【大阪】 記載表現の相違 (女川実績の反映)</p> <p>【大阪】 泊は検出した抵抗値をシビアアクシデント監視盤の演算装置にて温度信号に変換する。</p> <p>【大阪】 記載方針の相違 (女川実績の反映)</p> <p>【大阪】 設備構成の相違</p>
<p>比較のため16条まとめ資料 別添2より転載</p> <p>(5) 使用済燃料ピット監視カメラ</p> <p>監視目的は、重大事故等発生時の使用済燃料ピットの状態を監視することである。</p> <p>使用済燃料ピット監視カメラの映像信号は、制御ユニットを介し、中央制御室の監視用モニタに表示する。</p>	<p>(6) 使用済燃料ピット監視カメラ</p> <p>使用済燃料ピット監視カメラは、重大事故等対処設備の機能を有しており、使用済燃料ピットの状態が確認できるような高所に設置し、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時において、使用済燃料ピットの状態を監視する。また、本カメラは照明がない場合や蒸気雰囲気下においても状態監視が可能な赤外線カメラであり、使用済燃料ピットの状態が監視可能である。使用済燃料ピット監視カメラの映像信号は、制御ユニットを経由して中央制御室に表示する。</p> <p>なお、燃料貯蔵設備に係る重大事故等時の高温下においても、可搬型の空冷装置により赤外線カメラを冷却可能なため、監視可能である。</p>	<p>【大阪】 記載方針の相違 (女川実績の反映) 16条及び54条では泊も同様の記載あり。</p> <p>【大阪】 記載表現の相違 (女川実績の反映)</p>	<p>【大阪】 記載表現の相違 (女川実績の反映)</p>

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

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

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>(第10図「使用済燃料ピット監視カメラの概略構成図」参照)</p>  <p>第10図 使用済燃料ピット監視カメラの概略構成図</p>	<p>(図58-6-64「使用済燃料プール監視カメラの概略構成図」参照。)</p>  <p>図58-6-64 使用済燃料プール監視カメラの概略構成図</p>	<p>(第40図「使用済燃料ピット監視カメラの概略構成図」参照)</p>  <p>第40図 使用済燃料ピット監視カメラの概略構成図</p>	<p>【大阪】 設備構成の相違</p>
<p>(9) 可搬型計測器</p> <p>可搬型計測器は、重大事故等対処設備の機能を有しており、重大事故等が発生し、パラメータの計測範囲を超えた場合、又は直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合に、特に重要なパラメータとして、重大事故等に対処するために監視することが必要な温度、圧力、水位及び流量（注水量）のパラメータについて、検出器の抵抗値又は電気信号を計測した後、その計測結果を換算表を用いて温度、圧力、水位及び流量に換算し、監視するとともに、従事者が記録用紙に記録し、保存する。記録及び保存については、「3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存」に示す。</p> <p>(第40図「可搬型計測器の概略構成図」、第1表「可搬型計測器の測定対象パラメータ」、第41図「検出器の構造図（可搬型計測器）」及び第43図「検出器の取付箇所を明示した図面」参照。)</p>  <p>第40図 可搬型計測器の概略構成図</p>	<p>(13) 可搬型計測器</p> <p>可搬型計測器は、重大事故等対処設備の機能を有しており、重大事故等時に直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合に、特に重要なパラメータとして、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを抵抗値又は電気信号として計測する。</p> <p>その計測結果を、換算表を用いて温度、圧力、水位及び流量に換算し監視するとともに、記録用紙に記録する。</p> <p>(図58-6-65「可搬型計測器の概略構成図」及び表58-6-1「可搬型計測器の測定対象パラメータ」参照。)</p>  <p>図58-6-65 可搬型計測器の概略構成図</p>	<p>(7) 可搬型計測器</p> <p>可搬型計測器は、重大事故等対処設備の機能を有しており、重大事故等時にパラメータの計測範囲を超えた場合、又は直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合に、特に重要なパラメータとして、炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な発電用原子炉施設の状態を把握するためのパラメータを抵抗値又は電気信号として計測する。</p> <p>その計測結果を、換算表を用いて温度、圧力、水位及び流量に換算し監視するとともに、記録用紙に記録する。</p> <p>(第41図「可搬型計測器の概略構成図」及び第1表「可搬型計測器の測定対象パラメータ」参照。)</p>  <p>第41図 可搬型計測器の概略構成図</p>	<p>【大阪】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【女川】 記載方針の相違 泊は、パラメータの計測範囲を超えた場合に可搬型計測器を用いた計測を実施することから、大阪と同様の記載とした。</p> <p>【大阪】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪・女川】 設備構成の相違</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）

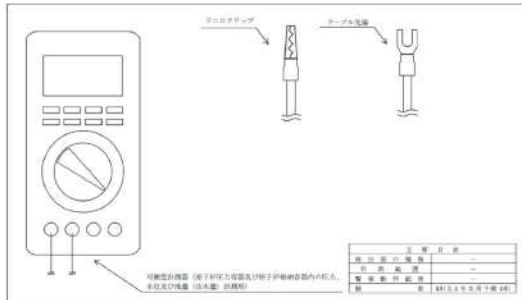
第58条 計装設備（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉

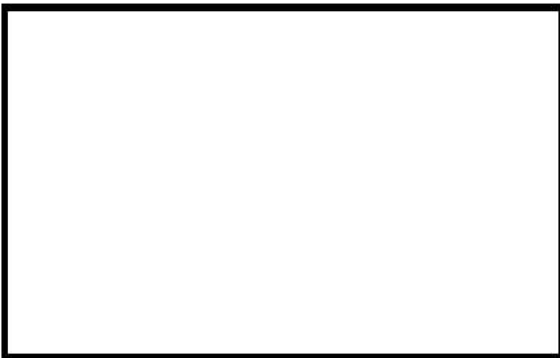
第1表 可搬型計測器の測定対象パラメータ

監視パラメータ

- 1次冷却材圧力
- 1次冷却材高温側温度（広域）
- 1次冷却材低温側温度（広域）
- 余熱除去流量
- 高圧注入流量
- 恒設代替低圧注水積算流量
- 加圧器水位
- AM用格納容器圧力
- 格納容器内温度
- 格納容器圧力（広域）
- 蒸気発生器水位（広域）
- 蒸気発生器水位（狭域）
- 主蒸気圧力
- 格納容器スプレイ積算流量
- 格納容器再循環サンブ水位（広域）
- 格納容器再循環サンブ水位（狭域）
- 原子炉下部キャビティ水位
- 原子炉格納容器水位
- 原子炉水位
- 蒸気発生器補助給水流量
- 燃料取替用水ピット水位
- 原子炉補機冷却水サージタンク水位
- ほう酸タンク水位
- 復水ピット水位



第41図 検出器の構造図（可搬型計測器）



第42図 検出器の取付箇所を示した図面（E.L.17.10a）

女川原子力発電所2号炉

表58-6-1 可搬型計測器の測定対象パラメータ

監視パラメータ	
原子炉圧力容器温度	ドライウェル圧力
原子炉圧力	圧力制御室圧力
原子炉圧力（SA）	圧力制御室水位
原子炉水位（広帯域）	フィルタ装置水位（広帯域）
原子炉水位（燃料域）	フィルタ装置入口圧力（広帯域）
原子炉水位（SA燃料域）	フィルタ装置出口圧力（広帯域）
原子炉水位（SA燃料域）	フィルタ装置温度
高圧代替注水系ポンプ出口流量	残留熱除去系熱交換器入口温度
残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系）	残留熱除去系熱交換器出口温度
残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系）	残留熱除去系熱交換器出口温度
残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系）	残留熱除去系熱交換器出口温度
残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系）	残留熱除去系熱交換器出口温度
高圧代替注水系ポンプ出口流量	残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量
代替高圧冷却ポンプ出口流量	復水貯蔵タンク水位
原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	高圧代替注水系ポンプ出口圧力
高圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	直流駆動低圧注水系ポンプ出口圧力
残留熱除去系ポンプ出口流量	代替高圧冷却ポンプ出口圧力
低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力
原子炉格納容器代替スプレイ流量	高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力
原子炉格納容器下部注水流量	残留熱除去系ポンプ出口圧力
ドライウェル温度	低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力
圧力制御室内変気温度	復水移送ポンプ出口圧力
サブレーションプール水温度	静的触媒式水素再結合装置動作監視装置
原子炉格納容器下部温度	使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ）

泊発電所3号炉

第1表 可搬型計測器の測定対象パラメータ

監視パラメータ

- 1次冷却材圧力（広域）
- 1次冷却材温度（広域—高温側）
- 1次冷却材温度（広域—低温側）
- 高圧注入流量
- 低圧注入流量
- 代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量
- 原子炉容器水位
- 加圧器水位
- 格納容器圧力（AM用）
- 原子炉格納容器圧力
- 格納容器内温度
- 燃料取替用水ピット水位
- 原子炉補機冷却水サージタンク水位
- 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）
- 主蒸気ライン圧力
- 補助給水流量
- ほう酸タンク水位
- B—格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）
- 格納容器再循環サンブ水位（広域）
- 格納容器再循環サンブ水位（狭域）
- 原子炉下部キャビティ水位
- 格納容器水位
- 原子炉格納容器内水素処理装置温度
- 格納容器再循環サンブ水位
- 使用済燃料ピット水位（AM用）
- 使用済燃料ピット温度（AM用）

相違理由

【女川】

炉型の相違

想定される重大事故等及び対処設備が異なるため、監視パラメータも異なるため、比較対象外とする。




【大飯】

記載方針の相違（女川実績の反映）

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

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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43図 吐出部の取付箇所を明示した図面 (図L-21.3a)</p>			
 <p>図44図 吐出部の取付箇所を明示した図面 (図L-25.0a)</p>			
 <p>図45図 吐出部の取付箇所を明示した図面 (図L-29.0a)</p>			

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

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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>3.2 計測装置の計測結果の表示、記録及び保存</p> <p>3.2.1 計測結果の指示又は表示</p> <p>「3.1 計測装置」に示したパラメータは、原則、中央制御室に指示又は表示するとともに、安全パラメータ表示システム（SPDS）又はSPDS表示装置に記録、保存できる設計とする。第2表に計測装置の計測結果の指示、表示及び記録場所を示す。</p> <p>3.2.2 設計基準対象施設に関する計測結果の記録及び保存</p> <p>技術基準規則第34条第4項及びその解釈に関わる計測結果は、原則、確実に記録計にて継続的に記録し、記録紙は取り替えて保存できる設計とする。制御棒の位置及び原子炉圧力容器の入口及び出口における流量の計測結果は、プラント計算機から記録を帳票として出力し保存できる設計とするとともに液体制御材のほう素濃度、1次冷却材の不純物の濃度及び原子炉格納容器内の水素ガスの濃度については、断続的な試料の分析を行い、従事者が測定結果を記録し保存できる設計とする。なお、記録の管理については、保安規定で定める。</p> <p>記録を保存する計測項目と計測装置等を第3表に示す。</p> <p>3.2.3 重大事故等対処設備に関する計測結果の記録及び保存</p> <p>重大事故等の対応に必要となるパラメータは、原則、中央制御室に指示又は表示するとともに、安全パラメータ表示システム（SPDS）^(注)又はSPDS表示装置^(注)に電磁的に記録、保存し、電源喪失により保存した記録が失われないこととともに帳票が出力できる設計とする。</p> <p>また、プラント状態の推移を把握するためにデータ収集周期は1分、記録の保存容量は計測結果を取り出すことで継続的なデータを得ることができるよう、2週間以上保存できる設計とする。</p> <p>重大事故等の対応に必要となる現場のパラメータについても、可搬型温度計測装置等により記録できる設計とする。</p> <p>（注）安全パラメータ表示システム（SPDS）及びSPDS表示装置は3号及び4号機共用とし、緊急時対策所と兼用する。</p>			<p>【大飯】</p> <p>記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>以降、3.2項及び3.3項は同様。</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)

大飯発電所3 / 4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2表 計測装置の計測結果の指示、表示及び記録 (1/2)																																																																																				
<table border="1"> <thead> <tr> <th>計測装置</th> <th>指示又は表示</th> <th>記録 (注1)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>中性子領域中性子束</td><td>中央制御室</td><td>中央制御室 (記録計)、SPDS</td></tr> <tr><td>中間領域中性子束</td><td>中央制御室</td><td>中央制御室 (記録計)、SPDS</td></tr> <tr><td>出力領域中性子束</td><td>中央制御室</td><td>中央制御室 (記録計)、SPDS</td></tr> <tr><td>1次冷却材圧力 (注2)</td><td>中央制御室</td><td>中央制御室 (記録計)、SPDS</td></tr> <tr><td>1次冷却材高温側温度 (広域) (注2)</td><td>中央制御室</td><td>中央制御室 (記録計)、SPDS</td></tr> <tr><td>1次冷却材低温側温度 (広域) (注2)</td><td>中央制御室</td><td>中央制御室 (記録計)、SPDS</td></tr> <tr><td>余熱除去流量 (注2)</td><td>中央制御室</td><td>中央制御室 (記録計)、SPDS</td></tr> <tr><td>高圧注入流量 (注2)</td><td>中央制御室</td><td>中央制御室 (記録計)、SPDS</td></tr> <tr><td>恒設代替低圧注水積算流量 (注2)</td><td>中央制御室</td><td>SPDS</td></tr> <tr><td>加圧器水位 (注2)</td><td>中央制御室</td><td>中央制御室 (記録計)、SPDS</td></tr> <tr><td>AM用格納容器圧力 (注2)</td><td>中央制御室</td><td>SPDS</td></tr> <tr><td>格納容器圧力 (広域) (注2)</td><td>中央制御室</td><td>中央制御室 (記録計)、SPDS</td></tr> <tr><td>格納容器内温度 (注2)</td><td>中央制御室</td><td>中央制御室 (記録計)、SPDS</td></tr> <tr><td>可搬型格納容器水蒸気濃度</td><td>中央制御室</td><td>SPDS</td></tr> <tr><td>7ニュラス水蒸気濃度</td><td>中央制御室</td><td>SPDS</td></tr> <tr><td>蒸気発生器水位 (広域) (注2)</td><td>中央制御室</td><td>中央制御室 (記録計)、SPDS</td></tr> <tr><td>蒸気発生器水位 (狭域) (注2)</td><td>中央制御室</td><td>中央制御室 (記録計)、SPDS</td></tr> <tr><td>主蒸気圧力 (注2)</td><td>中央制御室</td><td>中央制御室 (記録計)、SPDS</td></tr> <tr><td>格納容器スプレイ積算流量 (注2)</td><td>中央制御室</td><td>SPDS</td></tr> <tr><td>格納容器再循環サンブ水位 (広域) (注2)</td><td>中央制御室</td><td>中央制御室 (記録計)、SPDS</td></tr> <tr><td>格納容器再循環サンブ水位 (狭域) (注2)</td><td>中央制御室</td><td>中央制御室 (記録計)、SPDS</td></tr> <tr><td>原子炉下部キャビティ水位 (注2)</td><td>中央制御室</td><td>SPDS</td></tr> <tr><td>原子炉格納容器水位 (注2)</td><td>中央制御室</td><td>SPDS</td></tr> <tr><td>原子炉水位 (注2)</td><td>中央制御室</td><td>SPDS</td></tr> <tr><td>蒸気発生器補助給水流量 (注2)</td><td>中央制御室</td><td>中央制御室 (記録計)、SPDS</td></tr> <tr><td>燃料取扱用ベッド水位 (注2)</td><td>中央制御室</td><td>中央制御室 (記録計)、SPDS</td></tr> </tbody> </table> <p>SPDS：安全パラメータ表示システム (SPDS)、SPDS表示装置 (注1) 記録計及びSPDSは、自動で記録する設計とする。 (注2) 計装用電源の喪失時の対応として、重大事故等に対処するために監視することが必要な温度、圧力、水位及び流量 (注水量) のパラメータについて、可搬型計測器を接続し、計測結果の記録は、従事者が記録する。</p>	計測装置	指示又は表示	記録 (注1)	中性子領域中性子束	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS	中間領域中性子束	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS	出力領域中性子束	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS	1次冷却材圧力 (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS	1次冷却材高温側温度 (広域) (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS	1次冷却材低温側温度 (広域) (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS	余熱除去流量 (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS	高圧注入流量 (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS	恒設代替低圧注水積算流量 (注2)	中央制御室	SPDS	加圧器水位 (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS	AM用格納容器圧力 (注2)	中央制御室	SPDS	格納容器圧力 (広域) (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS	格納容器内温度 (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS	可搬型格納容器水蒸気濃度	中央制御室	SPDS	7ニュラス水蒸気濃度	中央制御室	SPDS	蒸気発生器水位 (広域) (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS	蒸気発生器水位 (狭域) (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS	主蒸気圧力 (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS	格納容器スプレイ積算流量 (注2)	中央制御室	SPDS	格納容器再循環サンブ水位 (広域) (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS	格納容器再循環サンブ水位 (狭域) (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS	原子炉下部キャビティ水位 (注2)	中央制御室	SPDS	原子炉格納容器水位 (注2)	中央制御室	SPDS	原子炉水位 (注2)	中央制御室	SPDS	蒸気発生器補助給水流量 (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS	燃料取扱用ベッド水位 (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS			
計測装置	指示又は表示	記録 (注1)																																																																																		
中性子領域中性子束	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS																																																																																		
中間領域中性子束	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS																																																																																		
出力領域中性子束	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS																																																																																		
1次冷却材圧力 (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS																																																																																		
1次冷却材高温側温度 (広域) (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS																																																																																		
1次冷却材低温側温度 (広域) (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS																																																																																		
余熱除去流量 (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS																																																																																		
高圧注入流量 (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS																																																																																		
恒設代替低圧注水積算流量 (注2)	中央制御室	SPDS																																																																																		
加圧器水位 (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS																																																																																		
AM用格納容器圧力 (注2)	中央制御室	SPDS																																																																																		
格納容器圧力 (広域) (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS																																																																																		
格納容器内温度 (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS																																																																																		
可搬型格納容器水蒸気濃度	中央制御室	SPDS																																																																																		
7ニュラス水蒸気濃度	中央制御室	SPDS																																																																																		
蒸気発生器水位 (広域) (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS																																																																																		
蒸気発生器水位 (狭域) (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS																																																																																		
主蒸気圧力 (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS																																																																																		
格納容器スプレイ積算流量 (注2)	中央制御室	SPDS																																																																																		
格納容器再循環サンブ水位 (広域) (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS																																																																																		
格納容器再循環サンブ水位 (狭域) (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS																																																																																		
原子炉下部キャビティ水位 (注2)	中央制御室	SPDS																																																																																		
原子炉格納容器水位 (注2)	中央制御室	SPDS																																																																																		
原子炉水位 (注2)	中央制御室	SPDS																																																																																		
蒸気発生器補助給水流量 (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS																																																																																		
燃料取扱用ベッド水位 (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS																																																																																		
第2表 計測装置の計測結果の指示、表示及び記録 (2/2)																																																																																				
<table border="1"> <thead> <tr> <th>計測装置</th> <th>指示又は表示</th> <th>記録 (注1)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>原子炉補機冷却水サージタンク水位 (注2)</td><td>中央制御室</td><td>中央制御室 (記録計)、SPDS</td></tr> <tr><td>注う酸タンク水位 (注2)</td><td>中央制御室</td><td>中央制御室 (記録計)、SPDS</td></tr> <tr><td>復水ベッド水位 (注2)</td><td>中央制御室</td><td>中央制御室 (記録計)、SPDS</td></tr> <tr><td>原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力</td><td>現場</td><td>現場 (従事者が記録)</td></tr> <tr><td>格納容器再循環ユニット入口温度 / 出口温度 (SA)</td><td>現場</td><td>現場 (電簡的記録)</td></tr> </tbody> </table> <p>SPDS：安全パラメータ表示システム (SPDS)、SPDS表示装置 (注1) 記録計及びSPDSは、自動で記録する設計とする。 (注2) 計装用電源の喪失時の対応として、重大事故等に対処するために監視することが必要な温度、圧力、水位及び流量 (注水量) のパラメータについて、可搬型計測器を接続し、計測結果の記録は、従事者が記録する。</p>	計測装置	指示又は表示	記録 (注1)	原子炉補機冷却水サージタンク水位 (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS	注う酸タンク水位 (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS	復水ベッド水位 (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS	原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力	現場	現場 (従事者が記録)	格納容器再循環ユニット入口温度 / 出口温度 (SA)	現場	現場 (電簡的記録)																																																																		
計測装置	指示又は表示	記録 (注1)																																																																																		
原子炉補機冷却水サージタンク水位 (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS																																																																																		
注う酸タンク水位 (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS																																																																																		
復水ベッド水位 (注2)	中央制御室	中央制御室 (記録計)、SPDS																																																																																		
原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力	現場	現場 (従事者が記録)																																																																																		
格納容器再循環ユニット入口温度 / 出口温度 (SA)	現場	現場 (電簡的記録)																																																																																		

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

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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>第3表 記録を保存する計測項目と計測装置等</p> <table border="1" data-bbox="73 156 656 662"> <thead> <tr> <th>計測項目</th> <th>計測装置等</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">炉心における中性子束密度</td> <td>中性子源領域中性子束</td> </tr> <tr> <td>中間領域中性子束</td> </tr> <tr> <td>出力領域中性子束</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">制御棒の位置及び液体制御棒材の濃度</td> <td>制御用制御棒位置</td> </tr> <tr> <td>停止用制御棒位置</td> </tr> <tr> <td>分析装置</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">1次冷却材の不純物の濃度</td> <td>分析装置</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">原子炉圧力容器の入口及び出口における圧力、温度及び流量</td> <td>加圧器圧力</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材高温側温度（広域）</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材低温側温度（広域）</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材流量</td> </tr> <tr> <td>加圧器水位</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">加圧器内及び蒸気発生器内の水位</td> <td>蒸気発生器水位（狭域）</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器水位（広域）</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力（広域）</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">原子炉格納容器内の圧力、温度、可燃性ガスの濃度</td> <td>格納容器内温度</td> </tr> <tr> <td>分析装置</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器の出口における2次冷却材の圧力、温度^(注)及び流量</td> <td>主蒸気圧力 蒸気発生器主蒸気流量</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注) 蒸気発生器の出口における2次冷却材の温度は、主蒸気圧力と飽和温度の関係性を用いて換算することにより間接的に計測する。その他の計測項目については、添付資料31「放射線管線用計測装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」及び添付資料18「使用済燃料貯蔵槽の温度、水位及び漏えいを監視する装置の構成に関する説明書並びに計測範囲及び警報動作範囲に関する説明書」に示す。</p> <p>3.3 安全保護装置</p> <p>安全保護装置の機能を実現する計測制御設備は、原子炉安全保護計装盤にて4チャンネル、4トレイン構成とし、マイクロプロセッサを用いたデジタル制御装置を適用した設計とする。</p> <p>(第46図「原子炉保護装置概略図」参照。)</p> <p>安全保護装置は、チャンネル相互を分離し、それぞれのチャンネル間において独立性を確保する設計とし、原子炉安全保護計装盤とハードワイヤード（リレーやタイマなどのコイル、接点を電線でつないだシーケンス構成）設備及びアナログの中央制御盤等との信号の伝送が必要な箇所は、ハードワイヤード（配線）で行う設計とする。</p> <p>原子炉安全保護計装盤と原子炉制御計装盤等のデジタル制御装置及びプラント計算機設備との信号の伝送が必要な箇所は、多重伝送ラインを用いる設計とする。</p> <p>(第47図「外部ネットワークと物理的又は機能的な分離概略図」参照。)</p>	計測項目	計測装置等	炉心における中性子束密度	中性子源領域中性子束	中間領域中性子束	出力領域中性子束	制御棒の位置及び液体制御棒材の濃度	制御用制御棒位置	停止用制御棒位置	分析装置	1次冷却材の不純物の濃度	分析装置	1次冷却材圧力	原子炉圧力容器の入口及び出口における圧力、温度及び流量	加圧器圧力	1次冷却材高温側温度（広域）	1次冷却材低温側温度（広域）	1次冷却材流量	加圧器水位	加圧器内及び蒸気発生器内の水位	蒸気発生器水位（狭域）	蒸気発生器水位（広域）	格納容器圧力（広域）	原子炉格納容器内の圧力、温度、可燃性ガスの濃度	格納容器内温度	分析装置	蒸気発生器の出口における2次冷却材の圧力、温度 ^(注) 及び流量	主蒸気圧力 蒸気発生器主蒸気流量			
計測項目	計測装置等																														
炉心における中性子束密度	中性子源領域中性子束																														
	中間領域中性子束																														
	出力領域中性子束																														
制御棒の位置及び液体制御棒材の濃度	制御用制御棒位置																														
	停止用制御棒位置																														
	分析装置																														
1次冷却材の不純物の濃度	分析装置																														
	1次冷却材圧力																														
原子炉圧力容器の入口及び出口における圧力、温度及び流量	加圧器圧力																														
	1次冷却材高温側温度（広域）																														
	1次冷却材低温側温度（広域）																														
	1次冷却材流量																														
	加圧器水位																														
加圧器内及び蒸気発生器内の水位	蒸気発生器水位（狭域）																														
	蒸気発生器水位（広域）																														
	格納容器圧力（広域）																														
原子炉格納容器内の圧力、温度、可燃性ガスの濃度	格納容器内温度																														
	分析装置																														
	蒸気発生器の出口における2次冷却材の圧力、温度 ^(注) 及び流量	主蒸気圧力 蒸気発生器主蒸気流量																													

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

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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>第46図 原子炉保護装置概略図</p> <p>3.3.1 不正アクセス行為等の被害の防止</p> <p>安全保護装置は、外部ネットワークと物理的な分離又は機能的な分離、有線又は無線による外部ネットワークからの遠隔操作の防止、ソフトウェアの内部管理の強化によるウイルス等の侵入の防止、物理的及び電気的アクセスの制限を設け、システムの据付、更新、試験、保守等で、承認されていない者の操作及びウイルス等の侵入を防止すること等の措置を講じることによって不正アクセス行為その他の電子計算機に使用目的に沿うべき動作をさせず、又は使用目的に反する動作をさせる行為による被害を防止できる設計とする。</p> <p>(1) 外部ネットワークと物理的な分離</p> <p>安全保護装置は、盤に対する施錠によりハードウェアを直接接続させないことにより物理的に分離する設計とする。</p> <p>(2) 外部ネットワークと機能的な分離</p> <p>安全保護装置は、国伝送バスに接続されている安全パラメータ表示システム（SPDS）等外部からの侵入に対して、ゲートウェイを介して外部への信号の流れを送信のみに制限することにより機能的に分離する設計とする。</p> <p>また、安全保護装置は、物理的、電気的、機能的に分離された常用系の1次系プロセスバスに接続しデータ通信できる設計とする。</p> <p>（第47図「外部ネットワークと物理的又は機能的な分離概略図」参照。）</p> <p>(3) コンピュータウイルスが動作しない環境</p> <p>安全保護装置のデジタル計算機は、計算機固有のプログラム及び言語を使用し一般的なコンピュータウイルスが動作しない環境となる設計とする。</p> <p>(4) 物理的及び電気的アクセスの制限</p> <p>人的侵入や不正行為が発生しないように、発電所への入域の出入管理による物理的アクセスを制限するとともに、安全保護装置のデジタル計算機（ソフトウェアを変更するツール）</p>			

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

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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>のパスワード管理により電氣的アクセスを制限する設計とする。</p> <p>(5) ソフトウェアの管理外の変更に対する防護措置</p> <p>安全保護装置のデジタル計算機は、システム設計、製作、試験、変更管理の各段階で「安全保護系へのデジタル計算機の適用に関する規程」(JEAC4620-2008)及び「デジタル安全保護系の検証及び妥当性確認に関する指針」(JEAG4609-2008)に準じて、安全保護上要求される機能が正しく確実に実現されていることを保証するため、検証及び妥当性確認がなされたソフトウェアを使用する設計とする。</p> <p>(第48図「デジタル計算機の設計・製作及び検証と妥当性確認の流れ」及び第4表「各検証項目における検証内容」参照。)</p> <p>(6) 有線又は無線による外部ネットワークからの遠隔操作の防止及びソフトウェアの内部管理の強化によるウイルス等の侵入の防止</p> <p>外部ネットワークと物理的な分離及び機能的な分離、コンピュータウイルスが動作しない環境、物理的及び電氣的アクセスの制限、ソフトウェアの管理外の変更に対する防護措置の設計を行うことにより有線又は無線による外部ネットワークからの遠隔操作の防止及びソフトウェアの内部管理の強化によるウイルス等の侵入を防止できる設計とする。</p>  <p>図47図 外部ネットワークと物理的又は機能的な分離概略図</p>			

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由														
<div style="text-align: center;"> <p>図 45 図 デジタル計装機の設計・製作及び検証と妥当性確認の流程</p> </div> <div style="text-align: center; margin-top: 10px;"> <p>第4表 各検証項目における検証内容</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>検証項目</th> <th>検証内容</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>検証1</td> <td>安全保護システムへの要求事項が正しく設備の基本設計方針書に反映されていることを確認</td> </tr> <tr> <td>検証2</td> <td>基本設計の要求仕様が正しくハードウェア・ソフトウェア設計要求図書に反映されていることを検証</td> </tr> <tr> <td>検証3</td> <td>ハードウェア・ソフトウェア設計要求図書が正しくソフトウェア設計に反映されていることを検証</td> </tr> <tr> <td>検証4</td> <td>ソフトウェア設計通りに正しくソフトウェアが製作されていることを検証</td> </tr> <tr> <td>検証5</td> <td>ハードウェアとソフトウェアを統合してハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様通りのシステムとなっていることを検証</td> </tr> <tr> <td>妥当性確認</td> <td>ハードウェアとソフトウェアを統合して検証されたシステムが、デジタル安全保護システム要求事項を満足していることを確認</td> </tr> </tbody> </table> </div>	検証項目	検証内容	検証1	安全保護システムへの要求事項が正しく設備の基本設計方針書に反映されていることを確認	検証2	基本設計の要求仕様が正しくハードウェア・ソフトウェア設計要求図書に反映されていることを検証	検証3	ハードウェア・ソフトウェア設計要求図書が正しくソフトウェア設計に反映されていることを検証	検証4	ソフトウェア設計通りに正しくソフトウェアが製作されていることを検証	検証5	ハードウェアとソフトウェアを統合してハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様通りのシステムとなっていることを検証	妥当性確認	ハードウェアとソフトウェアを統合して検証されたシステムが、デジタル安全保護システム要求事項を満足していることを確認			
検証項目	検証内容																
検証1	安全保護システムへの要求事項が正しく設備の基本設計方針書に反映されていることを確認																
検証2	基本設計の要求仕様が正しくハードウェア・ソフトウェア設計要求図書に反映されていることを検証																
検証3	ハードウェア・ソフトウェア設計要求図書が正しくソフトウェア設計に反映されていることを検証																
検証4	ソフトウェア設計通りに正しくソフトウェアが製作されていることを検証																
検証5	ハードウェアとソフトウェアを統合してハードウェア・ソフトウェア設計要求仕様通りのシステムとなっていることを検証																
妥当性確認	ハードウェアとソフトウェアを統合して検証されたシステムが、デジタル安全保護システム要求事項を満足していることを確認																

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

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

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>4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲</p> <p>4.1 計測装置の計測範囲</p> <p>計測装置の計測範囲の設定に対する考え方については、共通する基本的な考え方について以下に示し、第5表「計測装置の計測範囲」にて当該パラメータの用途に応じた考え方を個別に示す。また、重大事故等が発生し、パラメータの計測範囲を超えた場合、又は直流電源が喪失し計測に必要な計器電源が喪失した場合に使用する可搬型計測器の測定範囲を第6表「可搬型計測器の測定範囲」に示す。</p> <p>【計測範囲の設定に係る基本的な考え方】</p> <p>計測装置の計測範囲は、計測を期待されるプラント条件において、警報設定値を包絡し、制御及び保護に必要となるプロセス量を考慮して、総合的な判断をもって設定することを基本とする。</p> <p>制御及び保護に必要となるプロセス量の考慮とは、定格流量や定格出力を包絡する設定とすることや、最高使用圧力及び最高使用温度を包絡する設定とすることなどが挙げられる。</p> <p>また、重大事故等に対処するために監視することが必要な計測装置の計測範囲は、設計基準事故時に想定される変動範囲の最大値を考慮し、適切に対応するための計測範囲を有する設計とする。</p> <p>このように、いろいろな要素を総合的に勘案して計測範囲を設定することから、各パラメータにおいては、ひとつの計測対象の監視範囲として狭域及び広域を設定するような場合や、プラント状態が一時的に計測範囲を超えるような設定とする場合など、その当該パラメータの用途に応じて適切に設定する。</p> <p>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計測が困難となった場合又は計測範囲を超えた場合の対応におけるパラメータの推定手段及び推定方法については添付資料6「安全設備及び重大事故等対処設備が使用される条件の下における健全性に関する説明書」に示す。</p> <p>4.2 計測装置の警報動作範囲</p> <p>重大事故等対処設備については、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり計測する設計としていること及び技術基準規則の要求に該当しないことから警報装置を設けない設計とする。</p>	<p>4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲</p> <p>計測装置の計測範囲及び警報動作範囲について、表 58-6-2 及び表 58-6-3 に示す。</p>	<p>4. 計測装置の計測範囲及び警報動作範囲</p> <p>4.1 計測装置の計測範囲</p> <p>計測装置の計測範囲について、第2表に示す。</p> <p>4.2 計測装置の警報動作範囲</p> <p>重大事故等対処設備については、重大事故等により変動する可能性のある範囲にわたり計測する設計としていること及び技術基準規則の要求に該当しないことから警報装置を設けない設計とする。</p>	<p>【女川】 記載表現の相違</p> <p>【大飯】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【女川】 記載方針の相違（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)

大飯発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
名称	中性子源領域 中性子束	計測範囲 $1 \sim 10^6$ cps $(10^{-1} \sim 10^5 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec})$	計測範囲の設定に関する考え方 発電用原子炉の停止時から起動時の中性子束 ($1 \sim 10^5$ cps) を測定できる範囲として $1 \sim 10^6$ cps に設定する。 重大事故等時に原子炉の停止状態の確認のためのパラメータとして用いる。 停止時の変動範囲は計測範囲に包絡されている。中性子源領域中性子束が測定できる範囲を超える場合には、「中間領域中性子束」「出力領域中性子束」によって監視可能である。	計測範囲の設定に関する考え方 原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束 ($10^{-11} \sim 10^{-9} \text{ A}$) を測定できる範囲とし、中性子源領域とのオーバーラップを考慮して $10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3} \text{ A}$ に設定する。		
	中間領域 中性子束	計測範囲 $10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3} \text{ A}$ $(1.3 \times 10^{-2} \sim 6.6 \times 10^{10} \text{ n/cm}^2 \cdot \text{sec})$	計測範囲の設定に関する考え方 原子炉の起動時から定格出力運転時の中性子束を測定できる範囲として、中性子源領域とのオーバーラップを考慮して $10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3} \text{ A}$ に設定している。			
プラントの状態 (注1) と予想変動範囲		運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時	重大事故等時	炉心損傷後	炉心損傷後
運転時の異常な過渡変化時		通常運転時	事故時	重大事故等時	炉心損傷前	炉心損傷後
通常運転時		事故時	重大事故等時	炉心損傷前	炉心損傷後	炉心損傷後
計測範囲		設計基準事故時	重大事故等時	炉心損傷前	炉心損傷後	炉心損傷後
計測範囲		設計基準事故時	重大事故等時	炉心損傷前	炉心損傷後	炉心損傷後
計測範囲		設計基準事故時	重大事故等時	炉心損傷前	炉心損傷後	炉心損傷後

表58-6-2 計測装置の計測範囲 (1/7)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 (注1) と予想変動範囲	
		通常運転時	事故時
中性子源領域 $10^5 \text{ cps} \sim 10^6 \text{ cps}$ $(1 \times 10^4 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}^{-1} \sim 1 \times 10^5 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}^{-1})$	約 $100 \text{ cps} \sim 10^6 \text{ cps}$ 程度	約 $10^5 \text{ cps} \sim 10^6 \text{ cps}$	約 $10^5 \text{ cps} \sim 10^6 \text{ cps}$
中間領域 $0 \sim 40 \times 10^3 \sim 120 \times 10^3$ $(1 \times 10^4 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}^{-1} \sim 1 \times 10^5 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}^{-1})$	$1 \times 10^4 \text{ cps} \sim 1 \times 10^5 \text{ cps}$ $(1 \times 10^3 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}^{-1} \sim 1 \times 10^4 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}^{-1})$	約 $10^4 \text{ cps} \sim 10^5 \text{ cps}$	約 $10^4 \text{ cps} \sim 10^5 \text{ cps}$
平均出力領域 $0 \sim 120 \text{ cps}$ $(1 \times 10^3 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}^{-1} \sim 1 \times 10^4 \text{ n/cm}^2 \cdot \text{s}^{-1})$	$0 \sim 100 \text{ cps}$	約 $10^3 \text{ cps} \sim 10^4 \text{ cps}$	約 $10^3 \text{ cps} \sim 10^4 \text{ cps}$

第2表 計測装置の計測範囲 (1/19)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 (注1) と予想変動範囲	
		通常運転時	事故時
中性子源領域 中性子束	$1 \sim 10^6$ cps $(10^{-1} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 10^5 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	最大値： 定格出力の約 4.6 倍 (注1) 原子炉起動時における制御棒飛び御体の異常な引き抜き	最大値： 定格出力の約 194 倍 (注2) (制御棒飛び出し)
中間領域 中性子束	$10^{-11} \sim 5 \times 10^{-3} \text{ A}$ $(1.3 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 6.6 \times 10^{10} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1})$	約 $10^{11} \sim 10^{13}$	約 $10^{11} \sim 10^{13}$

【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 (計測装置) 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測定範囲等の相違はあるが、計測範囲の設定に関する考え方は同様。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

名称	計測範囲	通常運転時	プラントの状態(注1)と予想変動範囲		計測範囲の設定に関する考え方	
			運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時	重大事故等時	炉心損傷前・炉心損傷後
出力領域中性子束	0~120% ($3.3 \times 10^5 \sim 1.2 \times 10^{10}$ n/cm ² ·sec)	0~100%	定格出力の約3.4倍(注2) (原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	定格出力の約35倍(注2) (制御棒飛び出し)	—	発電用原子炉の起動時から定格出力運転時及び運転時の異常な過渡変化時の中性子束を測定できる範囲として0~120%に設定する。 設計基準事故時、事業初期は中性子束が急激に上昇し、一時的に計測範囲を超えるが、負のドップラ反応度帰還効果により抑制され急峻に低下する。そのため、現状の計測範囲でも、同計測範囲により事故対応が可能であり、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である。 「中間領域中性子束」及び「中性子源領域中性子束」と相まって重大事故等時における中性子束の変動範囲を監視可能である。

女川原子力発電所2号炉

表 58-6-2 計装装置の計測範囲(2/7)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態(注1)と予想変動範囲		計測範囲の設定に関する考え方		
		通常運転時	設計基準事故時	重大事故等時	炉心損傷前・炉心損傷後	
高圧冷却水蒸気ポンプ出口圧力	0~100%[gag]	—	—	最大値:14.00%[gag]	—	重大事故等時のパワーマニージャ変換を伴うように、高圧冷却水の運転における高圧冷却水の蒸気発生率(注3)が、設計基準事故時の高圧冷却水の蒸気発生率(注3)を超過する可能性があるため、計測範囲を14.00%[gag]に設定する。
高圧冷却水蒸気ポンプ出口圧力	0~20%[gag]	—	—	最大値:11.700%[gag]	—	設計基準事故時のパワーマニージャ変換を伴うように、高圧冷却水の運転における高圧冷却水の蒸気発生率(注3)が、設計基準事故時の高圧冷却水の蒸気発生率(注3)を超過する可能性があるため、計測範囲を11.700%[gag]に設定する。
中間冷却水蒸気ポンプ出口圧力	0~100%[gag]	—	—	最大値:11.00%[gag]	—	設計基準事故時のパワーマニージャ変換を伴うように、中間冷却水の運転における中間冷却水の蒸気発生率(注3)が、設計基準事故時の中間冷却水の蒸気発生率(注3)を超過する可能性があるため、計測範囲を11.00%[gag]に設定する。
高圧中心スプレイ蒸気ポンプ出口圧力	0~120%[gag]	—	—	最大値:10.00%[gag]	—	設計基準事故時のパワーマニージャ変換を伴うように、高圧中心スプレイ蒸気ポンプの運転における高圧中心スプレイ蒸気ポンプの蒸気発生率(注3)が、設計基準事故時の高圧中心スプレイ蒸気ポンプの蒸気発生率(注3)を超過する可能性があるため、計測範囲を10.00%[gag]に設定する。
中間冷却水蒸気ポンプ出口圧力	0~100%[gag]	—	—	最大値:13.700%[gag]	—	設計基準事故時のパワーマニージャ変換を伴うように、中間冷却水の運転における中間冷却水の蒸気発生率(注3)が、設計基準事故時の中間冷却水の蒸気発生率(注3)を超過する可能性があるため、計測範囲を13.700%[gag]に設定する。
低圧中心スプレイ蒸気ポンプ出口圧力	0~100%[gag]	—	—	最大値:4.40%[gag]	—	設計基準事故時のパワーマニージャ変換を伴うように、低圧中心スプレイ蒸気ポンプの運転における低圧中心スプレイ蒸気ポンプの蒸気発生率(注3)が、設計基準事故時の低圧中心スプレイ蒸気ポンプの蒸気発生率(注3)を超過する可能性があるため、計測範囲を4.40%[gag]に設定する。
凝縮器蒸気ポンプ出口圧力	0~1.00%[gag]	—	—	最大値:11.700%[gag]	最大値:100℃	設計基準事故時のパワーマニージャ変換を伴うように、凝縮器蒸気ポンプの運転における凝縮器蒸気ポンプの蒸気発生率(注3)が、設計基準事故時の凝縮器蒸気ポンプの蒸気発生率(注3)を超過する可能性があるため、計測範囲を11.700%[gag]に設定する。
凝縮器蒸気ポンプ出口圧力	0~300℃	100℃以下	最大値:100℃	最大値:100℃	最大値:100℃	設計基準事故時のパワーマニージャ変換を伴うように、凝縮器蒸気ポンプの運転における凝縮器蒸気ポンプの蒸気発生率(注3)が、設計基準事故時の凝縮器蒸気ポンプの蒸気発生率(注3)を超過する可能性があるため、計測範囲を100℃に設定する。

泊発電所3号炉

第2表 計装装置の計測範囲(2/19)

名称	計測範囲	通常運転時	運転時の異常な過渡変化時	計測範囲の設定に関する考え方	
				設計基準事故時	重大事故等時
炉外後計装装置	出力領域 中性子束 $0 \sim 120\%$ ($3.3 \times 10^5 \sim 1.2 \times 10^{10}$ n/cm ² ·sec)	0~100%	最大値: 定格出力の約4.6倍(注2) (原子炉起動時における制御棒の異常な引き抜き)	最大値: 定格出力の約194倍(注4) (制御棒飛び出し)	原子炉の起動時から定格出力運転時、運転時の異常な過渡変化並びに設計基準事故時の中性子束を測定できる範囲として0~120%に設定している。 なお、運転時の異常な過渡変化時、一時的に計測範囲を超えるが、負の反応度フィードバック効果により短時間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため、現状の計測範囲でも運転状態に影響はない。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である。 「中間領域中性子束」及び「中性子源領域中性子束」と併せて重大事故等時における中性子束の変動範囲を監視可能。

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)

名称	計測範囲	プラントの状態 (注1) と予想変動範囲		計測範囲の設定に関する考え方		
		通常運転時	運転時の異常な過渡変化時		重大事故等時	
					設計基準事故時	炉心損傷前
1次冷却材圧力	0~20.6 MPa [gage]	0~15.41 MPa [gage]	最大値：約17.9 MPa [gage] (負荷の喪失) 最大値：約17.8 MPa [gage] (主給水管破断)	通常運転時~設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するよう、1次系最高使用圧力 (17.16 MPa [gage]) の1.2倍 (設計基準事故時の判断基準) である 20.59 MPa [gage] を包絡する範囲として設定する。 重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。		

表 58-6-2 計測装置の計測範囲 (3/7)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 (注1) と予想変動範囲		計測範囲の設定に関する考え方		
		通常運転時	運転時の異常な過渡変化時 (設計基準事故時)		重大事故等時	
					炉心損傷前	炉心損傷後
高圧冷却剤ポンプ出口流量	0~1200 t/h	-	-	0~90.00 t/h	-	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、高圧冷却剤ポンプの最大流量 (90.00 t/h) に余裕を見込んだ設定とする。
高圧冷却剤ポンプ出口流量 (西側側面系ヘッドシステム側)	0~2200 t/h	-	-	0~190 t/h	0~1200 t/h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、西側側面系ヘッドシステムの最大流量 (190 t/h) に余裕を見込んだ設定とする。
高圧冷却剤ポンプ出口流量 (西側側面系高圧冷却剤ポンプ側)	0~2200 t/h	-	-	0~190 t/h	0~1200 t/h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、西側側面系高圧冷却剤ポンプの最大流量 (190 t/h) に余裕を見込んだ設定とする。
高圧冷却剤ポンプ出口流量 (西側側面系低圧冷却剤ポンプ側)	0~1000 t/h	-	-	0~90 t/h	-	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、西側側面系低圧冷却剤ポンプの最大流量 (90 t/h) に余裕を見込んだ設定とする。
代償冷却剤ポンプ出口流量	0~2000 t/h	-	-	-	0~1000 t/h	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、代償冷却剤ポンプの最大流量 (1000 t/h) に余裕を見込んだ設定とする。
原子炉減速時冷却剤ポンプ出口流量	0~1000 t/h	0~90.00 t/h	-	0~90.00 t/h	-	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、原子炉減速時冷却剤ポンプの最大流量 (90.00 t/h) に余裕を見込んだ設定とする。
高圧冷却剤ポンプ出口流量	0~1,000 t/h	0~1,000 t/h	(高圧側) 0~310 t/h (低圧側) 0~1,000 t/h	0~1,000 t/h	-	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、高圧側冷却剤ポンプの最大流量 (310 t/h) に余裕を見込んだ設定とする。
高圧冷却剤ポンプ出口流量	0~1,000 t/h	0~1,100 t/h	0~1,100 t/h	0~1,100 t/h	-	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、高圧側冷却剤ポンプの最大流量 (1,100 t/h) に余裕を見込んだ設定とする。
低圧冷却剤ポンプ出口流量	0~1,000 t/h	0~1,000 t/h	0~1,000 t/h	0~1,000 t/h	-	重大事故等時のパラメータ変動を包絡するよう、低圧側冷却剤ポンプの最大流量 (1,000 t/h) に余裕を見込んだ設定とする。

第2表 計測装置の計測範囲 (3/19)

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 (注1) と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方	
		通常運転時	運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時	重大事故等時		
					炉心損傷前		炉心損傷後
1次冷却材圧力 (広域)	0~21.0 MPa [gage]	0~15.41 MPa [gage]	最大値：約17.8 MPa [gage] (負荷の喪失)	最大値：約17.8 MPa [gage] (主給水管破断)	最大20.59 MPa [gage] 以下	通常運転時~設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するよう、1次系最高使用圧力 (17.16 MPa [gage]) の1.2倍 (設計基準事故時の判断基準) である 20.59 MPa [gage] を包絡する範囲として設定している。 重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。	

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
名称 1次冷却材 低温側温度 (広域)	計測範囲 0~400℃	プラントの状態 (注1) と予想変動範囲		計測範囲の設定に 関する考え方		通常運転時~設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するよう、1次系最高使用温度 (343℃) に余裕を見込んだ設定とする。 また、本パラメータは炉心出口温度の代替パラメータとして、炉心損傷の判断基準である350℃を超える温度に対しても監視可能である。
		通常運転時 21~291.7℃	運転時の異常な過渡変化時 最大値: 約308℃ (負荷の喪失)	設計基準事故時 最大値: 約340℃ (主給水管破断)	重大事故等時 炉心損傷前 最大値: 約350℃ (注3)	
表 58-6-2 計測装置の計測範囲 (5/7)						
名称	計測範囲	通常運転時	運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時	重大事故等時	計測範囲の設定に 関する考え方
1次冷却材温度 (広域-低温側)	0~400℃	21~288.2℃	最大値: 約305℃ (負荷の喪失)	最大値: 約339℃ (主給水管破断)	最大値: 約350℃ (注3)	通常運転時~設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するよう、1次系最高使用温度 (343℃) に余裕を見込んだ設定とする。 また、本パラメータは炉心出口温度の代替パラメータとして、炉心損傷の判断基準である350℃を超える温度に対しても監視可能である。

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	
名称	計測範囲 0~100 %	通常運転時	0~100 %
		運転時の異常な過渡変化時 最大値： 約85 % (主給水流量喪失) 最小値： 0 %以下 (注4) (2次冷却系の異常な減圧)	設計基準事故時 最大値： 約85 % (主給水管破断) 最小値： 0 %以下 (注4) (主蒸気管破断)
AM用 格納容器圧力	0~1.5 MPa [gauge]	通常運転時	—
		運転時の異常な過渡変化時 最大値： 約85 % (主給水流量喪失) 最小値： 0 %以下 (注4) (2次冷却系の異常な減圧)	設計基準事故時 最大値： 約85 % (主給水管破断) 最小値： 0 %以下 (注4) (主蒸気管破断)
		重大事故等時 炉心損傷前 最大値： 100 %以上 (注5) 最小値： 0 %以下 (注4)	重大事故等時 炉心損傷後 —
		計測範囲の設定に 関する考え方	通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するように、加圧器上高側上端近傍から下部側下端近傍を計測できるように設定する。 計測範囲内において、重大事故等時における変動を監視可能である。 通常運転時～重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、格納容器最高使用圧力の2倍 (0.78 MPa [gauge]) に余裕を見込んだ設定とする。

大飯発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号炉	
名称	計測範囲 0~100 %	通常運転時	0~100 %
		運転時の異常な過渡変化時 最大値： 約85 % (主給水流量喪失) 最小値： 0 %以下 (注4) (2次冷却系の異常な減圧)	設計基準事故時 最大値： 約85 % (主給水管破断) 最小値： 0 %以下 (注4) (主蒸気管破断)
AM用 格納容器圧力	0~1.5 MPa [gauge]	通常運転時	—
		運転時の異常な過渡変化時 最大値： 約85 % (主給水流量喪失) 最小値： 0 %以下 (注4) (2次冷却系の異常な減圧)	設計基準事故時 最大値： 約85 % (主給水管破断) 最小値： 0 %以下 (注4) (主蒸気管破断)
		重大事故等時 炉心損傷前 最大値： 100 %以上 (注5) 最小値： 0 %以下 (注4)	重大事故等時 炉心損傷後 —
		計測範囲の設定に 関する考え方	通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するように、加圧器上部側上端近傍から下部側下端近傍を計測できるように設定する。 計測範囲内において、重大事故等時における変動を監視可能である。 重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd : 0.566 MPa [gauge]) に余裕を見込んだ設定とする。

泊発電所3号炉		相違理由	
名称	計測範囲 0~100 %	通常運転時	0~100 %
		運転時の異常な過渡変化時 最大値： 約89 % (主給水流量喪失) 最小値： 0 %以下 (注4) (2次冷却系の異常な減圧)	設計基準事故時 最大値： 約99 % (主給水管破断) 最小値： 0 %以下 (注4) (主蒸気管破断)
加圧器水位	0~100 %	通常運転時	0~100 %
		運転時の異常な過渡変化時 最大値： 約89 % (主給水流量喪失) 最小値： 0 %以下 (注4) (2次冷却系の異常な減圧)	設計基準事故時 最大値： 約99 % (主給水管破断) 最小値： 0 %以下 (注4) (主蒸気管破断)
		重大事故等時 炉心損傷前 最大値： 100 %以上 (注5) 最小値： 0 %以下 (注4)	重大事故等時 炉心損傷後 —
		計測範囲の設定に 関する考え方	通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するように、加圧器上部側上端近傍から下部側下端近傍を計測できるように設定する。 計測範囲内において、重大事故等時における変動を監視可能である。 重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd : 0.566 MPa [gauge]) に余裕を見込んだ設定とする。

泊発電所3号炉		相違理由	
名称	計測範囲 0~1.0 MPa [gauge]	通常運転時	—
		運転時の異常な過渡変化時 最大値： 約89 % (主給水流量喪失) 最小値： 0 %以下 (注4) (2次冷却系の異常な減圧)	設計基準事故時 最大値： 約99 % (主給水管破断) 最小値： 0 %以下 (注4) (主蒸気管破断)
格納容器圧力 (AM用)	0~1.0 MPa [gauge]	通常運転時	—
		運転時の異常な過渡変化時 最大値： 約89 % (主給水流量喪失) 最小値： 0 %以下 (注4) (2次冷却系の異常な減圧)	設計基準事故時 最大値： 約99 % (主給水管破断) 最小値： 0 %以下 (注4) (主蒸気管破断)
		重大事故等時 炉心損傷前 最大値： 100 %以上 (注5) 最小値： 0 %以下 (注4)	重大事故等時 炉心損傷後 —
		計測範囲の設定に 関する考え方	通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するように、加圧器上部側上端近傍から下部側下端近傍を計測できるように設定する。 計測範囲内において、重大事故等時における変動を監視可能である。 重大事故等時のパラメータ変動を包絡するように、原子炉格納容器の限界圧力 (2Pd : 0.566 MPa [gauge]) に余裕を見込んだ設定とする。

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

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

大飯発電所3 / 4号炉		女川原子力発電所2号炉	
名称	計測範囲	プラントの状態 (注1) と予想変動範囲	
		運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時
名称	計測範囲	重大事故等時	
		炉心損傷前	炉心損傷後
蒸気発生器水位 (広域)	0~100%	最大値：約96% (注7) (蒸気発生器への過剰給水) 最小値：約10% (注8) (主給水流量喪失)	最大値：100%以上 (注7) (主蒸気管破断) 最小値：0%以下 (注8) (主蒸気管破断)
		0~100%	最大値：100%以上 (注7) (主蒸気管破断) 最小値：0%以下 (注8) (主蒸気管破断)
蒸気発生器水位 (狭域)	0~100%	最大値：約83% (注7) (蒸気発生器への過剰給水) 最小値：0%以下 (注8) (主給水流量喪失)	最大値：100%以上 (注7) (主蒸気管破断) 最小値：0%以下 (注8) (主蒸気管破断)

大飯発電所3号炉		女川原子力発電所2号炉	
名称	計測範囲	プラントの状態 (注1) と予想変動範囲	
		運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時
名称	計測範囲	重大事故等時	
		炉心損傷前	炉心損傷後
蒸気発生器水位 (広域)	0~100%	最大値：約96% (注7) (蒸気発生器への過剰給水) 最小値：約10% (注8) (主給水流量喪失)	最大値：100%以上 (注7) (主蒸気管破断) 最小値：0%以下 (注8) (主蒸気管破断)
		0~100%	最大値：100%以上 (注7) (主蒸気管破断) 最小値：0%以下 (注8) (主蒸気管破断)
蒸気発生器水位 (狭域)	0~100%	最大値：約82% (注7) (蒸気発生器への過剰給水) 最小値：約0%以下 (注8) (主給水流量喪失)	最大値：100%以上 (注7) (主蒸気管破断) 最小値：0%以下 (注8) (主蒸気管破断)

泊発電所3号炉		相違理由	
名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 (注1) と予想変動範囲	
		運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時
名称	計測範囲	重大事故等時	
		炉心損傷前	炉心損傷後
蒸気発生器水位 (広域)	0~100%	最大値：約96% (注7) (蒸気発生器への過剰給水) 最小値：約16% (注8) (主給水流量喪失)	最大値：100%以上 (注7) (主蒸気管破断) 最小値：0%以下 (注8) (主給水管破断)
		0~100%	最大値：100%以上 (注7) (主蒸気管破断) 最小値：0%以下 (注8) (主給水管破断)
蒸気発生器水位 (狭域)	0~100%	最大値：約82% (注7) (蒸気発生器への過剰給水) 最小値：約0%以下 (注8) (主給水流量喪失)	最大値：100%以上 (注7) (主蒸気管破断) 最小値：0%以下 (注8) (主給水管破断)

第2表 計測装置の計測範囲 (10/19)

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

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

大飯発電所3 / 4号炉		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
名称	計測範囲	プラントの状態 (NU) と予想変動範囲		計測範囲の設定に関する考え方		通常運転時~設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するよう、2次系最高使用圧力 (8.17 MPa [gauge]) に余裕を見込んだ設定とする。重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時ににおいても監視可能である。重大事故等時に想定される範囲 (0~1,640 m ³ /h) を包絡するよう設定する。必要に応じて数値のリセットが可能であり、実運用上は想定範囲を超えても問題なく対応できる設定とする。
		運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時	重大事故等時	炉心損傷後	
主蒸気圧力	0~9 MPa [gauge]	最大値: 約 8.5 MPa [gauge] (負荷の喪失)	最大値: 約 8.4 MPa [gauge] (主給水管破断)	最大値: 約 8.8 MPa [gauge] (原子炉停止機能喪失)	最大値: 約 8.2 MPa [gauge] (過温破損)	
格納容器スプレイ積算流量	0~1,700 m ³ /h (0~10,000 m ³)	—	—	0~1,640 m ³ /h (0~約4,400 m ³)	—	

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 (NU) と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方
		運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時	重大事故等時	
主蒸気ライン圧力	0~8.5 MPa [gauge]	最大値: 約 7.8 MPa [gauge] (炉心の喪失)	最大値: 約 7.8 MPa [gauge] (原子炉停止機能喪失)	最大値: 約 8.0 MPa [gauge] (炉心損傷後)	通常運転時~設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するよう、2次系最高使用圧力 (7.48 MPa [gauge]) に余裕を見込んだ設定としている。重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時ににおいても監視可能である。重大事故等時に想定される範囲 (0~1,640 m ³ /h) を包絡するよう設定する。必要に応じて数値のリセットが可能であり、実運用上は想定範囲を超えても問題なく対応できる設定とする。
B-格納容器スプレイ格納器出口積算流量 (AM用)	0~1,300 m ³ /h (0~10,000 m ³)	—	—	0~1,640 m ³ /h (0~約4,400 m ³)	

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

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

大飯発電所3 / 4号炉				女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉				相違理由
名称	計測範囲	プラントの状態 (注1) と予想変動範囲			計測範囲の設定に 関する考え方							
		運転時の異常な過渡変化時	設計基準 事故時	重大事故等時 炉心損傷前 炉心損傷後								
格納容器再循環サンプ水位 (広域)	0~100 %	0 %	0~100 %	0~100 %超過 (注12)	通常運転時~設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するよう(56%)に余裕を見込んだ設定 (E.L.+15.5~E.L.+20.9m) とする。 計測範囲上限までは、重大事故等時における変動を監視可能である。 再循環サンプへの貯水状況を確認するため、再循環サンプ上端を包絡するよう(71%)に余裕を見込んだ設定 (E.L.+15.5~E.L.+18.1m) とする。 計測範囲上限までは、重大事故等時における変動を監視可能である。 なお、狭域水位の100%は、広域水位の約48%に相当する。							
格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	0~100 %	0 %	0~100 %超過 (注12)	0~100 %超過 (注12)								

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 (注1) と予想変動範囲			計測範囲の設定に 関する考え方
		運転時の異常な過渡変化時	設計基準 事故時	重大事故等時 炉心損傷前 炉心損傷後	
格納容器再循環サンプ水位 (広域)	0~100%	0 %	0~100%	0~100%以上 (注11)	通常運転時~設計基準事故時のパラメータ変動を包絡するよう(71%)に余裕を見込んだ設定 (T.P.10.3~15.1m) とする。 計測範囲上限までは、重大事故等時における変動を監視可能である。 再循環サンプへの貯水状況を確認するため、再循環サンプ上端を包絡するよう(71%)に余裕を見込んだ設定 (T.P.10.3~12.6m) とする。 計測範囲上限までは、重大事故等時における変動を監視可能である。 なお、狭域水位の100%は、広域水位の約48%に相当する。
格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	0~100%	0 %	0~100%以上	0~100%以上 (注11)	

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

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

大飯発電所3/4号炉				女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉				相違理由
名称	計測範囲	プラントの状態 (注) と予想変動範囲		計測範囲の設定に関する考え方	運転時の異常な過渡変化時		重大事故等時		原子炉下部キャビティ室における注水状況を確認するため、溶融炉心の冷却に必要な注水量に相当する水位に余裕を見込んだ設定 (E.L. [] m) とする。	原子炉下部キャビティ室における注水状況を確認するため、溶融炉心の冷却に必要な注水量に相当する水位に余裕を見込んだ設定 (E.L. [] m) とする。	格納容器内への注入による重大事故対策上重要な機器の水没防止を確認するため、原子炉格納容器水位が所定水位以内であることを監視できるよう、上限の注水量に相当する水位 (E.L. [] m) を設定とする。	
		通常運転時	運転時の異常な過渡変化時		設計基準事故時	重大事故等時	炉心損傷前	炉心損傷後				
原子炉下部キャビティ水位	E.L. [] m以上 (注)	-	-	-	E.L. [] m以上	-	-	E.L. [] m以上				
原子炉格納容器水位	E.L. [] m以上 (注)	-	-	-	E.L. [] m以上	-	-	E.L. [] m以上				

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 (注) と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方	
		通常運転時	運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時	重大事故等時	炉心損傷前	炉心損傷後
原子炉下部キャビティ水位	0.05 [] m T. [] m	-	-	-	ON (注)	ON (注)	重大事故等時において、原子炉下部キャビティにおける注水状況を確認するため、溶融炉心の冷却に必要な水量があることを確認できる設定 (T. [] m) とする。
格納容器水位	0.05 [] m T. [] m	-	-	-	ON (注)	ON (注)	格納容器内への注入による重大事故対策上重要な機器の水没防止を確認するため、格納容器水位が所定水位以内であることを監視できるよう、上限の注水量に相当する水位 (T.P. [] m) を設定とする。

[] 枠組みの内容は簡略化に順じ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
名称	計測範囲	プラントの状態 (注) と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方							
		通常運転時	運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時								
原子炉水位	0~100%	—	—	0~100%	重大事故等時 炉心損傷前	—	—	0~100%	重大事故等時 炉心損傷後	重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。なお、原子炉水位は加圧器の下部に位置し、加圧器水位の計測範囲とラップしないが、原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの原子炉容器内の水位を監視可能である。重大事故等時において、加圧器水位による監視ができない場合、原子炉容器内の水位及び保有水が監視でき、事故対応が可能である。		
蒸気発生器補助給水流量	0~210 m ³ /h	0 m ³ /h	0~31.3 m ³ /h	0~46.7 m ³ /h	0~92.5 m ³ /h	—	—	0~46.7 m ³ /h	—	通常運転時~設計基準事故時のパラメータ変動 (0~46.7 m ³ /h) を包絡する値として設定する。重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。		
第2表 計測装置の計測範囲 (14/19)												
名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 (注) と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方							
		通常運転時	運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時								
原子炉容器水位	0~100%	100%	100%	0~100%	0~100%	—	—	0~100%	重大事故等時 炉心損傷後	設計基準事故時のパラメータ変動を包絡する値として設定する。重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。なお、原子炉容器水位は加圧器の下部に位置し、加圧器水位の計測範囲とラップしないが、原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの原子炉容器内の水位を監視可能である。重大事故等時において、加圧器水位による監視ができない場合、原子炉容器内の水位及び保有水が監視でき、事故対応が可能となる。		
補助給水流量	0~130m ³ /h	0 m ³ /h	0~26.7m ³ /h	0~50m ³ /h	0~50m ³ /h	—	—	0~50m ³ /h	—	通常運転時~設計基準事故時のパラメータ変動 (0~50m ³ /h) を包絡するよう値として設定している。重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。		

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	
名称	計測範囲	プラントの状態 (注)と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方								
		通常運転時	運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時									
						炉心損傷前	炉心損傷後						
燃料取扱用水ピット水位	0~100%	0~100%	0~100%	0~100%	0~100%	0~100%	0~100%	0~100%	通常運転時~設計基準事故時のパラメータ変動 (0~100%) を包絡する値として設定する。重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。				
原子炉補機冷却水サージタンク水位	0~100%	0~100%	0~100%	0~100%	0~100%	0~100%	0~100%	0~100%	通常運転時~設計基準事故時のパラメータ変動 (0~100%) を包絡する値として設定する。重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。				
ほう酸タンク水位	0~100%	0~100%	0~100%	0~100%	0~100%	0~100%	0~100%	0~100%	通常運転時~設計基準事故時のパラメータ変動 (0~100%) を包絡する値として設定する。重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。				

第2表 計測装置の計測範囲 (15/19)				相違理由								
名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 (注)と予想変動範囲			計測範囲の設定に関する考え方							
		通常運転時	運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時					重大事故等時			
						炉心損傷前	炉心損傷後					
燃料取扱用水ピット水位	0~100%	0~100%	0~100%	0~100%	0~100%	0~100%	0~100%	通常運転時~設計基準事故時のパラメータ変動 (0~100%) を包絡する値として設定している。重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。				
原子炉補機冷却水サージタンク水位	0~100%	0~100%	0~100%	0~100%	0~100%	0~100%	0~100%	通常運転時~設計基準事故時のパラメータ変動 (0~100%) を包絡する値として設定している。重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。				
ほう酸タンク水位	0~100%	0~100%	0~100%	0~100%	0~100%	0~100%	0~100%	通常運転時~設計基準事故時のパラメータ変動 (0~100%) を包絡する値として設定している。重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。				

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	
名称	計測範囲	プラントの状態 (a) と予想変動範囲		計測範囲の設定に関する考え方		【大飯】 記載方針の相違 大飯はアニユラス水素濃度について、53条で整理しているのに対し、泊は計装設備として58条においても基準適合性を整理する。	
		運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時	重大事故等時	中心損傷後		通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動 (0～100%) を包絡する値として設定する。 重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。
		通常運転時	設計基準事故時	重大事故等時	中心損傷後		通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動 (0～100%) を包絡する値として設定している。 重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。
0～100%	0～100%	0～100%	0～100%	0～100%	0～100%	0～100%	
0～20 vol%	0～200°C	0～20 vol%	0～144°C	0～4 vol%	0～13 vol%	0～13 vol%	
格納容器 再循環ユニット ト入口温度/ 出口温度 (S A)	0～200°C	0～200°C	0～144°C	0～4 vol%	0～13 vol%	0～13 vol%	
原子炉補機冷却水サージタンク加圧ライン圧力	0.0～1.6MPa	0.0～1.6MPa	0.3MPa	0.3MPa	0.3MPa	0.3MPa	

名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 (a) と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方
		運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時	重大事故等時	中心損傷後	
補助給水ピット水位	0～100%	0～100%	0～100%	0～100%	0～100%	通常運転時～設計基準事故時のパラメータ変動 (0～100%) を包絡する値として設定している。 重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。
可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット	0～20 vol%	—	—	0～4 vol%	0～13 vol%	重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。
可搬型アニユラス水素濃度計測ユニット	0～20 vol%	—	—	0～1 vol%	—	重大事故等時の変動範囲は計測範囲に包絡されており、重大事故等時においても監視可能である。
可搬型温度計測装置 (格納容器内水素濃度計測ユニット/出口温度/湿度)	0～200°C	—	—	0～141°C	—	格納容器最高使用温度 (122°C) 及び重大事故等時の格納容器最高温度 (141°C) を超える温度を監視可能であり、重大事故等時に想定される範囲を包絡するように設定する。
原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型)	0～1.0MPa [range]	—	—	0～0.28MPa [range]	—	原子炉補機冷却水サージタンクの加圧目標 (0.28MPa [range]) を包絡するように計測範囲を設定する。

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
		第2表 計測装置の計測範囲 (17/19)						
		発電用原子炉の状態 (a) と予想変動範囲						
		計測範囲	通常運転時	運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時	重大事故等時		計測範囲の設定に関する考え方
							炉心損傷前	
名称	格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	10 ⁰ ~10 ¹ μSv/h	バックグラウンドレベル	バックグラウンドレベル	10 ⁰ msv/h以下	10 ⁰ msv/h以下	10 ⁰ msv/h以下	計測下限値は、原子炉格納容器内の放射線量を計測する用途専用のエリアモニタ (エアロロッキングエリアモニタ) 内検計器区域エリアモニタ) と計測範囲がオーバーラップするよう設定する。 計測上限値は、設計基準事故又は重大事故等時における計測に対して格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ) の計測下限値 (10 ⁰ msv/h) とオーバーラップするよう設定する。 計測下限値は、格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) の計測上限値 (10 ⁰ msv/h) とオーバーラップするよう設定し、炉心損傷判断の値である、10 ⁰ msv/hを超える放射線量を計測できる範囲として設定する。 計測上限値は、重大事故等時の原子炉格納容器内の放射線量を包絡し、事故時放射線計測指針で要求される測定上限値を満足するよう設定する。 重大事故等時において、変動する可能性のある範囲 (2.6 μSv/h ~ 1,000msv/h) における放射線量を監視可能。 ^{(a)(4)}
		10 ⁰ ~10 ⁰ msv/h	バックグラウンドレベル	バックグラウンドレベル	10 ⁰ msv/h以下	10 ⁰ msv/h以下	1,000msv/h以下	
	使用済燃料ピット可燃型エリアモニタ	10msv/h~1,000msv/h	—	—	—	—	—	【大飯】 記載方針の相違 ・相違理由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;">第2表 計装装置の計測範囲 (18/19)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">名称</th> <th rowspan="2">計測範囲</th> <th colspan="4">発電用原子炉の状態 (注1) と予想変動範囲</th> <th rowspan="2">計測範囲の設定に関する考え方</th> </tr> <tr> <th>通常運転時</th> <th>運転時の異常な過渡変化時</th> <th>設計基準事故時</th> <th>重大事故等時 炉心損傷前 炉心損傷後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置</td> <td>0 ~ 800℃</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>最大 500℃以下</td> <td>重大事故等時における原子炉格納容器内水素処理装置作動時に想定される温度範囲を監視可能である。</td> </tr> <tr> <td>格納容器水素イグナイタ温度監視装置</td> <td>0 ~ 800℃</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>300 ~ 500℃ 程度</td> <td>重大事故等時に格納容器水素イグナイタ周囲で水素燃焼が起こった場合に想定される温度範囲を監視可能である。</td> </tr> </tbody> </table>	名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 (注1) と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方	通常運転時	運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時	重大事故等時 炉心損傷前 炉心損傷後	原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置	0 ~ 800℃	—	—	—	最大 500℃以下	重大事故等時における原子炉格納容器内水素処理装置作動時に想定される温度範囲を監視可能である。	格納容器水素イグナイタ温度監視装置	0 ~ 800℃	—	—	—	300 ~ 500℃ 程度	重大事故等時に格納容器水素イグナイタ周囲で水素燃焼が起こった場合に想定される温度範囲を監視可能である。	<p>【大飯】 記載方針の相違 ・相違理由②</p>
名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 (注1) と予想変動範囲				計測範囲の設定に関する考え方																						
		通常運転時	運転時の異常な過渡変化時	設計基準事故時	重大事故等時 炉心損傷前 炉心損傷後																							
原子炉格納容器内水素処理装置温度監視装置	0 ~ 800℃	—	—	—	最大 500℃以下	重大事故等時における原子炉格納容器内水素処理装置作動時に想定される温度範囲を監視可能である。																						
格納容器水素イグナイタ温度監視装置	0 ~ 800℃	—	—	—	300 ~ 500℃ 程度	重大事故等時に格納容器水素イグナイタ周囲で水素燃焼が起こった場合に想定される温度範囲を監視可能である。																						

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 style="text-align: center;">第2表 計測装置の計測範囲 (19/19)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2">名称</th> <th rowspan="2">計測範囲</th> <th colspan="3">発電用原子炉の状態 (注1) と予想変動範囲</th> <th rowspan="2">計測範囲の設定に 関する考え方</th> </tr> <tr> <th>運転時の異常 な過渡変化時</th> <th>設計基準 事故時</th> <th>重大事故等時 炉心損傷前 炉心損傷後</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>使用済燃料 ビット水位 (AM用)</td> <td>T. P. 25.24m~ T. P. 32.76m</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>炉心損傷前 T. P. 31.31m 炉心損傷後</td> <td>重大事故等時において, 変動する可能性のある使用済燃料ビット上端近傍から燃料貯蔵ラック上端近傍の範囲で使用済燃料ビットの水位を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料 ビット水位 (可搬型)</td> <td>T. P. 21.30m~ T. P. 32.76m</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>T. P. 31.31m</td> <td>重大事故等時において, 変動する可能性のある使用済燃料ビット上端近傍から底部近傍の範囲で使用済燃料ビットの水位を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料 ビット温度 (AM用)</td> <td>0~100℃</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>0~100℃</td> <td>重大事故等時において, 変動する可能性のある範囲にわたり使用済燃料ビットの温度を監視可能。</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料 ビット 監視カメラ</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>重大事故等時において, 使用済燃料ビットの状況を監視可能。</td> </tr> </tbody> </table>	名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 (注1) と予想変動範囲			計測範囲の設定に 関する考え方	運転時の異常 な過渡変化時	設計基準 事故時	重大事故等時 炉心損傷前 炉心損傷後	使用済燃料 ビット水位 (AM用)	T. P. 25.24m~ T. P. 32.76m	—	—	炉心損傷前 T. P. 31.31m 炉心損傷後	重大事故等時において, 変動する可能性のある使用済燃料ビット上端近傍から燃料貯蔵ラック上端近傍の範囲で使用済燃料ビットの水位を監視可能。	使用済燃料 ビット水位 (可搬型)	T. P. 21.30m~ T. P. 32.76m	—	—	T. P. 31.31m	重大事故等時において, 変動する可能性のある使用済燃料ビット上端近傍から底部近傍の範囲で使用済燃料ビットの水位を監視可能。	使用済燃料 ビット温度 (AM用)	0~100℃	—	—	0~100℃	重大事故等時において, 変動する可能性のある範囲にわたり使用済燃料ビットの温度を監視可能。	使用済燃料 ビット 監視カメラ	—	—	—	—	重大事故等時において, 使用済燃料ビットの状況を監視可能。	<p>【大飯】 記載方針の相違 (女川実績の反映) ・相違理由①</p>
名称	計測範囲	発電用原子炉の状態 (注1) と予想変動範囲			計測範囲の設定に 関する考え方																															
		運転時の異常 な過渡変化時	設計基準 事故時	重大事故等時 炉心損傷前 炉心損傷後																																
使用済燃料 ビット水位 (AM用)	T. P. 25.24m~ T. P. 32.76m	—	—	炉心損傷前 T. P. 31.31m 炉心損傷後	重大事故等時において, 変動する可能性のある使用済燃料ビット上端近傍から燃料貯蔵ラック上端近傍の範囲で使用済燃料ビットの水位を監視可能。																															
使用済燃料 ビット水位 (可搬型)	T. P. 21.30m~ T. P. 32.76m	—	—	T. P. 31.31m	重大事故等時において, 変動する可能性のある使用済燃料ビット上端近傍から底部近傍の範囲で使用済燃料ビットの水位を監視可能。																															
使用済燃料 ビット温度 (AM用)	0~100℃	—	—	0~100℃	重大事故等時において, 変動する可能性のある範囲にわたり使用済燃料ビットの温度を監視可能。																															
使用済燃料 ビット 監視カメラ	—	—	—	—	重大事故等時において, 使用済燃料ビットの状況を監視可能。																															

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）

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>(注1) プラントの状態の定義は、以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、出力運転、高温待機、燃料取替え等の原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。 ・運転時の異常な過渡変化時：原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。 ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は希であるが、発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。 ・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の炉心の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。 <p>(注2) 120%定格出力を超えるのは短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため運転監視に影響はない。</p> <p>(注3) 事象によっては350℃を一時的に超えるが、事象の収束に伴い350℃以下となる。</p> <p>(注4) 計測範囲を一時的に超えるが、このときには1次冷却材圧力と1次冷却材温度によって原子炉の冷却状態を監視する。</p> <p>(注5) 事象によっては100%水位を一時的に超えるが、事象の収束に伴い100%以下となる。</p> <p>(注6) 計測範囲を超える場合には、AM用格納容器圧力により監視可能である。</p> <p>(注7) 計測範囲を一時的に超えるが、100%以上であることで冷却されていることを監視可能。</p> <p>(注8) 計測範囲を一時的に超えるのは、破断側の蒸気発生器においてであり、破断のない側の蒸気発生器の水位は監視可能。</p> <p>(注9) 計測範囲を超えるが、蒸気発生器がドライアウトしていることを監視可能。</p> <p>(注10) 計測範囲を一時的に超えるが、蒸気発生器水位（広域）にて監視可能。</p> <p>(注11) 代替格納容器スプレイ等により、原子炉格納容器内に積算注水量制限値まで注水した場合に計測レンジ100%を超えるが、積算流量計によって監視可能。更に、原子炉格納容器水位により水位の直接検知が可能である。</p> <p>(注12) 計測範囲を超える場合は、格納容器再循環サンプ水位（広域）で計測可能。</p> <p>(注13) 水位が検出器に到達した場合にONになる。</p>	<p>*1：発電用原子炉の状態の定義は、以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通常運転時：計画的に行なわれる起動、停止、運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。 ・運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障もしくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。 ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は希であるが、発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。 ・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。 <p>*2：定格出力時の値に対する比率で示す。</p> <p>*3：500℃以上となる場合があるが、炉心損傷と判断し冷却未達を判断する上では問題ない。</p> <p>*4：ATWS=発電用原子炉の運転を緊急に停止することができない事象が発生するおそれがある場合又は当該事象が発生した場合。</p> <p>*5：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより1,313cm上のところとする（ドライヤスカート底部付近）。</p> <p>*6：計測範囲の零は、原子炉圧力容器零レベルより900cm上のところとする（有効燃料棒頂部付近）。</p> <p>*7：計測範囲の零は、原子炉格納容器下部（圧力容器ベダスタル底部）のところとする。</p> <p>*8：計測範囲の零は、ドライウエル床面のところとする。</p> <p>*9：炉心損傷は、原子炉停止後の経過時間における格納容器内雰囲気放射線モニタの値で判断する。原子炉停止直後に炉心損傷した場合の判断値は約10Sv/h（経過時間とともに判断値は低くなる）であり、炉心損傷しないことからこの値を下回る。</p> <p>*10：炉心損傷前にベントすることを想定した保守的な線量率（炉心損傷の判断値（停止直後で約10Sv/h）を包絡）。</p> <p>*11：計測範囲の零は、使用済燃料貯蔵ラック上端（O.P.25920mm）のところとする。</p> <p>*12：計器の計測範囲において計測が可能である。</p> <p>*13：700℃以上となる場合があるが、原子炉圧力容器破損を検知する上では問題ない。</p>	<p>(注1) 発電用原子炉の状態の定義は、以下のとおり。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・通常運転時：計画的に行われる起動、停止、運転、高温停止、冷温停止、燃料取替等の発電用原子炉施設の運転であって、その運転状態が所定の制限内にあるもの。通常運転時に想定される設計値を記載。 ・運転時の異常な過渡変化時：発電用原子炉施設の寿命期間中に予想される機器の単一故障若しくは誤動作又は運転員の単一の誤操作、及びこれらと類似の頻度で発生すると予想される外乱によって生ずる異常な状態。運転時の異常な過渡変化時に想定される設計値を記載。 ・設計基準事故時：「運転時の異常な過渡変化」を超える異常な状態であって、発生する頻度は希であるが、発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定されるもの。設計基準事故時に想定される設計値を記載。 ・重大事故等時：発電用原子炉施設の安全設計の観点から想定される事故を超える事故の発生により、発電用原子炉の著しい損傷が発生するおそれがある状態又は炉心の著しい損傷が発生した状態。重大事故等時に想定される設計値を記載。 <p>(注2) 120%定格出力を超えるのは短期間であり、かつ出力上昇及び下降は急峻であるため運転監視に影響はない。</p> <p>(注3) 事象によっては350℃を一時的に超えるが、事象の収束に伴い350℃以下となる。</p> <p>(注4) 計測範囲を一時的に超えるが、このときには1次冷却材圧力（広域）と1次冷却材温度（広域-高温側）によって原子炉の冷却状態を監視する。</p> <p>(注5) 事象によっては100%水位を一時的に超えるが、事象の収束に伴い100%以下となる。</p> <p>(注6) 計測範囲を超える場合には、格納容器圧力（AM用）により監視可能である。</p> <p>(注7) 計測範囲を一時的に超えるが、100%以上であることで冷却されていることを監視可能。</p> <p>(注8) 計測範囲を一時的に超えるのは、破断側の蒸気発生器においてであり、破断のない側の蒸気発生器の水位は監視可能。</p> <p>(注9) 計測範囲を超えるが、蒸気発生器がドライアウトしていることを監視可能。</p> <p>(注10) 計測範囲を一時的に超えるが、蒸気発生器水位（広域）にて監視可能。</p> <p>(注11) 代替格納容器スプレイ等により、原子炉格納容器内に積算注水量制限値まで注水した場合に計測レンジ100%を超えるが、積算流量計によって監視可能。さらに、原子炉格納容器水位により水位の直接検知が可能である。</p> <p>(注12) 計測範囲を超える場合は、格納容器再循環サンプ水位（広域）で計測可能。</p> <p>(注13) 水位が検出器に到達した場合にONになる。</p> <p>(注14) 放射線量率の1,000mSv/hは、使用済燃料ピット可搬型</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【女川】 記載表現の相違</p> <p>【大飯】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】</p>

泊発電所3号炉 SA基準適合性 比較表

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

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

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
		エリアモニタ設置箇所における放射線量率の最大値（約 $1 \times 10^8 \mu\text{Sv/h}$ ）を鉛遮蔽によって減衰させた後の値。	記載方針の相違 ・相違理由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6表 可搬型計測器の測定範囲</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>測定範囲等</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1次冷却材圧力</td> <td>0~20.6 MPaに相当する検出器からの電気信号を計測</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材高温側温度 (広域)</td> <td>測温抵抗体の計測範囲である 0~400℃の抵抗表をもとに外挿法にて抵抗値を近似することで、検出器内部の温度素子の耐熱温度である 500℃程度までの温度測定が可能。 測定は、1次冷却材高温側温度 (広域) を優先する。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材低温側温度 (広域)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>高压注入流量</td> <td>0~400m³/hに相当する検出器からの電気信号を計測</td> </tr> <tr> <td>余熱除去流量</td> <td>0~1,300m³/hに相当する検出器からの電気信号を計測</td> </tr> <tr> <td>相設代替紙圧注水積算流量</td> <td>0~160 m³/hに相当する検出器からの電気信号を計測</td> </tr> <tr> <td>加圧器水位</td> <td>0~100%に相当する検出器からの電気信号を計測</td> </tr> <tr> <td>格納容器スプレイ積算流量</td> <td>0~1,700 m³/hに相当する検出器からの電気信号を計測</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>測温抵抗体の計測範囲である 0~220℃の抵抗表をもとに外挿法にて抵抗値を近似することで、検出器内部の温度素子の耐熱温度である 500℃程度までの温度測定が可能。</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力 (広域)</td> <td>-50~450 kPaに相当する検出器からの電気信号を計測</td> </tr> <tr> <td>AM用格納容器圧力</td> <td>0~1.5 MPaに相当する検出器からの電気信号を計測</td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環サンプ水位 (広域)</td> <td>0~100%に相当する検出器からの電気信号を計測</td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環サンプ水位 (狭域)</td> <td>格納容器再循環サンプ水位 (広域) の計測範囲は、格納容器再循環サンプ水位 (狭域) の計測範囲を包摂しているため、格納容器再循環サンプ水位 (広域) を優先する。</td> </tr> <tr> <td>原子炉下部キャビティ水位</td> <td>検出器からの ON-OFF 信号に相当する検出器の抵抗値を計測</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器水位</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉水位</td> <td>0~100%に相当する検出器からの電気信号を計測</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器水位 (広域)</td> <td>0~100%に相当する検出器からの電気信号を計測</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器水位 (狭域)</td> <td>蒸気発生器水位 (広域) は蒸気発生器水位 (狭域) の計測範囲を包摂しているため、蒸気発生器水位 (広域) を優先する。</td> </tr> <tr> <td>主蒸気圧力</td> <td>0~9 MPaに相当する検出器からの電気信号を計測</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水サージタンク水位</td> <td>0~100%に相当する検出器からの電気信号を計測</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器補助給水流量</td> <td>0~210 m³/hに相当する検出器からの電気信号を計測</td> </tr> <tr> <td>燃料取替用水ピット水位</td> <td>0~100%に相当する検出器からの電気信号を計測</td> </tr> <tr> <td>ほう酸タンク水位</td> <td>0~100%に相当する検出器からの電気信号を計測</td> </tr> <tr> <td>復水ピット水位</td> <td>0~100%に相当する検出器からの電気信号を計測</td> </tr> </tbody> </table>	監視パラメータ	測定範囲等	1次冷却材圧力	0~20.6 MPaに相当する検出器からの電気信号を計測	1次冷却材高温側温度 (広域)	測温抵抗体の計測範囲である 0~400℃の抵抗表をもとに外挿法にて抵抗値を近似することで、検出器内部の温度素子の耐熱温度である 500℃程度までの温度測定が可能。 測定は、1次冷却材高温側温度 (広域) を優先する。	1次冷却材低温側温度 (広域)		高压注入流量	0~400m ³ /hに相当する検出器からの電気信号を計測	余熱除去流量	0~1,300m ³ /hに相当する検出器からの電気信号を計測	相設代替紙圧注水積算流量	0~160 m ³ /hに相当する検出器からの電気信号を計測	加圧器水位	0~100%に相当する検出器からの電気信号を計測	格納容器スプレイ積算流量	0~1,700 m ³ /hに相当する検出器からの電気信号を計測	格納容器内温度	測温抵抗体の計測範囲である 0~220℃の抵抗表をもとに外挿法にて抵抗値を近似することで、検出器内部の温度素子の耐熱温度である 500℃程度までの温度測定が可能。	格納容器圧力 (広域)	-50~450 kPaに相当する検出器からの電気信号を計測	AM用格納容器圧力	0~1.5 MPaに相当する検出器からの電気信号を計測	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	0~100%に相当する検出器からの電気信号を計測	格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	格納容器再循環サンプ水位 (広域) の計測範囲は、格納容器再循環サンプ水位 (狭域) の計測範囲を包摂しているため、格納容器再循環サンプ水位 (広域) を優先する。	原子炉下部キャビティ水位	検出器からの ON-OFF 信号に相当する検出器の抵抗値を計測	原子炉格納容器水位		原子炉水位	0~100%に相当する検出器からの電気信号を計測	蒸気発生器水位 (広域)	0~100%に相当する検出器からの電気信号を計測	蒸気発生器水位 (狭域)	蒸気発生器水位 (広域) は蒸気発生器水位 (狭域) の計測範囲を包摂しているため、蒸気発生器水位 (広域) を優先する。	主蒸気圧力	0~9 MPaに相当する検出器からの電気信号を計測	原子炉補機冷却水サージタンク水位	0~100%に相当する検出器からの電気信号を計測	蒸気発生器補助給水流量	0~210 m ³ /hに相当する検出器からの電気信号を計測	燃料取替用水ピット水位	0~100%に相当する検出器からの電気信号を計測	ほう酸タンク水位	0~100%に相当する検出器からの電気信号を計測	復水ピット水位	0~100%に相当する検出器からの電気信号を計測			<p>【大阪】 記載方針の相違 (女川実績の反映)</p>
監視パラメータ	測定範囲等																																																				
1次冷却材圧力	0~20.6 MPaに相当する検出器からの電気信号を計測																																																				
1次冷却材高温側温度 (広域)	測温抵抗体の計測範囲である 0~400℃の抵抗表をもとに外挿法にて抵抗値を近似することで、検出器内部の温度素子の耐熱温度である 500℃程度までの温度測定が可能。 測定は、1次冷却材高温側温度 (広域) を優先する。																																																				
1次冷却材低温側温度 (広域)																																																					
高压注入流量	0~400m ³ /hに相当する検出器からの電気信号を計測																																																				
余熱除去流量	0~1,300m ³ /hに相当する検出器からの電気信号を計測																																																				
相設代替紙圧注水積算流量	0~160 m ³ /hに相当する検出器からの電気信号を計測																																																				
加圧器水位	0~100%に相当する検出器からの電気信号を計測																																																				
格納容器スプレイ積算流量	0~1,700 m ³ /hに相当する検出器からの電気信号を計測																																																				
格納容器内温度	測温抵抗体の計測範囲である 0~220℃の抵抗表をもとに外挿法にて抵抗値を近似することで、検出器内部の温度素子の耐熱温度である 500℃程度までの温度測定が可能。																																																				
格納容器圧力 (広域)	-50~450 kPaに相当する検出器からの電気信号を計測																																																				
AM用格納容器圧力	0~1.5 MPaに相当する検出器からの電気信号を計測																																																				
格納容器再循環サンプ水位 (広域)	0~100%に相当する検出器からの電気信号を計測																																																				
格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	格納容器再循環サンプ水位 (広域) の計測範囲は、格納容器再循環サンプ水位 (狭域) の計測範囲を包摂しているため、格納容器再循環サンプ水位 (広域) を優先する。																																																				
原子炉下部キャビティ水位	検出器からの ON-OFF 信号に相当する検出器の抵抗値を計測																																																				
原子炉格納容器水位																																																					
原子炉水位	0~100%に相当する検出器からの電気信号を計測																																																				
蒸気発生器水位 (広域)	0~100%に相当する検出器からの電気信号を計測																																																				
蒸気発生器水位 (狭域)	蒸気発生器水位 (広域) は蒸気発生器水位 (狭域) の計測範囲を包摂しているため、蒸気発生器水位 (広域) を優先する。																																																				
主蒸気圧力	0~9 MPaに相当する検出器からの電気信号を計測																																																				
原子炉補機冷却水サージタンク水位	0~100%に相当する検出器からの電気信号を計測																																																				
蒸気発生器補助給水流量	0~210 m ³ /hに相当する検出器からの電気信号を計測																																																				
燃料取替用水ピット水位	0~100%に相当する検出器からの電気信号を計測																																																				
ほう酸タンク水位	0~100%に相当する検出器からの電気信号を計測																																																				
復水ピット水位	0~100%に相当する検出器からの電気信号を計測																																																				

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
(大飯なし)	(泊なし)	(大飯なし)	(泊なし)
表 58-6-3 計測装置の警報動作範囲(1/1)			
名称	警報動作範囲	警報動作範囲	相違理由
起動機電ユニット (中間加温)	ベリオリド: 10%以上	ベリオリド: 10%以上	
平均出力機電ユニット	<p>プラント起動運転時の燃料棒制御引当等に伴う異常反応度付分による燃料相違を防止するため、出方の異常上昇を検知し、原子炉をスクラムさせる。プラント起動時に出力上昇を伴った異常反応度付分のうち、最も大きなものは燃料棒制御引当超過異常化に引き、動作が安全限界を超える前に原子炉をスクラムさせるよう設定するものとし、また、起動機電ユニットシステムの異常化によるスクラム発生も考慮し、10%以上を設定額とする。</p> <p>プラント運転時の異常反応度付分による燃料相違を目的とし、異常時に原子炉をスクラムさせる。通常の運転中の中性子束の変動による正常なスクラムを避ける値として10%以上とする。</p> <p>プラント起動時の異常反応度付分による燃料・プランとの反応性を保ちつつ、通常の運転中の中性子束の変動による正常なスクラムを避ける値として10%以上とする。</p> <p>プラント起動時の異常反応度付分による燃料相違を目的とし、異常時に原子炉をスクラムさせる。通常の運転中の中性子束の変動による正常なスクラムを避ける値として10%以上とする。</p> <p>炉水加温異常等による燃料棒制御引当超過異常化の検出に引き、燃料の過熱運転を防止する。燃料の過熱運転を防止するよう自動的にスクラムさせる。炉水加温異常等による燃料棒制御引当超過異常化の検出に引き、燃料の過熱運転を防止する。燃料の過熱運転を防止するよう自動的にスクラムさせる。</p>	<p>プラント起動時の異常反応度付分による燃料相違を目的とし、異常時に原子炉をスクラムさせる。通常の運転中の中性子束の変動による正常なスクラムを避ける値として10%以上とする。</p> <p>プラント起動時の異常反応度付分による燃料相違を目的とし、異常時に原子炉をスクラムさせる。通常の運転中の中性子束の変動による正常なスクラムを避ける値として10%以上とする。</p> <p>炉水加温異常等による燃料棒制御引当超過異常化の検出に引き、燃料の過熱運転を防止する。燃料の過熱運転を防止するよう自動的にスクラムさせる。</p> <p>炉水加温異常等による燃料棒制御引当超過異常化の検出に引き、燃料の過熱運転を防止する。燃料の過熱運転を防止するよう自動的にスクラムさせる。</p>	<p>【女川】 設備設計の相違 (有効性評価結果の相違。大飯と同様)</p>

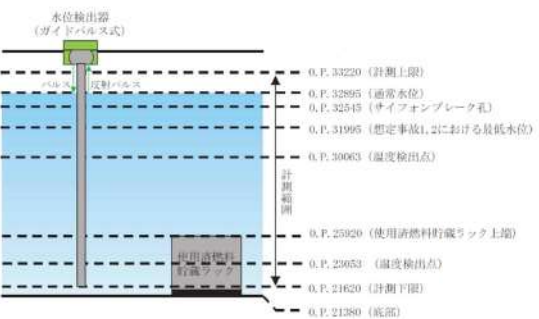
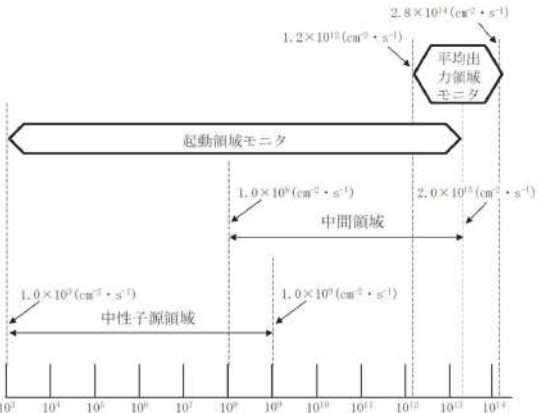
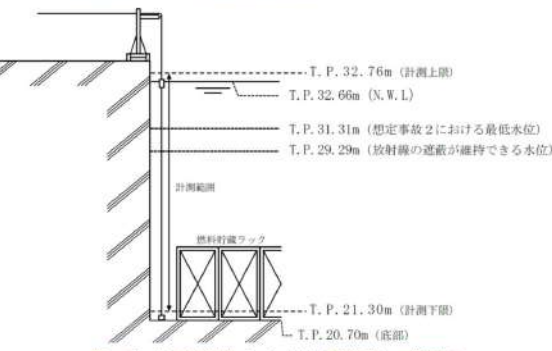
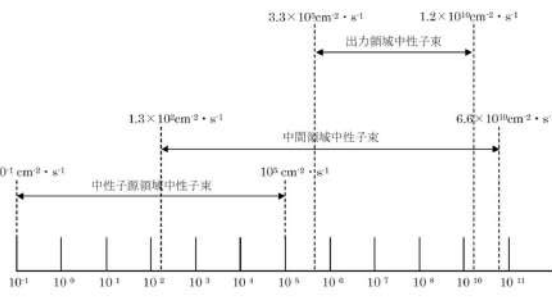
灰色: 女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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)

大飯発電所3/4号炉	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: right;">参考資料</p> <p>原子炉水位、使用済燃料プール水位の概要図と計測範囲との関係</p> <p>1. 原子炉水位</p> <div data-bbox="676 327 1220 699" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">図 58-6-66 原子炉水位の概要図</p> <div data-bbox="676 758 1220 794" 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>2. 使用済燃料プール水位</p> <p>(1) 使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)</p> <div data-bbox="676 949 1220 1220"> </div> <p style="text-align: center;">図 58-6-67 使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) の概要図</p>	<p style="text-align: right;">参考資料</p> <p>使用済燃料ピット水位の概要図と計測範囲との関係及び核計装の計測範囲</p> <p>1. 使用済燃料ピット水位</p> <p>(1) 使用済燃料ピット水位 (AM用)</p> <div data-bbox="1249 933 1818 1276"> </div> <p style="text-align: center;">第42図 使用済燃料ピット水位 (AM用) の概要図</p>	<p>【女川】 設備構成の相違 女川は、広帯域、燃料域、SA広帯域及びSA燃料域の計4つの原子炉水位があるが、泊は原子炉容器水位1つであり加圧器水位とも計測範囲がラップしないため、概要図と計測範囲との関係を記載していない。</p> <p>【女川】 設備名称の相違 記載内容の明確化</p> <p>【女川】 設備名称の相違</p>

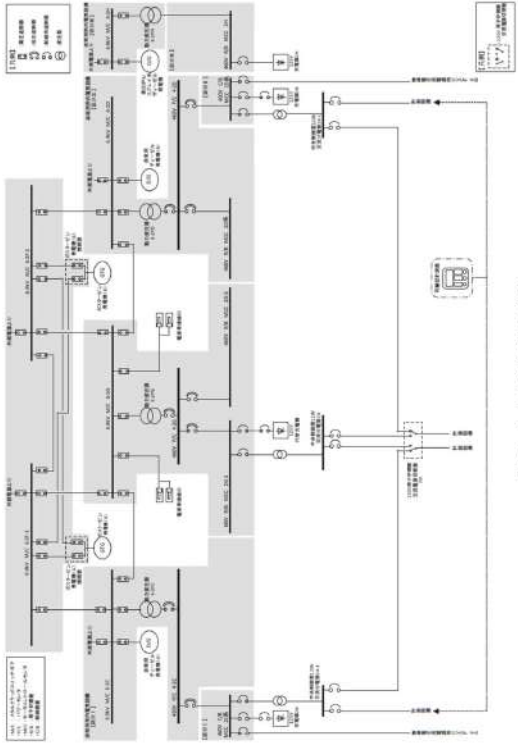
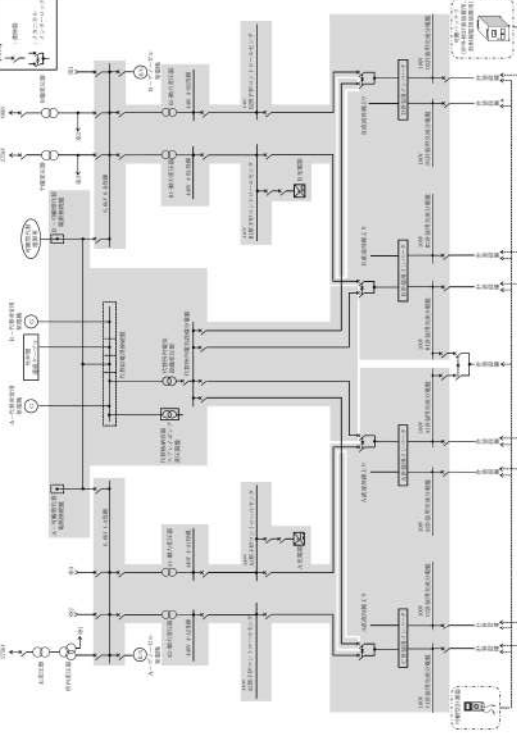
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>(2) 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)</p>  <p>図 58-6-68 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) の概要図</p> <p>3. 核計装</p>  <p>図 58-6-69 核計装の概要図</p>	<p>(2) 使用済燃料ピット水位 (可搬型)</p>  <p>第43図 使用済燃料ピット水位 (可搬型) の概要図</p> <p>2. 核計装</p>  <p>第44図 核計装の概要図</p>	

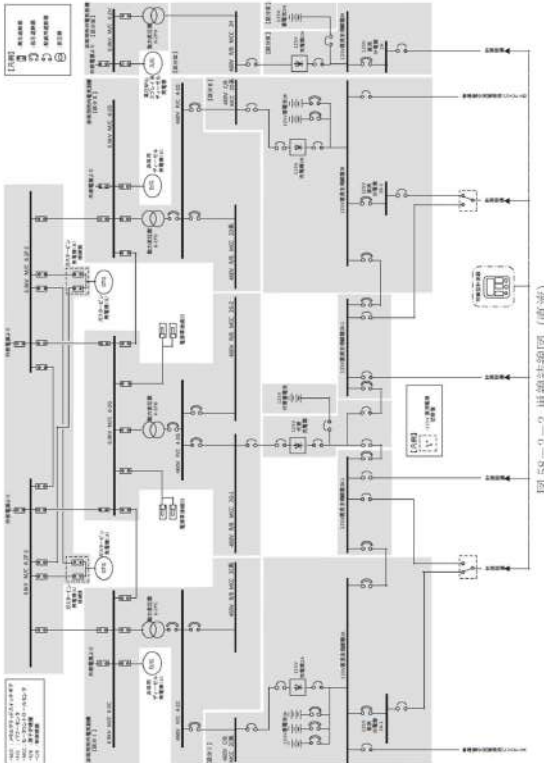
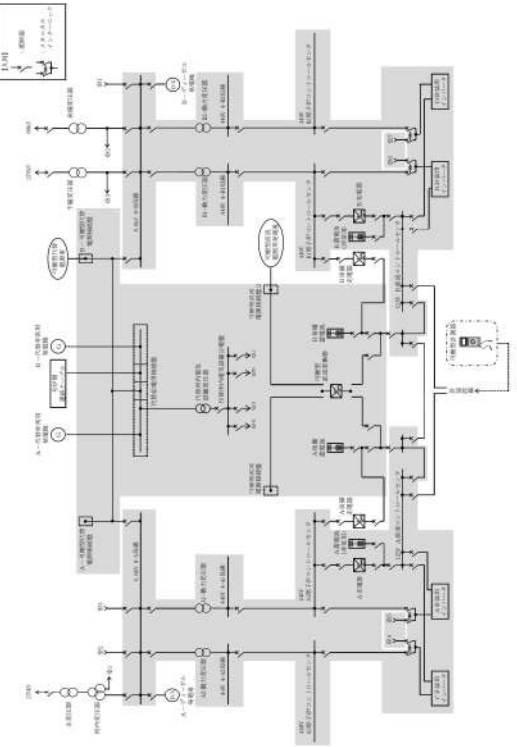
灰色:女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(大飯該当資料なし)</p>	<p>58-2 単線結線図</p>  <p>図 58-2-1 単線結線図 (交流)</p>	<p>58-6 単線結線図</p>  <p>第1図 単線結線図 (交流)</p>	<p>【女川】資料番号の相違</p> <p>【女川】設備構成の相違 ・電源 (交流) 構成の相違</p>

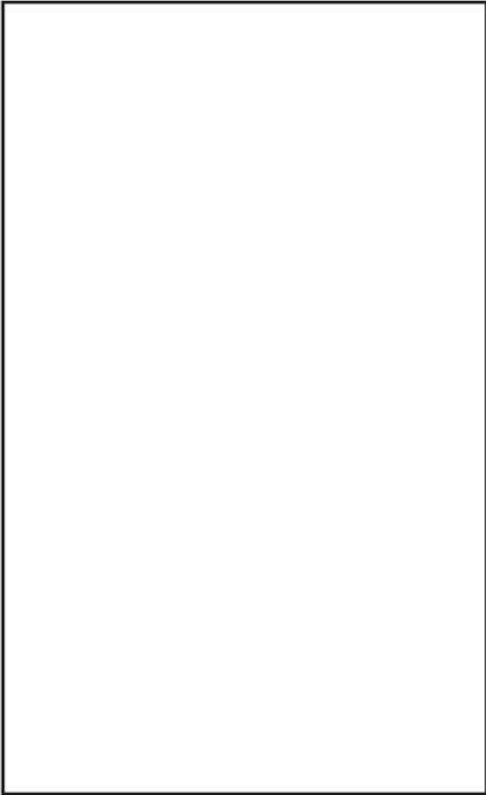
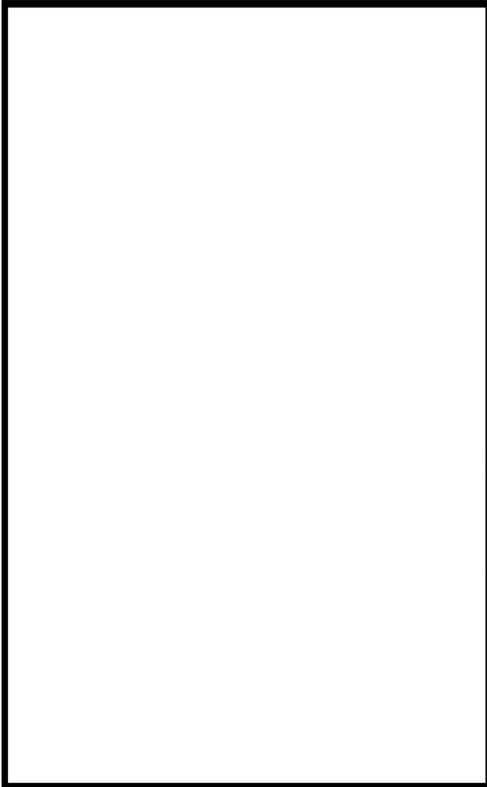
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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>(大飯該当資料なし)</p>	 <p>図58-2-2 単線結線図 (直流)</p>	 <p>第9図 単線結線図 (直流)</p>	<p>【女川】設備構成の相違 ・電源 (直流) 構成の相違</p>

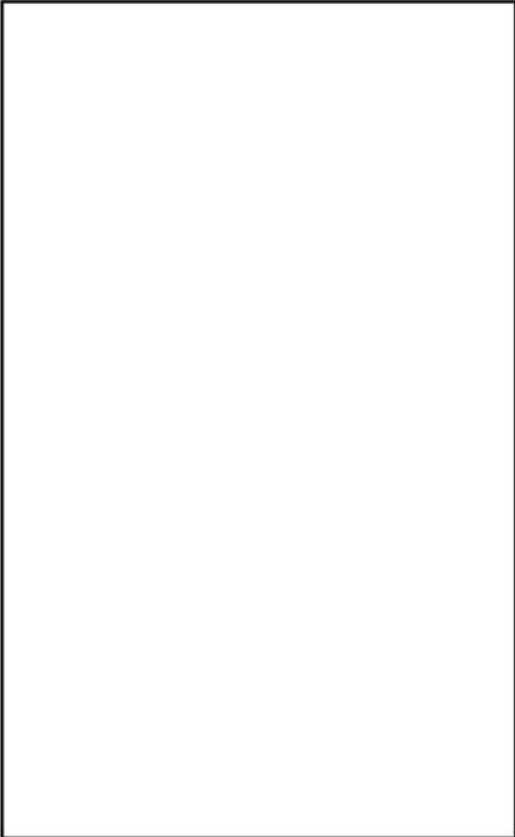
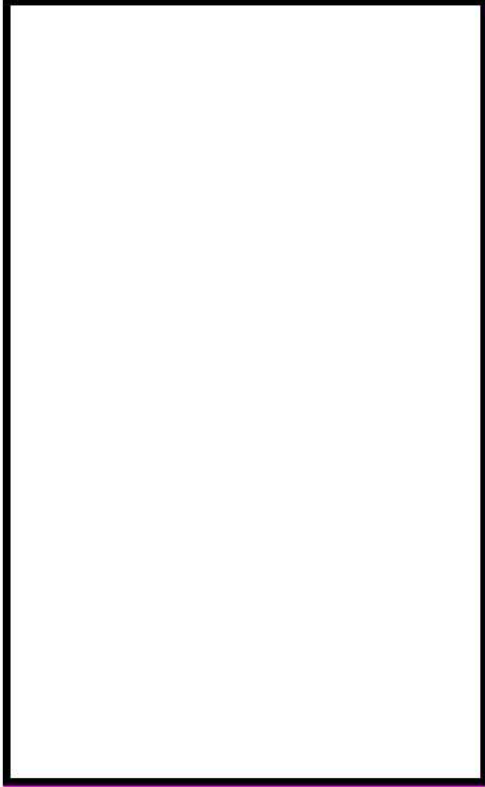
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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>(大飯該当資料なし)</p>	<p>58-7 アクセスルート図</p>  <p style="writing-mode: vertical-rl; font-size: small;">図58-7-1 ファイルタ装置出口水蒸気放散機作動場所へのアクセスルート (制御建屋地上3階) 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p>58-7 アクセスルート図</p>  <p style="writing-mode: vertical-rl; font-size: small;">第1区 可搬物は調整塔設置場所へのアクセスルート 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p>マスキング対象であり比較対象外とする。 以降、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)

大飯発電所3 / 4号炉	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58-7-2 フィルタ駆動出口水蒸気減圧弁駆動所へのアクセスルート (原子炉建屋地上層) 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="text-align: center;">第2図 可搬型温度計測装置 (伝導型センサー) 接続場所へのアクセスルート 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

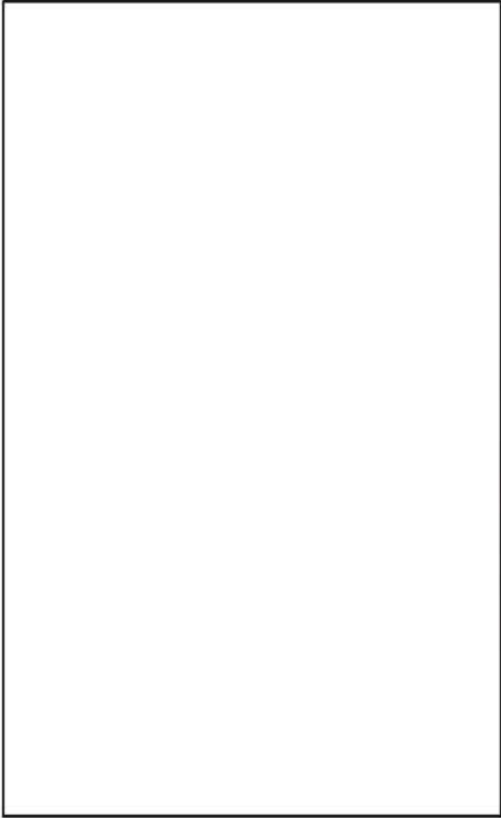
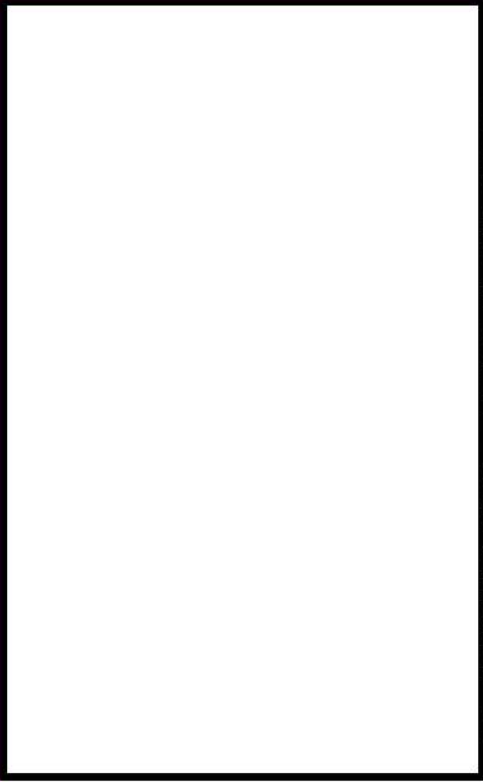
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<div data-bbox="667 156 1173 986" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1173 159 1227 507" style="border: 1px solid black; padding: 2px; font-size: small;"> 特開みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </div> <div data-bbox="1173 284 1196 868" style="font-size: x-small; margin-top: 10px;"> 図 58-7-3 フィルタ装置出口水素濃度操作場所へのアクセスルート (原子炉建屋地上1階) </div>	<div data-bbox="1254 156 1738 944" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1738 242 1765 906" style="font-size: x-small; margin-top: 10px;"> 第3項 可搬型温度計測装置 (格納容器内循環ユニット出入口温度/出口温度) 格納場所へのアクセスルート </div> <div data-bbox="1456 954 1814 973" style="border: 1px solid black; padding: 2px; font-size: x-small; margin-top: 10px;"> 特開みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </div>	

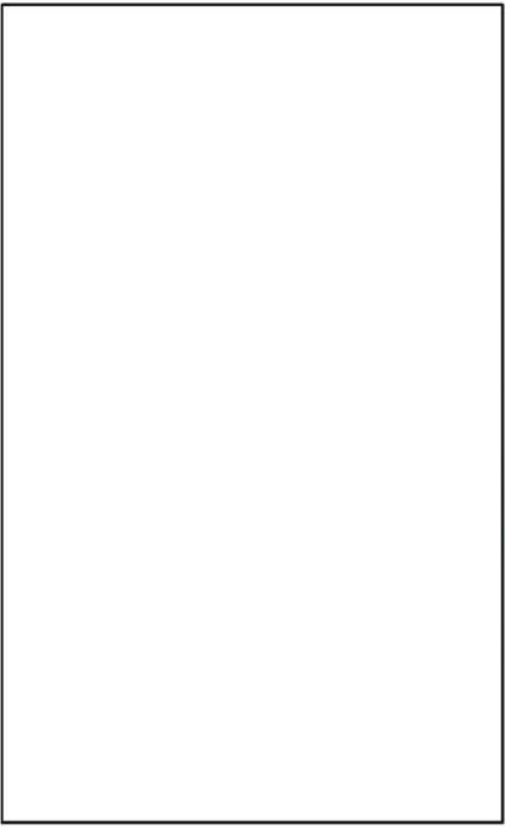
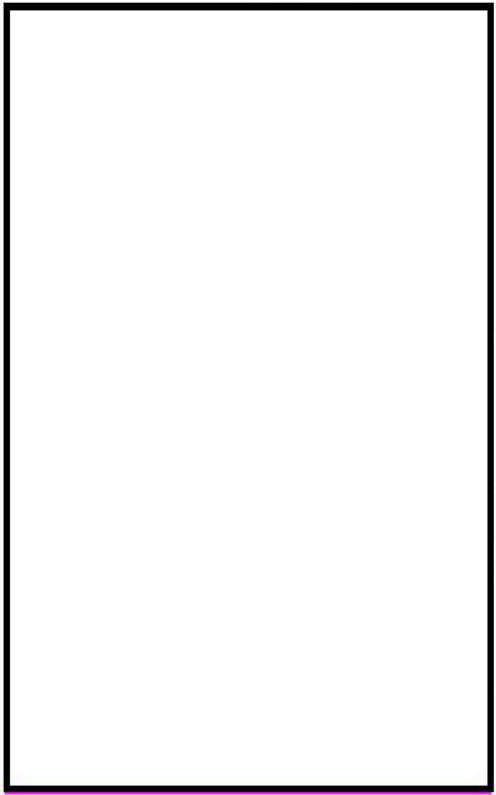
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大阪発電所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; text-orientation: upright;">図 58-7-4 可能電計測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; text-orientation: upright;">第4図 可能電圧測定計測装置 (格納容器再循環ユニット入口風区/出口風区) 接続場所へのアクセスルート 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p style="text-align: center;">図58-7-5 可搬型計測器接続場所へのアクセスルート (測距距離地上2階) 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	 <p style="text-align: center;">図58 原子炉補給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 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="672 151 1176 981" style="border: 1px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="1176 151 1220 981" style="border: 1px solid black; padding: 2px; font-size: small;"> 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) 枠囲みの内容は防壁上の観点から公開できません。 </div>	<div data-bbox="1254 151 1736 941" style="border: 1px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="1736 151 1780 941" style="border: 1px solid black; padding: 2px; font-size: small;"> 第6区 原子炉補機冷却水サーージタンク圧力 (可搬型) 接続場所へのアクセスルート 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </div>	

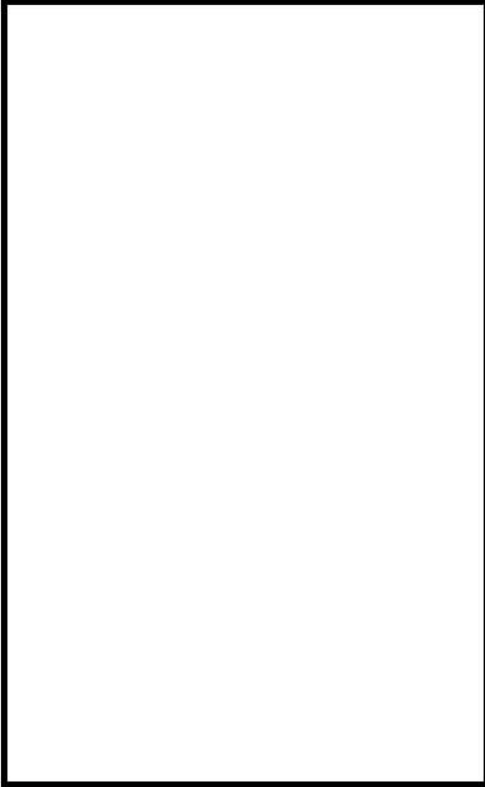
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<div data-bbox="1249 146 1738 944" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1738 309 1765 836" style="writing-mode: vertical-rl; position: absolute; right: 0; top: 50%; transform: translateY(-50%); font-size: small;"> 第7図 原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型) 接続場所へのアクセスルート </div> <div data-bbox="1451 954 1814 973" style="font-size: x-small; margin-top: 10px;"> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </div>	

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<div style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%; display: flex; align-items: center; justify-content: center;">  </div> <p style="text-align: center; margin-top: 10px;"> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </p>	

第8回 使用済燃料ヒット水戻 (可搬型) 核燃料燃焼所へのアクセスルート

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<div data-bbox="1256 145 1742 943" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1458 954 1816 970" style="font-size: small;"> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </div>	

第9回 使用済燃料ピット本位 (可搬型) 最終処分へのアクセスルート

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<div style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p style="text-align: right; font-size: small;">第10図 使用済燃料ピット可搬型エアリアモニタリング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>	

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

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 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 145 1742 938" style="border: 2px solid black; height: 497px; width: 217px;"></div> <div data-bbox="1742 331 1765 807" style="writing-mode: vertical-rl; font-size: small;">第11図、使用済燃料ピット可搬型ユリアモニタ系統場所へのアクセスルート</div> <div data-bbox="1458 951 1816 967" style="font-size: x-small;">□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</div>	

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<div data-bbox="1249 145 1742 943" style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="1742 331 1765 810" style="writing-mode: vertical-rl; font-size: small;"> 第12図 使用済燃料ピット可燃物エリアモニタ接続場所へのアクセスルート </div> <div data-bbox="1451 954 1816 970" style="font-size: x-small;"> [] 特開みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </div>	

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<div data-bbox="1256 150 1738 938" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1738 331 1765 807" style="writing-mode: vertical-rl; position: absolute; right: 0; top: 50%; transform: translateY(-50%); font-size: small;"> 第13図 使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置設置経路所へのアクセスルート </div> <div data-bbox="1458 951 1809 967" style="text-align: center; font-size: x-small;"> □ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </div>	

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<div data-bbox="1256 148 1742 943" style="border: 2px solid black; height: 498px; width: 217px;"></div> <div data-bbox="1742 331 1765 810" style="writing-mode: vertical-rl; font-size: small;"> 第11図 使用済燃料ピット監視カメラ等赤外線接続場所へのアクセスルート </div> <div data-bbox="1458 954 1809 970" style="font-size: x-small;"> □ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </div>	

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<div data-bbox="1256 145 1742 938" style="border: 2px solid black; height: 497px; width: 217px;"></div> <div data-bbox="1453 954 1814 970" style="font-size: small;"> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </div>	

第15図 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット接続場所へのアクセスルート

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<div data-bbox="1249 145 1742 938" style="border: 2px solid black; height: 497px; width: 220px;"></div> <div data-bbox="1451 949 1809 965" style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin-left: 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>	

第16図 可搬型格納容器内本蒸気発生器ユニット接続場所へのアクセスルート

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

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

大阪発電所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 145 1742 943" style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="1451 951 1812 970" style="font-size: small;"> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </div>	

第17回 可搬型格納容器部内水素濃度計測ユニット接続場所へのアクセスルート

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

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 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; width: 100%; height: 100%; display: flex; align-items: center; justify-content: center;"> <div style="writing-mode: vertical-rl; font-size: small; margin-right: 10px;">第18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ークセスレート</div> <div style="border: 1px solid black; width: 80%; height: 80%;"></div> </div> <p style="text-align: center; margin-top: 10px;"> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </p>	

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<div data-bbox="1256 145 1742 938" style="border: 2px solid black; height: 497px; width: 217px;"></div> <div data-bbox="1453 954 1809 970" style="font-size: small;"> 特開みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </div>	

第19図 可搬型アニュウクス水蒸気発生炉用ユニット接続場所へのアクセスルート

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

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

第58条 計装設備（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																						
<p>58-9 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について</p>	<p>58-8 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について</p>	<p>58-8 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について</p>	<p>【女川】炉型の相違 ・PWRとBWRで想定される重大事故等及び対処するための監視パラメータが異なるため、比較対象外としている。以降、本資料内において同じ。</p>																																																																																																						
<p>(a) 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について</p>	<p>(a) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉圧力容器内の温度）</p>	<p>(a) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他グループを除く）による推定方法について（原子炉圧力容器内の温度）</p>	<p>【大飯】記載方針の相違 ・泊は、女川に合わせて以下の項目の代替パラメータによる推定方法及び参考資料を記載した。</p>																																																																																																						
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉圧力容器内の温度</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>1次冷却材高温度側温度（広域）</td> <td>0~400℃</td> <td>最大値：約342℃</td> </tr> <tr> <td></td> <td>1次冷却材低温度側温度（広域）</td> <td>0~400℃</td> <td>最大値：約340℃</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td colspan="3">1次冷却材低温度側温度（広域） （1次冷却材高温度側温度（広域）の代替） 1次冷却材高温度側温度（広域） （1次冷却材低温度側温度（広域）の代替）</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">重大事故等において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することである。 特に原子炉冷却材喪失事故時において、安全注入に期待できない場合、1次系保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、冷却施設が浸れると炉心損傷に至る。 このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視することが重要である。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">原子炉圧力容器内の温度の主要パラメータである1次冷却材高温度側温度（広域）又は1次冷却材低温度側温度（広域）の計測が困難になった場合、代替パラメータの1次冷却材低温度側温度（広域）又は1次冷却材高温度側温度（広域）により、原子炉圧力容器内の温度を推定（測定）する。 これら2種類が各グループに設置されており、各々が代替パラメータとなり、互いに推定（測定）する。</td> </tr> <tr> <td>推定の評価</td> <td colspan="3">2種類の温度計は各グループに同じ仕様のもので設置しており、1次冷却材の温度計により、事故時の炉心の冷却状態を監視する目的において、互いに推定（測定）しても問題となることはなく、炉心損傷[※]防止対策に必要な情報を得ることができる。 原子炉圧力容器内の温度を操作判断に用いている炉心損傷防止対策の有効性評価の解析結果を例に挙げ、推定の適用性について確認した結果、全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAが発生する場合）事象において、1次冷却材高温度側温度（広域）と1次冷却材低温度側温度（広域）の温度差は、約10℃程度であり、この温度差が炉心損傷防止対策における操作判断に与える影響は軽微であるため、推定（測定）することができる。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉圧力容器内の温度			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	1次冷却材高温度側温度（広域）	0~400℃	最大値：約342℃		1次冷却材低温度側温度（広域）	0~400℃	最大値：約340℃	代替パラメータ	1次冷却材低温度側温度（広域） （1次冷却材高温度側温度（広域）の代替） 1次冷却材高温度側温度（広域） （1次冷却材低温度側温度（広域）の代替）			計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することである。 特に原子炉冷却材喪失事故時において、安全注入に期待できない場合、1次系保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、冷却施設が浸れると炉心損傷に至る。 このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視することが重要である。			推定方法	原子炉圧力容器内の温度の主要パラメータである1次冷却材高温度側温度（広域）又は1次冷却材低温度側温度（広域）の計測が困難になった場合、代替パラメータの1次冷却材低温度側温度（広域）又は1次冷却材高温度側温度（広域）により、原子炉圧力容器内の温度を推定（測定）する。 これら2種類が各グループに設置されており、各々が代替パラメータとなり、互いに推定（測定）する。			推定の評価	2種類の温度計は各グループに同じ仕様のもので設置しており、1次冷却材の温度計により、事故時の炉心の冷却状態を監視する目的において、互いに推定（測定）しても問題となることはなく、炉心損傷 [※] 防止対策に必要な情報を得ることができる。 原子炉圧力容器内の温度を操作判断に用いている炉心損傷防止対策の有効性評価の解析結果を例に挙げ、推定の適用性について確認した結果、全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAが発生する場合）事象において、1次冷却材高温度側温度（広域）と1次冷却材低温度側温度（広域）の温度差は、約10℃程度であり、この温度差が炉心損傷防止対策における操作判断に与える影響は軽微であるため、推定（測定）することができる。			<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉圧力容器内の温度</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>原子炉圧力容器温度</td> <td>0~500℃</td> <td>最大値：約297℃</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">代替パラメータ</td> <td>①原子炉圧力</td> <td>0~10MPa[gage]</td> <td>最大値：約2.11MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>①原子炉圧力（SA）</td> <td>0~11MPa[gage]</td> <td>最大値：約2.11MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>①原子炉水位（広帯域）</td> <td>-3.800mm~1.300mm[※]</td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-1.822mm~1.170mm)[※]</td> </tr> <tr> <td>①原子炉水位（燃料棒）</td> <td>-3.800mm~1.300mm[※]</td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3.702mm~5.600mm)[※]</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">代替パラメータ</td> <td>①原子炉水位（SA広帯域）</td> <td>-3.800mm~1.300mm[※]</td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-1.822mm~1.170mm)[※]</td> </tr> <tr> <td>①原子炉水位（SA燃料棒）</td> <td>-3.800mm~1.300mm[※]</td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3.702mm~5.600mm)[※]</td> </tr> <tr> <td>②残留熱除去系熱交換器入口温度</td> <td>0~300℃</td> <td>最大値：185℃</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することである。 特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉圧力容器への注水に期待できない場合、原子炉冷却材が流出することにより原子炉水位が低下し、炉心が露出すれば原子炉冷却材が過熱状態となり、冷却施設が浸れると炉心損傷に至る。 このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視することが重要である。 原子炉圧力容器内の温度の主要パラメータである原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合には、原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より原子炉圧力容器内の温度を推定する。 また、スクラム後、原子炉水位が有効燃料棒底部(TAF)に到達してからの経過時間より原子炉圧力容器内の温度を推定できる。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">残留熱除去系（原子炉停止時冷却ヘッド）が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により測定可能。 推定方法は、以下のとおりである。 ①原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料棒）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料棒） 原子炉水位が有効燃料棒底部(TAF)以上の場合には、飽和状態と想定し、飽和温度/圧力の関係を利用し、図58-8-1を用いて原子炉圧力より原子炉圧力容器内の温度を推定する。 推定可能範囲：100~312℃</td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉圧力容器内の温度			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	原子炉圧力容器温度	0~500℃	最大値：約297℃	代替パラメータ	①原子炉圧力	0~10MPa[gage]	最大値：約2.11MPa[gage]	①原子炉圧力（SA）	0~11MPa[gage]	最大値：約2.11MPa[gage]	①原子炉水位（広帯域）	-3.800mm~1.300mm [※]	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-1.822mm~1.170mm) [※]	①原子炉水位（燃料棒）	-3.800mm~1.300mm [※]	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3.702mm~5.600mm) [※]	代替パラメータ	①原子炉水位（SA広帯域）	-3.800mm~1.300mm [※]	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-1.822mm~1.170mm) [※]	①原子炉水位（SA燃料棒）	-3.800mm~1.300mm [※]	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3.702mm~5.600mm) [※]	②残留熱除去系熱交換器入口温度	0~300℃	最大値：185℃	計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することである。 特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉圧力容器への注水に期待できない場合、原子炉冷却材が流出することにより原子炉水位が低下し、炉心が露出すれば原子炉冷却材が過熱状態となり、冷却施設が浸れると炉心損傷に至る。 このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視することが重要である。 原子炉圧力容器内の温度の主要パラメータである原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合には、原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より原子炉圧力容器内の温度を推定する。 また、スクラム後、原子炉水位が有効燃料棒底部(TAF)に到達してからの経過時間より原子炉圧力容器内の温度を推定できる。			推定方法	残留熱除去系（原子炉停止時冷却ヘッド）が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により測定可能。 推定方法は、以下のとおりである。 ①原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料棒）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料棒） 原子炉水位が有効燃料棒底部(TAF)以上の場合には、飽和状態と想定し、飽和温度/圧力の関係を利用し、図58-8-1を用いて原子炉圧力より原子炉圧力容器内の温度を推定する。 推定可能範囲：100~312℃			<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉圧力容器内の温度</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">主要パラメータ</td> <td>1次冷却材温度（広域-高温側）</td> <td>0~400℃</td> <td>最大値：約340℃</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材温度（広域-低温側）及び炉心出口温度</td> <td>0~400℃</td> <td>最大値：約339℃</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">代替パラメータ</td> <td>①1次冷却材温度（広域-低温側） （1次冷却材温度（広域-高温側）及び炉心出口温度）の代替</td> <td>40~1,300℃</td> <td>最大値：約346℃</td> </tr> <tr> <td>②炉心出口温度 （1次冷却材温度（広域-高温側）及び1次冷却材温度（広域-低温側）の代替</td> <td>0~400℃</td> <td>最大値：約340℃</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することである。 特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉圧力容器への注水に期待できない場合、1次冷却材が流出することにより原子炉圧力容器内の水位が低下し、炉心が露出すれば1次冷却材が過熱状態となり、冷却施設が浸れると炉心損傷に至る。 このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視することが重要である。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">原子炉圧力容器内の温度の主要パラメータである1次冷却材温度（広域-高温側）の監視が不可能となった場合には、1次冷却材温度（広域-低温側）（1次冷却材温度（広域-低温側）を推定する場合は1次冷却材温度（広域-高温側）にて推定）により原子炉圧力容器内の温度を推定（測定）する。 炉心出口温度（自主対策設備）が監視可能であれば、炉心出口温度（自主対策設備）により測定可能。 推定方法は、以下のとおりである。 ①1次冷却材温度（広域-低温側）、1次冷却材温度（広域-高温側） 同じ仕様のもので1次冷却材の温度を計測することにより推定する。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉圧力容器内の温度			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	1次冷却材温度（広域-高温側）	0~400℃	最大値：約340℃	1次冷却材温度（広域-低温側）及び炉心出口温度	0~400℃	最大値：約339℃	代替パラメータ	①1次冷却材温度（広域-低温側） （1次冷却材温度（広域-高温側）及び炉心出口温度）の代替	40~1,300℃	最大値：約346℃	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	0~400℃	最大値：約340℃	計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することである。 特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉圧力容器への注水に期待できない場合、1次冷却材が流出することにより原子炉圧力容器内の水位が低下し、炉心が露出すれば1次冷却材が過熱状態となり、冷却施設が浸れると炉心損傷に至る。 このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視することが重要である。			推定方法	原子炉圧力容器内の温度の主要パラメータである1次冷却材温度（広域-高温側）の監視が不可能となった場合には、1次冷却材温度（広域-低温側）（1次冷却材温度（広域-低温側）を推定する場合は1次冷却材温度（広域-高温側）にて推定）により原子炉圧力容器内の温度を推定（測定）する。 炉心出口温度（自主対策設備）が監視可能であれば、炉心出口温度（自主対策設備）により測定可能。 推定方法は、以下のとおりである。 ①1次冷却材温度（広域-低温側）、1次冷却材温度（広域-高温側） 同じ仕様のもので1次冷却材の温度を計測することにより推定する。			<p>【参考】第1表 計装設備の計器誤差について</p>
項目		原子炉圧力容器内の温度																																																																																																							
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																						
主要パラメータ	1次冷却材高温度側温度（広域）	0~400℃	最大値：約342℃																																																																																																						
	1次冷却材低温度側温度（広域）	0~400℃	最大値：約340℃																																																																																																						
代替パラメータ	1次冷却材低温度側温度（広域） （1次冷却材高温度側温度（広域）の代替） 1次冷却材高温度側温度（広域） （1次冷却材低温度側温度（広域）の代替）																																																																																																								
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することである。 特に原子炉冷却材喪失事故時において、安全注入に期待できない場合、1次系保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、冷却施設が浸れると炉心損傷に至る。 このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視することが重要である。																																																																																																								
推定方法	原子炉圧力容器内の温度の主要パラメータである1次冷却材高温度側温度（広域）又は1次冷却材低温度側温度（広域）の計測が困難になった場合、代替パラメータの1次冷却材低温度側温度（広域）又は1次冷却材高温度側温度（広域）により、原子炉圧力容器内の温度を推定（測定）する。 これら2種類が各グループに設置されており、各々が代替パラメータとなり、互いに推定（測定）する。																																																																																																								
推定の評価	2種類の温度計は各グループに同じ仕様のもので設置しており、1次冷却材の温度計により、事故時の炉心の冷却状態を監視する目的において、互いに推定（測定）しても問題となることはなく、炉心損傷 [※] 防止対策に必要な情報を得ることができる。 原子炉圧力容器内の温度を操作判断に用いている炉心損傷防止対策の有効性評価の解析結果を例に挙げ、推定の適用性について確認した結果、全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAが発生する場合）事象において、1次冷却材高温度側温度（広域）と1次冷却材低温度側温度（広域）の温度差は、約10℃程度であり、この温度差が炉心損傷防止対策における操作判断に与える影響は軽微であるため、推定（測定）することができる。																																																																																																								
項目	原子炉圧力容器内の温度																																																																																																								
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																						
主要パラメータ	原子炉圧力容器温度	0~500℃	最大値：約297℃																																																																																																						
代替パラメータ	①原子炉圧力	0~10MPa[gage]	最大値：約2.11MPa[gage]																																																																																																						
	①原子炉圧力（SA）	0~11MPa[gage]	最大値：約2.11MPa[gage]																																																																																																						
	①原子炉水位（広帯域）	-3.800mm~1.300mm [※]	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-1.822mm~1.170mm) [※]																																																																																																						
	①原子炉水位（燃料棒）	-3.800mm~1.300mm [※]	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3.702mm~5.600mm) [※]																																																																																																						
代替パラメータ	①原子炉水位（SA広帯域）	-3.800mm~1.300mm [※]	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-1.822mm~1.170mm) [※]																																																																																																						
	①原子炉水位（SA燃料棒）	-3.800mm~1.300mm [※]	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3.702mm~5.600mm) [※]																																																																																																						
	②残留熱除去系熱交換器入口温度	0~300℃	最大値：185℃																																																																																																						
	計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することである。 特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉圧力容器への注水に期待できない場合、原子炉冷却材が流出することにより原子炉水位が低下し、炉心が露出すれば原子炉冷却材が過熱状態となり、冷却施設が浸れると炉心損傷に至る。 このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視することが重要である。 原子炉圧力容器内の温度の主要パラメータである原子炉圧力容器温度の監視が不可能となった場合には、原子炉水位から原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、原子炉圧力より原子炉圧力容器内の温度を推定する。 また、スクラム後、原子炉水位が有効燃料棒底部(TAF)に到達してからの経過時間より原子炉圧力容器内の温度を推定できる。																																																																																																							
推定方法	残留熱除去系（原子炉停止時冷却ヘッド）が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により測定可能。 推定方法は、以下のとおりである。 ①原子炉圧力、原子炉圧力（SA）、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料棒）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料棒） 原子炉水位が有効燃料棒底部(TAF)以上の場合には、飽和状態と想定し、飽和温度/圧力の関係を利用し、図58-8-1を用いて原子炉圧力より原子炉圧力容器内の温度を推定する。 推定可能範囲：100~312℃																																																																																																								
項目	原子炉圧力容器内の温度																																																																																																								
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																						
主要パラメータ	1次冷却材温度（広域-高温側）	0~400℃	最大値：約340℃																																																																																																						
	1次冷却材温度（広域-低温側）及び炉心出口温度	0~400℃	最大値：約339℃																																																																																																						
代替パラメータ	①1次冷却材温度（広域-低温側） （1次冷却材温度（広域-高温側）及び炉心出口温度）の代替	40~1,300℃	最大値：約346℃																																																																																																						
	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	0~400℃	最大値：約340℃																																																																																																						
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することである。 特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉圧力容器への注水に期待できない場合、1次冷却材が流出することにより原子炉圧力容器内の水位が低下し、炉心が露出すれば1次冷却材が過熱状態となり、冷却施設が浸れると炉心損傷に至る。 このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉圧力容器内の温度を監視することが重要である。																																																																																																								
推定方法	原子炉圧力容器内の温度の主要パラメータである1次冷却材温度（広域-高温側）の監視が不可能となった場合には、1次冷却材温度（広域-低温側）（1次冷却材温度（広域-低温側）を推定する場合は1次冷却材温度（広域-高温側）にて推定）により原子炉圧力容器内の温度を推定（測定）する。 炉心出口温度（自主対策設備）が監視可能であれば、炉心出口温度（自主対策設備）により測定可能。 推定方法は、以下のとおりである。 ①1次冷却材温度（広域-低温側）、1次冷却材温度（広域-高温側） 同じ仕様のもので1次冷却材の温度を計測することにより推定する。																																																																																																								

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

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																								
<p>事象 (例): 全交流動力電源喪失 (RCP シール LOCA が発生する場合)</p> <p>炉心損傷判断基準温度差: 350°C</p> <p>温度差: 約 10°C</p> <p>低温側温度の蓄圧注入及び代替炉心注水による温度低下</p>	<table border="1"> <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 <推定方法> 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>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>① 1次冷却材温度 (広域-低温度側), 1次冷却材温度 (広域-高温度側) 高温側と低温側の2種類の温度計は各グループに同じ仕様のもので設置しており, 1次冷却材の温度計により, 事故時の炉心の冷却状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-高温度側) と1次冷却材温度 (広域-低温度側) の温度差は, 約 10°C 程度であり, この温度差が炉心損傷防止対策における操作判断に与える影響は軽微であるため, 推定 (測定) することができる。</p> <p>炉心損傷判断温度: 350°C</p> <p>温度差: 約 10°C</p> <p>低温側温度の蓄圧注入及び代替炉心注水による温度低下</p> <p>第1図 1次冷却材温度を利用した原子炉圧力容器内温度の推定 (事象例: 全交流動力電源喪失 (RCP シール LOCA が発生する場合))</p>	
飽和温度 (°C)	原子炉圧力 (MPa [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																								

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>②残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)が運転状態であれば、残留熱除去系熱交換器入口温度により原子炉水の温度を計測可能である。</p> <p>①原子炉圧力、原子炉圧力(SA)、原子炉水位(広帯域)、原子炉水位(燃料域)、原子炉水位(SA広帯域)、原子炉水位(SA燃料域) 原子炉圧力による推定手順は、原子炉水位が有燃料棒頂部(約)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。 原子炉水位が有燃料棒頂部(約)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、圧力を温度に変換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、原子炉圧力の誤差:約±0.07MPa_{gauge}から温度に変換した場合は±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で、重大事故等時の対策を実施することが可能である。)</p> <p>代替パラメータ(残留熱除去系熱交換器入口温度)による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<p>②(炉心出口温度) 炉心出口温度(自主対策設備)が監視可能であれば、炉心出口温度(自主対策設備)により原子炉圧力容器内の温度を計測可能である。</p> <p>〔誤差による影響について〕 原子炉圧力容器内の温度を監視する目的は、炉心の冷却状態を把握することであり、代替パラメータ(1次冷却材温度(広域-低温度側)、1次冷却材温度(広域-高温度側))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-低温度側)の誤差:±4.4℃、1次冷却材温度(広域-高温度側)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。 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-高温度側)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℃)において、1次冷却材温度(広域-高温度側)の方がやや低い値を示すものの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、原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	

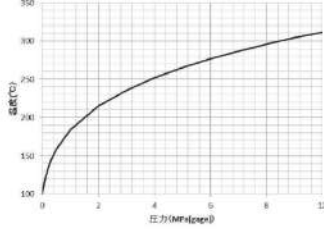
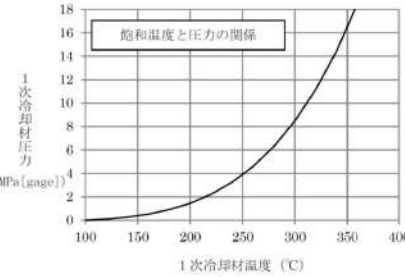
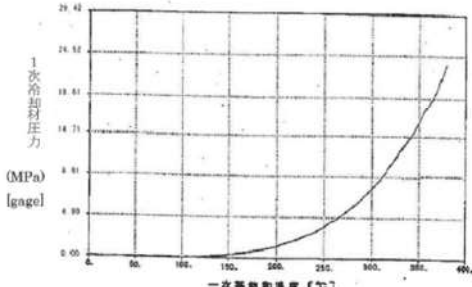
灰色:女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																													
(b) 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について	(b) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (原子炉圧力容器内の圧力)	(b) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネル及び他ループを除く) による推定方法について (原子炉圧力容器内の圧力)																																																																														
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉圧力容器内の圧力</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>1次冷却材圧力</td> <td>0~20.6MPa</td> <td>最大値:約17.6MPa</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td>① 1次冷却材最高温度 (広域) ① 1次冷却材最低温度 (広域)</td> <td>0~400℃ 0~400℃</td> <td>最大値:約342℃ 最大値:約340℃</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3"> 重大事故等において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は、操作判断等を行う上で必要となるパラメータのひとつとしてプラント状態を確認することである。 特に全交流動力電源喪失時にRCFシール部からの漏えいが生じる事象において、冷却材の補給が必要となるが、非常用炉心冷却設備による炉心への注水が期待できないため、処置が遅れると炉心損傷に至る。 このような場合、蒸気発生器を用いた2次系強制冷却により1次系を減圧・減流し、蓄圧タンク及び代替炉心注水により冷却材を供給する操作を行うが、蓄圧タンクからの空蒸流入防止及び代替炉心注水による注水開始等の判断をする上で主要パラメータにて原子炉圧力容器内の圧力を監視することは重要である。 </td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3"> 原子炉圧力容器内の圧力の主要パラメータである1次冷却材圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの1次冷却材最高温度 (広域) 又は1次冷却材最低温度 (広域) (以下、「1次冷却材温度」という。) により、原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 1次冷却材が飽和状態にあると判断される場合には、1次冷却材温度に対応する飽和圧力を用いて推定する。 飽和温度と圧力の関係は、以下のとおりである。 (例) <table border="1"> <thead> <tr> <th>飽和温度 (℃)</th> <th>圧力 (MPa[gage])</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>234</td> <td>約3.0</td> </tr> <tr> <td>214</td> <td>約2.0</td> </tr> <tr> <td>183</td> <td>約1.0</td> </tr> </tbody> </table> </td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉圧力容器内の圧力			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	1次冷却材圧力	0~20.6MPa	最大値:約17.6MPa	代替パラメータ	① 1次冷却材最高温度 (広域) ① 1次冷却材最低温度 (広域)	0~400℃ 0~400℃	最大値:約342℃ 最大値:約340℃	計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は、操作判断等を行う上で必要となるパラメータのひとつとしてプラント状態を確認することである。 特に全交流動力電源喪失時にRCFシール部からの漏えいが生じる事象において、冷却材の補給が必要となるが、非常用炉心冷却設備による炉心への注水が期待できないため、処置が遅れると炉心損傷に至る。 このような場合、蒸気発生器を用いた2次系強制冷却により1次系を減圧・減流し、蓄圧タンク及び代替炉心注水により冷却材を供給する操作を行うが、蓄圧タンクからの空蒸流入防止及び代替炉心注水による注水開始等の判断をする上で主要パラメータにて原子炉圧力容器内の圧力を監視することは重要である。			推定方法	原子炉圧力容器内の圧力の主要パラメータである1次冷却材圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの1次冷却材最高温度 (広域) 又は1次冷却材最低温度 (広域) (以下、「1次冷却材温度」という。) により、原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 1次冷却材が飽和状態にあると判断される場合には、1次冷却材温度に対応する飽和圧力を用いて推定する。 飽和温度と圧力の関係は、以下のとおりである。 (例) <table border="1"> <thead> <tr> <th>飽和温度 (℃)</th> <th>圧力 (MPa[gage])</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>234</td> <td>約3.0</td> </tr> <tr> <td>214</td> <td>約2.0</td> </tr> <tr> <td>183</td> <td>約1.0</td> </tr> </tbody> </table>			飽和温度 (℃)	圧力 (MPa[gage])	234	約3.0	214	約2.0	183	約1.0	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉圧力容器内の圧力</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)</td> <td>0~109Pa [gage] 0~11MPa [gage]</td> <td>最大値:約8.1MPa [gage] 最大値:約8.1MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td>①原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力の代替) ①原子炉圧力 (原子炉圧力 (SA) の代替) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域) ②原子炉圧力容器温度 *1:計測範囲の率は、原子炉圧力容器等レベルより1.313cm上のところとする (ドライキヌータ底部付近)。 *2:計測範囲の率は、原子炉圧力容器等レベルより900cm上のところとする (有効燃料棒頭部付近)。</td> <td>0~11MPa [gage] 0~109Pa [gage] -3,800mm~1,500mm^① -3,800mm~1,300mm^② -3,800mm~1,500mm^③ -3,800mm~1,300mm^④ 0~500℃</td> <td>最大値:約8.1MPa [gage] 最大値:約8.1MPa [gage] 有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ^① 有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) ^② 有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ^③ 有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) ^④ 最大値:約297℃</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3"> 重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は、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確認を実施することである。 原子炉圧力容器内の圧力の主要パラメータである原子炉圧力の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力 (SA) を推定する場合は原子炉圧力にて推定) により原子炉圧力を推定する。 原子炉水位から原子炉圧力容器内の圧力を推定すること、原子炉圧力容器内の圧力及び温度により原子炉圧力容器内の圧力を推定できる。原子炉圧力容器内の飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。 推定方法は、以下のとおりである。 ①原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (SA 広帯域)、原子炉水位 (SA 燃料域)、原子炉圧力容器温度 原子炉水位が有効燃料棒頭部 (10F) 以上の場合には、原子炉圧力容器内の飽和状態と想定し、飽和温度/圧力の関係を利用し、図58-8-3を用いて原子炉圧力容器温度より原子炉圧力を推定する。なお、原子炉格納容器の破損に至っていないことを原子炉格納容器内の圧力及び温度にて併せて確認する。 推定可能範囲:全範囲 </td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3"> 推定方法は、以下のとおりである。 ① [加圧器圧力] 同じ仕様のもので加圧器内の圧力を計測することにより推定する。 ② 1次冷却材温度 (広域-高温側)、③ 1次冷却材温度 (広域-低温側) 原子炉圧力容器内の水位が炉心の冠水状態を維持できる水位以上にあると判断できる場合には、原子炉圧力容器内の飽和状態と想定し、飽和温度/圧力の関係を利用し、第2図を用いて1次冷却材温度より原子炉圧力容器内の圧力を推定する。この推定方法では、原子炉圧力容器内の飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。 推定可能範囲:0~約22.0 MPa [gage] </td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉圧力容器内の圧力			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	0~109Pa [gage] 0~11MPa [gage]	最大値:約8.1MPa [gage] 最大値:約8.1MPa [gage]	代替パラメータ	①原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力の代替) ①原子炉圧力 (原子炉圧力 (SA) の代替) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域) ②原子炉圧力容器温度 *1:計測範囲の率は、原子炉圧力容器等レベルより1.313cm上のところとする (ドライキヌータ底部付近)。 *2:計測範囲の率は、原子炉圧力容器等レベルより900cm上のところとする (有効燃料棒頭部付近)。	0~11MPa [gage] 0~109Pa [gage] -3,800mm~1,500mm ^① -3,800mm~1,300mm ^② -3,800mm~1,500mm ^③ -3,800mm~1,300mm ^④ 0~500℃	最大値:約8.1MPa [gage] 最大値:約8.1MPa [gage] 有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ^① 有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) ^② 有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ^③ 有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) ^④ 最大値:約297℃	計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は、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確認を実施することである。 原子炉圧力容器内の圧力の主要パラメータである原子炉圧力の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力 (SA) を推定する場合は原子炉圧力にて推定) により原子炉圧力を推定する。 原子炉水位から原子炉圧力容器内の圧力を推定すること、原子炉圧力容器内の圧力及び温度により原子炉圧力容器内の圧力を推定できる。原子炉圧力容器内の飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。 推定方法は、以下のとおりである。 ①原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (SA 広帯域)、原子炉水位 (SA 燃料域)、原子炉圧力容器温度 原子炉水位が有効燃料棒頭部 (10F) 以上の場合には、原子炉圧力容器内の飽和状態と想定し、飽和温度/圧力の関係を利用し、図58-8-3を用いて原子炉圧力容器温度より原子炉圧力を推定する。なお、原子炉格納容器の破損に至っていないことを原子炉格納容器内の圧力及び温度にて併せて確認する。 推定可能範囲:全範囲			推定方法	推定方法は、以下のとおりである。 ① [加圧器圧力] 同じ仕様のもので加圧器内の圧力を計測することにより推定する。 ② 1次冷却材温度 (広域-高温側)、③ 1次冷却材温度 (広域-低温側) 原子炉圧力容器内の水位が炉心の冠水状態を維持できる水位以上にあると判断できる場合には、原子炉圧力容器内の飽和状態と想定し、飽和温度/圧力の関係を利用し、第2図を用いて1次冷却材温度より原子炉圧力容器内の圧力を推定する。この推定方法では、原子炉圧力容器内の飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。 推定可能範囲:0~約22.0 MPa [gage]			<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉圧力容器内の圧力</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>1次冷却材圧力 (広域) [加圧器圧力]</td> <td>0~21.0MPa [gage] 11.0~17.5MPa [gage]</td> <td>最大値: 約17.8MPa [gage] 最大値: 約17.5MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td>① [加圧器圧力] (1次冷却材圧力 (広域) の代替) ② 1次冷却材温度 (広域-高温側) (1次冷却材圧力 (広域) の代替) ③ 1次冷却材温度 (広域-低温側) (1次冷却材圧力 (広域) の代替) ④ 1次冷却材圧力 (広域) ([加圧器圧力] の代替)</td> <td>11.0~17.5MPa [gage] 0~400℃ 0~400℃ 0~21.0MPa [gage]</td> <td>最大値: 約17.5MPa [gage] 最大値: 約340℃ 最大値: 約339℃ 最大値: 約17.8MPa [gage]</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3"> 重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は、2次冷却系強制冷却等の操作判断のための1次冷却材圧力の確認を実施することである。 </td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3"> 原子炉圧力容器内の圧力の主要パラメータである1次冷却材圧力 (広域) の監視が不可能となった場合には、加圧器圧力 (自主対策設備) が監視可能で計測範囲内であれば、加圧器圧力 (自主対策設備) により原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、1次冷却材温度 (広域-高温側) 又は1次冷却材温度 (広域-低温側) (以下、「1次冷却材温度」という) により原子炉圧力容器内の圧力を推定できる。原子炉圧力容器内の飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。 推定方法は、以下のとおりである。 ① [加圧器圧力] 同じ仕様のもので加圧器内の圧力を計測することにより推定する。 ② 1次冷却材温度 (広域-高温側)、③ 1次冷却材温度 (広域-低温側) 原子炉圧力容器内の水位が炉心の冠水状態を維持できる水位以上にあると判断できる場合には、原子炉圧力容器内の飽和状態と想定し、飽和温度/圧力の関係を利用し、第2図を用いて1次冷却材温度より原子炉圧力容器内の圧力を推定する。この推定方法では、原子炉圧力容器内の飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。 推定可能範囲:0~約22.0 MPa [gage] </td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉圧力容器内の圧力			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	1次冷却材圧力 (広域) [加圧器圧力]	0~21.0MPa [gage] 11.0~17.5MPa [gage]	最大値: 約17.8MPa [gage] 最大値: 約17.5MPa [gage]	代替パラメータ	① [加圧器圧力] (1次冷却材圧力 (広域) の代替) ② 1次冷却材温度 (広域-高温側) (1次冷却材圧力 (広域) の代替) ③ 1次冷却材温度 (広域-低温側) (1次冷却材圧力 (広域) の代替) ④ 1次冷却材圧力 (広域) ([加圧器圧力] の代替)	11.0~17.5MPa [gage] 0~400℃ 0~400℃ 0~21.0MPa [gage]	最大値: 約17.5MPa [gage] 最大値: 約340℃ 最大値: 約339℃ 最大値: 約17.8MPa [gage]	計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は、2次冷却系強制冷却等の操作判断のための1次冷却材圧力の確認を実施することである。			推定方法	原子炉圧力容器内の圧力の主要パラメータである1次冷却材圧力 (広域) の監視が不可能となった場合には、加圧器圧力 (自主対策設備) が監視可能で計測範囲内であれば、加圧器圧力 (自主対策設備) により原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、1次冷却材温度 (広域-高温側) 又は1次冷却材温度 (広域-低温側) (以下、「1次冷却材温度」という) により原子炉圧力容器内の圧力を推定できる。原子炉圧力容器内の飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。 推定方法は、以下のとおりである。 ① [加圧器圧力] 同じ仕様のもので加圧器内の圧力を計測することにより推定する。 ② 1次冷却材温度 (広域-高温側)、③ 1次冷却材温度 (広域-低温側) 原子炉圧力容器内の水位が炉心の冠水状態を維持できる水位以上にあると判断できる場合には、原子炉圧力容器内の飽和状態と想定し、飽和温度/圧力の関係を利用し、第2図を用いて1次冷却材温度より原子炉圧力容器内の圧力を推定する。この推定方法では、原子炉圧力容器内の飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。 推定可能範囲:0~約22.0 MPa [gage]			
項目		原子炉圧力容器内の圧力																																																																														
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																													
主要パラメータ	1次冷却材圧力	0~20.6MPa	最大値:約17.6MPa																																																																													
代替パラメータ	① 1次冷却材最高温度 (広域) ① 1次冷却材最低温度 (広域)	0~400℃ 0~400℃	最大値:約342℃ 最大値:約340℃																																																																													
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は、操作判断等を行う上で必要となるパラメータのひとつとしてプラント状態を確認することである。 特に全交流動力電源喪失時にRCFシール部からの漏えいが生じる事象において、冷却材の補給が必要となるが、非常用炉心冷却設備による炉心への注水が期待できないため、処置が遅れると炉心損傷に至る。 このような場合、蒸気発生器を用いた2次系強制冷却により1次系を減圧・減流し、蓄圧タンク及び代替炉心注水により冷却材を供給する操作を行うが、蓄圧タンクからの空蒸流入防止及び代替炉心注水による注水開始等の判断をする上で主要パラメータにて原子炉圧力容器内の圧力を監視することは重要である。																																																																															
推定方法	原子炉圧力容器内の圧力の主要パラメータである1次冷却材圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの1次冷却材最高温度 (広域) 又は1次冷却材最低温度 (広域) (以下、「1次冷却材温度」という。) により、原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 1次冷却材が飽和状態にあると判断される場合には、1次冷却材温度に対応する飽和圧力を用いて推定する。 飽和温度と圧力の関係は、以下のとおりである。 (例) <table border="1"> <thead> <tr> <th>飽和温度 (℃)</th> <th>圧力 (MPa[gage])</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>234</td> <td>約3.0</td> </tr> <tr> <td>214</td> <td>約2.0</td> </tr> <tr> <td>183</td> <td>約1.0</td> </tr> </tbody> </table>			飽和温度 (℃)	圧力 (MPa[gage])	234	約3.0	214	約2.0	183	約1.0																																																																					
飽和温度 (℃)	圧力 (MPa[gage])																																																																															
234	約3.0																																																																															
214	約2.0																																																																															
183	約1.0																																																																															
項目	原子炉圧力容器内の圧力																																																																															
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																													
主要パラメータ	原子炉圧力 原子炉圧力 (SA)	0~109Pa [gage] 0~11MPa [gage]	最大値:約8.1MPa [gage] 最大値:約8.1MPa [gage]																																																																													
代替パラメータ	①原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力の代替) ①原子炉圧力 (原子炉圧力 (SA) の代替) ②原子炉水位 (広帯域) ②原子炉水位 (燃料域) ②原子炉水位 (SA 広帯域) ②原子炉水位 (SA 燃料域) ②原子炉圧力容器温度 *1:計測範囲の率は、原子炉圧力容器等レベルより1.313cm上のところとする (ドライキヌータ底部付近)。 *2:計測範囲の率は、原子炉圧力容器等レベルより900cm上のところとする (有効燃料棒頭部付近)。	0~11MPa [gage] 0~109Pa [gage] -3,800mm~1,500mm ^① -3,800mm~1,300mm ^② -3,800mm~1,500mm ^③ -3,800mm~1,300mm ^④ 0~500℃	最大値:約8.1MPa [gage] 最大値:約8.1MPa [gage] 有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ^① 有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) ^② 有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ^③ 有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) ^④ 最大値:約297℃																																																																													
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は、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確認を実施することである。 原子炉圧力容器内の圧力の主要パラメータである原子炉圧力の監視が不可能となった場合には、原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力 (SA) を推定する場合は原子炉圧力にて推定) により原子炉圧力を推定する。 原子炉水位から原子炉圧力容器内の圧力を推定すること、原子炉圧力容器内の圧力及び温度により原子炉圧力容器内の圧力を推定できる。原子炉圧力容器内の飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。 推定方法は、以下のとおりである。 ①原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することにより推定する。 ②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (SA 広帯域)、原子炉水位 (SA 燃料域)、原子炉圧力容器温度 原子炉水位が有効燃料棒頭部 (10F) 以上の場合には、原子炉圧力容器内の飽和状態と想定し、飽和温度/圧力の関係を利用し、図58-8-3を用いて原子炉圧力容器温度より原子炉圧力を推定する。なお、原子炉格納容器の破損に至っていないことを原子炉格納容器内の圧力及び温度にて併せて確認する。 推定可能範囲:全範囲																																																																															
推定方法	推定方法は、以下のとおりである。 ① [加圧器圧力] 同じ仕様のもので加圧器内の圧力を計測することにより推定する。 ② 1次冷却材温度 (広域-高温側)、③ 1次冷却材温度 (広域-低温側) 原子炉圧力容器内の水位が炉心の冠水状態を維持できる水位以上にあると判断できる場合には、原子炉圧力容器内の飽和状態と想定し、飽和温度/圧力の関係を利用し、第2図を用いて1次冷却材温度より原子炉圧力容器内の圧力を推定する。この推定方法では、原子炉圧力容器内の飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。 推定可能範囲:0~約22.0 MPa [gage]																																																																															
項目	原子炉圧力容器内の圧力																																																																															
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																													
主要パラメータ	1次冷却材圧力 (広域) [加圧器圧力]	0~21.0MPa [gage] 11.0~17.5MPa [gage]	最大値: 約17.8MPa [gage] 最大値: 約17.5MPa [gage]																																																																													
代替パラメータ	① [加圧器圧力] (1次冷却材圧力 (広域) の代替) ② 1次冷却材温度 (広域-高温側) (1次冷却材圧力 (広域) の代替) ③ 1次冷却材温度 (広域-低温側) (1次冷却材圧力 (広域) の代替) ④ 1次冷却材圧力 (広域) ([加圧器圧力] の代替)	11.0~17.5MPa [gage] 0~400℃ 0~400℃ 0~21.0MPa [gage]	最大値: 約17.5MPa [gage] 最大値: 約340℃ 最大値: 約339℃ 最大値: 約17.8MPa [gage]																																																																													
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の圧力を監視する目的は、2次冷却系強制冷却等の操作判断のための1次冷却材圧力の確認を実施することである。																																																																															
推定方法	原子炉圧力容器内の圧力の主要パラメータである1次冷却材圧力 (広域) の監視が不可能となった場合には、加圧器圧力 (自主対策設備) が監視可能で計測範囲内であれば、加圧器圧力 (自主対策設備) により原子炉圧力容器内の圧力を推定する。 原子炉圧力容器内の飽和状態にあると想定することで、1次冷却材温度 (広域-高温側) 又は1次冷却材温度 (広域-低温側) (以下、「1次冷却材温度」という) により原子炉圧力容器内の圧力を推定できる。原子炉圧力容器内の飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。 推定方法は、以下のとおりである。 ① [加圧器圧力] 同じ仕様のもので加圧器内の圧力を計測することにより推定する。 ② 1次冷却材温度 (広域-高温側)、③ 1次冷却材温度 (広域-低温側) 原子炉圧力容器内の水位が炉心の冠水状態を維持できる水位以上にあると判断できる場合には、原子炉圧力容器内の飽和状態と想定し、飽和温度/圧力の関係を利用し、第2図を用いて1次冷却材温度より原子炉圧力容器内の圧力を推定する。この推定方法では、原子炉圧力容器内の飽和状態でない場合は、不確かさが生じることを考慮する。 推定可能範囲:0~約22.0 MPa [gage]																																																																															

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

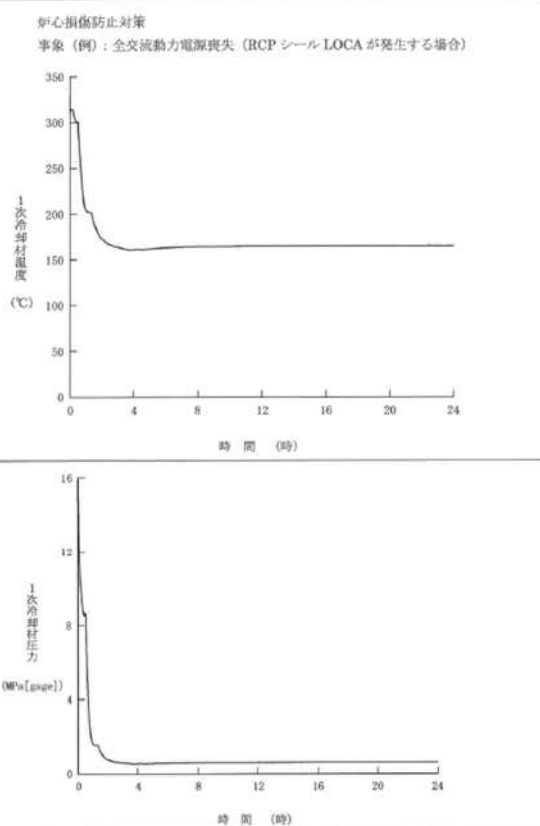
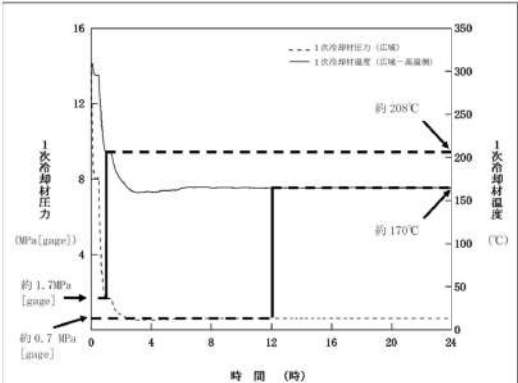
赤字: 設備, 運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字: 記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字: 記載表現, 設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大阪発電所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))※¹⁾ (計測範囲: 11.3~17.2MPa(gage)) 温度パラメータ③1次冷却材高温側温度 (広域) ④1次冷却材低温側温度 (広域) [] : 多様性拡張設備 (常用代替パラメータ) ※1 耐震性, 耐環境性がないパラメータ</p>	<p>推定方法</p>  <table border="1" data-bbox="757 395 1214 561"> <thead> <tr> <th>飽和温度 (°C)</th> <th>原子炉圧力 (MPa [gage])</th> <th>飽和温度 (°C)</th> <th>原子炉圧力 (MPa [gage])</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>297</td><td>8.1</td><td>308</td><td>9.5</td></tr> <tr><td>298</td><td>8.3</td><td>309</td><td>9.6</td></tr> <tr><td>299</td><td>8.4</td><td>310</td><td>9.8</td></tr> <tr><td>300</td><td>8.5</td><td>311</td><td>9.9</td></tr> <tr><td>305</td><td>9.1</td><td>312</td><td>10.0</td></tr> </tbody> </table> <p>図 58-8-3 飽和温度/圧力の関係を利用した圧力の推定</p>	飽和温度 (°C)	原子炉圧力 (MPa [gage])	飽和温度 (°C)	原子炉圧力 (MPa [gage])	297	8.1	308	9.5	298	8.3	309	9.6	299	8.4	310	9.8	300	8.5	311	9.9	305	9.1	312	10.0	<p>推定方法</p>  <table border="1" data-bbox="1348 459 1787 705"> <thead> <tr> <th>飽和温度 (°C)</th> <th>圧力 (MPa [gage])</th> <th>飽和温度 (°C)</th> <th>圧力 (MPa [gage])</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>100 以下</td><td>0.0</td><td>319</td><td>11.0</td></tr> <tr><td>183</td><td>1.0</td><td>325</td><td>12.0</td></tr> <tr><td>214</td><td>2.0</td><td>331</td><td>13.0</td></tr> <tr><td>236</td><td>3.0</td><td>337</td><td>14.0</td></tr> <tr><td>252</td><td>4.0</td><td>343</td><td>15.0</td></tr> <tr><td>265</td><td>5.0</td><td>348</td><td>16.0</td></tr> <tr><td>277</td><td>6.0</td><td>353</td><td>17.0</td></tr> <tr><td>287</td><td>7.0</td><td>357</td><td>18.0</td></tr> <tr><td>296</td><td>8.0</td><td>362</td><td>19.0</td></tr> <tr><td>304</td><td>9.0</td><td>366</td><td>20.0</td></tr> <tr><td>312</td><td>10.0</td><td>373</td><td>22.0</td></tr> </tbody> </table> <p>第2図 飽和温度/圧力の関係を利用した圧力の推定</p>	飽和温度 (°C)	圧力 (MPa [gage])	飽和温度 (°C)	圧力 (MPa [gage])	100 以下	0.0	319	11.0	183	1.0	325	12.0	214	2.0	331	13.0	236	3.0	337	14.0	252	4.0	343	15.0	265	5.0	348	16.0	277	6.0	353	17.0	287	7.0	357	18.0	296	8.0	362	19.0	304	9.0	366	20.0	312	10.0	373	22.0	<p>相違理由</p>
飽和温度 (°C)	原子炉圧力 (MPa [gage])	飽和温度 (°C)	原子炉圧力 (MPa [gage])																																																																								
297	8.1	308	9.5																																																																								
298	8.3	309	9.6																																																																								
299	8.4	310	9.8																																																																								
300	8.5	311	9.9																																																																								
305	9.1	312	10.0																																																																								
飽和温度 (°C)	圧力 (MPa [gage])	飽和温度 (°C)	圧力 (MPa [gage])																																																																								
100 以下	0.0	319	11.0																																																																								
183	1.0	325	12.0																																																																								
214	2.0	331	13.0																																																																								
236	3.0	337	14.0																																																																								
252	4.0	343	15.0																																																																								
265	5.0	348	16.0																																																																								
277	6.0	353	17.0																																																																								
287	7.0	357	18.0																																																																								
296	8.0	362	19.0																																																																								
304	9.0	366	20.0																																																																								
312	10.0	373	22.0																																																																								
<p>推定の評価</p> <p>原子炉圧力容器内の圧力を操作判断に用いている炉心損傷防止対策の有効性評価の解析結果を例に挙げ, 推定の適用性について確認した結果, 1次冷却材温度による推定方法は, 原子炉圧力容器内が飽和状態である範囲で適用できる。</p> <p>飽和状態は, 飽和温度との比較が必要であり1次冷却材圧力の把握が本来必要であるが, その代わりとして他のパラメータを監視することによりプラント状態を判別して適用の可否を判断する。</p> <p>例えば, 全交機動力電源喪失時に R C P シール部から漏れが生じる場合のように1次系減圧現象である場合で2次系からの除熱機能が正常に機能している場合には飽和状態に至っている可能性が高い。</p> <p>このような場合, 本推定方法による原子炉圧力容器内の圧力の推定は有効である。【事象(例)参照】</p> <p>以上より, 本推定方法により監視が必要な場合において, 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<p>推定の評価</p> <p>①原子炉圧力, 原子炉圧力 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することにより推定する。</p> <p>②原子炉水位 (広域), 原子炉水位 (燃料槽), 原子炉水位 (SA 広域), 原子炉水位 (SA 燃料槽), 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, 原子炉圧力容器内が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で推定ができるため, 事故収束を行う上で問題とならない。</p> <p>【誤差による影響について】 原子炉圧力容器内の圧力を推定する目的は, 低圧注水運転のための原子炉減圧確認及び原子炉圧力容器の損傷を把握することであり, 代替パラメータ (原子炉圧力) による推定は, 同一物理量からの推定であり, 計器誤差 (原子炉圧力の誤差±0.07MPa, 原子炉圧力 (SA) の誤差±0.09MPa) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ (原子炉圧力容器温度) による推定では, 圧力に換算して原子炉圧力容器の圧力の傾向が把握でき, 計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。(低圧注水運転の判断圧力: 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 ± 0.3°C から圧力に換算した場合はそれぞれ 0.34 ± 0.07MPa [gage] 程度, 7.0 ± 0.09MPa [gage] 程度。)</p> <p>以上より, これらの代替パラメータによる推定で, 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<p>推定の評価</p> <p>① (加圧器圧力) 同じ仕様のもので加圧器内の圧力を計測することにより推定する。</p> <p>② 1次冷却材温度 (広域-高温側), ③ 1次冷却材温度 (広域-低温側) 原子炉圧力容器内の圧力を操作判断に用いている炉心損傷防止対策の有効性評価の解析結果を例に挙げ, 推定の適用性について確認した結果, 1次冷却材温度による推定方法は, 原子炉圧力容器内が飽和状態である範囲で適用できる。</p> <p>飽和状態は, 飽和温度との比較が必要であり1次冷却材圧力 (広域) の把握</p>	<p>相違理由</p>																																																																								
																																																																											

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

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

第58条 計装設備（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>炉心損傷防止対策 事象（例）：全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAが発生する場合）</p> 	<p>女川原子力発電所2号炉</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>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。 例えば、全交流動力電源喪失時にRCPシール部から漏えいが生じる場合のように1次冷却系減圧事象である場合で2次冷却系からの除熱機能が正常に機能している場合には飽和状態に至っている可能性が高い。 このような場合、本推定方法による原子炉压力容器内の圧力の推定は有効である。（第3図参照）</p> <p>1次冷却材温度による推定手順は、原子炉压力容器内が飽和状態にあることに限定されるもの、飽和温度/圧力の関係により推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。</p> <p>① 1次冷却材圧力（広域） 同じ仕様のもので1次冷却材圧力（広域）を計測することにより推定する。</p> <p>【誤差による影響について】 原子炉压力容器内の圧力を監視する目的は、2次冷却系強制冷却等の操作判断のための1次冷却材圧力の確認を実施することであり、代替パラメータ（1次冷却材圧力（広域）、加圧器圧力（自主対策設備））による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差（1次冷却材圧力（広域）の誤差：±0.25MPa）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</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压力容器内の圧力の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。（主蒸気逃がし弁開度調整の判断圧力：1.7MPa[gauge]（飽和温度：約208℃）に対して、1次冷却材温度の誤差：約±4.4℃から圧力に換算した場合はそれぞれ 1.7±0.16MPa[gauge]程度。）</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策、原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>  <p>第3図 1次冷却材温度を利用した原子炉压力容器内圧力の推定 （事象例：全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAが発生する場合））</p>	<p>相違理由</p>

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

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

第58条 計装設備（補足説明資料）

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																										
(c) 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について	(c) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉圧力容器内の水位）	(c) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法について（原子炉圧力容器内の水位）																																																																																																																																																											
<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th colspan="3">原子炉圧力容器内の水位</th> </tr> <tr> <th></th> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>加圧器水位</td> <td>0～100%</td> <td>最大値：約85% 最小値：0%以下</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">代替パラメータ</td> <td>①原子炉水位</td> <td>0～100%</td> <td>最大値：100%以上 最小値：0%</td> </tr> <tr> <td>②1次冷却材圧力</td> <td>0～20.6MPa[gage]</td> <td>最大値：約17.8MPa</td> </tr> <tr> <td>③1次冷却材高温側温度（広域）</td> <td>0～400℃</td> <td>最大値：約342℃</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">PWRプラントにおいては、原子炉圧力容器より上に位置する加圧器により過剰運転や事故時の圧力及び1次系の保有水量の制御を行っており、加圧器の水位を計測することで、原子炉圧力容器内の水位の状態を監視している。 したがって、重大事故等に対処するために監視が必要なパラメータのうち、原子炉圧力容器内の水位については、加圧器水位を主要パラメータとしており、炉心の冷却状態を把握する上で原子炉圧力容器内の保有水量を監視することは重要である。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">原子炉圧力容器内の水位の主要パラメータである加圧器水位の計測が困難になった場合、代替パラメータの原子炉水位又は1次冷却材圧力及び1次冷却材高温側温度（広域）により原子炉圧力容器内の水位を推定することができる。推定方法は、以下のとおりである。 ①原子炉水位 原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの水位を計測することにより、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ②1次冷却材圧力及び1次冷却材高温側温度（広域） 監視パラメータである1次冷却材圧力と1次冷却材高温側温度（広域）により飽和蒸気圧力曲線を基に原子炉容器内のサブクール状態、飽和状態又は過熱状態を監視することで原子炉容器内の水位が、炉心上端以上、炉心上端近傍もしくは炉心上端部未満の水位であることを推定する。 飽和温度を示し炉心上端近傍と推定した場合においては、温度の推移による状態の傾向を監視することにより、温度が上昇する場合は炉心が露出状態であると判断し、温度が安定していれば炉心が隠水状態であることを判断する。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉圧力容器内の水位				監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	加圧器水位	0～100%	最大値：約85% 最小値：0%以下	代替パラメータ	①原子炉水位	0～100%	最大値：100%以上 最小値：0%	②1次冷却材圧力	0～20.6MPa[gage]	最大値：約17.8MPa	③1次冷却材高温側温度（広域）	0～400℃	最大値：約342℃	計測目的	PWRプラントにおいては、原子炉圧力容器より上に位置する加圧器により過剰運転や事故時の圧力及び1次系の保有水量の制御を行っており、加圧器の水位を計測することで、原子炉圧力容器内の水位の状態を監視している。 したがって、重大事故等に対処するために監視が必要なパラメータのうち、原子炉圧力容器内の水位については、加圧器水位を主要パラメータとしており、炉心の冷却状態を把握する上で原子炉圧力容器内の保有水量を監視することは重要である。			推定方法	原子炉圧力容器内の水位の主要パラメータである加圧器水位の計測が困難になった場合、代替パラメータの原子炉水位又は1次冷却材圧力及び1次冷却材高温側温度（広域）により原子炉圧力容器内の水位を推定することができる。推定方法は、以下のとおりである。 ①原子炉水位 原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの水位を計測することにより、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ②1次冷却材圧力及び1次冷却材高温側温度（広域） 監視パラメータである1次冷却材圧力と1次冷却材高温側温度（広域）により飽和蒸気圧力曲線を基に原子炉容器内のサブクール状態、飽和状態又は過熱状態を監視することで原子炉容器内の水位が、炉心上端以上、炉心上端近傍もしくは炉心上端部未満の水位であることを推定する。 飽和温度を示し炉心上端近傍と推定した場合においては、温度の推移による状態の傾向を監視することにより、温度が上昇する場合は炉心が露出状態であると判断し、温度が安定していれば炉心が隠水状態であることを判断する。			<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th colspan="3">原子炉圧力容器内の水位</th> </tr> <tr> <th></th> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">主要パラメータ</td> <td>原子炉水位（広帯域）</td> <td>-3,800mm～1,500mm[※]</td> <td>有効燃料棒底部程度～レベル8 (-7,832mm～-1,470mm)[※]</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位（燃料域）</td> <td>-3,800mm～1,300mm[※]</td> <td>有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3,702mm～-5,600mm)[※]</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位（SA広帯域）</td> <td>-3,800mm～1,500mm[※]</td> <td>有効燃料棒底部程度～レベル8 (-7,832mm～-1,470mm)[※]</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位（SA燃料域）</td> <td>-3,800mm～1,300mm[※]</td> <td>有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3,702mm～-5,600mm)[※]</td> </tr> <tr> <td rowspan="14">代替パラメータ</td> <td>①原子炉水位（SA広帯域） （原子炉水位（広帯域）の代替）</td> <td>-3,800mm～1,500mm[※]</td> <td>有効燃料棒底部程度～レベル8 (-7,832mm～-1,470mm)[※]</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[※]</td> <td>有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3,702mm～-5,600mm)[※]</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[※]</td> <td>有効燃料棒底部程度～レベル8 (-7,832mm～-1,470mm)[※]</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[※]</td> <td>有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3,702mm～-5,600mm)[※]</td> </tr> <tr> <td>②高圧代替注水系ポンプ出口流量</td> <td>0～120m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>②残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスレイライン洗浄流量）</td> <td>0～220m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>②残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系統納容冷却ライン洗浄流量）</td> <td>0～220m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>②高圧駆動低圧注水系ポンプ出口流量</td> <td>0～100m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>②代替節操冷却ポンプ出口流量</td> <td>0～200m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>②原子炉即時冷却系ポンプ出口流量</td> <td>0～150m³/h</td> <td>0～60.8m³/h</td> </tr> <tr> <td>②高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量</td> <td>0～1,000m³/h</td> <td>（高圧側）0～318m³/h （低圧側）0～1,050m³/h</td> </tr> <tr> <td>②残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>0～1,500m³/h</td> <td>0～1,190m³/h</td> </tr> <tr> <td>②炉心スプレー系ポンプ出口流量</td> <td>0～1,500m³/h</td> <td>0～465m³/h</td> </tr> <tr> <td>③原子炉圧力</td> <td>0～10MPa[gage]</td> <td>最大値：約8.11MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>③原子炉圧力（SA）</td> <td>0～11MPa[gage]</td> <td>最大値：約8.11MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>③圧力制御室圧力</td> <td>0～1MPa[abs]</td> <td>210kPa[gage]以下</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">重大事故等において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の水位を監視する目的は、炉心冷却状態を確認することである。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">原子炉圧力容器内の水位の主要パラメータである原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）の計測が困難になった場合、代替パラメータの①原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）を推定する場合は、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）にて推定、②原子炉圧力容器への注水流量（高圧代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスレイライン洗浄流量）、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系統納容冷却ライン洗浄流量）</td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉圧力容器内の水位				監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	原子炉水位（広帯域）	-3,800mm～1,500mm [※]	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-7,832mm～-1,470mm) [※]	原子炉水位（燃料域）	-3,800mm～1,300mm [※]	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3,702mm～-5,600mm) [※]	原子炉水位（SA広帯域）	-3,800mm～1,500mm [※]	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-7,832mm～-1,470mm) [※]	原子炉水位（SA燃料域）	-3,800mm～1,300mm [※]	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3,702mm～-5,600mm) [※]	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 [※]	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-7,832mm～-1,470mm) [※]	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 [※]	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3,702mm～-5,600mm) [※]	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 [※]	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-7,832mm～-1,470mm) [※]	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 [※]	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3,702mm～-5,600mm) [※]	②高圧代替注水系ポンプ出口流量	0～120m ³ /h	—	②残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスレイライン洗浄流量）	0～220m ³ /h	—	②残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系統納容冷却ライン洗浄流量）	0～220m ³ /h	—	②高圧駆動低圧注水系ポンプ出口流量	0～100m ³ /h	—	②代替節操冷却ポンプ出口流量	0～200m ³ /h	—	②原子炉即時冷却系ポンプ出口流量	0～150m ³ /h	0～60.8m ³ /h	②高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	0～1,000m ³ /h	（高圧側）0～318m ³ /h （低圧側）0～1,050m ³ /h	②残留熱除去系ポンプ出口流量	0～1,500m ³ /h	0～1,190m ³ /h	②炉心スプレー系ポンプ出口流量	0～1,500m ³ /h	0～465m ³ /h	③原子炉圧力	0～10MPa[gage]	最大値：約8.11MPa[gage]	③原子炉圧力（SA）	0～11MPa[gage]	最大値：約8.11MPa[gage]	③圧力制御室圧力	0～1MPa[abs]	210kPa[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圧力容器内の水位を監視する目的は、炉心冷却状態を確認することである。			推定方法	原子炉圧力容器内の水位の主要パラメータである原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）の計測が困難になった場合、代替パラメータの①原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）を推定する場合は、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）にて推定、②原子炉圧力容器への注水流量（高圧代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスレイライン洗浄流量）、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系統納容冷却ライン洗浄流量）			<table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th colspan="3">原子炉圧力容器内の水位</th> </tr> <tr> <th></th> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">主要パラメータ</td> <td>加圧器水位</td> <td>0～100%</td> <td>最大値：約99% 最小値：0%以下</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器水位</td> <td>0～100%</td> <td>最大値：100% 最小値：0%</td> </tr> <tr> <td rowspan="8">代替パラメータ</td> <td>〔1次冷却系統ループ水位〕</td> <td>T.P.22.57～ T.P.23.14m</td> <td>最大値：T.P.23.14m以上 最小値：T.P.22.57m以下</td> </tr> <tr> <td>①原子炉容器水位（加圧器水位の代替）</td> <td>0～100%</td> <td>最大値：100% 最小値：0%</td> </tr> <tr> <td>①加圧器水位（原子炉容器水位の代替）</td> <td>0～100%</td> <td>最大値：約99% 最小値：0%以下</td> </tr> <tr> <td>②〔サブクール度〕 （加圧器水位及び原子炉容器水位の代替）</td> <td>-200～200℃</td> <td>最小値：-200℃以下</td> </tr> <tr> <td>②1次冷却材圧力（広域） （加圧器水位及び原子炉容器水位の代替）</td> <td>0～ 21.0MPa[gage]</td> <td>最大値： 約17.8MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>②1次冷却材温度（広域－高温側） （加圧器水位、原子炉容器水位及び〔1次冷却系統ループ水位〕の代替）</td> <td>0～400℃</td> <td>最大値：約340℃</td> </tr> <tr> <td>②1次冷却材温度（広域－低温側） （原子炉容器水位及び〔1次冷却系統ループ水位〕の代替）</td> <td>0～400℃</td> <td>最大値：約339℃</td> </tr> <tr> <td>②〔炉心出口温度〕 （原子炉容器水位の代替）</td> <td>40～1,300℃</td> <td>最大値：約340℃</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">計測目的</td> <td colspan="3">重大事故等において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の水位を監視する目的は、炉心冷却状態を確認することである。</td> </tr> <tr> <td>②〔余熱除去ポンプ出口圧力〕 〔〔1次冷却系統ループ水位〕の代替〕</td> <td>0～ 5.0MPa[gage]</td> <td>0.89～4.2MPa[gage]</td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉圧力容器内の水位				監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	加圧器水位	0～100%	最大値：約99% 最小値：0%以下	原子炉容器水位	0～100%	最大値：100% 最小値：0%	代替パラメータ	〔1次冷却系統ループ水位〕	T.P.22.57～ T.P.23.14m	最大値：T.P.23.14m以上 最小値：T.P.22.57m以下	①原子炉容器水位（加圧器水位の代替）	0～100%	最大値：100% 最小値：0%	①加圧器水位（原子炉容器水位の代替）	0～100%	最大値：約99% 最小値：0%以下	②〔サブクール度〕 （加圧器水位及び原子炉容器水位の代替）	-200～200℃	最小値：-200℃以下	②1次冷却材圧力（広域） （加圧器水位及び原子炉容器水位の代替）	0～ 21.0MPa[gage]	最大値： 約17.8MPa[gage]	②1次冷却材温度（広域－高温側） （加圧器水位、原子炉容器水位及び〔1次冷却系統ループ水位〕の代替）	0～400℃	最大値：約340℃	②1次冷却材温度（広域－低温側） （原子炉容器水位及び〔1次冷却系統ループ水位〕の代替）	0～400℃	最大値：約339℃	②〔炉心出口温度〕 （原子炉容器水位の代替）	40～1,300℃	最大値：約340℃	計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の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。			②〔余熱除去ポンプ出口圧力〕 〔〔1次冷却系統ループ水位〕の代替〕	0～ 5.0MPa[gage]	0.89～4.2MPa[gage]
項目	原子炉圧力容器内の水位																																																																																																																																																												
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																																																																										
主要パラメータ	加圧器水位	0～100%	最大値：約85% 最小値：0%以下																																																																																																																																																										
代替パラメータ	①原子炉水位	0～100%	最大値：100%以上 最小値：0%																																																																																																																																																										
	②1次冷却材圧力	0～20.6MPa[gage]	最大値：約17.8MPa																																																																																																																																																										
	③1次冷却材高温側温度（広域）	0～400℃	最大値：約342℃																																																																																																																																																										
計測目的	PWRプラントにおいては、原子炉圧力容器より上に位置する加圧器により過剰運転や事故時の圧力及び1次系の保有水量の制御を行っており、加圧器の水位を計測することで、原子炉圧力容器内の水位の状態を監視している。 したがって、重大事故等に対処するために監視が必要なパラメータのうち、原子炉圧力容器内の水位については、加圧器水位を主要パラメータとしており、炉心の冷却状態を把握する上で原子炉圧力容器内の保有水量を監視することは重要である。																																																																																																																																																												
推定方法	原子炉圧力容器内の水位の主要パラメータである加圧器水位の計測が困難になった場合、代替パラメータの原子炉水位又は1次冷却材圧力及び1次冷却材高温側温度（広域）により原子炉圧力容器内の水位を推定することができる。推定方法は、以下のとおりである。 ①原子炉水位 原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの水位を計測することにより、原子炉圧力容器内の水位を推定する。 ②1次冷却材圧力及び1次冷却材高温側温度（広域） 監視パラメータである1次冷却材圧力と1次冷却材高温側温度（広域）により飽和蒸気圧力曲線を基に原子炉容器内のサブクール状態、飽和状態又は過熱状態を監視することで原子炉容器内の水位が、炉心上端以上、炉心上端近傍もしくは炉心上端部未満の水位であることを推定する。 飽和温度を示し炉心上端近傍と推定した場合においては、温度の推移による状態の傾向を監視することにより、温度が上昇する場合は炉心が露出状態であると判断し、温度が安定していれば炉心が隠水状態であることを判断する。																																																																																																																																																												
項目	原子炉圧力容器内の水位																																																																																																																																																												
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																																																																										
主要パラメータ	原子炉水位（広帯域）	-3,800mm～1,500mm [※]	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-7,832mm～-1,470mm) [※]																																																																																																																																																										
	原子炉水位（燃料域）	-3,800mm～1,300mm [※]	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3,702mm～-5,600mm) [※]																																																																																																																																																										
	原子炉水位（SA広帯域）	-3,800mm～1,500mm [※]	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-7,832mm～-1,470mm) [※]																																																																																																																																																										
	原子炉水位（SA燃料域）	-3,800mm～1,300mm [※]	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3,702mm～-5,600mm) [※]																																																																																																																																																										
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 [※]	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-7,832mm～-1,470mm) [※]																																																																																																																																																										
	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 [※]	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3,702mm～-5,600mm) [※]																																																																																																																																																										
	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 [※]	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-7,832mm～-1,470mm) [※]																																																																																																																																																										
	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 [※]	有効燃料棒底部程度～レベル8 (-3,702mm～-5,600mm) [※]																																																																																																																																																										
	②高圧代替注水系ポンプ出口流量	0～120m ³ /h	—																																																																																																																																																										
	②残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスレイライン洗浄流量）	0～220m ³ /h	—																																																																																																																																																										
	②残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系統納容冷却ライン洗浄流量）	0～220m ³ /h	—																																																																																																																																																										
	②高圧駆動低圧注水系ポンプ出口流量	0～100m ³ /h	—																																																																																																																																																										
	②代替節操冷却ポンプ出口流量	0～200m ³ /h	—																																																																																																																																																										
	②原子炉即時冷却系ポンプ出口流量	0～150m ³ /h	0～60.8m ³ /h																																																																																																																																																										
	②高圧炉心スプレー系ポンプ出口流量	0～1,000m ³ /h	（高圧側）0～318m ³ /h （低圧側）0～1,050m ³ /h																																																																																																																																																										
	②残留熱除去系ポンプ出口流量	0～1,500m ³ /h	0～1,190m ³ /h																																																																																																																																																										
	②炉心スプレー系ポンプ出口流量	0～1,500m ³ /h	0～465m ³ /h																																																																																																																																																										
	③原子炉圧力	0～10MPa[gage]	最大値：約8.11MPa[gage]																																																																																																																																																										
③原子炉圧力（SA）	0～11MPa[gage]	最大値：約8.11MPa[gage]																																																																																																																																																											
③圧力制御室圧力	0～1MPa[abs]	210kPa[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圧力容器内の水位を監視する目的は、炉心冷却状態を確認することである。																																																																																																																																																												
推定方法	原子炉圧力容器内の水位の主要パラメータである原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）の計測が困難になった場合、代替パラメータの①原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）、原子炉水位（SA広帯域）、原子炉水位（SA燃料域）を推定する場合は、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）にて推定、②原子炉圧力容器への注水流量（高圧代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスレイライン洗浄流量）、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系統納容冷却ライン洗浄流量）																																																																																																																																																												
項目	原子炉圧力容器内の水位																																																																																																																																																												
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																																																																										
主要パラメータ	加圧器水位	0～100%	最大値：約99% 最小値：0%以下																																																																																																																																																										
	原子炉容器水位	0～100%	最大値：100% 最小値：0%																																																																																																																																																										
代替パラメータ	〔1次冷却系統ループ水位〕	T.P.22.57～ T.P.23.14m	最大値：T.P.23.14m以上 最小値：T.P.22.57m以下																																																																																																																																																										
	①原子炉容器水位（加圧器水位の代替）	0～100%	最大値：100% 最小値：0%																																																																																																																																																										
	①加圧器水位（原子炉容器水位の代替）	0～100%	最大値：約99% 最小値：0%以下																																																																																																																																																										
	②〔サブクール度〕 （加圧器水位及び原子炉容器水位の代替）	-200～200℃	最小値：-200℃以下																																																																																																																																																										
	②1次冷却材圧力（広域） （加圧器水位及び原子炉容器水位の代替）	0～ 21.0MPa[gage]	最大値： 約17.8MPa[gage]																																																																																																																																																										
	②1次冷却材温度（広域－高温側） （加圧器水位、原子炉容器水位及び〔1次冷却系統ループ水位〕の代替）	0～400℃	最大値：約340℃																																																																																																																																																										
	②1次冷却材温度（広域－低温側） （原子炉容器水位及び〔1次冷却系統ループ水位〕の代替）	0～400℃	最大値：約339℃																																																																																																																																																										
	②〔炉心出口温度〕 （原子炉容器水位の代替）	40～1,300℃	最大値：約340℃																																																																																																																																																										
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉圧力容器内の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。																																																																																																																																																												
	②〔余熱除去ポンプ出口圧力〕 〔〔1次冷却系統ループ水位〕の代替〕	0～ 5.0MPa[gage]	0.89～4.2MPa[gage]																																																																																																																																																										

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>原子炉圧力容器内の水位の主要パラメータである加圧器水位の計測が不可能となった場合、代替パラメータの①原子炉容器水位 (原子炉容器水位を推定する場合は加圧器水位)、②サブクール度 (自主対策設備)、1次冷却材圧力 (広域)、炉心出口温度 (自主対策設備)、1次冷却材温度 (広域-高温側) 及び1次冷却材温度 (広域-低温側) により原子炉圧力容器内がサブクール状態又は過熱状態であることを監視し炉心の冷却状態を確認することにより推定する。</p> <p>プラント停止中における1次冷却系ミッドループ運転時において、1次冷却系統ループ水位 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、1次冷却材温度の変化により水位を、監視可能であれば、余熱除去ポンプ出口圧力 (自主対策設備) の傾向監視により水位変化を推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①原子炉容器水位、加圧器水位 同様の仕様のもので原子炉圧力容器内の水位を計測することにより推定する。原子炉容器水位を使用する場合は、原子炉容器底部から原子炉容器頂部までの水位を計測することにより、原子炉圧力容器内の水位を推定する。原子炉容器水位の監視が困難な場合は、加圧器水位により原子炉圧力容器内の水位を推定する。</p> <p>② [サブクール度]、1次冷却材圧力 (広域)、(炉心出口温度)、1次冷却材温度 (広域-高温側) 及び1次冷却材温度 (広域-低温側) サブクール度 (自主対策設備)、1次冷却材圧力 (広域)、炉心出口温度 (自主対策設備)、1次冷却材温度 (広域-高温側) 及び1次冷却材温度 (広域-低温側) により、原子炉圧力容器内がサブクール状態又は過熱状態であることを監視すること、原子炉圧力容器内の水位が、炉心上端以上で冠水状態であることを確認する。</p>	

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																										
<table border="1" data-bbox="203 164 629 339"> <thead> <tr> <th>監視計器</th> <th>使用用途</th> <th>得られる情報</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1次冷却材圧力</td> <td>飽和温度の推定</td> <td>飽和温度 (T_{sat})</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">1次冷却材高温側温度 (広域)</td> <td rowspan="2">冷却材・蒸気の温度監視</td> <td>冷却材・蒸気の温度 (T)</td> </tr> <tr> <td>飽和温度と蒸気温度から得られる過熱度 (ΔT_{sat} (※1))</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="203 387 629 659"> (1) 原子炉容器内がサブクール状態もしくは飽和状態 判別方法 : $T \leq T_{sat}$ (サブクール状態もしくは飽和状態) 水位 : 図1、2状態 (1) に相当 (2) 原子炉容器内が飽和温度を上回る状態 判別方法 : $T > T_{sat}$ (温度 T が過熱状態を指示、ΔT_{sat} = 小) 水位 : 図1、2状態 (2) に相当 (3) 原子炉容器内が飽和温度を大きく上回る状態 (過熱状態) 判別方法 : $T > T_{sat}$ (温度 T が飽和温度 T_{sat} を大きく上回っている状態、ΔT_{sat} = 大) 水位 : 図1、2状態 (3) に相当 </p>	監視計器	使用用途	得られる情報	1次冷却材圧力	飽和温度の推定	飽和温度 (T_{sat})	1次冷却材高温側温度 (広域)	冷却材・蒸気の温度監視	冷却材・蒸気の温度 (T)	飽和温度と蒸気温度から得られる過熱度 (ΔT_{sat} (※1))	<p data-bbox="757 148 1189 239"> 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、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 </p> <p data-bbox="757 247 1189 351"> 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) 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、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から推定する。 </p> <p data-bbox="757 359 1189 406"> 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蒸気熱除去に必要な水量の差を算出し、直前まで判明していた水位に実換率を考慮することにより原子炉水位を推定する。 </p> <p data-bbox="757 414 1189 486"> 原子炉水位変化率 [m^3/min] $=$ 原子炉圧力容器注水流量と蒸気熱除去に必要な水量の差 [m^3/min] $\div 60$ [min] 原子炉圧力容器レベル換算 </p> <p data-bbox="757 494 1189 518"> 推定可能範囲: 全範囲 </p> <div data-bbox="817 526 1137 742" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="817 742 1137 758"> 図 58-8-4 原子炉停止後の時間と蒸気熱除去に必要な注水流量の関係 </p> <p data-bbox="757 766 1189 869"> 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室高さまで上昇し、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[表値]以上であれば原子炉圧力容器が満水と推定する。 </p> <p data-bbox="840 941 1176 965" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> 特図みの内容は商業機密の観点から公開できません。 </p>	<table border="1" data-bbox="1361 196 1787 459"> <thead> <tr> <th>監視計器</th> <th>使用用途</th> <th>得られる情報</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1次冷却材圧力 (広域)</td> <td>飽和温度の推定</td> <td>飽和温度 (T_{sat})</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材温度 (広域-高温側)</td> <td rowspan="2">1次冷却材・蒸気の温度監視</td> <td rowspan="2">1次冷却材・蒸気の温度 (T)</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材温度 (広域-低温側)</td> </tr> <tr> <td>炉心出口温度 (自主対策設備)</td> <td>サブクール状態又は飽和状態の監視</td> <td>サブクール度 ($T_{sat} - T$)</td> </tr> <tr> <td>[サブクール度]</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1265 467 1816 707"> (1) 原子炉圧力容器内がサブクール状態若しくは飽和状態 判別方法 : $T \leq T_{sat}$ (サブクール状態若しくは飽和状態) 水位 : 第4、5図の状態 (1) に相当 (2) 原子炉圧力容器内が飽和温度を上回る状態 判別方法 : $T > T_{sat}$ (温度 T が過熱状態を指示、ΔT_{sat} = 小) 水位 : 第4、5図の状態 (2) に相当 (3) 原子炉圧力容器内が飽和温度を大きく上回る状態 (過熱状態) 判別方法 : $T > T_{sat}$ (温度 T が飽和温度 T_{sat} を大きく上回っている状態、ΔT_{sat} = 大) 水位 : 第4、5図の状態 (3) に相当 </p> <div data-bbox="1433 734 1702 766" style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;"> 原子炉圧力容器内の水位の推定 </div> <p data-bbox="1366 774 1769 901"> 【炉心上端以上の場合】 ・炉心の冠水状態の確認が可能 【炉心上端以下 (炉心露出状態) の場合】 ・水位の上昇傾向 : ΔT_{sat} が大きい状態から小さい状態へ移行 ・水位の低下傾向 : ΔT_{sat} が小さい状態から大きい状態へ移行 </p>	監視計器	使用用途	得られる情報	1次冷却材圧力 (広域)	飽和温度の推定	飽和温度 (T_{sat})	1次冷却材温度 (広域-高温側)	1次冷却材・蒸気の温度監視	1次冷却材・蒸気の温度 (T)	1次冷却材温度 (広域-低温側)	炉心出口温度 (自主対策設備)	サブクール状態又は飽和状態の監視	サブクール度 ($T_{sat} - T$)	[サブクール度]			
監視計器	使用用途	得られる情報																											
1次冷却材圧力	飽和温度の推定	飽和温度 (T_{sat})																											
1次冷却材高温側温度 (広域)	冷却材・蒸気の温度監視	冷却材・蒸気の温度 (T)																											
		飽和温度と蒸気温度から得られる過熱度 (ΔT_{sat} (※1))																											
監視計器	使用用途	得られる情報																											
1次冷却材圧力 (広域)	飽和温度の推定	飽和温度 (T_{sat})																											
1次冷却材温度 (広域-高温側)	1次冷却材・蒸気の温度監視	1次冷却材・蒸気の温度 (T)																											
1次冷却材温度 (広域-低温側)																													
炉心出口温度 (自主対策設備)	サブクール状態又は飽和状態の監視	サブクール度 ($T_{sat} - T$)																											
[サブクール度]																													

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

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

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

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

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

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

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

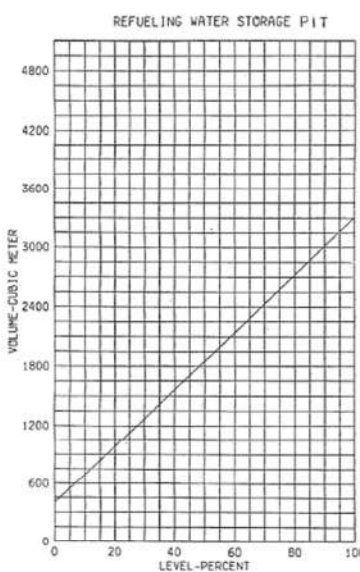


赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第58条 計装設備（補足説明資料）

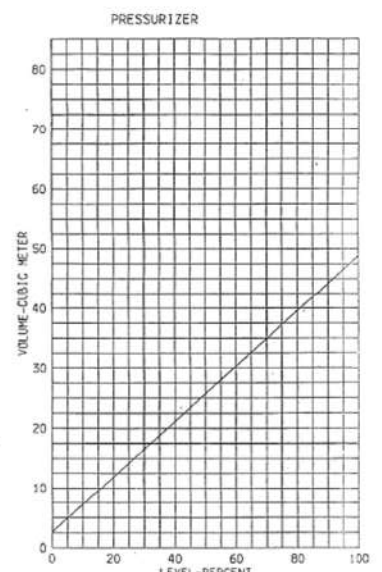

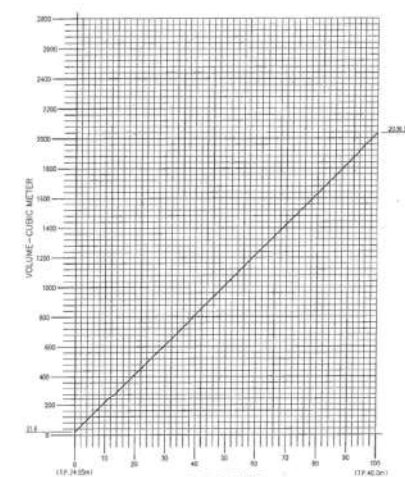
大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																		
(d) 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について	(d) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉圧力容器への注水量）	(d) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他グループを除く）による推定方法について（原子炉圧力容器への注水量）																																																																																																																			
<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="3">原子炉圧力容器への注水量</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>監視パラメータ</td> <td></td> <td></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>1,250m³/h</td> </tr> <tr> <td>仮設代替低圧注水積算流量 (0~10,000 m³)</td> <td>0~160m³/h</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> </tbody> </table> <p>代替パラメータ ①燃料取扱用水ピット水位 ②加圧器水位</p> <p>計測目的 重大事故等において、主要パラメータにて原子炉圧力容器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。</p> <p>推定方法 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、余熱除去流量及び仮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。</p>	原子炉圧力容器への注水量			項目	計測範囲	設計基準	監視パラメータ			高圧注入流量	0~400m ³ /h	320m ³ /h	余熱除去流量	0~1,300m ³ /h	1,250m ³ /h	仮設代替低圧注水積算流量 (0~10,000 m ³)	0~160m ³ /h	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。	<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="3">原子炉圧力容器への注水量</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">主要 パラメータ</td> <td>高圧代替注水系ポンプ出口流量</td> <td>0~120m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量）</td> <td>0~220m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）</td> <td>0~220m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量</td> <td>0~100m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却ポンプ出口流量</td> <td>0~200m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量</td> <td>0~150m³/h</td> <td>0~90.8m³/h (高圧側) 0~318m³/h (低圧側) 0~1,050m³/h</td> </tr> <tr> <td>高圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>0~1,900m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>0~1,500m³/h</td> <td>0~1,126m³/h</td> </tr> <tr> <td>低圧炉心スプレイスポンプ出口流量</td> <td>0~1,500m³/h</td> <td>0~1,050m³/h</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">代替 パラメータ</td> <td>①復水貯蔵タンク水位 (高圧代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量）、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>0~3,200m³</td> <td>0~3,173m³</td> </tr> <tr> <td>①圧力抑制室水位 (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（圧容域）</td> <td>-3,800mm~1,500mm[※]</td> <td>有効燃料棒底部程度~ レベルS (-7,832mm~1,470mm) [※]</td> </tr> <tr> <td>②原子炉水位（燃料域）</td> <td>-3,800mm~1,300mm[※]</td> <td>有効燃料棒底部程度~ レベルS (-3,702mm~5,600mm) [※]</td> </tr> <tr> <td>②原子炉水位（SA 燃料域）</td> <td>-3,800mm~1,500mm[※]</td> <td>有効燃料棒底部程度~ レベルS (-7,832mm~1,470mm) [※]</td> </tr> </tbody> </table> <p>* 1：計測範囲等は、原子炉圧力容器等レベルより1,313cm上の上とすること（フライスカート直下付近）。 * 2：計測範囲等は、原子炉圧力容器等レベルより900cm上の上とすること（有効燃料棒頂部付近）。</p> <p>計測目的 重大事故等において、主要パラメータにて原子炉圧力容器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 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、水頭である復水貯蔵タンク水位、圧力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。</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</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	高圧代替注水系ポンプ出口流量	0~120m ³ /h	—	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量）	0~220m ³ /h	—	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	0~220m ³ /h	—	直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量	0~100m ³ /h	—	代替循環冷却ポンプ出口流量	0~200m ³ /h	—	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	0~150m ³ /h	0~90.8m ³ /h (高圧側) 0~318m ³ /h (低圧側) 0~1,050m ³ /h	高圧炉心スプレイスポンプ出口流量	0~1,900m ³ /h	—	残留熱除去系ポンプ出口流量	0~1,500m ³ /h	0~1,126m ³ /h	低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	0~1,500m ³ /h	0~1,050m ³ /h	代替 パラメータ	①復水貯蔵タンク水位 (高圧代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量）、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 ³	0~3,173m ³	①圧力抑制室水位 (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（圧容域）	-3,800mm~1,500mm [※]	有効燃料棒底部程度~ レベルS (-7,832mm~1,470mm) [※]	②原子炉水位（燃料域）	-3,800mm~1,300mm [※]	有効燃料棒底部程度~ レベルS (-3,702mm~5,600mm) [※]	②原子炉水位（SA 燃料域）	-3,800mm~1,500mm [※]	有効燃料棒底部程度~ レベルS (-7,832mm~1,470mm) [※]	<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="3">原子炉圧力容器への注水量</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">主要 パラメータ</td> <td>高圧注入流量</td> <td>0~350m³/h</td> <td>280m³/h</td> </tr> <tr> <td>低圧注入流量</td> <td>0~1,100m³/h</td> <td>1,050m³/h</td> </tr> <tr> <td>B一格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）</td> <td>0~1,300m³/h (0~10,000m³)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>[B一格納容器スプレイ流量]</td> <td>0~1,300m³/h</td> <td>5/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>[充てん流量]</td> <td>0~70m³/h</td> <td>56.8m³/h</td> </tr> <tr> <td>[蓄圧タンク圧力]</td> <td>0~6.0MPa [gauge]</td> <td>4.4MPa [gauge]</td> </tr> <tr> <td>[蓄圧タンク水位]</td> <td>0~100%</td> <td>0~100%</td> </tr> <tr> <td>[AM用消火水積算流量]</td> <td>0~250m³/h (0~999,999m³)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">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>①補助給水ピット水位 (代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の代替)</td> <td>0~100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>①低圧注入流量 ([AM用消火水積算流量]の代替)</td> <td>0~1,100m³/h</td> <td>1,050m³/h</td> </tr> </tbody> </table> <p>②加圧器水位 (高圧注入流量、低圧注入流量、B一格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）、[B一格納容器スプレイ流量]、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量、[充てん流量]及び[AM用消火水積算流量]の代替)</p> <p>0~100%</p> <p>最大値：約99% 最小値：0%以下</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	0~350m ³ /h	280m ³ /h	低圧注入流量	0~1,100m ³ /h	1,050m ³ /h	B一格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）	0~1,300m ³ /h (0~10,000m ³)	—	[B一格納容器スプレイ流量]	0~1,300m ³ /h	5/h	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	0~200m ³ /h (0~10,000m ³)	—	[充てん流量]	0~70m ³ /h	56.8m ³ /h	[蓄圧タンク圧力]	0~6.0MPa [gauge]	4.4MPa [gauge]	[蓄圧タンク水位]	0~100%	0~100%	[AM用消火水積算流量]	0~250m ³ /h (0~999,999m ³)	—	代替 パラメータ	①燃料取扱用水ピット水位 (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%	①補助給水ピット水位 (代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の代替)	0~100%	100%	①低圧注入流量 ([AM用消火水積算流量]の代替)	0~1,100m ³ /h	1,050m ³ /h	<p>相違理由</p> <p>■ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>
原子炉圧力容器への注水量																																																																																																																					
項目	計測範囲	設計基準																																																																																																																			
監視パラメータ																																																																																																																					
高圧注入流量	0~400m ³ /h	320m ³ /h																																																																																																																			
余熱除去流量	0~1,300m ³ /h	1,250m ³ /h																																																																																																																			
仮設代替低圧注水積算流量 (0~10,000 m ³)	0~160m ³ /h	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。																																																																																																																			
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 ³ /h	—																																																																																																																		
	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量）	0~220m ³ /h	—																																																																																																																		
	残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）	0~220m ³ /h	—																																																																																																																		
	直流駆動低圧注水系ポンプ出口流量	0~100m ³ /h	—																																																																																																																		
	代替循環冷却ポンプ出口流量	0~200m ³ /h	—																																																																																																																		
	原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量	0~150m ³ /h	0~90.8m ³ /h (高圧側) 0~318m ³ /h (低圧側) 0~1,050m ³ /h																																																																																																																		
	高圧炉心スプレイスポンプ出口流量	0~1,900m ³ /h	—																																																																																																																		
	残留熱除去系ポンプ出口流量	0~1,500m ³ /h	0~1,126m ³ /h																																																																																																																		
	低圧炉心スプレイスポンプ出口流量	0~1,500m ³ /h	0~1,050m ³ /h																																																																																																																		
	代替 パラメータ	①復水貯蔵タンク水位 (高圧代替注水系ポンプ出口流量、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量）、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 ³	0~3,173m ³																																																																																																																	
①圧力抑制室水位 (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（圧容域）		-3,800mm~1,500mm [※]	有効燃料棒底部程度~ レベルS (-7,832mm~1,470mm) [※]																																																																																																																		
②原子炉水位（燃料域）		-3,800mm~1,300mm [※]	有効燃料棒底部程度~ レベルS (-3,702mm~5,600mm) [※]																																																																																																																		
②原子炉水位（SA 燃料域）		-3,800mm~1,500mm [※]	有効燃料棒底部程度~ レベルS (-7,832mm~1,470mm) [※]																																																																																																																		
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 ³ /h	280m ³ /h																																																																																																																		
	低圧注入流量	0~1,100m ³ /h	1,050m ³ /h																																																																																																																		
	B一格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）	0~1,300m ³ /h (0~10,000m ³)	—																																																																																																																		
	[B一格納容器スプレイ流量]	0~1,300m ³ /h	5/h																																																																																																																		
	代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量	0~200m ³ /h (0~10,000m ³)	—																																																																																																																		
	[充てん流量]	0~70m ³ /h	56.8m ³ /h																																																																																																																		
	[蓄圧タンク圧力]	0~6.0MPa [gauge]	4.4MPa [gauge]																																																																																																																		
	[蓄圧タンク水位]	0~100%	0~100%																																																																																																																		
	[AM用消火水積算流量]	0~250m ³ /h (0~999,999m ³)	—																																																																																																																		
	代替 パラメータ	①燃料取扱用水ピット水位 (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%																																																																																																																	
①補助給水ピット水位 (代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の代替)		0~100%	100%																																																																																																																		
①低圧注入流量 ([AM用消火水積算流量]の代替)		0~1,100m ³ /h	1,050m ³ /h																																																																																																																		

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
<p>①燃料取替用水ピット水位</p> <p>燃料取替用水ピットの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を推定する。</p> 	<p>で原子炉压力容器内の注水量を推定する。従水貯蔵タンクに炭水や溜水を補助している場合は、補助に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。なお、炉心冷却状態を原子炉水位にて併せて確認する。</p> <p>推定可能範囲: 各注水流量の計測範囲</p> <p>②圧力抑制室水位</p> <p>サブプレッションチャンパを水源としている場合は、直前まで判明していた水位及び測定時の水位から図58-8-5を用いて、サブプレッションプール水の体積の変化量を求め、原子炉压力容器への注水量を推定する。なお、炉心冷却状態を原子炉水位にて併せて確認する。</p> <p>推定可能範囲の目安: 各注水流量の計測範囲</p>  <p>図58-8-5 圧力抑制室水位とサブプレッションプール水の体積の関係</p> <p>推定方法</p> <p>②原子炉水位 (広帯域)、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压力容器への注水量を算出する。</p> <p>推定可能範囲: 全範囲</p> <p>原子炉压力容器への注水量[m³/h] = (原子炉压力容器内の冷却材の体積変化量[m³] + 注水時間[h]) × 融熱除去に必要な原子炉压力容器への注水流量[m³/h]</p>  <p>図58-8-6 原子炉水位と原子炉压力容器内の冷却材の体積の関係</p> <p>枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p>	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1254 151 1545 311"> ③原子炉容器水位 (高压注入流量, 低压注入流量, B-1格納容器スプレー冷却器出口積算流量 (AM用), [B-1格納容器スプレー流量], 代替格納容器スプレーポンプ出口積算流量, [充てん流量] 及び [AM用消火水積算流量] の代替) </td> <td data-bbox="1545 151 1680 311">0 ~ 100%</td> <td data-bbox="1680 151 1814 311">最大値: 100% 最小値: 0%</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1254 311 1545 470"> ④格納容器再循環サンプ水位 (広域) (高压注入流量, 低压注入流量, B-1格納容器スプレー冷却器出口積算流量 (AM用), [B-1格納容器スプレー流量], 代替格納容器スプレーポンプ出口積算流量 及び [充てん流量] の代替) </td> <td data-bbox="1545 311 1680 470">0 ~ 100%</td> <td data-bbox="1680 311 1814 470">100%</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1254 470 1545 526"> ①1次冷却材圧力 (広域) ([蓄圧タンク圧力] 及び [蓄圧タンク水位] の代替) </td> <td data-bbox="1545 470 1680 526">0 ~ 21.0MPa [gauge]</td> <td data-bbox="1680 470 1814 526">最大値: 約 17.8MPa [gauge]</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1254 526 1545 582"> ①1次冷却材温度 (広域-低温側) ([蓄圧タンク圧力] 及び [蓄圧タンク水位] の代替) </td> <td data-bbox="1545 526 1680 582">0 ~ 400°C</td> <td data-bbox="1680 526 1814 582">最大値: 約 339°C</td> </tr> </table> <p>計測目的</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への注水量を監視する目的は、原子炉压力容器への注水設備が機能していることを確認し炉心冷却状態を把握することである。</p> <p>推定方法</p> <p>原子炉压力容器への注水量の主要パラメータである各系統の注水流量の計測が不可能となった場合、水源である燃料取替用水ピット水位、補助給水ピット水位又は注水先の加圧器及び原子炉压力容器の水位変化により原子炉压力容器への注水量を推定することができる。原子炉冷却材喪失が発生した場合においては原子炉容器水位及び格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化並びに1次冷却材圧力 (広域) 及び1次冷却材温度 (広域-低温側) により注水量を推定することができる。また、AM用消火水積算流量 (目玉対象設備) の計測が不可能となった場合、低圧注入流量を監視することで原子炉压力容器への注水量を推定することができる。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①燃料取替用水ピット水位及び補助給水ピット水位</p> <p>燃料取替用水ピットを水源としている場合は、直前まで判明していた水位及び測定時の水位から第6図を用いて、燃料取替用水ピット水の体積の変化量を求め、原子炉压力容器への注水量を推定する。</p> <p>補助給水ピットを水源としている場合は、直前まで判明していた水位及び測</p>	③原子炉容器水位 (高压注入流量, 低压注入流量, B-1格納容器スプレー冷却器出口積算流量 (AM用), [B-1格納容器スプレー流量], 代替格納容器スプレーポンプ出口積算流量, [充てん流量] 及び [AM用消火水積算流量] の代替)	0 ~ 100%	最大値: 100% 最小値: 0%	④格納容器再循環サンプ水位 (広域) (高压注入流量, 低压注入流量, B-1格納容器スプレー冷却器出口積算流量 (AM用), [B-1格納容器スプレー流量], 代替格納容器スプレーポンプ出口積算流量 及び [充てん流量] の代替)	0 ~ 100%	100%	①1次冷却材圧力 (広域) ([蓄圧タンク圧力] 及び [蓄圧タンク水位] の代替)	0 ~ 21.0MPa [gauge]	最大値: 約 17.8MPa [gauge]	①1次冷却材温度 (広域-低温側) ([蓄圧タンク圧力] 及び [蓄圧タンク水位] の代替)	0 ~ 400°C	最大値: 約 339°C	
③原子炉容器水位 (高压注入流量, 低压注入流量, B-1格納容器スプレー冷却器出口積算流量 (AM用), [B-1格納容器スプレー流量], 代替格納容器スプレーポンプ出口積算流量, [充てん流量] 及び [AM用消火水積算流量] の代替)	0 ~ 100%	最大値: 100% 最小値: 0%													
④格納容器再循環サンプ水位 (広域) (高压注入流量, 低压注入流量, B-1格納容器スプレー冷却器出口積算流量 (AM用), [B-1格納容器スプレー流量], 代替格納容器スプレーポンプ出口積算流量 及び [充てん流量] の代替)	0 ~ 100%	100%													
①1次冷却材圧力 (広域) ([蓄圧タンク圧力] 及び [蓄圧タンク水位] の代替)	0 ~ 21.0MPa [gauge]	最大値: 約 17.8MPa [gauge]													
①1次冷却材温度 (広域-低温側) ([蓄圧タンク圧力] 及び [蓄圧タンク水位] の代替)	0 ~ 400°C	最大値: 約 339°C													

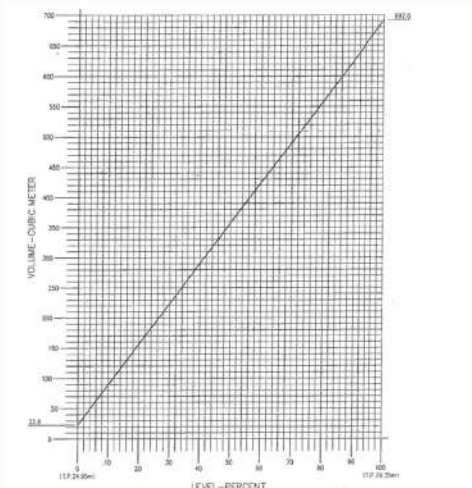
灰色: 女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容
 赤字: 設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字: 記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字: 記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

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

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

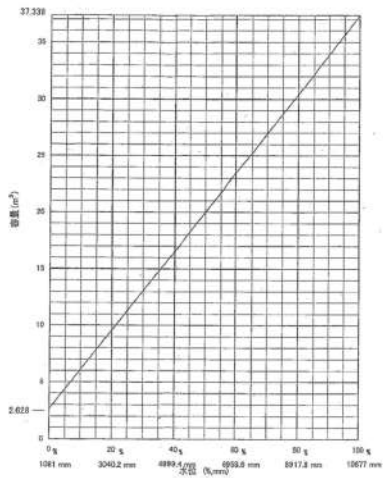
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第58条 計装設備（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>推定の評価</p> <p>①燃料取替用水ビット水位 燃料取替用水ビット水位による推定方法は、燃料取替用水ビットを水源として使用し、かつ、燃料取替用水ビットを水源とし原子炉圧力容器以外へ注水するポンプが作動していない、又はその注水量が把握できる場合に適用できる。 本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、これはプラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>②加圧器水位 加圧器水位による推定方法は、原子炉冷却材喪失等が生じておらず注水された冷却材が全て加圧器水位の上昇に寄与すると考えられる場合に限り適用可能である。 本推定方法は、適用条件が限定されるものの、①による推定方法が優先されるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。</p> <p>以上より、本推定方法を原子炉圧力容器への注水量を推定する手段として用いることは可能であり、高圧注入ポンプ等の注水設備が正常に機能しているかを確認する上で妥当なものである。 これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>		<p>推定方法</p>  <p>第7図 補助給水ビット水位と補助給水ビット水の体積の関係</p>	

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

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

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

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

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>④原子炉容器水位</p> <p>任意の時間における水位及び測定時の水位から第9図を用いて、冷却材の体積の変化量を求め、第10図を用いて、崩壊熱除去に必要な注水量を求め、体積変化量に加算して原子炉圧力容器への注水量を算出する。特に測定時の水位から炉心の冠水状態を確認できる場合は、同図を用いて原子炉圧力容器に蓄水した冷却材の体積を求め、原子炉圧力容器への注水量が十分であることを推定する。</p> <p>推定可能範囲: 全範囲</p> <p>原子炉圧力容器への注水量[m³/h] = (原子炉圧力容器内の冷却材体積[m³] ÷ 注水時間[h]) + 崩壊熱除去に必要な原子炉圧力容器への注水量[m³/h]</p> <div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%; margin: 10px 0;"></div> <p>第9図 原子炉容器水位と原子炉圧力容器内の冷却材の体積の関係</p> <div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%; margin: 10px 0;"></div> <p>第10図 原子炉停止後の時間と崩壊熱除去に必要な注水量の関係</p> <p>□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>④格納容器再循環サンプ水位 (広域) 任意の時間における水位及び測定時の水位から第11図を用いて、格納容器再循環サンプに蓄水した冷却材の体積変化量を求め、各種水源 (燃料取替用水ピット、補助給水ピット) から原子炉压力容器又は原子炉格納容器内へ注水された注水量より差し引くことにより、原子炉压力容器への注水量を推定する。</p> <p>推定可能範囲: 全範囲</p> <p>第11図 格納容器再循環サンプ水位 (広域) と原子炉格納容器内水量の関係</p> <p>①1次冷却材圧力 (広域) 1次冷却材圧力 (広域) と蓄圧タンク保持圧力を比較することにより、蓄圧タンクからの注水開始時刻を特定し、1次冷却材圧力 (広域) の傾向監視を継続することにより、任意の時間における蓄圧タンクからの注水量を推定する。 なお、本推定方法の適用条件は、原子炉冷却材喪失が発生した場合に限定される。</p> <p>推定可能範囲: 全範囲</p> <p>原子炉下注キャビティ 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				
		<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1256 153 1335 469">推定方法</td> <td data-bbox="1335 153 1814 469"> <p>① 1次冷却材温度 (広域-低温側)</p> <p>原子炉圧力容器内の水位が炉心の冠水状態を維持できる水位以上にあると判断できる場合には、原子炉圧力容器内が飽和状態と想定し、飽和温度/圧力の関係を利用し、第2図を用いて1次冷却材温度より原子炉圧力容器内圧力を推定することにより、以降は前項 (1次冷却材圧力 (広域)) と同じ方法で蓄圧タンクからの注水量を推定する。</p> <p>推定可能範囲: 全範囲</p> <p>① 低圧注入流量</p> <p>AM 用消火水積算流量 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、低圧注入流量により注水量を推定する。</p> <p>推定可能範囲: 全範囲</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1256 469 1335 879">推定の評価</td> <td data-bbox="1335 469 1814 879"> <p>① 燃料取替用水ビット水位及び補助給水ビット水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料取替用水ビット水位 <p>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。</p> <p>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> <ul style="list-style-type: none"> 補助給水ビット水位 <p>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。</p> <p>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</p> <p>加圧器水位による推定方法は、原子炉冷却材喪失等が生じておらず注水された冷却材がすべて加圧器水位の上昇に寄与することをえられる場合限り適用できる。</p> <p>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> </td> </tr> </table>	推定方法	<p>① 1次冷却材温度 (広域-低温側)</p> <p>原子炉圧力容器内の水位が炉心の冠水状態を維持できる水位以上にあると判断できる場合には、原子炉圧力容器内が飽和状態と想定し、飽和温度/圧力の関係を利用し、第2図を用いて1次冷却材温度より原子炉圧力容器内圧力を推定することにより、以降は前項 (1次冷却材圧力 (広域)) と同じ方法で蓄圧タンクからの注水量を推定する。</p> <p>推定可能範囲: 全範囲</p> <p>① 低圧注入流量</p> <p>AM 用消火水積算流量 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、低圧注入流量により注水量を推定する。</p> <p>推定可能範囲: 全範囲</p>	推定の評価	<p>① 燃料取替用水ビット水位及び補助給水ビット水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料取替用水ビット水位 <p>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。</p> <p>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> <ul style="list-style-type: none"> 補助給水ビット水位 <p>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。</p> <p>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</p> <p>加圧器水位による推定方法は、原子炉冷却材喪失等が生じておらず注水された冷却材がすべて加圧器水位の上昇に寄与することをえられる場合限り適用できる。</p> <p>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>	
推定方法	<p>① 1次冷却材温度 (広域-低温側)</p> <p>原子炉圧力容器内の水位が炉心の冠水状態を維持できる水位以上にあると判断できる場合には、原子炉圧力容器内が飽和状態と想定し、飽和温度/圧力の関係を利用し、第2図を用いて1次冷却材温度より原子炉圧力容器内圧力を推定することにより、以降は前項 (1次冷却材圧力 (広域)) と同じ方法で蓄圧タンクからの注水量を推定する。</p> <p>推定可能範囲: 全範囲</p> <p>① 低圧注入流量</p> <p>AM 用消火水積算流量 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、低圧注入流量により注水量を推定する。</p> <p>推定可能範囲: 全範囲</p>						
推定の評価	<p>① 燃料取替用水ビット水位及び補助給水ビット水位</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃料取替用水ビット水位 <p>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。</p> <p>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> <ul style="list-style-type: none"> 補助給水ビット水位 <p>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。</p> <p>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</p> <p>加圧器水位による推定方法は、原子炉冷却材喪失等が生じておらず注水された冷却材がすべて加圧器水位の上昇に寄与することをえられる場合限り適用できる。</p> <p>本推定方法は、適用条件が限定されるものの、①による推定方法が優先されるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。</p>						

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>推定の評価</p> <p>③原子炉容器水位 原子炉容器水位による推定方法は、崩壊熱除去に必要な注水量と原子炉水位変化量に相当する水量の和を利用して、フランク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が心冷却状態を把握する上で適用できる。 本推定方法は、①及び②の推定方法が優先されるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。 なお、低置側配管で破断が発生した場合には、非常用炉心冷却設備による注水は破断口から漏えいするため、原子炉圧力容器への注水量の推定値に不確かさが伴うことに留意する必要がある。</p> <p>④格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (広域) による推定方法は、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の計測範囲内において適用できる。 なお、本推定方法の適用条件は、格納容器バイパスが発生していない場合に限定されるものの、①、②及び③の推定方法が優先されるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。また、蓄圧タンクから原子炉圧力容器への注水量は①を考慮する。</p> <p>①1次冷却材圧力 (広域) 1次冷却材圧力 (広域) による推定方法は、蓄圧タンクからの注水に伴う場合に適用できる。</p> <p>①1次冷却材温度 (広域-低温側) 1次冷却材温度 (広域-低温側) による推定方法は、蓄圧タンクからの注水に伴う場合に適用できる。</p> <p>①低圧注入流量 低圧注入流量による推定方法は、原子炉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)

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>〔誤差による影響について〕</p> <p>原子炉圧力容器への注水量を監視する目的は、注水設備が機能していることを確認し、炉心冷却状態を把握することであり、代替パラメータ (燃料取替用水ビット水位、補助給水ビット水位) による推定は、水源の水位変化量から、注水設備により原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差 (燃料取替用水ビット水位の誤差: ±1.0%、補助給水ビット水位の誤差: ±1.0%) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ (加圧器水位、原子炉容器水位、格納容器再循環サンプル水位 (広域)) による推定では、注水先の水位変化量から、注水設備により原子炉圧力容器へ注水されていることの傾向が把握でき、計器誤差 (加圧器水位の誤差: ±1.0%、原子炉容器水位の誤差: 格納容器再循環サンプル水位 (広域) の誤差: ±2.0%) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ (1次冷却材圧力 (広域)) による推定では、圧力の傾向監視により、蓄圧タンクからの注水開始を把握でき、計器誤差 (1次冷却材圧力 (広域) の誤差: ±0.25MPa) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ (1次冷却材温度 (広域-低温側)) による推定では、温度の傾向監視により、蓄圧タンクからの注水開始を把握でき、計器誤差 (1次冷却材温度 (広域-低温側) の誤差: ±4.4℃) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ (低圧注入流量) による推定では、同一物理量からの推定であり、計器誤差 (低圧注入流量の誤差: ±8.9m³/h) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策、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 style="text-align: center;"> 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>	

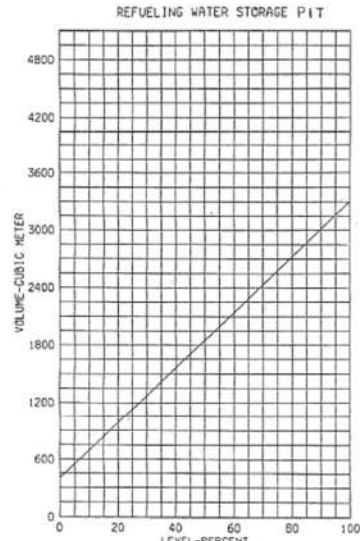

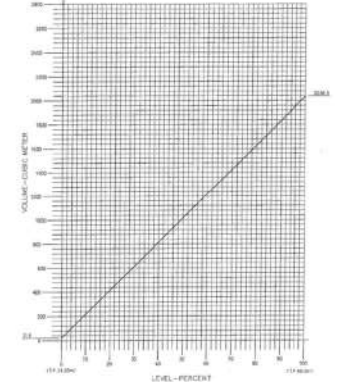
灰色:女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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																																																																																																																																																		
(e) 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について	(e) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (原子炉格納容器への注水量)	(e) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネル及び他グループを除く) による推定方法について (原子炉格納容器への注水量)																																																																																																																																																			
<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="4">原子炉格納容器への注水量</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">主要パラメータ</td> <td>格納容器スプレイ積算流量</td> <td>0~1,700m³/h (0~10,000m³)</td> <td>重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。</td> </tr> <tr> <td>高圧注入流量</td> <td>0~400m³/h</td> <td>320m³/h</td> </tr> <tr> <td>余熱除去流量</td> <td>0~1,300m³/h</td> <td>1,350m³/h</td> </tr> <tr> <td>恒設代替低圧注水槽算流量</td> <td>0~160m³/h (0~10,000m³)</td> <td>重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">代替パラメータ</td> <td>①燃料取扱用水ビット水位</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>②復水ビット水位</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>③格納容器再循環サンプ水位 (広域)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">計測目的</td> <td colspan="3"> 重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器への注水量を監視する目的は、格納容器スプレイポンプ等の注水設備が正常に機能していることを確認することである。 特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉格納容器の健全性の維持には格納容器スプレイポンプ等による原子炉格納容器への注水が必要となるが、それら設備が正常に機能していることを確認し、もし機能していないと判断される場合には必要な措置を行う必要がある。 このような場合、注水設備が正常に機能していることを確認できることが重要となる。 </td> </tr> <tr> <td colspan="3"> 原子炉格納容器への注水量の主要パラメータである格納容器スプレイ積算流量、高圧注入流量、余熱除去流量及び、恒設代替低圧注水積算流量の計測が困難になった場合、代替パラメータの①燃料取扱用水ビット水位、②復水ビット水位又は③格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により、原子炉格納容器への注水量を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 なお、本代替パラメータによる原子炉格納容器への注水量の推定において優先して使用されるパラメータは、プラント状態の影響を受けない①燃料取扱用水ビット水位である。 </td> </tr> <tr> <td rowspan="2">推定方法</td> <td colspan="3"> 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> </tr> <tr> <td colspan="3"> ①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> </tr> </tbody> </table>	原子炉格納容器への注水量				項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	格納容器スプレイ積算流量	0~1,700m³/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燃料取扱用水ビット水位			②復水ビット水位			③格納容器再循環サンプ水位 (広域)			計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器への注水量を監視する目的は、格納容器スプレイポンプ等の注水設備が正常に機能していることを確認することである。 特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉格納容器の健全性の維持には格納容器スプレイポンプ等による原子炉格納容器への注水が必要となるが、それら設備が正常に機能していることを確認し、もし機能していないと判断される場合には必要な措置を行う必要がある。 このような場合、注水設備が正常に機能していることを確認できることが重要となる。			原子炉格納容器への注水量の主要パラメータである格納容器スプレイ積算流量、高圧注入流量、余熱除去流量及び、恒設代替低圧注水積算流量の計測が困難になった場合、代替パラメータの①燃料取扱用水ビット水位、②復水ビット水位又は③格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により、原子炉格納容器への注水量を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 なお、本代替パラメータによる原子炉格納容器への注水量の推定において優先して使用されるパラメータは、プラント状態の影響を受けない①燃料取扱用水ビット水位である。			推定方法	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)			①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)			<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="4">原子炉格納容器への注水量</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">主要パラメータ</td> <td>残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)</td> <td>0~220m³/h</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B系格納容器冷却ライン洗浄流量)</td> <td>0~220m³/h</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器代替スプレイ流量</td> <td>0~100m³/h</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>代替循環冷却ポンプ出口流量</td> <td>0~200m³/h</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部注水流量</td> <td>0~110m³/h</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>①復水貯蔵タンク水位 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B系格納容器冷却ライン洗浄流量)、原子炉格納容器下部注水流量の代替)</td> <td>0~3,200m³</td> <td>0~3,173m³</td> </tr> <tr> <td>①原子炉格納容器下部水位 (原子炉格納容器代替スプレイ流量、代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)</td> <td>0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.9m (0.P.~2000mm, ~1500mm, ~1000mm, ~500mm, 0mm, 300mm)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>①ドライウェル水位 (原子炉格納容器代替スプレイ流量、代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)</td> <td>0.02m, 0.23m, 0.34m (0.P. 1170mm, 1380mm, 1490mm)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>②原子炉格納容器下部水位 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B系格納容器冷却ライン洗浄流量)、原子炉格納容器下部注水流量の代替)</td> <td>0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.9m (0.P. ~2000mm, ~1500mm, ~1000mm, ~500mm, 0mm, 300mm)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>②ドライウェル水位 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B系格納容器冷却ライン洗浄流量)、原子炉格納容器下部注水流量の代替)</td> <td>0.02m, 0.23m, 0.34m (0.P. 1170mm, 1380mm, 1490mm)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">代替パラメータ</td> <td>①ドライウェル温度 (原子炉格納容器代替スプレイ流量、代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)</td> <td>0~300°C</td> <td>140°C以下</td> </tr> <tr> <td>②ドライウェル圧力 (原子炉格納容器代替スプレイ流量、代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)</td> <td>0~1MPa[abs]</td> <td>330kPa[gage]以下</td> </tr> <tr> <td>②圧力抑制室圧力 (原子炉格納容器代替スプレイ流量、代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)</td> <td>0~1MPa[abs]</td> <td>210kPa[gage]以下</td> </tr> <tr> <td>③ドライウェル温度 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B系格納容器冷却ライン洗浄流量) の代替)</td> <td>0~300°C</td> <td>140°C以下</td> </tr> <tr> <td>①補助結水ビット水位 (代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の代替)</td> <td>0~100%</td> <td>100%</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉格納容器への注水量				項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	0~220m³/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	①原子炉格納容器下部水位 (原子炉格納容器代替スプレイ流量、代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.9m (0.P.~2000mm, ~1500mm, ~1000mm, ~500mm, 0mm, 300mm)	-	①ドライウェル水位 (原子炉格納容器代替スプレイ流量、代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)	0.02m, 0.23m, 0.34m (0.P. 1170mm, 1380mm, 1490mm)	-	②原子炉格納容器下部水位 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B系格納容器冷却ライン洗浄流量)、原子炉格納容器下部注水流量の代替)	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.9m (0.P. ~2000mm, ~1500mm, ~1000mm, ~500mm, 0mm, 300mm)	-	②ドライウェル水位 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B系格納容器冷却ライン洗浄流量)、原子炉格納容器下部注水流量の代替)	0.02m, 0.23m, 0.34m (0.P. 1170mm, 1380mm, 1490mm)	-	代替パラメータ	①ドライウェル温度 (原子炉格納容器代替スプレイ流量、代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)	0~300°C	140°C以下	②ドライウェル圧力 (原子炉格納容器代替スプレイ流量、代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)	0~1MPa[abs]	330kPa[gage]以下	②圧力抑制室圧力 (原子炉格納容器代替スプレイ流量、代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)	0~1MPa[abs]	210kPa[gage]以下	③ドライウェル温度 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B系格納容器冷却ライン洗浄流量) の代替)	0~300°C	140°C以下	①補助結水ビット水位 (代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の代替)	0~100%	100%	<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="4">原子炉格納容器への注水量</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">主要パラメータ</td> <td>B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)</td> <td>0~1,300m³/h (0~10,000m³)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量</td> <td>0~200m³/h (0~10,000m³)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>高圧注入流量</td> <td>0~350m³/h</td> <td>280m³/h</td> </tr> <tr> <td>低圧注入流量</td> <td>0~1,100m³/h</td> <td>1,090m³/h</td> </tr> <tr> <td>[充てん流量]</td> <td>0~70m³/h</td> <td>56.8m³/h</td> </tr> <tr> <td>[格納容器スプレイ流量]</td> <td>0~1,300m³/h</td> <td>□/h</td> </tr> <tr> <td>[AM用消火水積算流量]</td> <td>0~250m³/h (0~999,999m³)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>①燃料取扱用水ビット水位 (B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量、高圧注入流量、低圧注入流量、[充てん流量] 及び [格納容器スプレイ流量] の代替)</td> <td>0~100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>①B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用) ([AM用消火水積算流量] の代替)</td> <td>0~1,300m³/h (0~10,000m³)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">代替パラメータ</td> <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</td> <td>□/h</td> </tr> <tr> <td>②格納容器再循環サンプ水位 (広域) (B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量、高圧注入流量、低圧注入流量、[充てん流量]、[格納容器スプレイ流量] 及び [AM用消火水積算流量] の代替)</td> <td>0~100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>①補助結水ビット水位 (代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の代替)</td> <td>0~100%</td> <td>100%</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉格納容器への注水量				項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	B-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)	-	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)	-	高圧注入流量	0~350m³/h	280m³/h	低圧注入流量	0~1,100m³/h	1,090m³/h	[充てん流量]	0~70m³/h	56.8m³/h	[格納容器スプレイ流量]	0~1,300m³/h	□/h	[AM用消火水積算流量]	0~250m³/h (0~999,999m³)	-	①燃料取扱用水ビット水位 (B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量、高圧注入流量、低圧注入流量、[充てん流量] 及び [格納容器スプレイ流量] の代替)	0~100%	100%	①B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用) ([AM用消火水積算流量] の代替)	0~1,300m³/h (0~10,000m³)	-	代替パラメータ	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	□/h	②格納容器再循環サンプ水位 (広域) (B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量、高圧注入流量、低圧注入流量、[充てん流量]、[格納容器スプレイ流量] 及び [AM用消火水積算流量] の代替)	0~100%	100%	①補助結水ビット水位 (代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の代替)	0~100%	100%	<p>□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>
原子炉格納容器への注水量																																																																																																																																																					
項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																																																																		
主要パラメータ	格納容器スプレイ積算流量	0~1,700m³/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燃料取扱用水ビット水位																																																																																																																																																				
	②復水ビット水位																																																																																																																																																				
	③格納容器再循環サンプ水位 (広域)																																																																																																																																																				
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器への注水量を監視する目的は、格納容器スプレイポンプ等の注水設備が正常に機能していることを確認することである。 特に原子炉冷却材喪失事故時において、原子炉格納容器の健全性の維持には格納容器スプレイポンプ等による原子炉格納容器への注水が必要となるが、それら設備が正常に機能していることを確認し、もし機能していないと判断される場合には必要な措置を行う必要がある。 このような場合、注水設備が正常に機能していることを確認できることが重要となる。																																																																																																																																																				
	原子炉格納容器への注水量の主要パラメータである格納容器スプレイ積算流量、高圧注入流量、余熱除去流量及び、恒設代替低圧注水積算流量の計測が困難になった場合、代替パラメータの①燃料取扱用水ビット水位、②復水ビット水位又は③格納容器再循環サンプ水位 (広域) の水位変化により、原子炉格納容器への注水量を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 なお、本代替パラメータによる原子炉格納容器への注水量の推定において優先して使用されるパラメータは、プラント状態の影響を受けない①燃料取扱用水ビット水位である。																																																																																																																																																				
推定方法	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)																																																																																																																																																				
	①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)																																																																																																																																																				
原子炉格納容器への注水量																																																																																																																																																					
項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																																																																		
主要パラメータ	残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)	0~220m³/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																																																																																																																																																		
	①原子炉格納容器下部水位 (原子炉格納容器代替スプレイ流量、代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.9m (0.P.~2000mm, ~1500mm, ~1000mm, ~500mm, 0mm, 300mm)	-																																																																																																																																																		
	①ドライウェル水位 (原子炉格納容器代替スプレイ流量、代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)	0.02m, 0.23m, 0.34m (0.P. 1170mm, 1380mm, 1490mm)	-																																																																																																																																																		
	②原子炉格納容器下部水位 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B系格納容器冷却ライン洗浄流量)、原子炉格納容器下部注水流量の代替)	0.5m, 1.0m, 1.5m, 2.0m, 2.5m, 2.9m (0.P. ~2000mm, ~1500mm, ~1000mm, ~500mm, 0mm, 300mm)	-																																																																																																																																																		
	②ドライウェル水位 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B系格納容器冷却ライン洗浄流量)、原子炉格納容器下部注水流量の代替)	0.02m, 0.23m, 0.34m (0.P. 1170mm, 1380mm, 1490mm)	-																																																																																																																																																		
代替パラメータ	①ドライウェル温度 (原子炉格納容器代替スプレイ流量、代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)	0~300°C	140°C以下																																																																																																																																																		
	②ドライウェル圧力 (原子炉格納容器代替スプレイ流量、代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)	0~1MPa[abs]	330kPa[gage]以下																																																																																																																																																		
	②圧力抑制室圧力 (原子炉格納容器代替スプレイ流量、代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)	0~1MPa[abs]	210kPa[gage]以下																																																																																																																																																		
	③ドライウェル温度 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量)、残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系 B系格納容器冷却ライン洗浄流量) の代替)	0~300°C	140°C以下																																																																																																																																																		
	①補助結水ビット水位 (代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の代替)	0~100%	100%																																																																																																																																																		
原子炉格納容器への注水量																																																																																																																																																					
項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																																																																		
主要パラメータ	B-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)	-																																																																																																																																																		
	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)	-																																																																																																																																																		
	高圧注入流量	0~350m³/h	280m³/h																																																																																																																																																		
	低圧注入流量	0~1,100m³/h	1,090m³/h																																																																																																																																																		
	[充てん流量]	0~70m³/h	56.8m³/h																																																																																																																																																		
	[格納容器スプレイ流量]	0~1,300m³/h	□/h																																																																																																																																																		
	[AM用消火水積算流量]	0~250m³/h (0~999,999m³)	-																																																																																																																																																		
	①燃料取扱用水ビット水位 (B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量、高圧注入流量、低圧注入流量、[充てん流量] 及び [格納容器スプレイ流量] の代替)	0~100%	100%																																																																																																																																																		
	①B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用) ([AM用消火水積算流量] の代替)	0~1,300m³/h (0~10,000m³)	-																																																																																																																																																		
	代替パラメータ	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	□/h																																																																																																																																																	
②格納容器再循環サンプ水位 (広域) (B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量、高圧注入流量、低圧注入流量、[充てん流量]、[格納容器スプレイ流量] 及び [AM用消火水積算流量] の代替)		0~100%	100%																																																																																																																																																		
①補助結水ビット水位 (代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の代替)		0~100%	100%																																																																																																																																																		

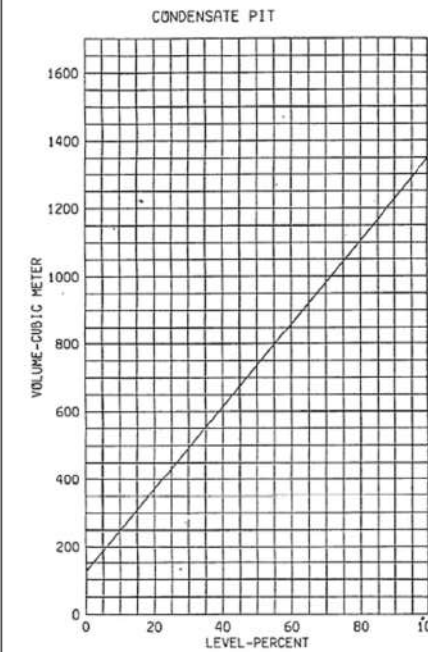
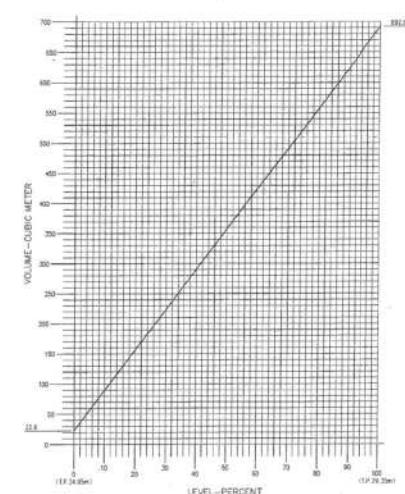
灰色: 女川2号炉の記載のうち, BWR固有の設備や対応手段であり, 泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
<p>①燃料取替用水ピット水位 燃料取替用水ピットの水位容量曲線を用いて, 水位の変化量から注水した水量を推定する。</p> 	<table border="1" data-bbox="672 159 1209 303"> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td>②ドライウェル圧力 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量), 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系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圧力抑制室圧力 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量), 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系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 ①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。 ②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>①①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>①②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>②②ドライウェル温度, ドライウェル圧力, 圧力抑制室圧力 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系としての系統構成が確立された状態で, 復水移送ポンプ又は大容量送水ポンプ (タイプ1) が動作している場合, 若しくは代替循環冷却系による原子炉格納容器への注水時にはスプレイ機能が確保されていると考えられる。その上でドライウェル温度, ドライウェル圧力及び圧力抑制室圧力が低下傾向にあることで, 原子炉格納容器代替スプレイ機能又は代替循環冷却系による原子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>特開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圧力抑制室圧力 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量), 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系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 143 1814 207"> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td>② (ろ過水タンク水位) (AM用消火水積算流量) の代替</td> <td>0~20,000mm</td> <td>—</td> </tr> </table> <p>計測目的 重大事故等時において, 主要パラメータにて原子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-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用), 高圧注入流量, 低圧注入流量, 充てん流量 (自主対策設備), 格納容器スプレイ流量 (自主対策設備) 及びAM用消火水積算流量 (自主対策設備) の計測が不可能となった場合, 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。</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水位 第 12 図を用いて, 燃料取替用水ピット水位から注水量を算出する。燃料取替用水ピットに淡水や海水を補給している場合は, 補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。</p> <p>推定可能範囲: 各注水流量の計測範囲</p>  <p>第 12 図 燃料取替用水ピットの水位と水量の相関図</p>	代替パラメータ	② (ろ過水タンク水位) (AM用消火水積算流量) の代替	0~20,000mm	—	<p>相違理由</p>
代替パラメータ	②ドライウェル圧力 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量), 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系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圧力抑制室圧力 (残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量), 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系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	—												

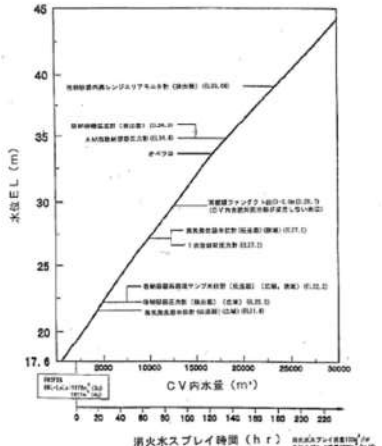
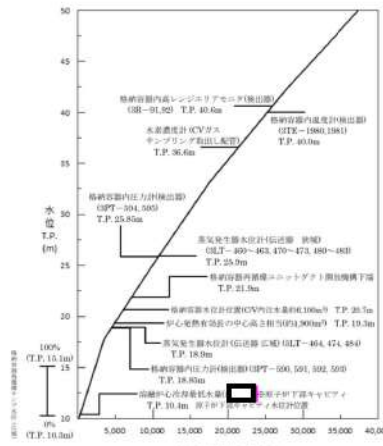
灰色: 女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

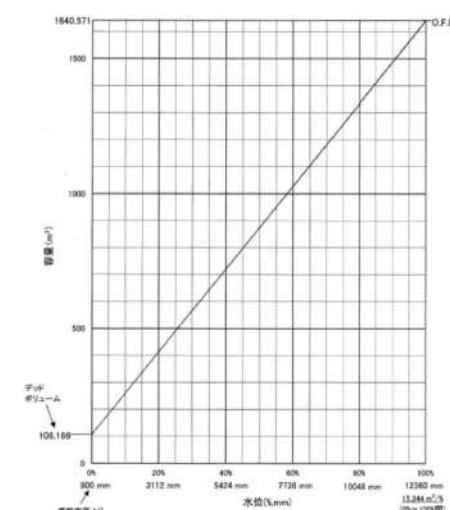
灰色: 女川2号炉の記載のうち, BWR固有の設備や対応手段であり, 泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>②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 (h r)</p>		<p>②格納容器再循環サンプ水位 (広域)</p> <p>第14図を用いて, 格納容器再循環サンプ水位 (広域) から注水量を算出する。</p> <p>推定可能範囲: 各注水流量の計測範囲</p>  <p>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> <p>推定方法</p> <p>除図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 style="text-align: center;">推定の評価</p> <p>①燃料取扱用水ピット水位 燃料取扱用水ピット水位による推定方法は、燃料取扱用水ピットを水源として使用し、かつ、燃料取扱用水ピットを水源とし原子炉格納容器以外へ注水するポンプが作動していない、又はその注水量が把握できる場合に適用できる。 本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、これはプラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できるものである。</p> <p>②復水ピット水位 復水ピット水位による推定方法は、①における適用条件のうち、水源を復水ピットとして使用している場合に限り適用可能である。 本推定方法は、水源を燃料取扱用水ピットから復水ピットとした場合に適用可能である。 本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、これはプラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できるものである。</p> <p>③格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (広域) による推定方法は、格納容器再循環サンプ水位の計測範囲内において適用可能である。 条件が限定されるものの、①及び②による推定方法が優先されるため、事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。</p> <p>以上より、本推定方法を原子炉格納容器への注水量を推定する手段として用いることは可能であり、格納容器スプレイポンプ等の注水設備が正常に機能していることを確認する上で妥当なものである。 これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるための必要な状態を把握できる。</p>		<p>推定方法</p> <p>② [ろ過水タンク水位] 第15図を用いて、ろ過水タンク水位 (自主対策設備) から注水量を算出する。</p>  <p style="text-align: center;">第15図 ろ過水タンクの水位と水量の相関図</p>	

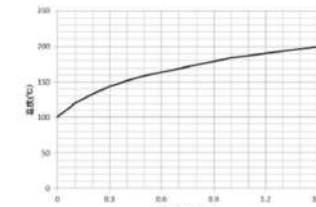
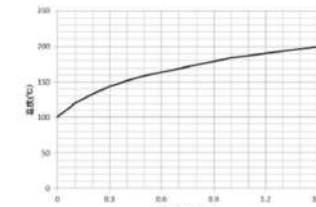
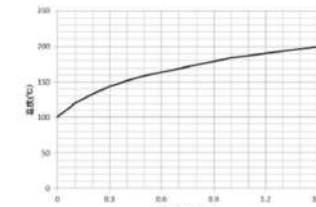
灰色: 女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容
 赤字: 設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字: 記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字: 記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>①燃料取替用水ビット水位及び補助給水ビット水位</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料取替用水ビット水位 燃料取替用水ビット水位による推定方法は、燃料取替用水ビットを水源として使用し、かつ、燃料取替用水ビットを水源とした他の系統への使用量が把握できる場合に適用できる。 本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。 ・補助給水ビット水位 補助給水ビット水位による推定方法は、原子炉格納容器への注水の水源を燃料取替用水ビットから補助給水ビットに切り替えた場合に適用できる。 本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用できる。 <p>①B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) 及び (格納容器スプレイ流量) B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) 及び格納容器スプレイ流量 (自主対策設備) による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。また、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) 及び格納容器スプレイ流量 (自主対策設備) による推定方法は、当該流量計を使用するポンプにより注水している場合に適用可能である。</p> <p>②格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (広域) による推定方法は、格納容器再循環サンプ水位 (広域) の計測範囲内において適用できる。 なお、本推定方法の適用条件は、格納容器バイパスが発生していない場合に限定されるもの、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、注水設備により原子炉格納容器へ注水されていることの傾向を把握することであり、代替パラメータ (燃料取替用水ビット水位、補助給水ビット水位及びろ過水タンク水位 (自主対策設備)) による推定は、水源の水位変化量から注水量の傾向が把握でき、計器誤差 (燃料取替用水ビット水位の誤差: $\pm 1.0\%$、補助給水ビット水位の誤差: $\pm 1.0\%$) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ (B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用)、格納容器スプレイ流量 (自主対策設備)) による推定は、注水設備による原子炉格納容器への注水量が把握でき、計器誤差 (B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM 用) の誤差: $\pm 11.3\text{m}^3/\text{h}$) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ (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: $\pm 2.0\%$) 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、原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	

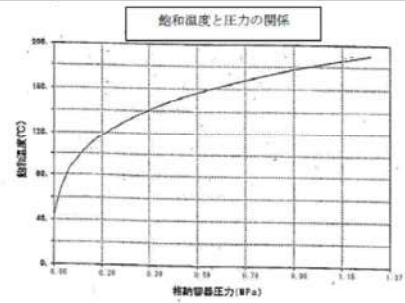
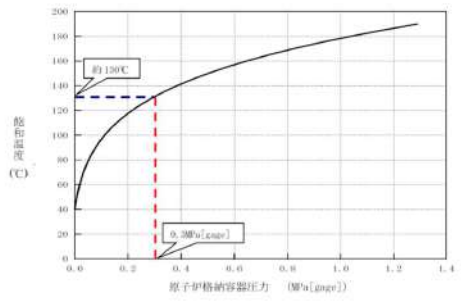
灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

第58条 計装設備（補足説明資料）

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																					
(f) 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について	(f) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の温度）	(f) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の温度）																																																																						
<table border="1" data-bbox="89 239 627 335"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉格納容器内の温度</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>格納容器内温度</td> <td>0~220℃</td> <td>最大値:約132℃</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td colspan="3">① 格納容器圧力（広域） ② AM用格納容器圧力</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3"> 重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の温度を監視する目的は、原子炉格納容器内の除熱操作の判断、格納容器健全性の確認をすることである。 特に重大事故において、原子炉格納容器へ流出した高温の原子炉冷却材及び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と推定していると判断されること。 </td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉格納容器内の温度			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	格納容器内温度	0~220℃	最大値:約132℃	代替パラメータ	① 格納容器圧力（広域） ② AM用格納容器圧力			計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の温度を監視する目的は、原子炉格納容器内の除熱操作の判断、格納容器健全性の確認をすることである。 特に重大事故において、原子炉格納容器へ流出した高温の原子炉冷却材及び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と推定していると判断されること。			<table border="1" data-bbox="672 239 1209 335"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉格納容器内の温度</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>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過熱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セル内の空気温度と水蒸気が平衡状態であると仮定し、サブプレッションプール水温度により推定する。 </td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉格納容器内の温度			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	ドライウエル温度 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過熱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セル内の空気温度と水蒸気が平衡状態であると仮定し、サブプレッションプール水温度により推定する。			<table border="1" data-bbox="1254 239 1792 335"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉格納容器内の温度</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>格納容器内温度</td> <td>0~220℃</td> <td>最大値:約124℃</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td colspan="3"> ①原子炉格納容器圧力 ②格納容器圧力（AM用） </td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3"> 重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の温度を監視する目的は、原子炉格納容器内の除熱操作の判断、原子炉格納容器の過温過熱防止を把握することである。 </td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3"> 原子炉格納容器内の温度の主要パラメータである格納容器内温度の計測が不可能となった場合、代替パラメータの原子炉格納容器圧力又は格納容器圧力（AM用）により原子炉格納容器内の温度を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 ①②原子炉格納容器圧力及び格納容器圧力（AM用） 原子炉格納容器内の事故前初期条件（温度、圧力、相対湿度）を仮定することで、格納容器内飽和温度と圧力の関係が得られている。 しかしながら、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状態と判断される場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して第16図より原子炉格納容器内温度を推定する。 ・これまでに損傷炉心を冷却するための水が1次冷却系又は原子炉格納容器内に注入されていること。 ・過去の温度、圧力履歴を飽和温度と圧力の関係から判断して飽和状態と推定していると判断されること。 原子炉格納容器内の飽和状態判断は、下記のパラメータの傾向を総合的に判断して推定する。 圧力パラメータ ①原子炉格納容器圧力 ②格納容器圧力（AM用） 温度パラメータ ①格納容器内温度 注入量パラメータ ①B-1格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用） ②高压注入流量 ③低压注入流量 ④代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 推定可能範囲：100℃~180℃ </td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉格納容器内の温度			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	格納容器内温度	0~220℃	最大値:約124℃	代替パラメータ	①原子炉格納容器圧力 ②格納容器圧力（AM用）			計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の温度を監視する目的は、原子炉格納容器内の除熱操作の判断、原子炉格納容器の過温過熱防止を把握することである。			推定方法	原子炉格納容器内の温度の主要パラメータである格納容器内温度の計測が不可能となった場合、代替パラメータの原子炉格納容器圧力又は格納容器圧力（AM用）により原子炉格納容器内の温度を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 ①②原子炉格納容器圧力及び格納容器圧力（AM用） 原子炉格納容器内の事故前初期条件（温度、圧力、相対湿度）を仮定することで、格納容器内飽和温度と圧力の関係が得られている。 しかしながら、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状態と判断される場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して第16図より原子炉格納容器内温度を推定する。 ・これまでに損傷炉心を冷却するための水が1次冷却系又は原子炉格納容器内に注入されていること。 ・過去の温度、圧力履歴を飽和温度と圧力の関係から判断して飽和状態と推定していると判断されること。 原子炉格納容器内の飽和状態判断は、下記のパラメータの傾向を総合的に判断して推定する。 圧力パラメータ ①原子炉格納容器圧力 ②格納容器圧力（AM用） 温度パラメータ ①格納容器内温度 注入量パラメータ ①B-1格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用） ②高压注入流量 ③低压注入流量 ④代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 推定可能範囲：100℃~180℃			
項目		原子炉格納容器内の温度																																																																						
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																					
主要パラメータ	格納容器内温度	0~220℃	最大値:約132℃																																																																					
代替パラメータ	① 格納容器圧力（広域） ② AM用格納容器圧力																																																																							
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の温度を監視する目的は、原子炉格納容器内の除熱操作の判断、格納容器健全性の確認をすることである。 特に重大事故において、原子炉格納容器へ流出した高温の原子炉冷却材及び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と推定していると判断されること。																																																																							
項目	原子炉格納容器内の温度																																																																							
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																					
主要パラメータ	ドライウエル温度 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過熱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セル内の空気温度と水蒸気が平衡状態であると仮定し、サブプレッションプール水温度により推定する。																																																																							
項目	原子炉格納容器内の温度																																																																							
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																					
主要パラメータ	格納容器内温度	0~220℃	最大値:約124℃																																																																					
代替パラメータ	①原子炉格納容器圧力 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過熱防止を把握することである。																																																																							
推定方法	原子炉格納容器内の温度の主要パラメータである格納容器内温度の計測が不可能となった場合、代替パラメータの原子炉格納容器圧力又は格納容器圧力（AM用）により原子炉格納容器内の温度を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 ①②原子炉格納容器圧力及び格納容器圧力（AM用） 原子炉格納容器内の事故前初期条件（温度、圧力、相対湿度）を仮定することで、格納容器内飽和温度と圧力の関係が得られている。 しかしながら、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状態と判断される場合は、飽和温度/圧力の関係を利用して第16図より原子炉格納容器内温度を推定する。 ・これまでに損傷炉心を冷却するための水が1次冷却系又は原子炉格納容器内に注入されていること。 ・過去の温度、圧力履歴を飽和温度と圧力の関係から判断して飽和状態と推定していると判断されること。 原子炉格納容器内の飽和状態判断は、下記のパラメータの傾向を総合的に判断して推定する。 圧力パラメータ ①原子炉格納容器圧力 ②格納容器圧力（AM用） 温度パラメータ ①格納容器内温度 注入量パラメータ ①B-1格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用） ②高压注入流量 ③低压注入流量 ④代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 推定可能範囲：100℃~180℃																																																																							

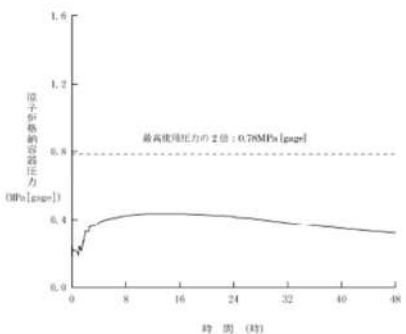
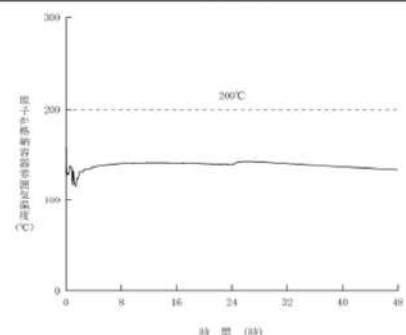
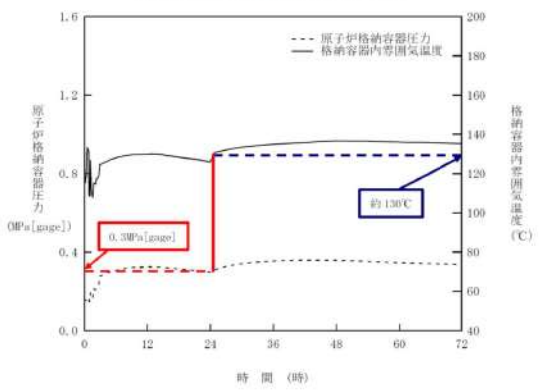
灰色: 女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容
 赤字: 設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字: 記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字: 記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

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

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

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

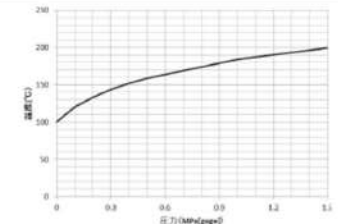
第58条 計装設備（補足説明資料）

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>格納容器換気防止対策</p> <p>事象（例）：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破壊） 高温溶融物放出／格納容器雰囲気温度加熱 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p>  		<p>事象例：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破壊） 溶融炉心・コンクリート相互作用 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p>  <p>第17図 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破壊） 溶融炉心・コンクリート相互作用 原子炉格納容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の解析結果</p>	

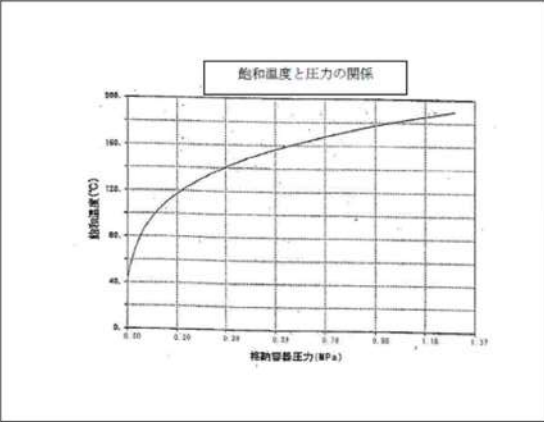
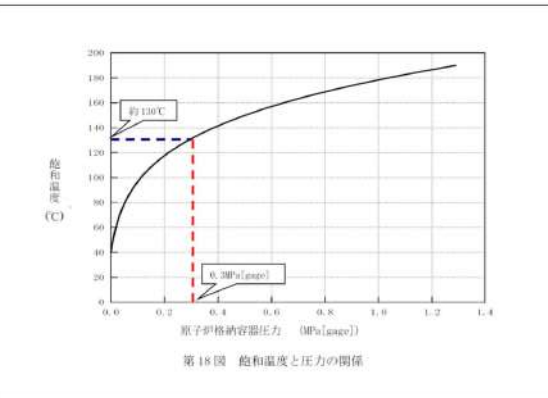
灰色:女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																												
(g) 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について	(g) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (原子炉格納容器内の圧力)	(g) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネル及び他ループを除く) による推定方法について (原子炉格納容器内の圧力)																																																																													
<table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="4" style="text-align: center;">原子炉格納容器内の圧力</th> </tr> <tr> <th style="width:10%;">項目</th> <th style="width:30%;">監視パラメータ</th> <th style="width:30%;">計測範囲</th> <th style="width:30%;">設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>格納容器圧力 (広域) (AM用格納容器圧力)</td> <td>-50~450kPa</td> <td>最大値: 約308kPa (最大値: 約308kPa)</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td colspan="3">①AM用格納容器圧力 (①格納容器圧力 (広域)) ②格納容器内温度 (②格納容器内温度)</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は、原子炉格納容器内の除熱操作の判断、格納容器健全性の確認である。 特に重大事故において、原子炉格納容器へ流出した高温の原子炉冷却材及び炉心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	最大値: 約308kPa (最大値: 約308kPa)	代替パラメータ	①AM用格納容器圧力 (①格納容器圧力 (広域)) ②格納容器内温度 (②格納容器内温度)			計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は、原子炉格納容器内の除熱操作の判断、格納容器健全性の確認である。 特に重大事故において、原子炉格納容器へ流出した高温の原子炉冷却材及び炉心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計画</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] * ([ドライウエル圧力]の代替) ③ [圧力抑制室圧力] * (圧力抑制室圧力の代替)</td> <td>0~1MPa[abs] 0~1MPa[abs] 0~300℃ 0~200℃ 0~600kPa[abs] 0~600kPa[abs]</td> <td>210kPa[gage] 以下 140℃以下 97℃以下 330kPa[gage] 以下 210kPa[gage] 以下</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は、原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することである。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">原子炉格納容器内の圧力の主要パラメータであるドライウエル圧力、圧力抑制室圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの圧力抑制室圧力、ドライウエル圧力、ドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度により原子炉格納容器内の圧力を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 ①ドライウエル圧力及び圧力抑制室圧力 圧力抑制室水位が真空破損装置以下においては、ドライウエルとサブプレッションチャンバはセント管内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計画				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] * ([ドライウエル圧力]の代替) ③ [圧力抑制室圧力] * (圧力抑制室圧力の代替)	0~1MPa[abs] 0~1MPa[abs] 0~300℃ 0~200℃ 0~600kPa[abs] 0~600kPa[abs]	210kPa[gage] 以下 140℃以下 97℃以下 330kPa[gage] 以下 210kPa[gage] 以下	計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は、原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することである。			推定方法	原子炉格納容器内の圧力の主要パラメータであるドライウエル圧力、圧力抑制室圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの圧力抑制室圧力、ドライウエル圧力、ドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度により原子炉格納容器内の圧力を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 ①ドライウエル圧力及び圧力抑制室圧力 圧力抑制室水位が真空破損装置以下においては、ドライウエルとサブプレッションチャンバはセント管内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) の計測が不可能となった場合、代替パラメータの格納容器圧力 (AM用)、格納容器圧力 (狭域) (自主対策設備)、原子炉格納容器圧力又は格納容器内温度により原子炉格納容器内の圧力を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 ①格納容器圧力 (AM用)、[格納容器圧力 (狭域)] 及び原子炉格納容器圧力 格納容器圧力 (AM用)、格納容器圧力 (狭域) (自主対策設備) 及び原子炉格納容器圧力により、原子炉格納容器内の圧力を直接測定する。 ②格納容器内温度 格納容器内温度による推定の方法では、原子炉格納容器内の事故前初期条件 (温度、圧力、相対湿度) を仮定することで得られる格納容器内飽和温度と圧力の関係から原子炉格納容器内の圧力を推定する。</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉格納容器内の圧力				項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	原子炉格納容器圧力 格納容器圧力 (AM用)	0~0.35MPa[gage] 0~1.0MPa[gage]	最大値: 約0.241MPa[gage] —	代替パラメータ	①格納容器圧力 (AM用) (原子炉格納容器圧力の代替) ① [格納容器圧力 (狭域)] (原子炉格納容器圧力及び格納容器圧力 (AM用)の代替) ①原子炉格納容器圧力 (格納容器圧力 (AM用)の代替) ②格納容器内温度 (原子炉格納容器圧力及び格納容器圧力 (AM用)の代替)	0~1.0MPa[gage] -10~30kPa[gage] 0~0.35MPa[gage] 0~220℃	— — 最大値: 約0.241MPa[gage] 最大値: 約124℃	計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は、原子炉格納容器内の除熱操作の判断、原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することである。			推定方法	原子炉格納容器内の圧力の主要パラメータである原子炉格納容器圧力、格納容器圧力 (AM用) の計測が不可能となった場合、代替パラメータの格納容器圧力 (AM用)、格納容器圧力 (狭域) (自主対策設備)、原子炉格納容器圧力又は格納容器内温度により原子炉格納容器内の圧力を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 ①格納容器圧力 (AM用)、[格納容器圧力 (狭域)] 及び原子炉格納容器圧力 格納容器圧力 (AM用)、格納容器圧力 (狭域) (自主対策設備) 及び原子炉格納容器圧力により、原子炉格納容器内の圧力を直接測定する。 ②格納容器内温度 格納容器内温度による推定の方法では、原子炉格納容器内の事故前初期条件 (温度、圧力、相対湿度) を仮定することで得られる格納容器内飽和温度と圧力の関係から原子炉格納容器内の圧力を推定する。			
原子炉格納容器内の圧力																																																																															
項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																												
主要パラメータ	格納容器圧力 (広域) (AM用格納容器圧力)	-50~450kPa	最大値: 約308kPa (最大値: 約308kPa)																																																																												
代替パラメータ	①AM用格納容器圧力 (①格納容器圧力 (広域)) ②格納容器内温度 (②格納容器内温度)																																																																														
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は、原子炉格納容器内の除熱操作の判断、格納容器健全性の確認である。 特に重大事故において、原子炉格納容器へ流出した高温の原子炉冷却材及び炉心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計画																																																																															
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] * ([ドライウエル圧力]の代替) ③ [圧力抑制室圧力] * (圧力抑制室圧力の代替)	0~1MPa[abs] 0~1MPa[abs] 0~300℃ 0~200℃ 0~600kPa[abs] 0~600kPa[abs]	210kPa[gage] 以下 140℃以下 97℃以下 330kPa[gage] 以下 210kPa[gage] 以下																																																																												
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は、原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することである。																																																																														
推定方法	原子炉格納容器内の圧力の主要パラメータであるドライウエル圧力、圧力抑制室圧力の計測が困難になった場合、代替パラメータの圧力抑制室圧力、ドライウエル圧力、ドライウエル温度、圧力抑制室内空気温度により原子炉格納容器内の圧力を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 ①ドライウエル圧力及び圧力抑制室圧力 圧力抑制室水位が真空破損装置以下においては、ドライウエルとサブプレッションチャンバはセント管内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) の計測が不可能となった場合、代替パラメータの格納容器圧力 (AM用)、格納容器圧力 (狭域) (自主対策設備)、原子炉格納容器圧力又は格納容器内温度により原子炉格納容器内の圧力を推定することができる。 推定方法は、以下のとおりである。 ①格納容器圧力 (AM用)、[格納容器圧力 (狭域)] 及び原子炉格納容器圧力 格納容器圧力 (AM用)、格納容器圧力 (狭域) (自主対策設備) 及び原子炉格納容器圧力により、原子炉格納容器内の圧力を直接測定する。 ②格納容器内温度 格納容器内温度による推定の方法では、原子炉格納容器内の事故前初期条件 (温度、圧力、相対湿度) を仮定することで得られる格納容器内飽和温度と圧力の関係から原子炉格納容器内の圧力を推定する。																																																																														

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>原子炉格納容器内の飽和状態判断は、下記のパラメータの傾向を総合的に判断して推定する。</p> <p>圧力パラメータ ①格納容器圧力(広域) ②AM用格納容器圧力</p> <p>温度パラメータ ①格納容器内温度</p> <p>注入量パラメータ ①格納容器スプレイ積算流量 ②高圧注入流量 ③余熱除去流量 ④代替代替低圧注水積算流量</p> <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>①ドライウェル圧力、圧力抑制室圧力 原子炉格納容器内のドライウェル側又はサブプレッションチェンバ側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することにより、原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる。</p> <p>なお、ドライウェルスプレイ時は、圧力抑制室圧力>ドライウェル圧力の関係になるため、真空破壊装置により差圧 6.9kPa 以内で推移する。(代替蒸気冷却運転時や原子炉格納容器ベント前まではほぼ同じ挙動)</p> <p>また、サブプレッションチェンバ側の除熱(原子炉格納容器ベントやサブプレッションプール水冷却モード等)を実施する時は、圧力抑制室圧力<ドライウェル圧力の関係になるため、ドライウェル側からベント管を通してサブプレッションチェンバ側へ圧力がかかるため、ドライウェル圧力からサブプレッションチェンバ内の水頭圧分(水面からブクンガ下層までの高さ)を引いた値が圧力抑制室圧力と同じ挙動を示す。(例えば、NRI レベル:水面から約 2.55m の時、水頭圧は約 12.5kPa であり、ドライウェル圧力=圧力抑制室圧力+12.5kPa の関係)(例えば、外部水源注水量限界(真空破壊装置下層-0.4m):水面から約 5.5m の時、水頭圧は約 31.4kPa であり、ドライウェル圧力=圧力抑制室圧力+31.4kPa の関係)</p> <p>②ドライウェル温度、圧力抑制室内空気温度 ドライウェル温度、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で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【ドライウェル圧力】及び【圧力抑制室圧力】 監視可能であれば、常用計器で原子炉格納容器内の圧力を計測することにより、原子炉格納容器の過圧破損防止対策に必要な情報を得ることができる。</p> <p>【誤差による影響について】 原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は、原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することであり、代替パラメータ(ドライウェ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(ドライウェル圧力の誤差:±0.000MPa、圧力抑制室圧力の誤差:±0.000MPa)を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p>	<p>推定方法</p> <p>本推定方法は原子炉格納容器内が飽和状態である範囲で適用でき、現在の原子炉格納容器内の状態が以下のような条件により飽和と判断される場合は、格納容器内温度より概略の原子炉格納容器内の圧力を推定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> これまでに損傷傷心を冷却するための水が1次冷却系又は原子炉格納容器内に入力されていること。 過去の温度、圧力履歴を飽和温度と圧力の関係から判断して飽和状態で推移していること。 <p>原子炉格納容器内の飽和状態判断は、下記のパラメータの傾向を総合的に判断して推定する。</p> <p>圧力パラメータ ①原子炉格納容器圧力 ②格納容器圧力(AM用)</p> <p>温度パラメータ ①格納容器内温度</p> <p>注入量パラメータ ①B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量(AM用) ②高圧注入流量 ③低圧注入流量 ④代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量</p> <p>推定可能範囲: 0~1.0MPa[gauge]</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) 格納容器圧力(AM用)による推定は直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測するものであり、かつ、プラント状態に依存することなく適用可能であるため、推定方法として妥当である。</p> <p>・[格納容器圧力(狭域)] 格納容器圧力(狭域)(自主対策設備)による推定は直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測するものであり、かつ、プラント状態に依存することなく適用可能であるため、推定方法として妥当である。</p> <p>・原子炉格納容器圧力 原子炉格納容器圧力による推定は直接的に原子炉格納容器内の圧力を計測するものであり、かつ、プラント状態に依存することなく適用可能であるため、推定方法として妥当である。</p>	

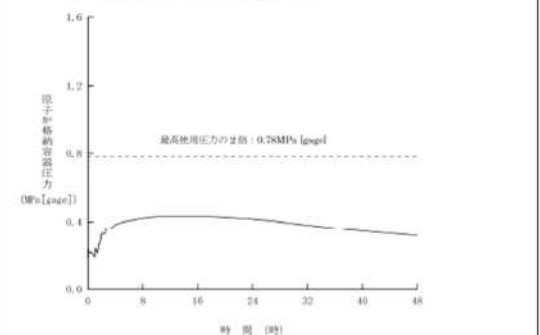
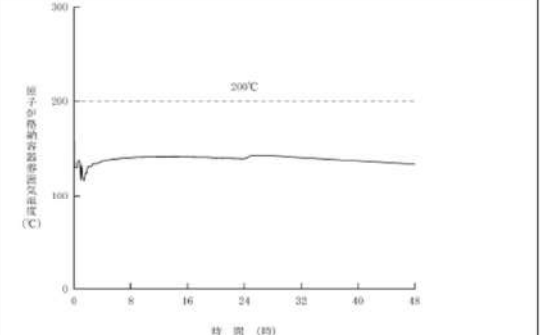
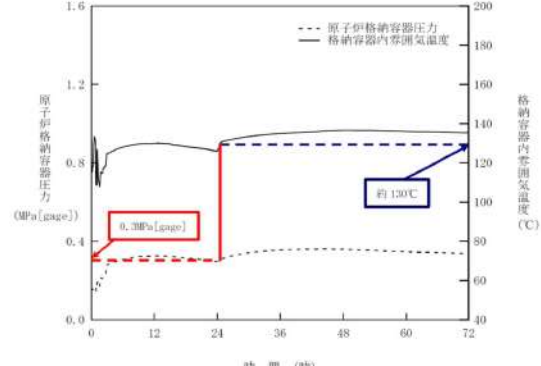
灰色: 女川2号炉の記載のうち, BWR固有の設備や対応手段であり, 泊3号炉と比較対象とならない記載内容
 赤字: 設備, 運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字: 記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字: 記載表現, 設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>代替パラメータ (ドライウエル温度, 圧力抑制室内空気温度) による推定は, 圧力に換算して原子炉格納容器内の圧力の傾向が把握でき, 計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。(例えば, ドライウエル圧力: 約0.427MPa[gage]) (飽和温度: 約154°C) に対してドライウエル温度の誤差: 約±2.7°Cから圧力に換算した場合は, 0.427±0.04MPa[gage]程度)。</p> <p>なお, 原子炉格納容器内は, 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, この様な差が生じることを把握しながら推定することで原子炉格納容器内の圧力を推定する手段として用いることは可能であり, 原子炉格納容器内の圧力推移の把握, 除熱操作判断をする上で適用できる。</p> <p>以上より, これらの代替パラメータによる推定で, 炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<p>②格納容器内温度</p> <p>原子炉格納容器の健全性の観点で原子炉格納容器内の圧力の監視が重要となる原子炉格納容器破損防止対策の有効性評価の解析結果を例に挙げ, 推定の妥当性及び適用性について確認する。</p> <p>有効性評価のうち, 零圧気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損) 等の場合, 事故初期において一時的に原子炉格納容器内が過熱状態に至るものの, その後ほとんどの期間で原子炉格納容器内は飽和状態に維持される。</p> <p>また, 過熱状態において本推定方法は適用できないが, その期間は一時的なものであり, 事故収束に向けた対応を行う上で問題とはならない。</p> <p>[誤差による影響について]</p> <p>原子炉格納容器内の圧力を監視する目的は, 原子炉格納容器内の除熱操作の判断, 原子炉格納容器の過圧破損防止を把握することであり, 代替パラメータ (格納容器圧力 (AM用), 格納容器圧力 (狭域) (自主対策設備), 原子炉格納容器圧力) による推定は, 同一物理量からの推定であり, 計器誤差 (格納容器圧力 (AM用) の誤差: ±0.015MPa, 原子炉格納容器圧力の誤差: ±0.004MPa) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ (格納容器内温度) による推定は, 圧力に換算して原子炉格納容器内の圧力の傾向が把握でき, 計器誤差 (格納容器内温度の誤差: ±4.4°C) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>なお, 原子炉格納容器内は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定される。</p> <p>本推定方法は, この様な差が生じることを把握しながら推定することで原子炉格納容器内の圧力を推定する手段として用いることは可能であり, 原子炉格納容器内の圧力推移の把握, 除熱操作判断をする上で適用できる。</p> <p>以上より, これらの代替パラメータによる推定で, 炉心損傷防止対策, 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）

第58条 計装設備（補足説明資料）

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>格納容器損傷防止対策</p> <p>事象(例)：雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破壊) 高温溶融物放出/格納容器雰囲気加熱 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</p>  		<p>事象例：雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破壊) 溶融炉心・コンクリート相互作用 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</p>  <p>第19図 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破壊) 溶融炉心・コンクリート相互作用 原子炉格納容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の解析結果</p>	

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

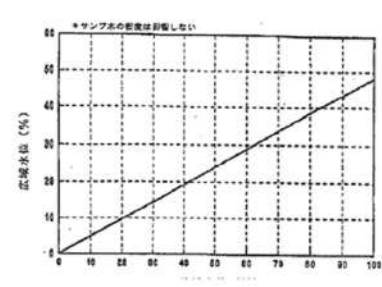

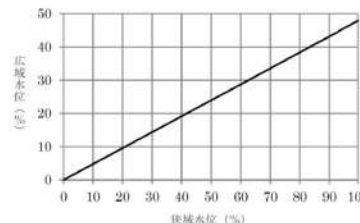
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

第58条 計装設備（補足説明資料）

大阪発電所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																																																																																																																													
(h) 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について	(h) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の水位）	(h) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の水位（1））																																																																																																																														
<table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="4" style="text-align: center;">原子炉格納容器内の水位（1）</th> </tr> <tr> <th style="width: 10%;"></th> <th style="width: 50%;">監視パラメータ</th> <th style="width: 20%;">計測範囲</th> <th style="width: 20%;">設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>格納容器再循環サンプ水位（広域）</td> <td>0～100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td colspan="3"> ①格納容器再循環サンプ水位（狭域） ②原子炉下部キャビティ水位 ③原子炉格納容器水位 </td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3"> 重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位（1）を監視する目的は、溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器への注水量の確認である。 特に重大事故において、原子炉圧力容器破損に伴い原子炉格納容器内に放出された溶融炉心の冷却のため、原子炉圧力容器破損前に原子炉格納容器に水張りをする必要があり、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉格納容器の水張りの状態を確認できることが重要である。 </td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3"> 原子炉格納容器内の水位の主要パラメータである格納容器再循環サンプ水位（広域）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器再循環サンプ水位（狭域）、原子炉下部キャビティ水位又は原子炉格納容器水位により原子炉格納容器内の水位を推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 </td> </tr> </tbody> </table>	原子炉格納容器内の水位（1）					監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	格納容器再循環サンプ水位（広域）	0～100%	100%	代替パラメータ	①格納容器再循環サンプ水位（狭域） ②原子炉下部キャビティ水位 ③原子炉格納容器水位			計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位（1）を監視する目的は、溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器への注水量の確認である。 特に重大事故において、原子炉圧力容器破損に伴い原子炉格納容器内に放出された溶融炉心の冷却のため、原子炉圧力容器破損前に原子炉格納容器に水張りをする必要があり、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉格納容器の水張りの状態を確認できることが重要である。			推定方法	原子炉格納容器内の水位の主要パラメータである格納容器再循環サンプ水位（広域）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器再循環サンプ水位（狭域）、原子炉下部キャビティ水位又は原子炉格納容器水位により原子炉格納容器内の水位を推定する。 推定方法は、以下のとおりである。			<table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="4" style="text-align: center;">原子炉格納容器内の水位</th> </tr> <tr> <th style="width: 10%;"></th> <th style="width: 50%;">監視パラメータ</th> <th style="width: 20%;">計測範囲</th> <th style="width: 20%;">設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">主要パラメータ</td> <td>圧力抑制室水位</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. 5a (0. P. -2000mm, -1500mm, -1000mm, -500mm, 0mm, 300mm)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td></td> <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（圧力抑制室水位の代替）</td> <td>0～120m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）（圧力抑制室水位、原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の代替）</td> <td>0～220m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）（圧力抑制室水位、原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の代替）</td> <td>0～220m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①高圧代替注水ポンプ出口流量（圧力抑制室水位の代替）</td> <td>0～100m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量（圧力抑制室水位の代替）</td> <td>0～150m³/h</td> <td>0～30. 8a³/h</td> </tr> <tr> <td>①高圧中心スプレイポンプ出口流量（圧力抑制室水位の代替）</td> <td>0～1, 500m³/h</td> <td>(高圧側) 0～218m³/h (低圧側) 0～1, 050m³/h</td> </tr> <tr> <td>①原子炉格納容器代替スプレイ流量（圧力抑制室水位の代替）</td> <td>0～100m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①原子炉格納容器下部注水流量（圧力抑制室水位の代替）</td> <td>0～110m³/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>0～100m³/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>0～200m³/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>0～110m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>②炉水貯蔵タンク水位（圧力抑制室水位、原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の代替）</td> <td>0～3, 200m³</td> <td>0～3, 173m³</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抑制室水位の確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器下部（圧力容器ベダスタル部及びドライウェル下部）への注水量の確認である。 </td> </tr> </tbody> </table>	原子炉格納容器内の水位					監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	圧力抑制室水位	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. 5a (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（圧力抑制室水位の代替）	0～120m ³ /h	—	①残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）（圧力抑制室水位、原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の代替）	0～220m ³ /h	—	①残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）（圧力抑制室水位、原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の代替）	0～220m ³ /h	—	①高圧代替注水ポンプ出口流量（圧力抑制室水位の代替）	0～100m ³ /h	—	①原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量（圧力抑制室水位の代替）	0～150m ³ /h	0～30. 8a ³ /h	①高圧中心スプレイポンプ出口流量（圧力抑制室水位の代替）	0～1, 500m ³ /h	(高圧側) 0～218m ³ /h (低圧側) 0～1, 050m ³ /h	①原子炉格納容器代替スプレイ流量（圧力抑制室水位の代替）	0～100m ³ /h	—	①原子炉格納容器下部注水流量（圧力抑制室水位の代替）	0～110m ³ /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 ³ /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 ³ /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 ³ /h	—	②炉水貯蔵タンク水位（圧力抑制室水位、原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の代替）	0～3, 200m ³	0～3, 173m ³	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位を監視する目的は、サブプレッションチャンバからのベントを実施する際の圧力抑制室水位の確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器下部（圧力容器ベダスタル部及びドライウェル下部）への注水量の確認である。			<table border="1" style="width:100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="4" style="text-align: center;">原子炉格納容器内の水位（1）</th> </tr> <tr> <th style="width: 10%;"></th> <th style="width: 50%;">監視パラメータ</th> <th style="width: 20%;">計測範囲</th> <th style="width: 20%;">設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>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="7">代替パラメータ</td> <td>①格納容器再循環サンプ水位（狭域）（格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替）</td> <td>0～100%</td> <td>100%以上</td> </tr> <tr> <td>①格納容器再循環サンプ水位（広域）（格納容器再循環サンプ水位（狭域）の代替）</td> <td>0～100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>②原子炉下部キャビティ水位（格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替）</td> <td>ON-OFF</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>②格納容器水位（格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替）</td> <td>ON-OFF</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>③燃料取替用水ピット水位（格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替）</td> <td>0～100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>③補助給水ピット水位（格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替）</td> <td>0～100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>③B系格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）（格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替）</td> <td>0～1, 300m³/h (0～10, 000m³)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>③代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量（格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替）</td> <td>0～200m³/h (0～10, 000m³)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3"> 重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位（1）を監視する目的は、溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器への注水量の確認である。 </td> </tr> </tbody> </table>	原子炉格納容器内の水位（1）					監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	格納容器再循環サンプ水位（広域） 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）（格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替）	0～100%	100%以上	①格納容器再循環サンプ水位（広域）（格納容器再循環サンプ水位（狭域）の代替）	0～100%	100%	②原子炉下部キャビティ水位（格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替）	ON-OFF	—	②格納容器水位（格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替）	ON-OFF	—	③燃料取替用水ピット水位（格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替）	0～100%	100%	③補助給水ピット水位（格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替）	0～100%	100%	③B系格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）（格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替）	0～1, 300m ³ /h (0～10, 000m ³)	—	③代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量（格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替）	0～200m ³ /h (0～10, 000m ³)	—	計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位（1）を監視する目的は、溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器への注水量の確認である。			
原子炉格納容器内の水位（1）																																																																																																																																
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																																													
主要パラメータ	格納容器再循環サンプ水位（広域）	0～100%	100%																																																																																																																													
代替パラメータ	①格納容器再循環サンプ水位（狭域） ②原子炉下部キャビティ水位 ③原子炉格納容器水位																																																																																																																															
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位（1）を監視する目的は、溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器への注水量の確認である。 特に重大事故において、原子炉圧力容器破損に伴い原子炉格納容器内に放出された溶融炉心の冷却のため、原子炉圧力容器破損前に原子炉格納容器に水張りをする必要があり、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉格納容器の水張りの状態を確認できることが重要である。																																																																																																																															
推定方法	原子炉格納容器内の水位の主要パラメータである格納容器再循環サンプ水位（広域）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器再循環サンプ水位（狭域）、原子炉下部キャビティ水位又は原子炉格納容器水位により原子炉格納容器内の水位を推定する。 推定方法は、以下のとおりである。																																																																																																																															
原子炉格納容器内の水位																																																																																																																																
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																																													
主要パラメータ	圧力抑制室水位	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. 5a (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（圧力抑制室水位の代替）	0～120m ³ /h	—																																																																																																																													
	①残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）（圧力抑制室水位、原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の代替）	0～220m ³ /h	—																																																																																																																													
	①残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）（圧力抑制室水位、原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の代替）	0～220m ³ /h	—																																																																																																																													
	①高圧代替注水ポンプ出口流量（圧力抑制室水位の代替）	0～100m ³ /h	—																																																																																																																													
	①原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量（圧力抑制室水位の代替）	0～150m ³ /h	0～30. 8a ³ /h																																																																																																																													
	①高圧中心スプレイポンプ出口流量（圧力抑制室水位の代替）	0～1, 500m ³ /h	(高圧側) 0～218m ³ /h (低圧側) 0～1, 050m ³ /h																																																																																																																													
	①原子炉格納容器代替スプレイ流量（圧力抑制室水位の代替）	0～100m ³ /h	—																																																																																																																													
	①原子炉格納容器下部注水流量（圧力抑制室水位の代替）	0～110m ³ /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 ³ /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 ³ /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 ³ /h	—																																																																																																																													
	②炉水貯蔵タンク水位（圧力抑制室水位、原子炉格納容器下部水位、ドライウェル水位の代替）	0～3, 200m ³	0～3, 173m ³																																																																																																																													
	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位を監視する目的は、サブプレッションチャンバからのベントを実施する際の圧力抑制室水位の確認及び溶融炉心・コンクリート相互作用を防止するための原子炉格納容器下部（圧力容器ベダスタル部及びドライウェル下部）への注水量の確認である。																																																																																																																															
原子炉格納容器内の水位（1）																																																																																																																																
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																																													
主要パラメータ	格納容器再循環サンプ水位（広域） 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）（格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替）	0～100%	100%以上																																																																																																																													
	①格納容器再循環サンプ水位（広域）（格納容器再循環サンプ水位（狭域）の代替）	0～100%	100%																																																																																																																													
	②原子炉下部キャビティ水位（格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替）	ON-OFF	—																																																																																																																													
	②格納容器水位（格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替）	ON-OFF	—																																																																																																																													
	③燃料取替用水ピット水位（格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替）	0～100%	100%																																																																																																																													
	③補助給水ピット水位（格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替）	0～100%	100%																																																																																																																													
	③B系格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）（格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替）	0～1, 300m ³ /h (0～10, 000m ³)	—																																																																																																																													
③代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量（格納容器再循環サンプ水位（広域）の代替）	0～200m ³ /h (0～10, 000m ³)	—																																																																																																																														
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

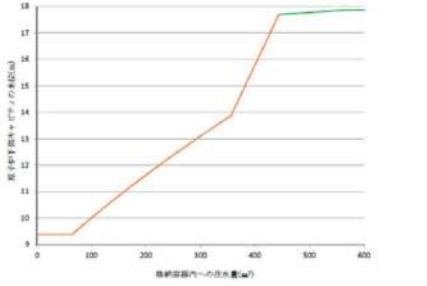
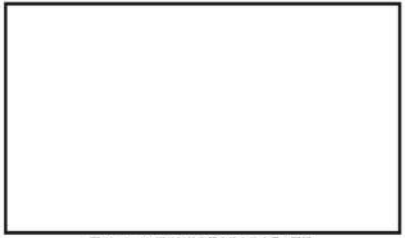
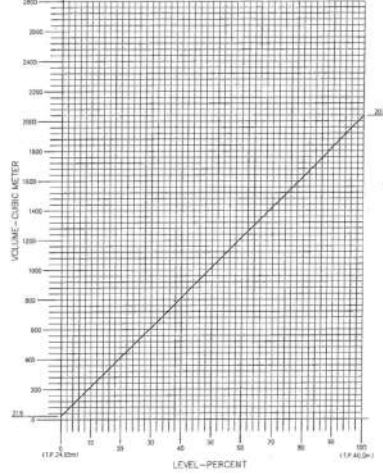
赤字: 設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字: 記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字: 記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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

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

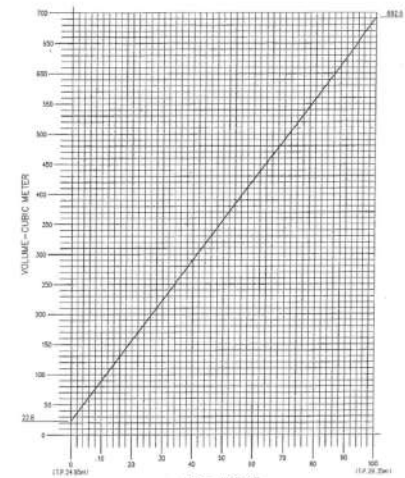
大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>②原子炉下部キャビティ水位 原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて、水位を推定する。</p>  <p>③原子炉格納容器水位 原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて、水位を推定する。(②と同様)</p>	<p>推定方法</p>  <p>図58-8-12 原子炉格納容器水位と注水量の関係</p> <p>②復水貯蔵タンク水位 復水貯蔵タンクを水源としている場合は、復水貯蔵タンク水位の変化量から圧力抑制室水位を推定する。復水貯蔵タンクに戻水や増水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。なお、原子炉格納容器への注水状況を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)、直流駆動低圧注水ポンプ出口流量、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量、高圧中心スプレイレインポンプ出口流量、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が不可 (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用いない。</p> <p>【厳密による影響について】 原子炉格納容器内の水位を監視する目的は、サプレッションチャンセルからのベントを実施する際の圧力抑制室水位の確認及び帯電炉心・コンタクト相互作用を防止するための原子炉格納容器下部への注水量を把握することであり、代替バローター (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後の水位の傾向が既</p>	<p>推定方法</p>  <p>③燃料取替用水ビッド水位、補助給水ビッド水位、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 ・燃料取替用水ビッド水位 燃料取替用水ビッドの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を算出し、それを基に、原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて、水位を推定する。</p> <p>推定可能範囲: 各注水流量の計測範囲</p> <p>第21図 燃料取替用水ビッドの水位と水量の相関図</p>	<p>相違理由</p>

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

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

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

第58条 計装設備（補足説明資料）

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>①格納容器再循環サンプ水位（狭域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域）による推定方法は、格納容器再循環サンプ水位（広域）と計測範囲が重複している範囲内において同等の計測が可能であり、プラント状態に依存することなく適用可能である。 なお、格納容器再循環サンプ水位（広域）と比して計測範囲が限定されるものの、格納容器再循環サンプ水位（狭域）を監視することで原子炉格納容器への注水操作の成否を判断でき、推定することができる。</p> <p>②原子炉下部キャビティ水位 原子炉下部キャビティ水位による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。原子炉下部キャビティ水位が液面を感知するまで水位が上昇しているかどうかにより、原子炉格納容器への注水操作の成否を判断でき、推定することができる。</p> <p>③原子炉格納容器水位 原子炉格納容器水位による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。原子炉格納容器水位が液面を感知するまで水位が上昇しているかどうかにより、原子炉格納容器への注水操作の成否を判断でき、推定することができる。</p> <p>以上より、本推定方法を原子炉格納容器内の水位を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉格納容器の水漏りの状態の確認において妥当なものである。 これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<p>推定の詳細 図で、計器誤差（高圧代替注水ポンプ出口流量の誤差：±1.9m³/h、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量）の誤差：±3.6m³/h、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）の誤差：±3.6m³/h、直流駆動低圧注水ポンプ出口流量の誤差：±1.6m³/h、原子炉隔離時冷却ポンプ出口流量の誤差：±2.4m³/h、高圧炉心スプレイレインポンプ出口流量の誤差：±2.4m³/h、原子炉格納容器代替スプレイレイン流量の誤差：±1.6m³/h、原子炉格納容器下部注水流量の誤差：±1.8m³/h）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 （サブプレッションチェン（遮断）から3.5da（通常水位）において、外部水源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±0.04m³である。）</p> <p>代替パラメータ（残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量）、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）、原子炉格納容器下部注水流量、原子炉格納容器代替スプレイレイン流量、代替循環冷却ポンプ出口流量）による推定は、注水設備による原子炉格納容器への注水量から注水先の水位の傾向が把握でき、計器誤差（残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイレイン洗浄流量）の誤差：±3.6m³/h、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量）の誤差：±3.6m³/h、原子炉格納容器下部注水流量の誤差：±1.8m³/h、原子炉格納容器代替スプレイレイン流量の誤差：±1.6m³/h、代替循環冷却ポンプ出口流量の誤差：±3.3m³/h）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 （原子炉格納容器代替スプレイレイン流量の誤差：約1.6m³/hから、原子炉格納容器下部水位に換算した場合の誤差は約6.7cm/hであり、有効性評価における68m³/h、1時間で水漏りを想定すると誤差：約±0.07m、また、ドライウェル水位に換算した場合の誤差は約0.4cm/hであり、有効性評価における88m³/h、0.9時間で水漏りを想定すると誤差：約±0.004m） 代替パラメータ（復水貯蔵タンク水位）による推定は、水源の水位変化量から、注水先の水位の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。（復水貯蔵タンク水位の誤差：±21m³） 以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心保護防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<p>・補助給水ビット水位 補助給水ビットの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を算出し、それに基づき、原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて、水位を推定する。</p> <p>推定可能範囲：各注水流量の計測範囲</p>  <p>第22図 補助給水ビットの水位と水量の相関図</p> <p>・B系格納容器スプレイレイン冷却器出口積算流量（AM用）、代替格納容器スプレイレインポンプ出口積算流量 流量積算量に基づき、原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて、水位を推定する。</p> <p>推定可能範囲：各注水流量の計測範囲</p>	<p>相違理由</p>

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>推定方法</p> <p>第23図 原子炉格納容器の水位と水量の相関図</p>	<p>相違理由</p>
		<p>推定の評価</p> <p>①格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 及び格納容器再循環サンプ水位 (広域)・格納容器再循環サンプ水位 (狭域) 格納容器再循環サンプ水位 (狭域) による推定方法は、格納容器再循環サンプ水位 (広域) と計測範囲が重複している範囲内において同等の計測が可能であり、プラント状態に依存することなく適用可能である。 なお、格納容器再循環サンプ水位 (広域) と比較して計測範囲が限定されるもの、格納容器再循環サンプ水位 (狭域) を監視することで原子炉格納容器への注水操作の成否を判断でき、推定することができる。</p> <p>・格納容器再循環サンプ水位 (広域) 格納容器再循環サンプ水位 (広域) による推定方法は、格納容器再循環サンプ水位 (狭域) と計測範囲が重複している範囲内において同等の計測が可能であり、プラント状態に依存することなく適用可能である。これにより、原子炉格納容器への注水操作の成否を判断でき、推定することができる。</p>	
		<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>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: ±11.3m³/h、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の誤差: ±1.7m³/h) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策、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償還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、償還代替低圧注水積算流量及び低圧注水スプレイ積算流量と格納容器内水量と格納容器水位との関係から原子炉格納容器内の水位を推定する。</td> </tr> </tbody> </table>	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償還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、償還代替低圧注水積算流量及び低圧注水スプレイ積算流量と格納容器内水量と格納容器水位との関係から原子炉格納容器内の水位を推定する。				<p>(i) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他ループを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の水位（2））</p> <table border="1" data-bbox="1240 239 1827 1053"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉格納容器内の水位（2）</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位</td> <td>ON-OFF</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">代替パラメータ</td> <td>①格納容器再循環サンプ水位（広域） （原子炉下部キャビティ水位の代替）</td> <td>0～100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>①燃料取替用水ビット水位 （格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位の代替）</td> <td>0～100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>①補助給水ビット水位 （格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位の代替）</td> <td>0～100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>①B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用） （格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位の代替）</td> <td>0～1,300m³/h （0～10,000m³）</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td></td> <td>①代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 （格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位の代替）</td> <td>0～200m³/h （0～10,000m³）</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位（2）を監視する目的は、原子炉格納容器内の重要機器及び計器の水没有無の確認である。また、原子炉下部キャビティ水位を監視する目的は、原子炉下部キャビティへ溶融炉心冷却に必要な水量の有無の確認である。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">原子炉格納容器内の水位（2）の主要パラメータである格納容器水位の計測が不可能となった場合、代替パラメータの燃料取替用水ビット水位、補助給水ビット水位、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量により、原子炉格納容器内の水位を推定する。また、注水量による原子炉格納容器内水位の推定は、炉心注水及び格納容器スプレイでの注水量の合計値と水位の相関関係により推定する。 原子炉格納容器内の水位（2）の主要パラメータである原子炉下部キャビティ水位の計測が不可能となった場合、測定範囲内であれば、格納容器再循環サンプ水位（広域）又は注水源である燃料取替用水ビット水位、補助給水ビット水位、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量により、原子炉格納容器内の水位を推定する。この推定方法では、計測範囲内であれば、連続的な水位監視ができる格納容器再循</td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉格納容器内の水位（2）			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	格納容器水位 原子炉下部キャビティ水位	ON-OFF	—	代替パラメータ	①格納容器再循環サンプ水位（広域） （原子炉下部キャビティ水位の代替）	0～100%	100%	①燃料取替用水ビット水位 （格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位の代替）	0～100%	100%	①補助給水ビット水位 （格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位の代替）	0～100%	100%	①B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用） （格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位の代替）	0～1,300m ³ /h （0～10,000m ³ ）	—		①代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 （格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位の代替）	0～200m ³ /h （0～10,000m ³ ）	—	計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位（2）を監視する目的は、原子炉格納容器内の重要機器及び計器の水没有無の確認である。また、原子炉下部キャビティ水位を監視する目的は、原子炉下部キャビティへ溶融炉心冷却に必要な水量の有無の確認である。			推定方法	原子炉格納容器内の水位（2）の主要パラメータである格納容器水位の計測が不可能となった場合、代替パラメータの燃料取替用水ビット水位、補助給水ビット水位、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量により、原子炉格納容器内の水位を推定する。また、注水量による原子炉格納容器内水位の推定は、炉心注水及び格納容器スプレイでの注水量の合計値と水位の相関関係により推定する。 原子炉格納容器内の水位（2）の主要パラメータである原子炉下部キャビティ水位の計測が不可能となった場合、測定範囲内であれば、格納容器再循環サンプ水位（広域）又は注水源である燃料取替用水ビット水位、補助給水ビット水位、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量により、原子炉格納容器内の水位を推定する。この推定方法では、計測範囲内であれば、連続的な水位監視ができる格納容器再循			
項目		原子炉格納容器内の水位（2）																																																												
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																											
主要パラメータ	原子炉格納容器水位	ON-OFF	重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。																																																											
代替パラメータ	①格納容器スプレイ積算流量 ②償還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、償還代替低圧注水積算流量及び低圧注水スプレイ積算流量と格納容器内水量と格納容器水位との関係から原子炉格納容器内の水位を推定する。																																																													
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 ³ /h （0～10,000m ³ ）	—																																																											
	①代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 （格納容器水位及び原子炉下部キャビティ水位の代替）	0～200m ³ /h （0～10,000m ³ ）	—																																																											
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水位（2）を監視する目的は、原子炉格納容器内の重要機器及び計器の水没有無の確認である。また、原子炉下部キャビティ水位を監視する目的は、原子炉下部キャビティへ溶融炉心冷却に必要な水量の有無の確認である。																																																													
推定方法	原子炉格納容器内の水位（2）の主要パラメータである格納容器水位の計測が不可能となった場合、代替パラメータの燃料取替用水ビット水位、補助給水ビット水位、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量により、原子炉格納容器内の水位を推定する。また、注水量による原子炉格納容器内水位の推定は、炉心注水及び格納容器スプレイでの注水量の合計値と水位の相関関係により推定する。 原子炉格納容器内の水位（2）の主要パラメータである原子炉下部キャビティ水位の計測が不可能となった場合、測定範囲内であれば、格納容器再循環サンプ水位（広域）又は注水源である燃料取替用水ビット水位、補助給水ビット水位、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量により、原子炉格納容器内の水位を推定する。この推定方法では、計測範囲内であれば、連続的な水位監視ができる格納容器再循																																																													

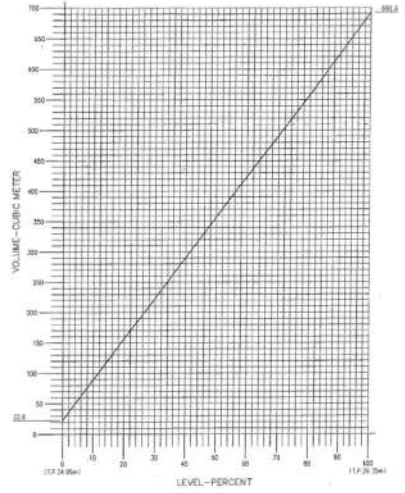
灰色: 女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>① 格納容器スプレイ積算流量 原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて、水位を推定する。</p> <p style="text-align: center;">C V内注水量、水位、計算位置の関係</p> <p>② 恒置代替注水積算流量 原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて、水位を推定する。(①と同様)</p>		<p>環サンプ水位 (広域) を優先して使用し推定する。また、注水量による原子炉格納容器内水位の推定は、炉心注水及び格納容器スプレイでの注水量の合計値と水位の相関関係により推定する。</p> <p>推定方法は、以下のとおりである。</p> <p>①格納容器再循環サンプ水位 (広域) 原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて、水位を推定する。</p> <p>②燃料取替用水ビット水位、補助給水ビット水位、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用) 及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量・燃料取替用水ビット水位 燃料取替用水ビットの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を算出し、それを基に、原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて、水位を推定する。</p> <p>推定可能範囲: 各注水流量の計測範囲</p> <p>推定方法</p> <p>第24図 燃料取替用水ビットの水位と水量の相関図</p>	

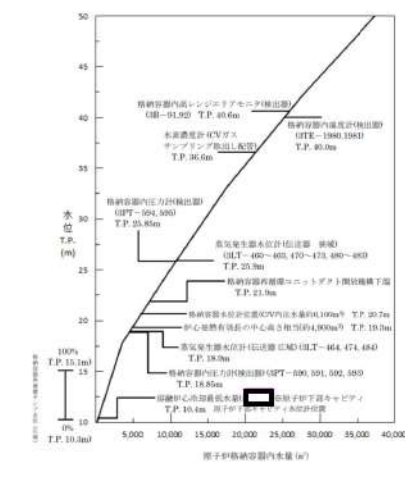
灰色:女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>推定の評価</p> <p>①格納容器スプレイ積算流量 格納容器スプレイ積算流量による推定方法は、原子炉格納容器内への注水手段としてA格納容器スプレイポンプを使用している場合に適用可能である。本推定方法は、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>②低設代替低圧注水積算流量 低設代替低圧注水積算流量及び格納容器スプレイ積算流量による推定方法は、原子炉格納容器内への注水手段として低設代替低圧注水ポンプを使用している場合に適用可能である。本推定方法は、プラント状態に依存することなく適用できる。</p> <p>以上より、本推定方法を原子炉圧力容器内の水位を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉格納容器内の重要機器及び計器の水位有無の確認をする上で妥当である。 これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>		<p>推定方法</p> <p>・補助給水ピット水位 補助給水ピットの水位容量曲線を用いて、水位の変化量から注水した水量を算出し、それを基に、原子炉格納容器内への注水量と原子炉格納容器内の水位の関係を用いて、水位を推定する。</p> <p>推定可能範囲:各注水流量の計測範囲</p>  <p>第25図 補助給水ピットの水位と水量の相関図</p>	

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>・B-格納容器スプレィ冷却器出口積算流量 (AM用)、代替格納容器スプレィポンプ出口積算流量 流量積算量を基に、原子格納容器内への注水量と原子格納容器内の水位の関係を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26図 原子格納容器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、ブランド状態に依存することなく適用可能である。 格納容器再循環サンプ水位 (広域) の上昇傾向を監視することで原子炉格納容器への注水操作の成否を判断でき、推定することができる。</p> <p>②燃料取替用水ビット水位、補助給水ビット水位、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用) 及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量 水源の水位変化及び流量積算量による推定方法は、ブランド状態に依存することなく適用可能である。また、積算流量による推定方法は、当該流量計を使用するポンプにより注水している場合に適用可能である。</p> <p>[誤差による影響について] 原子炉格納容器内の水位 (2) を監視する目的は、原子炉格納容器内の重要機器及び計器の水没有無の確認、原子炉下部キャビティの溶融炉心冷却に必要な水量の有無の確認であり、代替パラメータ (格納容器再循環サンプ水位 (広域)) による推定は、同一物理量からの推定であり、計器誤差 (格納容器再循環サンプ水位 (広域) の誤差: ±2.0%) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 代替パラメータ (燃料取替用水ビット水位、補助給水ビット水位) による推定は、水源の水位変化量から、注水先の水位の傾向が把握でき、計器誤差 (燃料取替用水ビット水位の誤差: ±1.0%、補助給水ビット水位の誤差: ±1.0%) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 代替パラメータ (B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量) による推定は、注水設備による原子炉格納容器への注水量から注水先の水位の傾向が把握でき、計器誤差 (B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用) の誤差: ±11.3m³/h、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の誤差: ±1.7m³/h) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策、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																																																																																																												
(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="4">原子炉格納容器内の水素濃度</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>可搬型格納容器水素ガス濃度</td> <td>0~20vol%</td> <td>重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td colspan="3">静的触媒式水素再結合装置温度監視装置 原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、格納容器水素濃度が大規模な燃焼が生じる可能性が高い濃度にあるかどうかの確認である。 特に重大事故において、ジルコニウム-水反応等によって発生した水素が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="3">原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである可搬型格納容器内水素濃度計測装置の計測が困難になった場合、代替パラメータの静的触媒式水素再結合装置温度監視装置又は原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置により、原子炉格納容器内の水素濃度を推定する。 静的触媒式水素再結合装置温度監視装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置 原子炉格納容器内の水素濃度と静的触媒式水素再結合装置温度監視装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の作動特性（水素処理特性）の関係から、静的触媒式水素再結合装置温度監視装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の作動状況を降線することにより、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	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	可搬型格納容器水素ガス濃度	0~20vol%	重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。	代替パラメータ	静的触媒式水素再結合装置温度監視装置 原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置			計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、格納容器水素濃度が大規模な燃焼が生じる可能性が高い濃度にあるかどうかの確認である。 特に重大事故において、ジルコニウム-水反応等によって発生した水素が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線することにより、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="4">原子炉格納容器内の水素濃度</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>格納容器内水素濃度(D/W)</td> <td>0~100vol%</td> <td>0~1.9vol%</td> </tr> <tr> <td></td> <td>格納容器内水素濃度(S/C)</td> <td>0~100vol%</td> <td>0~1.0vol%</td> </tr> <tr> <td></td> <td>格納容器内雰囲気気水素濃度</td> <td>0~30vol%</td> <td>0~1.9vol%</td> </tr> <tr> <td></td> <td>0~100vol%</td> <td>0~1.9vol%</td> <td></td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td colspan="3">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% 0~1.9vol%</td> </tr> <tr> <td></td> <td colspan="3">②格納容器内雰囲気気水素濃度の代替 0~100vol% 0~1.0vol%</td> </tr> <tr> <td></td> <td colspan="3">③格納容器内水素濃度(D/W) 0~100vol% 0~1.9vol%</td> </tr> <tr> <td></td> <td colspan="3">④格納容器内雰囲気気水素濃度の代替 0~100vol% 0~1.9vol%</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素濃度が燃焼を生じる可能性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。 [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が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が把握でき、計器誤差（格納容器内水素濃度(D/W)の誤差：±2.0vol%、格納容器内水素濃度(S/C)の誤差：±2.0vol%、格納容器内雰囲気気水素濃度の誤差：±0.6vol%(0~30vol%)、±2.0vol%(0~100vol%)）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 以上より、これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策を成功させるために必要な状態を推定することができる。</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉格納容器内の水素濃度				項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	格納容器内水素濃度(D/W)	0~100vol%	0~1.9vol%		格納容器内水素濃度(S/C)	0~100vol%	0~1.0vol%		格納容器内雰囲気気水素濃度	0~30vol%	0~1.9vol%		0~100vol%	0~1.9vol%		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% 0~1.9vol%				②格納容器内雰囲気気水素濃度の代替 0~100vol% 0~1.0vol%				③格納容器内水素濃度(D/W) 0~100vol% 0~1.9vol%				④格納容器内雰囲気気水素濃度の代替 0~100vol% 0~1.9vol%			計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素濃度が燃焼を生じる可能性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。 [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が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が把握でき、計器誤差（格納容器内水素濃度(D/W)の誤差：±2.0vol%、格納容器内水素濃度(S/C)の誤差：±2.0vol%、格納容器内雰囲気気水素濃度の誤差：±0.6vol%(0~30vol%)、±2.0vol%(0~100vol%)）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 以上より、これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策を成功させるために必要な状態を推定することができる。			<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="4">原子炉格納容器内の水素濃度</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主要パラメータ</td> <td>格納容器内水素濃度</td> <td>0~20vol%</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td colspan="3">①原子炉格納容器内水素処理装置温度 0~800℃ —</td> </tr> <tr> <td></td> <td colspan="3">②格納容器水素イグナイタ温度 0~800℃ —</td> </tr> <tr> <td></td> <td colspan="3">③〔ガス分析計による水素濃度〕 0~100vol% —</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な燃焼が生じる可能性の高い濃度にあるかどうかの確認である。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである格納容器内水素濃度の計測が不可能となった場合、代替パラメータの原子炉格納容器内水素処理装置温度、格納容器水素イグナイタ温度又はガス分析計による水素濃度（自主対策設備）により原子炉格納容器内の水素濃度を推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 ①原子炉格納容器内水素処理装置温度及び格納容器水素イグナイタ温度 原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの動作時の温度特性から、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの作動状況を確認することにより、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるか否かを推定する。 ②〔ガス分析計による水素濃度〕 自主対策設備であるガス分析器が使用可能であれば、本分析器は水分を除いた各ガス組成について計測可能であり、直接ドライ水素濃度が確認できるため、ガス分析計による水素濃度（自主対策設備）の結果に基づき水素濃度を監視する。</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉格納容器内の水素濃度				項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	格納容器内水素濃度	0~20vol%	—	代替パラメータ	①原子炉格納容器内水素処理装置温度 0~800℃ —				②格納容器水素イグナイタ温度 0~800℃ —				③〔ガス分析計による水素濃度〕 0~100vol% —			計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な燃焼が生じる可能性の高い濃度にあるかどうかの確認である。			推定方法	原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである格納容器内水素濃度の計測が不可能となった場合、代替パラメータの原子炉格納容器内水素処理装置温度、格納容器水素イグナイタ温度又はガス分析計による水素濃度（自主対策設備）により原子炉格納容器内の水素濃度を推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 ①原子炉格納容器内水素処理装置温度及び格納容器水素イグナイタ温度 原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの動作時の温度特性から、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの作動状況を確認することにより、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるか否かを推定する。 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	計測範囲	設計基準																																																																																																												
主要パラメータ	可搬型格納容器水素ガス濃度	0~20vol%	重大事故等時に使用する設備のため、設計基準事故時は値なし。																																																																																																												
代替パラメータ	静的触媒式水素再結合装置温度監視装置 原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置																																																																																																														
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、格納容器水素濃度が大規模な燃焼が生じる可能性が高い濃度にあるかどうかの確認である。 特に重大事故において、ジルコニウム-水反応等によって発生した水素が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線することにより、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%	0~1.9vol%																																																																																																												
	格納容器内水素濃度(S/C)	0~100vol%	0~1.0vol%																																																																																																												
	格納容器内雰囲気気水素濃度	0~30vol%	0~1.9vol%																																																																																																												
	0~100vol%	0~1.9vol%																																																																																																													
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% 0~1.9vol%																																																																																																														
	②格納容器内雰囲気気水素濃度の代替 0~100vol% 0~1.0vol%																																																																																																														
	③格納容器内水素濃度(D/W) 0~100vol% 0~1.9vol%																																																																																																														
	④格納容器内雰囲気気水素濃度の代替 0~100vol% 0~1.9vol%																																																																																																														
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素濃度が燃焼を生じる可能性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。 [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が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が把握でき、計器誤差（格納容器内水素濃度(D/W)の誤差：±2.0vol%、格納容器内水素濃度(S/C)の誤差：±2.0vol%、格納容器内雰囲気気水素濃度の誤差：±0.6vol%(0~30vol%)、±2.0vol%(0~100vol%)）を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 以上より、これらの代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策を成功させるために必要な状態を推定することができる。																																																																																																														
原子炉格納容器内の水素濃度																																																																																																															
項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																																												
主要パラメータ	格納容器内水素濃度	0~20vol%	—																																																																																																												
代替パラメータ	①原子炉格納容器内水素処理装置温度 0~800℃ —																																																																																																														
	②格納容器水素イグナイタ温度 0~800℃ —																																																																																																														
	③〔ガス分析計による水素濃度〕 0~100vol% —																																																																																																														
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な燃焼が生じる可能性の高い濃度にあるかどうかの確認である。																																																																																																														
推定方法	原子炉格納容器内の水素濃度の主要パラメータである格納容器内水素濃度の計測が不可能となった場合、代替パラメータの原子炉格納容器内水素処理装置温度、格納容器水素イグナイタ温度又はガス分析計による水素濃度（自主対策設備）により原子炉格納容器内の水素濃度を推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 ①原子炉格納容器内水素処理装置温度及び格納容器水素イグナイタ温度 原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの動作時の温度特性から、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの作動状況を確認することにより、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるか否かを推定する。 ②〔ガス分析計による水素濃度〕 自主対策設備であるガス分析器が使用可能であれば、本分析器は水分を除いた各ガス組成について計測可能であり、直接ドライ水素濃度が確認できるため、ガス分析計による水素濃度（自主対策設備）の結果に基づき水素濃度を監視する。																																																																																																														
<p>推定の評価</p> <p>静的触媒式水素再結合装置温度監視装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置 静的触媒式水素再結合装置温度監視装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の作動状況を降線することにより、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるか否かを確認できる。原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置は水素濃度を0%(wet)以下に抑える機能があり、事象進展に伴い原子炉格納容器水素燃焼装置温度監視装置の作動が収束した状態では、原子炉格納容器内の水素発生が低減しており、以降は静的触媒式水素再結合装置温度監視装置により水素濃度低減が可能であるため、大規模な水素燃焼が生じない領域であると判断できる。 以上より、水素燃焼を防止する観点において、本推定方法は原子炉格納容器内の水素濃度を推定する手段として用いることは可能であり、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な燃焼が生じる可能性が高い濃度にあるかどうかを確認する上で妥当である。 本代替パラメータによる推定で、格納容器破損防止対策を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>																																																																																																															

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>①原子炉格納容器内水素処理装置温度及び格納容器水素イグナイタ温度 原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの作動状況を確認することにより、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な水素燃焼が生じない領域であるか否かを確認できる。格納容器水素イグナイタは水素濃度を8 vol% (wet) 以下に抑える機能があり、事象進展に伴い格納容器水素イグナイタの作動が収束した状態では、原子炉格納容器内の水素発生が低減しており、以降は原子炉格納容器内水素処理装置により水素濃度低減が可能であるため、大規模な水素燃焼が生じない領域であると判断できる。</p> <p>② [ガス分析計による水素濃度] ガス分析計による水素濃度 (自主対策設備) の推定は、直接的に原子炉格納容器内の水素濃度を計測するものであり、推定方法として妥当である。</p> <p>[誤差による影響について] 原子炉格納容器内の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器内の水素濃度が大規模な燃焼を生じる可能性の高い濃度にあるかどうかを把握することであり、代替パラメータ (原子炉格納容器内水素処理装置温度、格納容器水素イグナイタ温度) による推定は、装置の作動状況により水素濃度の傾向が把握でき、計器誤差 (原子炉格納容器内水素処理装置温度の誤差: ±12.3℃、格納容器水素イグナイタ温度の誤差: ±12.3℃) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>代替パラメータ (ガス分析計による水素濃度 (自主対策設備)) による推定は、同一物理量からの推定であり、原子炉格納容器内の水素濃度の傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	

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




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

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																					
		<p>(k) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネル及び他ループを除く) による推定方法について (アンユラス部の水素濃度)</p> <table border="1" data-bbox="1256 233 1812 419"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">アンユラス部の水素濃度</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">主要パラメータ</td> <td>アンユラス水素濃度 (可搬型)</td> <td>0~20vol%</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>[アンユラス水素濃度]</td> <td>0~20vol%</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">代替パラメータ</td> <td>① [アンユラス水素濃度] (アンユラス水素濃度 (可搬型) の代替)</td> <td>0~20vol%</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①アンユラス水素濃度 (可搬型) ([アンユラス水素濃度] の代替)</td> <td>0~20vol%</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>計測目的 重大事故等時において、主要パラメータにてアンユラス部の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器からの水素漏えいがあるかどうかの確認である。</p> <p>推定方法 アンユラス部の水素濃度の主要パラメータであるアンユラス水素濃度 (可搬型) の監視が不可能となった場合、監視可能であれば、アンユラス水素濃度 (自主対策設備) により推定する。 アンユラス部の水素濃度の主要パラメータであるアンユラス水素濃度 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合、アンユラス水素濃度 (可搬型) により推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 ① [アンユラス水素濃度] 自主対策設備であるアンユラス水素濃度が使用可能であれば、アンユラス水素濃度 (自主対策設備) により推定する。アンユラス部の温度や放射線の環境条件により指示値に影響があるため、参考値として扱う。 ②アンユラス水素濃度 (可搬型) アンユラス水素濃度 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合には、アンユラス水素濃度 (可搬型) により推定する。</p> <p>推定の評価 ① [アンユラス水素濃度] アンユラス水素濃度 (自主対策設備) による推定は、直接的にアンユラス部の水素濃度を計測するものであり、推定方法として妥当である。 ②アンユラス水素濃度 (可搬型) アンユラス水素濃度 (可搬型) による推定は、直接的にアンユラス部の水素濃度を計測するものであり、推定方法として妥当である。</p> <p>推定の評価 [誤差による影響について] アンユラス部の水素濃度を監視する目的は、原子炉格納容器からの水素漏えいを把握することであり、代替パラメータ (アンユラス水素濃度 (自主対策設備)、アンユラス水素濃度 (可搬型)) による推定は、同一物理量からの推定であり、アンユラス部の水素濃度の傾向を把握でき、計器誤差 (アンユラス水素濃度 (可搬型) の誤差: ±1.15vol%) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。 以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策、原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	項目	アンユラス部の水素濃度			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	アンユラス水素濃度 (可搬型)	0~20vol%	—	[アンユラス水素濃度]	0~20vol%	—	代替パラメータ	① [アンユラス水素濃度] (アンユラス水素濃度 (可搬型) の代替)	0~20vol%	—	①アンユラス水素濃度 (可搬型) ([アンユラス水素濃度] の代替)	0~20vol%	—	
項目	アンユラス部の水素濃度																							
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																					
主要パラメータ	アンユラス水素濃度 (可搬型)	0~20vol%	—																					
	[アンユラス水素濃度]	0~20vol%	—																					
代替パラメータ	① [アンユラス水素濃度] (アンユラス水素濃度 (可搬型) の代替)	0~20vol%	—																					
	①アンユラス水素濃度 (可搬型) ([アンユラス水素濃度] の代替)	0~20vol%	—																					

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

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

第58条 計装設備（補足説明資料）

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																								
(k) - 1 主要パラメータの代替パラメータによる推定方法について	(j) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネルを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の放射線量率）	(1) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他グループを除く）による推定方法について（原子炉格納容器内の放射線量率（1））																																																																									
<table border="1"> <thead> <tr> <th 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>10⁰~10⁴ μSv/h</td> <td>10⁰mSv/h 以下 炉心損傷判断の値は 10⁰mSv/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 ⁰ ~10 ⁴ μSv/h	10 ⁰ mSv/h 以下 炉心損傷判断の値は 10 ⁰ mSv/h 以下であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。	代替パラメータ	格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）			計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、炉心損傷の判断である。 特に重大事故において、安全注入に期待できない場合、1次系保有水が蒸出することにより1次系保有水量が減少し、炉心が露出すれば1次冷却材は過熱状態となり、炉心が過熱すると炉心損傷に至る。 このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視することが重要である。			推定方法	原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 計測範囲の関係は、以下のとおりである。			<table border="1"> <thead> <tr> <th 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 (A/C)</td> <td>10⁰ Sv/h ~ 10⁵ Sv/h</td> <td>10⁰ Sv/h 未満</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td>① [エア放射線モニタ] *</td> <td>10⁰ Sv/h ~ 10⁵ Sv/h (ch. 9) 10⁰ Sv/h ~ 10⁶ Sv/h (ch. 23)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、燃料損傷を推定することである。 原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内空気放射線モニタ (A/C) 及び格納容器内空気放射線モニタ (S/C) の計測が困難になった場合、エア放射線モニタの指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定できる。 推定方法は、以下のとおりである。 ① [エア放射線モニタ] 原子炉格納容器内の放射線量率が上昇した場合には、エア放射線モニタの指示値が上昇すると推定されることから、その上昇分より原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 燃料破損等により燃料内の放射性物質が原子炉圧力容器外に放出された場合、放射性物質（主に希ガス）が原子炉格納容器内空間に充満することになる。このとき、原子炉格納容器貫通部の配管内にも放射性物質が充満するものと考えられる。この配管内の放射性物質を確保として、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、原子炉格納容器貫通部の配管内にも原子炉格納容器内と同濃度で充満するものと仮定し、この配管内希ガスを確保とする。 ・原子炉格納容器内放射線量は原子炉格納容器空間容積の等価体積半壁内に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、エア放射線モニタ位置におけるガンマ線放射線量率を示す。これらのガンマ線量率における原子炉格納容器内の放射線量率を図 58-8-15 に示す。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">  <p>図 58-8-13 エリア放射線モニタ (A/C) 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 (A/C)	10 ⁰ Sv/h ~ 10 ⁵ Sv/h	10 ⁰ Sv/h 未満	代替パラメータ	① [エア放射線モニタ] *	10 ⁰ Sv/h ~ 10 ⁵ Sv/h (ch. 9) 10 ⁰ Sv/h ~ 10 ⁶ Sv/h (ch. 23)	—	計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、燃料損傷を推定することである。 原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内空気放射線モニタ (A/C) 及び格納容器内空気放射線モニタ (S/C) の計測が困難になった場合、エア放射線モニタの指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定できる。 推定方法は、以下のとおりである。 ① [エア放射線モニタ] 原子炉格納容器内の放射線量率が上昇した場合には、エア放射線モニタの指示値が上昇すると推定されることから、その上昇分より原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 燃料破損等により燃料内の放射性物質が原子炉圧力容器外に放出された場合、放射性物質（主に希ガス）が原子炉格納容器内空間に充満することになる。このとき、原子炉格納容器貫通部の配管内にも放射性物質が充満するものと考えられる。この配管内の放射性物質を確保として、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、原子炉格納容器貫通部の配管内にも原子炉格納容器内と同濃度で充満するものと仮定し、この配管内希ガスを確保とする。 ・原子炉格納容器内放射線量は原子炉格納容器空間容積の等価体積半壁内に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、エア放射線モニタ位置におけるガンマ線放射線量率を示す。これらのガンマ線量率における原子炉格納容器内の放射線量率を図 58-8-15 に示す。			推定方法	 <p>図 58-8-13 エリア放射線モニタ (A/C) 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>10⁰~10⁶μSv/h</td> <td>10⁰mSv/h 以下 炉心損傷判断の値は 10⁰mSv/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>10⁰~10⁷ μSv/h 低レンジ：8.7×10⁻¹~1.0×10⁶Gy/h 高レンジ：1.0×10⁰~1.0×10⁶Gy/h</td> <td>同上 同上</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率（1）を監視する目的は、炉心損傷の判断である。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">原子炉格納容器内の放射線量率（1）の主要パラメータである格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測が不可能となった場合、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（バックラウンド値より数倍から1桁以上上昇）により、炉心損傷のおそれが生じているか否かを推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 ①格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）、モニタリングポスト及びモニタリングステーション 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）並びにモニタリングポスト及びモニタリングステーション（自主対策設備）により原子炉格納容器内の放射線量率（1）を推定する。 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）と格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の計測範囲の関係は、以下のとおりである。</td> </tr> </tbody> </table>	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 ⁰ ~10 ⁶ μSv/h	10 ⁰ mSv/h 以下 炉心損傷判断の値は 10 ⁰ mSv/h であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。	代替パラメータ	①格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） ② [モニタリングポスト及びモニタリングステーション]	10 ⁰ ~10 ⁷ μSv/h 低レンジ：8.7×10 ⁻¹ ~1.0×10 ⁶ Gy/h 高レンジ：1.0×10 ⁰ ~1.0×10 ⁶ Gy/h	同上 同上	計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率（1）を監視する目的は、炉心損傷の判断である。			推定方法	原子炉格納容器内の放射線量率（1）の主要パラメータである格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測が不可能となった場合、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（バックラウンド値より数倍から1桁以上上昇）により、炉心損傷のおそれが生じているか否かを推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 ①格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）、モニタリングポスト及びモニタリングステーション 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）並びにモニタリングポスト及びモニタリングステーション（自主対策設備）により原子炉格納容器内の放射線量率（1）を推定する。 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）と格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の計測範囲の関係は、以下のとおりである。			
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 ⁰ ~10 ⁴ μSv/h	10 ⁰ mSv/h 以下 炉心損傷判断の値は 10 ⁰ mSv/h 以下であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。																																																																								
代替パラメータ	格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）																																																																										
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、炉心損傷の判断である。 特に重大事故において、安全注入に期待できない場合、1次系保有水が蒸出することにより1次系保有水量が減少し、炉心が露出すれば1次冷却材は過熱状態となり、炉心が過熱すると炉心損傷に至る。 このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視することが重要である。																																																																										
推定方法	原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 計測範囲の関係は、以下のとおりである。																																																																										
*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 (A/C)	10 ⁰ Sv/h ~ 10 ⁵ Sv/h	10 ⁰ Sv/h 未満																																																																								
代替パラメータ	① [エア放射線モニタ] *	10 ⁰ Sv/h ~ 10 ⁵ Sv/h (ch. 9) 10 ⁰ Sv/h ~ 10 ⁶ Sv/h (ch. 23)	—																																																																								
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、燃料損傷を推定することである。 原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内空気放射線モニタ (A/C) 及び格納容器内空気放射線モニタ (S/C) の計測が困難になった場合、エア放射線モニタの指示値を用いて、原子炉格納容器内の放射線量率を推定できる。 推定方法は、以下のとおりである。 ① [エア放射線モニタ] 原子炉格納容器内の放射線量率が上昇した場合には、エア放射線モニタの指示値が上昇すると推定されることから、その上昇分より原子炉格納容器内の放射線量率を推定する。 燃料破損等により燃料内の放射性物質が原子炉圧力容器外に放出された場合、放射性物質（主に希ガス）が原子炉格納容器内空間に充満することになる。このとき、原子炉格納容器貫通部の配管内にも放射性物質が充満するものと考えられる。この配管内の放射性物質を確保として、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、原子炉格納容器貫通部の配管内にも原子炉格納容器内と同濃度で充満するものと仮定し、この配管内希ガスを確保とする。 ・原子炉格納容器内放射線量は原子炉格納容器空間容積の等価体積半壁内に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、エア放射線モニタ位置におけるガンマ線放射線量率を示す。これらのガンマ線量率における原子炉格納容器内の放射線量率を図 58-8-15 に示す。																																																																										
推定方法	 <p>図 58-8-13 エリア放射線モニタ (A/C) 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 ⁰ ~10 ⁶ μSv/h	10 ⁰ mSv/h 以下 炉心損傷判断の値は 10 ⁰ mSv/h であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。																																																																								
代替パラメータ	①格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） ② [モニタリングポスト及びモニタリングステーション]	10 ⁰ ~10 ⁷ μSv/h 低レンジ：8.7×10 ⁻¹ ~1.0×10 ⁶ Gy/h 高レンジ：1.0×10 ⁰ ~1.0×10 ⁶ Gy/h	同上 同上																																																																								
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率（1）を監視する目的は、炉心損傷の判断である。																																																																										
推定方法	原子炉格納容器内の放射線量率（1）の主要パラメータである格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）の計測が不可能となった場合、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（バックラウンド値より数倍から1桁以上上昇）により、炉心損傷のおそれが生じているか否かを推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 ①格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）、モニタリングポスト及びモニタリングステーション 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）並びにモニタリングポスト及びモニタリングステーション（自主対策設備）により原子炉格納容器内の放射線量率（1）を推定する。 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）と格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ）の計測範囲の関係は、以下のとおりである。																																																																										
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。																																																																											

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="280 199 548 454" style="text-align: center;"> </div> <div data-bbox="107 699 174 718" style="text-align: center;">推定の評価</div> <div data-bbox="197 534 631 890"> <p>格納容器内高レンジエアモニタ（低レンジ）による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>炉心損傷の判断基準のひとつである 10^2mSv/h は格納容器内高レンジエアモニタ（低レンジ）の上限 $10^2 \mu\text{Sv/h}$ を上回るため、当該パラメータで直接的に把握することは困難である。</p> <p>しかしながら、炉心損傷のおそれが生じている場合は、原子炉格納容器内の放射線量率は 10^2mSv/h に向けて急激に上昇すると考えられるため、格納容器内高レンジエアモニタ（低レンジ）の指示値が急激な上昇を示し、かつ、計測範囲の上限に到達することを確認することで炉心損傷のおそれが生じていることの有無を判断することができる。</p> <p>以上より、本推定方法を原子炉格納容器内の放射線量率を推定する手段として用いることは目的に照らし合わせて可能であり、炉心損傷の判断に使用することは妥当である。</p> <p>これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策を成功させるために必要な状態を把握できる。</p> </div>	<div data-bbox="683 167 1198 662" style="text-align: center;"> </div> <div data-bbox="698 427 743 446" style="text-align: center;">推定方法</div> <div data-bbox="817 667 1108 686"> <p>図 58-8-14 エリア放射線モニタ (h.23) の位置と放射線量率評価値</p> </div> <div data-bbox="840 667 1108 686"> <p>図 58-8-15 原子炉格納容器内 (D/R) 放射線量率推定値</p> </div> <div data-bbox="698 715 743 734" style="text-align: center;">推定の評価</div> <div data-bbox="772 715 1198 746"> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p> </div> <div data-bbox="840 922 1198 949" style="text-align: center; border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>特図みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p> </div>	<div data-bbox="1377 215 1736 486" style="text-align: center;"> </div> <div data-bbox="1265 331 1332 351" style="text-align: center;">推定方法</div> <div data-bbox="1355 494 1579 518"> <p>推定可能範囲：$10^2 \sim 10^7 \mu\text{Sv/h}$</p> </div> <div data-bbox="1265 762 1332 782" style="text-align: center;">推定の評価</div> <div data-bbox="1355 539 1803 1002"> <p>格納容器内高レンジエアモニタ（低レンジ）並びにモニタリングポスト及びモニタリングステーション（自主対策設備）による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>炉心損傷の判断基準のひとつである 10^2mSv/h は格納容器内高レンジエアモニタ（低レンジ）の上限 $10^2 \mu\text{Sv/h}$ を上回るため、当該パラメータで直接的に把握することは困難である。</p> <p>しかしながら、炉心損傷のおそれが生じている場合は、原子炉格納容器内の放射線量率は 10^2mSv/h に向けて急激に上昇すると考えられるため、格納容器内高レンジエアモニタ（低レンジ）並びにモニタリングポスト及びモニタリングステーション（自主対策設備）の指示値が急激な上昇を示し、かつ、計測範囲の上限に到達することを確認することで炉心損傷のおそれが生じていることの有無を判断することができる。</p> <p>[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：$4.7 \times 10^{0.1} \sim 1.8 \times 10^0 \mu\text{Sv/h}$ (N: 2 ~ 7)）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、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）

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>10²~10⁷ μSv/h</td> <td>10⁰mSv/h以下 炉心損傷判断の値は10⁰mSv/h以下であり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td colspan="3">格納容器内高レンジエアロモニタ（高レンジ）</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">重大事故等において、主要パラメータにて原子炉格納容器内の放射線量率を監視する目的は、炉心損傷に至っていないことの判断である。 特に重大事故において、安全注入に期待できない場合、1次系保有水が流出することにより1次系保有水量が減少し、炉心が露出すれば1次冷却材は過熱状態となり、積層が選れると炉心損傷に至る。このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で原子炉格納容器内の放射線量率を監視することが重要である。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内高レンジエアロモニタ（高レンジ）にて推定する。 計測範囲の関係は、以下のとおりである。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	原子炉格納容器内の放射線量率			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	格納容器内高レンジ エアロモニタ (低レンジ)	10 ² ~10 ⁷ μSv/h	10 ⁰ mSv/h以下 炉心損傷判断の値は10 ⁰ 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、積層が選れると炉心損傷に至る。このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で原子炉格納容器内の放射線量率を監視することが重要である。			推定方法	原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内高レンジエアロモニタ（高レンジ）にて推定する。 計測範囲の関係は、以下のとおりである。				<p>(m) 主要パラメータの代替パラメータ（他チャンネル及び他グループを除く）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（2））</p> <table border="1" data-bbox="1256 236 1812 1026"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">原子炉格納容器内の放射線量率（2）</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">主要パラメータ</td> <td>格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ）</td> <td>10²~10⁷ μSv/h</td> <td>10⁰mSv/h以下 炉心損傷判断の値は10⁰mSv/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>10~10⁵cpm</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>10~10⁵cpm</td> <td>バックグラウンドレベルを超える</td> </tr> <tr> <td>〔エアロックエアロモニタ〕</td> <td>1~10⁷ μSv/h</td> <td>10⁰mSv/h以下 炉心損傷判断の値は10⁰mSv/hであり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">代替パラメータ</td> <td>〔炉内核計装区域エアロモニタ〕</td> <td>1~10⁷ μSv/h</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>①格納容器内高レンジエアロモニタ（高レンジ） (格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ）の代替)</td> <td>10²~10⁶mSv/h</td> <td>10⁰mSv/h以下 炉心損傷判断の値は10⁰mSv/hであり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。</td> </tr> <tr> <td>②〔エアロックエアロモニタ〕 (格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ）の代替)</td> <td>1~10⁸ μSv/h</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>②〔炉内核計装区域エアロモニタ〕 (格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ）の代替)</td> <td>1~10⁸ μSv/h</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>③格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ） (〔格納容器じんあいモニタ〕、〔格納容器ガスモニタ〕、〔エアロックエアロモニタ〕及び〔炉内核計装区域エアロモニタ〕の代替)</td> <td>10²~10⁷ 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 ² ~10 ⁷ μSv/h	10 ⁰ mSv/h以下 炉心損傷判断の値は10 ⁰ 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 ⁵ 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 ⁵ cpm	バックグラウンドレベルを超える	〔エアロックエアロモニタ〕	1~10 ⁷ μSv/h	10 ⁰ mSv/h以下 炉心損傷判断の値は10 ⁰ mSv/hであり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。	代替パラメータ	〔炉内核計装区域エアロモニタ〕	1~10 ⁷ μSv/h	同上	①格納容器内高レンジエアロモニタ（高レンジ） (格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ）の代替)	10 ² ~10 ⁶ mSv/h	10 ⁰ mSv/h以下 炉心損傷判断の値は10 ⁰ mSv/hであり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。	②〔エアロックエアロモニタ〕 (格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ）の代替)	1~10 ⁸ μSv/h	同上	②〔炉内核計装区域エアロモニタ〕 (格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ）の代替)	1~10 ⁸ μSv/h	同上	③格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ） (〔格納容器じんあいモニタ〕、〔格納容器ガスモニタ〕、〔エアロックエアロモニタ〕及び〔炉内核計装区域エアロモニタ〕の代替)	10 ² ~10 ⁷ 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 ² ~10 ⁷ μSv/h	10 ⁰ mSv/h以下 炉心損傷判断の値は10 ⁰ 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、積層が選れると炉心損傷に至る。このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で原子炉格納容器内の放射線量率を監視することが重要である。																																																													
推定方法	原子炉格納容器内の放射線量率の主要パラメータである格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ）の計測が困難になった場合、代替パラメータの格納容器内高レンジエアロモニタ（高レンジ）にて推定する。 計測範囲の関係は、以下のとおりである。																																																													
項目	原子炉格納容器内の放射線量率（2）																																																													
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																											
主要パラメータ	格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ）	10 ² ~10 ⁷ μSv/h	10 ⁰ mSv/h以下 炉心損傷判断の値は10 ⁰ 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 ⁵ 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 ⁵ cpm	バックグラウンドレベルを超える																																																											
	〔エアロックエアロモニタ〕	1~10 ⁷ μSv/h	10 ⁰ mSv/h以下 炉心損傷判断の値は10 ⁰ mSv/hであり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。																																																											
代替パラメータ	〔炉内核計装区域エアロモニタ〕	1~10 ⁷ μSv/h	同上																																																											
	①格納容器内高レンジエアロモニタ（高レンジ） (格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ）の代替)	10 ² ~10 ⁶ mSv/h	10 ⁰ mSv/h以下 炉心損傷判断の値は10 ⁰ mSv/hであり、設計基準では炉心損傷しないことからこの値を下回る。																																																											
	②〔エアロックエアロモニタ〕 (格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ）の代替)	1~10 ⁸ μSv/h	同上																																																											
	②〔炉内核計装区域エアロモニタ〕 (格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ）の代替)	1~10 ⁸ μSv/h	同上																																																											
③格納容器内高レンジエアロモニタ（低レンジ） (〔格納容器じんあいモニタ〕、〔格納容器ガスモニタ〕、〔エアロックエアロモニタ〕及び〔炉内核計装区域エアロモニタ〕の代替)	10 ² ~10 ⁷ 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="286 215 539 464" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="107 518 629 863" data-label="Text"> <p>格納容器内高レンジエアロモニタ (高レンジ) による推定方法は、プラント状態に依存することなく適用可能である。</p> <p>格納容器内高レンジエアロモニタ (高レンジ) の計測範囲のうち、炉心損傷の判断の値となる 10^2mSv/h 未満に指示値がある場合は、炉心損傷の判断基準のひとつを満足していないことを確認でき、炉心損傷に至っていないことを判断できる。</p> <p>以上より、本推定方法を原子炉格納容器内の放射線量を推定する手段として用いることは目的に照らし合わせて可能であり、炉心損傷に至っていないことの判断に使用することは妥当である。</p> <p>これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策を成功させるために必要な状態を把握できる。</p> </div>		<div data-bbox="1256 161 1809 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。特に重大事故等時において、安全注込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。このような場合、炉心の冷却状態を把握し、事故時の対応手段を判断する上で原子炉格納容器内の放射線量率を監視することが重要である。</p> </div> <div data-bbox="1256 320 1809 783" data-label="Text"> <p>推定方法は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ①格納容器内高レンジエアロモニタ (高レンジ) ② [エアロックエアロモニタ] ③ [炉内核計装区域エアロモニタ] ④格納容器内低レンジエアロモニタ (低レンジ) <p>原子炉格納容器内の放射線量率 (2) の主要パラメータである格納容器内高レンジエアロモニタ (低レンジ) の計測が不可能となった場合、代替パラメータの格納容器内高レンジエアロモニタ (高レンジ) により原子炉格納容器内の放射線量率を推定する (自主対策設備である格納容器じんあいモニタ、格納容器ガスモニタ、エアロックエアロモニタ及び炉内核計装区域エアロモニタの計測が不可能となった場合、主要パラメータの格納容器内高レンジエアロモニタ (低レンジ) を代替パラメータとして用いて原子炉格納容器内の放射線量率を計測する)。</p> <p>また、エアロックエアロモニタ (自主対策設備) 及び炉内核計装区域エアロモニタ (自主対策設備) の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アロモニタ (高レンジ) の測定範囲より低く、エアロックエアロモニタ及び炉内核計装区域エアロ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アロモニタ (高レンジ)、格納容器内低レンジエアロモニタ (低レンジ)、エアロックエアロモニタ及び炉内核計装区域エアロモニタの計測範囲の関係は、以下のとおりである。</p> </div>	

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

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<div data-bbox="1256 145 1818 592"> <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) : $10^2 \sim 10^4 \text{ mSv/h}$ 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) : $10^2 \sim 10^4 \mu\text{Sv/h}$ [エアロックエリアモニタ] 及び [炉内核計装区域エリアモニタ] : $1 \sim 10^3 \mu\text{Sv/h}$</p> </div> <div data-bbox="1256 596 1818 1007"> <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 10^2 mSv/h 未満に指示値がある場合は, 炉心損傷の判断基準のひとつを満足していないことを確認でき, 炉心損傷に至っていないことを判断できる。 また, エアロックエリアモニタ (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 10^2 mSv/h 未満に指示値がある場合は, 炉心損傷の判断基準のひとつを満足していないことを確認でき, 炉心損傷に至っていないことを判断できる。なお, 格納容器内高レンジエリアモニタ (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リ</p> </div> <div data-bbox="1256 1011 1818 1203"> <p>推定の評価</p> <p>モニタ (高レンジ) の誤差: $4.7 \times 10^1 \sim 1.8 \times 10^2 \text{ nSv/h}$ (N: 3 ~ 8), 格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ) の誤差: $4.7 \times 10^1 \sim 1.8 \times 10^2 \mu\text{Sv/h}$ (N: 2 ~ 7) 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, 原子炉格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p> </div>	

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																						
	<p>(k) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (未臨界の維持又は監視)</p> <table border="1" data-bbox="672 231 1227 1029"> <thead> <tr> <th colspan="4" style="text-align: right;">*有効監視パラメータ</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>監視パラメータ</th> <th>未臨界の維持又は監視 計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">主要 パラメータ</td> <td>起動領域モニタ</td> <td>中性子源領域 $10^3 \text{ cps} \sim 10^6 \text{ cps}$ ($1 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) 中間領域 0~40%、又は0~125% ($1 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 2 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)</td> <td>定格出力の約8倍</td> </tr> <tr> <td>平均出力領域モニタ 〔制御棒位置指示系〕*</td> <td>0~125% ($1.2 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 2.8 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)</td> <td>定格出力の約8倍</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">代替 パラメータ</td> <td>① 平均出力領域モニタ (起動領域モニタ、〔制御棒位置指示系〕の代替)</td> <td>0~125% ($1.2 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 2.8 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)</td> <td>定格出力の約8倍</td> </tr> <tr> <td>② 起動領域モニタ (平均出力領域モニタ、〔制御棒位置指示系〕の代替)</td> <td>中性子源領域 $10^3 \text{ cps} \sim 10^6 \text{ cps}$ ($1 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) 中間領域 0~40%、又は0~125% ($1 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 2 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)</td> <td>定格出力の約8倍</td> </tr> <tr> <td>③ 〔制御棒位置指示系〕* (起動領域モニタ、平均出力領域モニタの代替)</td> <td>全挿入~全引抜</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="3">重大事故等時において、主要パラメータにて未臨界を監視する目的は、制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを確認するためである。 未臨界を監視する主要パラメータである起動領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの平均出力領域モニタ (平均出力領域モニタを推定する場合は起動領域モニタにて推定) により推定する。 制御棒位置指示系による制御棒の位置指示により、未臨界を推定できる。</td> </tr> <tr> <td>推定方法</td> <td colspan="3">推定方法は、以下のとおりである。 ① 起動領域モニタ、平均出力領域モニタ 起動領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの平均出力領域モニタにより推定する。 平均出力領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの起動領域モニタにより推定する。 ② 〔制御棒位置指示系〕 制御棒が全挿入位置であれば原子炉は停止状態にあるため、制御棒の位置指示により、未臨界を推定できる。</td> </tr> <tr> <td>推定の評価</td> <td colspan="3">① 起動領域モニタ、平均出力領域モニタ 起動領域モニタ又は平均出力領域モニタによる推定は直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。 ② 〔制御棒位置指示系〕 制御棒は、原子炉が純粋に第二種臨界状態に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</td> </tr> </tbody> </table>	*有効監視パラメータ				項目	監視パラメータ	未臨界の維持又は監視 計測範囲	設計基準	主要 パラメータ	起動領域モニタ	中性子源領域 $10^3 \text{ cps} \sim 10^6 \text{ cps}$ ($1 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) 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	② 起動領域モニタ (平均出力領域モニタ、〔制御棒位置指示系〕の代替)	中性子源領域 $10^3 \text{ cps} \sim 10^6 \text{ cps}$ ($1 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) 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	③ 〔制御棒位置指示系〕* (起動領域モニタ、平均出力領域モニタの代替)	全挿入~全引抜	—	計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて未臨界を監視する目的は、制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを確認するためである。 未臨界を監視する主要パラメータである起動領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの平均出力領域モニタ (平均出力領域モニタを推定する場合は起動領域モニタにて推定) により推定する。 制御棒位置指示系による制御棒の位置指示により、未臨界を推定できる。			推定方法	推定方法は、以下のとおりである。 ① 起動領域モニタ、平均出力領域モニタ 起動領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの平均出力領域モニタにより推定する。 平均出力領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの起動領域モニタにより推定する。 ② 〔制御棒位置指示系〕 制御棒が全挿入位置であれば原子炉は停止状態にあるため、制御棒の位置指示により、未臨界を推定できる。			推定の評価	① 起動領域モニタ、平均出力領域モニタ 起動領域モニタ又は平均出力領域モニタによる推定は直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。 ② 〔制御棒位置指示系〕 制御棒は、原子炉が純粋に第二種臨界状態に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。			<p>(n) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネル及びヒループを除く) 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="1256 231 1812 1053"> <thead> <tr> <th colspan="4" style="text-align: right;">未臨界の維持又は監視</th> </tr> <tr> <th>項目</th> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">主要 パラメータ</td> <td>出力領域中性子束</td> <td>0~120% ($3.3 \times 10^6 \sim 1.2 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)</td> <td>最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)</td> </tr> <tr> <td>中間領域中性子束</td> <td>$10^{11} \sim 5 \times 10^{13} \text{ A}$ ($1.3 \times 10^2 \sim 6.6 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)</td> <td>最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)</td> </tr> <tr> <td>中性子源領域中性子束</td> <td>$1 \sim 10^6 \text{ cps}$ ($10^1 \sim 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)</td> <td>最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)</td> </tr> <tr> <td>〔中間領域起動率〕</td> <td>-0.5~5.00PM</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="8">代替 パラメータ</td> <td>〔中性子源領域起動率〕</td> <td>-0.5~5.00PM</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>① 出力領域中性子束 (中間領域中性子束の代替)</td> <td>0~120% ($3.3 \times 10^6 \sim 1.2 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)</td> <td>最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)</td> </tr> <tr> <td>① 中間領域中性子束 (出力領域中性子束、中性子源領域中性子束、〔中間領域起動率〕及び〔中性子源領域起動率〕の代替)</td> <td>$10^{11} \sim 5 \times 10^{13} \text{ A}$ ($1.3 \times 10^2 \sim 6.6 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)</td> <td>最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)</td> </tr> <tr> <td>① 中性子源領域中性子束 (中間領域中性子束、〔中間領域起動率〕及び〔中性子源領域起動率〕の代替)</td> <td>$1 \sim 10^6 \text{ cps}$ ($10^1 \sim 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)</td> <td>最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)</td> </tr> <tr> <td>② 1次冷却材温度 (広域一高温側) (出力領域中性子束の代替)</td> <td>0~400℃</td> <td>最大値: 約340℃</td> </tr> <tr> <td>② 1次冷却材温度 (広域一低温側) (出力領域中性子束の代替)</td> <td>0~400℃</td> <td>最大値: 約339℃</td> </tr> <tr> <td>② ほう酸タンク水位 (出力領域中性子束、中間領域中性子束及び中性子源領域中性子束の代替)</td> <td>0~100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>② 〔中性子源領域起動率〕 (〔中間領域起動率〕の代替)</td> <td>-0.5~5.00PM</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>② 〔中間領域起動率〕 (〔中性子源領域起動率〕の代替)</td> <td>-0.5~5.00PM</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	未臨界の維持又は監視				項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要 パラメータ	出力領域中性子束	0~120% ($3.3 \times 10^6 \sim 1.2 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	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	$10^{11} \sim 5 \times 10^{13} \text{ A}$ ($1.3 \times 10^2 \sim 6.6 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)	中性子源領域中性子束	$1 \sim 10^6 \text{ cps}$ ($10^1 \sim 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	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〕	-0.5~5.00PM	—	代替 パラメータ	〔中性子源領域起動率〕	-0.5~5.00PM	—	① 出力領域中性子束 (中間領域中性子束の代替)	0~120% ($3.3 \times 10^6 \sim 1.2 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	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)	$10^{11} \sim 5 \times 10^{13} \text{ A}$ ($1.3 \times 10^2 \sim 6.6 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)	① 中性子源領域中性子束 (中間領域中性子束、〔中間領域起動率〕及び〔中性子源領域起動率〕の代替)	$1 \sim 10^6 \text{ cps}$ ($10^1 \sim 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)	② 1次冷却材温度 (広域一高温側) (出力領域中性子束の代替)	0~400℃	最大値: 約340℃	② 1次冷却材温度 (広域一低温側) (出力領域中性子束の代替)	0~400℃	最大値: 約339℃	② ほう酸タンク水位 (出力領域中性子束、中間領域中性子束及び中性子源領域中性子束の代替)	0~100%	100%	② 〔中性子源領域起動率〕 (〔中間領域起動率〕の代替)	-0.5~5.00PM	—	② 〔中間領域起動率〕 (〔中性子源領域起動率〕の代替)	-0.5~5.00PM	—	
*有効監視パラメータ																																																																																									
項目	監視パラメータ	未臨界の維持又は監視 計測範囲	設計基準																																																																																						
主要 パラメータ	起動領域モニタ	中性子源領域 $10^3 \text{ cps} \sim 10^6 \text{ cps}$ ($1 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) 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																																																																																						
	② 起動領域モニタ (平均出力領域モニタ、〔制御棒位置指示系〕の代替)	中性子源領域 $10^3 \text{ cps} \sim 10^6 \text{ cps}$ ($1 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1} \sim 1 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$) 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																																																																																						
	③ 〔制御棒位置指示系〕* (起動領域モニタ、平均出力領域モニタの代替)	全挿入~全引抜	—																																																																																						
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて未臨界を監視する目的は、制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを確認するためである。 未臨界を監視する主要パラメータである起動領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの平均出力領域モニタ (平均出力領域モニタを推定する場合は起動領域モニタにて推定) により推定する。 制御棒位置指示系による制御棒の位置指示により、未臨界を推定できる。																																																																																								
推定方法	推定方法は、以下のとおりである。 ① 起動領域モニタ、平均出力領域モニタ 起動領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの平均出力領域モニタにより推定する。 平均出力領域モニタの計測が困難になった場合、代替パラメータの起動領域モニタにより推定する。 ② 〔制御棒位置指示系〕 制御棒が全挿入位置であれば原子炉は停止状態にあるため、制御棒の位置指示により、未臨界を推定できる。																																																																																								
推定の評価	① 起動領域モニタ、平均出力領域モニタ 起動領域モニタ又は平均出力領域モニタによる推定は直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。 ② 〔制御棒位置指示系〕 制御棒は、原子炉が純粋に第二種臨界状態に維持できる設備であるため、その機能が満足していることを制御棒が全挿入位置にあることで確認することができる。これにより、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。																																																																																								
未臨界の維持又は監視																																																																																									
項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																						
主要 パラメータ	出力領域中性子束	0~120% ($3.3 \times 10^6 \sim 1.2 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	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	$10^{11} \sim 5 \times 10^{13} \text{ A}$ ($1.3 \times 10^2 \sim 6.6 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)																																																																																						
	中性子源領域中性子束	$1 \sim 10^6 \text{ cps}$ ($10^1 \sim 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	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〕	-0.5~5.00PM	—																																																																																						
代替 パラメータ	〔中性子源領域起動率〕	-0.5~5.00PM	—																																																																																						
	① 出力領域中性子束 (中間領域中性子束の代替)	0~120% ($3.3 \times 10^6 \sim 1.2 \times 10^9 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	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)	$10^{11} \sim 5 \times 10^{13} \text{ A}$ ($1.3 \times 10^2 \sim 6.6 \times 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)																																																																																						
	① 中性子源領域中性子束 (中間領域中性子束、〔中間領域起動率〕及び〔中性子源領域起動率〕の代替)	$1 \sim 10^6 \text{ cps}$ ($10^1 \sim 10^6 \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$)	最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)																																																																																						
	② 1次冷却材温度 (広域一高温側) (出力領域中性子束の代替)	0~400℃	最大値: 約340℃																																																																																						
	② 1次冷却材温度 (広域一低温側) (出力領域中性子束の代替)	0~400℃	最大値: 約339℃																																																																																						
	② ほう酸タンク水位 (出力領域中性子束、中間領域中性子束及び中性子源領域中性子束の代替)	0~100%	100%																																																																																						
	② 〔中性子源領域起動率〕 (〔中間領域起動率〕の代替)	-0.5~5.00PM	—																																																																																						
② 〔中間領域起動率〕 (〔中性子源領域起動率〕の代替)	-0.5~5.00PM	—																																																																																							

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

大飯発電所3 / 4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="672 159 1220 367"> <tr> <td data-bbox="672 159 761 367">推定の詳細</td> <td data-bbox="761 159 1220 367"> <p>【顕態による影響について】</p> <p>未臨界を監視する目的は、制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを把握することであり、代替パラメータ (起動領域モニタ、平均出力領域モニタ) による推定は、同一物理量からの推定であり、原子炉が停止していることを把握でき、計器誤差 (起動領域モニタの誤差: 中性子源領域±0.14 デカード (7.25×10⁻⁷~1.28×10⁶cps)、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> </td> </tr> </table>	推定の詳細	<p>【顕態による影響について】</p> <p>未臨界を監視する目的は、制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを把握することであり、代替パラメータ (起動領域モニタ、平均出力領域モニタ) による推定は、同一物理量からの推定であり、原子炉が停止していることを把握でき、計器誤差 (起動領域モニタの誤差: 中性子源領域±0.14 デカード (7.25×10⁻⁷~1.28×10⁶cps)、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>	<table border="1" data-bbox="1254 159 1814 1021"> <tr> <td data-bbox="1254 159 1344 1021">計測目的</td> <td data-bbox="1344 159 1814 1021"> <p>重大事故等時において、主要パラメータにて未臨界を監視する目的は、制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを確認するためである。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1254 558 1344 1021">推定方法</td> <td data-bbox="1344 558 1814 1021"> <p>(1)出力領域中性子束</p> <p>未臨界を監視する主要パラメータである出力領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの中間領域中性子束、1次冷却材温度 (広域—高温側) 及び1次冷却材温度 (広域—低温側) 又はほう酸タンク水位により推定する。</p> <p>推定方法は以下のとおりである。</p> <p>①中間領域中性子束 出力領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの中間領域中性子束により推定する。</p> <p>②1次冷却材温度 (広域—高温側)、1次冷却材温度 (広域—低温側) 出力領域中性子束の計測が不可能となった場合、1次冷却材温度 (広域—高温側) と1次冷却材温度 (広域—低温側) の差により推定する。推定は出力領域中性子束の計測範囲を包絡する中間領域中性子束を優先する。また、1次冷却材ポンプが運転中である場合、出力領域中性子束の計測範囲であれば、原子炉出力及び1次冷却材温度 (広域—高温側) と1次冷却材温度 (広域—低温側) の温度差の相関関係から推定する。</p> <p>③ほう酸タンク水位 出力領域中性子束の計測が不可能となった場合、ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することで未臨界状態の維持を推定する。</p> <p>(2)中間領域中性子束</p> <p>未臨界を監視する主要パラメータである中間領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの出力領域中性子束若しくは中性子源領域中性子束又はほう酸タンク水位により推定する。</p> <p>推定方法は以下のとおりである。</p> <p>①出力領域中性子束、中性子源領域中性子束 中間領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの出力領域中性子束の測定範囲であれば、出力領域中性子束による推定を行い、代替パラメータの中性子源領域中性子束の測定範囲であれば、中性子源領域中性子束により推定する。</p> </td> </tr> </table>	計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて未臨界を監視する目的は、制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを確認するためである。</p>	推定方法	<p>(1)出力領域中性子束</p> <p>未臨界を監視する主要パラメータである出力領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの中間領域中性子束、1次冷却材温度 (広域—高温側) 及び1次冷却材温度 (広域—低温側) 又はほう酸タンク水位により推定する。</p> <p>推定方法は以下のとおりである。</p> <p>①中間領域中性子束 出力領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの中間領域中性子束により推定する。</p> <p>②1次冷却材温度 (広域—高温側)、1次冷却材温度 (広域—低温側) 出力領域中性子束の計測が不可能となった場合、1次冷却材温度 (広域—高温側) と1次冷却材温度 (広域—低温側) の差により推定する。推定は出力領域中性子束の計測範囲を包絡する中間領域中性子束を優先する。また、1次冷却材ポンプが運転中である場合、出力領域中性子束の計測範囲であれば、原子炉出力及び1次冷却材温度 (広域—高温側) と1次冷却材温度 (広域—低温側) の温度差の相関関係から推定する。</p> <p>③ほう酸タンク水位 出力領域中性子束の計測が不可能となった場合、ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することで未臨界状態の維持を推定する。</p> <p>(2)中間領域中性子束</p> <p>未臨界を監視する主要パラメータである中間領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの出力領域中性子束若しくは中性子源領域中性子束又はほう酸タンク水位により推定する。</p> <p>推定方法は以下のとおりである。</p> <p>①出力領域中性子束、中性子源領域中性子束 中間領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの出力領域中性子束の測定範囲であれば、出力領域中性子束による推定を行い、代替パラメータの中性子源領域中性子束の測定範囲であれば、中性子源領域中性子束により推定する。</p>	
推定の詳細	<p>【顕態による影響について】</p> <p>未臨界を監視する目的は、制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを把握することであり、代替パラメータ (起動領域モニタ、平均出力領域モニタ) による推定は、同一物理量からの推定であり、原子炉が停止していることを把握でき、計器誤差 (起動領域モニタの誤差: 中性子源領域±0.14 デカード (7.25×10⁻⁷~1.28×10⁶cps)、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>								
計測目的	<p>重大事故等時において、主要パラメータにて未臨界を監視する目的は、制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを確認するためである。</p>								
推定方法	<p>(1)出力領域中性子束</p> <p>未臨界を監視する主要パラメータである出力領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの中間領域中性子束、1次冷却材温度 (広域—高温側) 及び1次冷却材温度 (広域—低温側) 又はほう酸タンク水位により推定する。</p> <p>推定方法は以下のとおりである。</p> <p>①中間領域中性子束 出力領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの中間領域中性子束により推定する。</p> <p>②1次冷却材温度 (広域—高温側)、1次冷却材温度 (広域—低温側) 出力領域中性子束の計測が不可能となった場合、1次冷却材温度 (広域—高温側) と1次冷却材温度 (広域—低温側) の差により推定する。推定は出力領域中性子束の計測範囲を包絡する中間領域中性子束を優先する。また、1次冷却材ポンプが運転中である場合、出力領域中性子束の計測範囲であれば、原子炉出力及び1次冷却材温度 (広域—高温側) と1次冷却材温度 (広域—低温側) の温度差の相関関係から推定する。</p> <p>③ほう酸タンク水位 出力領域中性子束の計測が不可能となった場合、ほう酸タンク水位により原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量を炉心へ注入することで未臨界状態の維持を推定する。</p> <p>(2)中間領域中性子束</p> <p>未臨界を監視する主要パラメータである中間領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの出力領域中性子束若しくは中性子源領域中性子束又はほう酸タンク水位により推定する。</p> <p>推定方法は以下のとおりである。</p> <p>①出力領域中性子束、中性子源領域中性子束 中間領域中性子束の計測が不可能となった場合、代替パラメータの出力領域中性子束の測定範囲であれば、出力領域中性子束による推定を行い、代替パラメータの中性子源領域中性子束の測定範囲であれば、中性子源領域中性子束により推定する。</p>								

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

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

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

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

大阪発電所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="1254 159 1339 375"> <p>推定方法</p> </td> <td data-bbox="1344 159 1818 375"> <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)の計測が不可能となった場合、代替パラメータの中性子源領域中性子束により推定する。</p> <p>②中間領域中性子束、③[中間領域起動率] 中間領域中性子束の測定範囲の場合、代替パラメータの中間領域中性子束及び中間領域起動率(自主対策設備)により推定する。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1254 378 1339 1013"> <p>推定の評価</p> </td> <td data-bbox="1344 378 1818 1013"> <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> </td> </tr> </table>	<p>推定方法</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)の計測が不可能となった場合、代替パラメータの中性子源領域中性子束により推定する。</p> <p>②中間領域中性子束、③[中間領域起動率] 中間領域中性子束の測定範囲の場合、代替パラメータの中間領域中性子束及び中間領域起動率(自主対策設備)により推定する。</p>	<p>推定の評価</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>	
<p>推定方法</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)の計測が不可能となった場合、代替パラメータの中性子源領域中性子束により推定する。</p> <p>②中間領域中性子束、③[中間領域起動率] 中間領域中性子束の測定範囲の場合、代替パラメータの中間領域中性子束及び中間領域起動率(自主対策設備)により推定する。</p>						
<p>推定の評価</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中性子源領域中性子束 ①中間領域中性子束 中間領域中性子束による推定は、直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>④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値に基づき原子炉の未臨界状態に必要なほう酸水量が炉心に注入されたことから確認することができる。これにより、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>(4) [中間領域起動率] ①中間領域中性子束 中間領域中性子束による推定は、直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>①中性子源領域中性子束、② [中性子源領域起動率] 中性子源領域中性子束による推定は、直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。また、中性子源領域起動率 (自主対策設備) による推定は、直接的に計測した原子炉出力から原子炉出力の変化率を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>(5) [中性子源領域起動率] ①中性子源領域中性子束 中性子源領域中性子束による推定は、直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>①中間領域中性子束、② [中間領域起動率] 中間領域中性子束による推定は、直接的に原子炉出力を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。また、中間領域起動率 (自主対策設備) による推定は、直接的に計測した原子炉出力から原子炉出力の変化率を計測するものであり、原子炉の未臨界を推定する方法として妥当である。</p> <p>[誤差による影響について] 未臨界を監視する目的は、制御棒又はほう酸水により原子炉が停止していることを把握することであり、代替パラメータ (出力領域中性子束、中間領域中性子束、中性子源領域中性子束、中間領域起動率 (自主対策設備)、中性子源領域起動率 (自主対策設備)) による推定は、同一物量からの推定であり、原子炉が停止していることを把握でき、計器誤差 (出力領域中性子束の誤差: ±1.0%、中間領域中性子束の誤差: $5.4 \times 10^{11} \sim 1.9 \times 10^{10}$ (N: -11 ~ -3)、中</p> <p>性子源領域中性子束の誤差: $6.6 \times 10^{11} \sim 1.6 \times 10^9$ cps (N: 0 ~ 6)) 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: ±4.4℃、1次冷却材温度 (広域-低温側) の誤差: ±4.4℃) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</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否かを把握でき、計器誤差 (ほう酸タンク水位の誤差: ±1.0%) を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策、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>(1) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (最終ヒートシンクの確保)</p> <table border="1" data-bbox="672 223 1220 1053"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th colspan="2">最終ヒートシンクの確保</th> </tr> <tr> <th></th> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</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>0~300℃</td> <td>97℃以下</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系熱交換器入口温度</td> <td>0~300℃</td> <td>最大値: 180℃</td> </tr> <tr> <td>代替格納冷却ポンプ出口流量</td> <td>0~200m³/h</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td colspan="3" style="text-align:center">原子炉格納容器フィルタベント系</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置水位 (広帯域)</td> <td>0~3.650mm</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置入口圧力 (広帯域)</td> <td>-0.1MPa~10%[gauge]</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口圧力 (広帯域)</td> <td>-0.1MPa~10%[gauge]</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置水温度</td> <td>0~200℃</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口放射線モニタ</td> <td>10⁻⁵sv/h~10⁻⁶sv/h</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>フィルタ装置出口水濃度</td> <td>0~30vol% 0~100vol%</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td colspan="3" style="text-align:center">副圧降化ベント系</td> </tr> <tr> <td>副圧降化ベント放射線モニタ</td> <td>10⁻⁵sv/h~10⁻⁶sv/h</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td colspan="3" style="text-align:center">残留熱除去系</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系熱交換器入口温度</td> <td>0~300℃</td> <td>最大値: 180℃</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系熱交換器出口温度</td> <td>0~300℃</td> <td>最大値: 180℃</td> </tr> <tr> <td>残留熱除去系ポンプ出口流量</td> <td>0~1,500m³/h</td> <td>0~1,130m³/h</td> </tr> <tr> <td 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>0~300℃</td> <td>97℃以下</td> </tr> <tr> <td>②サブプレッションプール水温度 (残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)</td> <td>0~300℃</td> <td>97℃以下</td> </tr> <tr> <td>③圧力抑制室水位 (代替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>0.05m (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^①</td> <td>有燃料棒底部程度~レベル-8 (-7,832mm~1,470mm) ^②</td> </tr> <tr> <td>⑤原子炉水位 (燃料域) (代替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^①</td> <td>有燃料棒底部程度~レベル-8 (-3,702mm~5,000mm) ^③</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^①</td> <td>有燃料棒底部程度~レベル-8 (-7,832mm~1,470mm) ^④</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^①</td> <td>有燃料棒底部程度~レベル-8 (-3,702mm~5,000mm) ^⑤</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>0~300℃</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>0~10Pa[abs]</td> <td>~330Pa[gauge] 以下</td> </tr> </tbody> </table>	項目	最終ヒートシンクの確保			監視パラメータ	計測範囲	代替格納冷却系			サブプレッションプール水温度	0~300℃	97℃以下	残留熱除去系熱交換器入口温度	0~300℃	最大値: 180℃	代替格納冷却ポンプ出口流量	0~200m ³ /h	-	原子炉格納容器フィルタベント系			フィルタ装置水位 (広帯域)	0~3.650mm	-	フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	-0.1MPa~10%[gauge]	-	フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	-0.1MPa~10%[gauge]	-	フィルタ装置水温度	0~200℃	-	フィルタ装置出口放射線モニタ	10 ⁻⁵ sv/h~10 ⁻⁶ sv/h	-	フィルタ装置出口水濃度	0~30vol% 0~100vol%	-	副圧降化ベント系			副圧降化ベント放射線モニタ	10 ⁻⁵ sv/h~10 ⁻⁶ sv/h	-	残留熱除去系			残留熱除去系熱交換器入口温度	0~300℃	最大値: 180℃	残留熱除去系熱交換器出口温度	0~300℃	最大値: 180℃	残留熱除去系ポンプ出口流量	0~1,500m ³ /h	0~1,130m ³ /h	代替格納冷却系			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)	0~300℃	97℃以下	②サブプレッションプール水温度 (残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)	0~300℃	97℃以下	③圧力抑制室水位 (代替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)	0.05m (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 ^①	有燃料棒底部程度~レベル-8 (-7,832mm~1,470mm) ^②	⑤原子炉水位 (燃料域) (代替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 ^①	有燃料棒底部程度~レベル-8 (-3,702mm~5,000mm) ^③	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 ^①	有燃料棒底部程度~レベル-8 (-7,832mm~1,470mm) ^④	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 ^①	有燃料棒底部程度~レベル-8 (-3,702mm~5,000mm) ^⑤	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)	0~300℃	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)	0~10Pa[abs]	~330Pa[gauge] 以下	<p>(o) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネル及び他ループを除く) による推定方法について (最終ヒートシンクの確保)</p> <table border="1" data-bbox="1254 223 1814 1053"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th colspan="2">最終ヒートシンクの確保</th> </tr> <tr> <th></th> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="3" style="text-align:center">格納容器内自然対流冷却</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>0~0.35MPa[gauge]</td> <td>最大値: 約0.241MPa[gauge]</td> </tr> <tr> <td>原子炉補機冷却水サージタンク水位</td> <td>0~100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>[原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)]</td> <td>0~1.0MPa[gauge]</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>[C, D格納容器再循環ユニット補機冷却水流速]</td> <td>0~120m³/h</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度</td> <td>0~200℃</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>[C, D-原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度]</td> <td>0~100℃</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>[B-原子炉補機冷却水戻り母管温度]</td> <td>0~100℃</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td colspan="3" style="text-align:center">蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却</td> </tr> <tr> <td>主蒸気ライン圧力</td> <td>0~8.5MPa[gauge]</td> <td>最大値: 約7.8MPa[gauge]</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器水位 (狭域)</td> <td>0~100%</td> <td>最大値: 100%以上 最小値: 0%以下</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器水位 (広域)</td> <td>0~100%</td> <td>最大値: 100%以上 最小値: 0%以下</td> </tr> <tr> <td>補助給水流量</td> <td>0~130m³/h</td> <td>50m³/h</td> </tr> <tr> <td>[主蒸気流量]</td> <td>0~2,000t/h</td> <td>最大値: 約4,836t/h</td> </tr> <tr> <td colspan="3" style="text-align:center">格納容器内自然対流冷却</td> </tr> <tr> <td>①格納容器圧力 (AM用) (原子炉格納容器圧力の代替)</td> <td>0~1.0MPa[gauge]</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table>	項目	最終ヒートシンクの確保			監視パラメータ	計測範囲	格納容器内自然対流冷却			原子炉格納容器圧力	0~0.35MPa[gauge]	最大値: 約0.241MPa[gauge]	原子炉補機冷却水サージタンク水位	0~100%	100%	[原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)]	0~1.0MPa[gauge]	-	[C, D格納容器再循環ユニット補機冷却水流速]	0~120m ³ /h	-	格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	0~200℃	-	[C, D-原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度]	0~100℃	-	[B-原子炉補機冷却水戻り母管温度]	0~100℃	-	蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却			主蒸気ライン圧力	0~8.5MPa[gauge]	最大値: 約7.8MPa[gauge]	蒸気発生器水位 (狭域)	0~100%	最大値: 100%以上 最小値: 0%以下	蒸気発生器水位 (広域)	0~100%	最大値: 100%以上 最小値: 0%以下	補助給水流量	0~130m ³ /h	50m ³ /h	[主蒸気流量]	0~2,000t/h	最大値: 約4,836t/h	格納容器内自然対流冷却			①格納容器圧力 (AM用) (原子炉格納容器圧力の代替)	0~1.0MPa[gauge]	-	
項目	最終ヒートシンクの確保																																																																																																																																																					
	監視パラメータ	計測範囲																																																																																																																																																				
代替格納冷却系																																																																																																																																																						
サブプレッションプール水温度	0~300℃	97℃以下																																																																																																																																																				
残留熱除去系熱交換器入口温度	0~300℃	最大値: 180℃																																																																																																																																																				
代替格納冷却ポンプ出口流量	0~200m ³ /h	-																																																																																																																																																				
原子炉格納容器フィルタベント系																																																																																																																																																						
フィルタ装置水位 (広帯域)	0~3.650mm	-																																																																																																																																																				
フィルタ装置入口圧力 (広帯域)	-0.1MPa~10%[gauge]	-																																																																																																																																																				
フィルタ装置出口圧力 (広帯域)	-0.1MPa~10%[gauge]	-																																																																																																																																																				
フィルタ装置水温度	0~200℃	-																																																																																																																																																				
フィルタ装置出口放射線モニタ	10 ⁻⁵ sv/h~10 ⁻⁶ sv/h	-																																																																																																																																																				
フィルタ装置出口水濃度	0~30vol% 0~100vol%	-																																																																																																																																																				
副圧降化ベント系																																																																																																																																																						
副圧降化ベント放射線モニタ	10 ⁻⁵ sv/h~10 ⁻⁶ sv/h	-																																																																																																																																																				
残留熱除去系																																																																																																																																																						
残留熱除去系熱交換器入口温度	0~300℃	最大値: 180℃																																																																																																																																																				
残留熱除去系熱交換器出口温度	0~300℃	最大値: 180℃																																																																																																																																																				
残留熱除去系ポンプ出口流量	0~1,500m ³ /h	0~1,130m ³ /h																																																																																																																																																				
代替格納冷却系																																																																																																																																																						
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)	0~300℃	97℃以下																																																																																																																																																				
②サブプレッションプール水温度 (残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)	0~300℃	97℃以下																																																																																																																																																				
③圧力抑制室水位 (代替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)	0.05m (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 ^①	有燃料棒底部程度~レベル-8 (-7,832mm~1,470mm) ^②																																																																																																																																																				
⑤原子炉水位 (燃料域) (代替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 ^①	有燃料棒底部程度~レベル-8 (-3,702mm~5,000mm) ^③																																																																																																																																																				
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 ^①	有燃料棒底部程度~レベル-8 (-7,832mm~1,470mm) ^④																																																																																																																																																				
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 ^①	有燃料棒底部程度~レベル-8 (-3,702mm~5,000mm) ^⑤																																																																																																																																																				
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)	0~300℃	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)	0~10Pa[abs]	~330Pa[gauge] 以下																																																																																																																																																				
項目	最終ヒートシンクの確保																																																																																																																																																					
	監視パラメータ	計測範囲																																																																																																																																																				
格納容器内自然対流冷却																																																																																																																																																						
原子炉格納容器圧力	0~0.35MPa[gauge]	最大値: 約0.241MPa[gauge]																																																																																																																																																				
原子炉補機冷却水サージタンク水位	0~100%	100%																																																																																																																																																				
[原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)]	0~1.0MPa[gauge]	-																																																																																																																																																				
[C, D格納容器再循環ユニット補機冷却水流速]	0~120m ³ /h	-																																																																																																																																																				
格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度	0~200℃	-																																																																																																																																																				
[C, D-原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度]	0~100℃	-																																																																																																																																																				
[B-原子炉補機冷却水戻り母管温度]	0~100℃	-																																																																																																																																																				
蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却																																																																																																																																																						
主蒸気ライン圧力	0~8.5MPa[gauge]	最大値: 約7.8MPa[gauge]																																																																																																																																																				
蒸気発生器水位 (狭域)	0~100%	最大値: 100%以上 最小値: 0%以下																																																																																																																																																				
蒸気発生器水位 (広域)	0~100%	最大値: 100%以上 最小値: 0%以下																																																																																																																																																				
補助給水流量	0~130m ³ /h	50m ³ /h																																																																																																																																																				
[主蒸気流量]	0~2,000t/h	最大値: 約4,836t/h																																																																																																																																																				
格納容器内自然対流冷却																																																																																																																																																						
①格納容器圧力 (AM用) (原子炉格納容器圧力の代替)	0~1.0MPa[gauge]	-																																																																																																																																																				

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																												
	<table border="1"> <tr> <td>②圧力抑制室圧力(代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)〔原子炉格納容器への注水〕</td> <td>0~1MPa[abs]</td> <td>210kPa[gage]以下</td> </tr> <tr> <td>③原子炉圧力容器温度(代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)〔原子炉圧力容器への注水〕</td> <td>0~500℃</td> <td>最大値:297℃</td> </tr> <tr> <td colspan="3" style="text-align:center">原子炉格納容器フィルタベント系</td> </tr> <tr> <td>①ドライウェル圧力(フィルタ装置入口圧力(広帯域)、フィルタ装置出口圧力(広帯域)の代替)</td> <td>0~1MPa[abs]</td> <td>330kPa[gage]以下</td> </tr> <tr> <td>①圧力抑制室圧力(フィルタ装置入口圧力(広帯域)、フィルタ装置出口圧力(広帯域)の代替)</td> <td>0~1MPa[abs]</td> <td>210kPa[gage]以下</td> </tr> <tr> <td>①格納容器内水素濃度(D/W)(フィルタ装置出口水素濃度の代替)</td> <td>0~100%vol</td> <td>0~4.9%vol</td> </tr> <tr> <td>①格納容器内水素濃度(D/C)(フィルタ装置出口水素濃度の代替)</td> <td>0~100%vol</td> <td>0~4.0%vol</td> </tr> <tr> <td colspan="3" style="text-align:center">残留熱除去系</td> </tr> <tr> <td>①原子炉圧力容器温度(残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)</td> <td>0~500℃</td> <td>最大値:297℃</td> </tr> <tr> <td>①サブプレッションプール水温度(残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)</td> <td>0~200℃</td> <td>97℃以下</td> </tr> <tr> <td>①残留熱除去系熱交換器入口温度(残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)</td> <td>0~300℃</td> <td>最大値:180℃</td> </tr> <tr> <td>①圧力抑制室水位(残留熱除去系ポンプ出口流量の代替)</td> <td>0~5m (0.P.-3900mm~1100mm)</td> <td>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流量の代替)</td> <td>0~4,900m³/h</td> <td>0~2,800m³/h</td> </tr> <tr> <td>②残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量(残留熱除去系熱交換器出口流量の代替)</td> <td>0~1,500m³/h</td> <td>0~950m³/h</td> </tr> <tr> <td>②残留熱除去系ポンプ出口圧力(残留熱除去系ポンプ出口流量の代替)</td> <td>0~4MPa[gage]</td> <td>最大値:1.73MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td colspan="3">* 1:計測範囲の帯は、原子炉圧力容器帯レベルより1.313m上のところとする(ドライヤスカート底部付近)。 * 2:計測範囲の帯は、原子炉圧力容器帯レベルより900cm上のところとする(有効燃料棒頂部付近)。</td> </tr> <tr> <td>計測目的</td> <td colspan="2">重大事故等において、主要パラメータにて最終ヒートシンクの確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われているかどうかの確認である。なお、最終ヒートシンクの確保はプラント状態を監視するため、単一パラメータで確認することは困難であり、複数のパラメータを組み合わせるにより監視が可能である。</td> </tr> <tr> <td>検定方法</td> <td colspan="2">1. 代替循環冷却系 (1) サブプレッションプール水温度 ①圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度の監視が不可能となった場合には、サブプレッションチェンバ(内の空気温度と水素が平衡状態であると仮定し、圧力抑制室内空気温度により推定する。 (2) 残留熱除去系熱交換器入口温度 ①サブプレッションプール水温度 残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッションプール水温度により残留熱除去系熱交換器入口温度を推定する。 (3) 代替循環冷却ポンプ出口流量(原子炉圧力容器への注水) ①圧力抑制室水位 原子炉圧力容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室水位の変化により注水量を推定する。</td> </tr> </table>	②圧力抑制室圧力(代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)〔原子炉格納容器への注水〕	0~1MPa[abs]	210kPa[gage]以下	③原子炉圧力容器温度(代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)〔原子炉圧力容器への注水〕	0~500℃	最大値:297℃	原子炉格納容器フィルタベント系			①ドライウェル圧力(フィルタ装置入口圧力(広帯域)、フィルタ装置出口圧力(広帯域)の代替)	0~1MPa[abs]	330kPa[gage]以下	①圧力抑制室圧力(フィルタ装置入口圧力(広帯域)、フィルタ装置出口圧力(広帯域)の代替)	0~1MPa[abs]	210kPa[gage]以下	①格納容器内水素濃度(D/W)(フィルタ装置出口水素濃度の代替)	0~100%vol	0~4.9%vol	①格納容器内水素濃度(D/C)(フィルタ装置出口水素濃度の代替)	0~100%vol	0~4.0%vol	残留熱除去系			①原子炉圧力容器温度(残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)	0~500℃	最大値:297℃	①サブプレッションプール水温度(残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)	0~200℃	97℃以下	①残留熱除去系熱交換器入口温度(残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)	0~300℃	最大値:180℃	①圧力抑制室水位(残留熱除去系ポンプ出口流量の代替)	0~5m (0.P.-3900mm~1100mm)	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流量の代替)	0~4,900m ³ /h	0~2,800m ³ /h	②残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量(残留熱除去系熱交換器出口流量の代替)	0~1,500m ³ /h	0~950m ³ /h	②残留熱除去系ポンプ出口圧力(残留熱除去系ポンプ出口流量の代替)	0~4MPa[gage]	最大値:1.73MPa[gage]	* 1:計測範囲の帯は、原子炉圧力容器帯レベルより1.313m上のところとする(ドライヤスカート底部付近)。 * 2:計測範囲の帯は、原子炉圧力容器帯レベルより900cm上のところとする(有効燃料棒頂部付近)。			計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて最終ヒートシンクの確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われているかどうかの確認である。なお、最終ヒートシンクの確保はプラント状態を監視するため、単一パラメータで確認することは困難であり、複数のパラメータを組み合わせるにより監視が可能である。		検定方法	1. 代替循環冷却系 (1) サブプレッションプール水温度 ①圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度の監視が不可能となった場合には、サブプレッションチェンバ(内の空気温度と水素が平衡状態であると仮定し、圧力抑制室内空気温度により推定する。 (2) 残留熱除去系熱交換器入口温度 ①サブプレッションプール水温度 残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッションプール水温度により残留熱除去系熱交換器入口温度を推定する。 (3) 代替循環冷却ポンプ出口流量(原子炉圧力容器への注水) ①圧力抑制室水位 原子炉圧力容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室水位の変化により注水量を推定する。		<table border="1"> <tr> <td rowspan="2">代替パラメータ</td> <td>①格納容器内温度(原子炉格納容器圧力、(C、D)格納容器再循環ユニット補機冷却水流量)及び格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度の代替)</td> <td>0~220℃</td> <td>最大値:約124℃</td> </tr> <tr> <td>①格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(原子炉補機冷却水サージタンク水位、〔C、D〕原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度)及び〔B〕原子炉補機冷却水戻り母管温度の代替)</td> <td>0~200℃</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">代替パラメータ</td> <td>①原子炉補機冷却水サージタンク圧力(可撓型)〔(原子炉補機冷却水サージタンク圧力(AM用))の代替〕</td> <td>0~1.0MPa[gage]</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①原子炉格納容器圧力〔(C、D)格納容器再循環ユニット補機冷却水流量)及び格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度の代替〕</td> <td>0~0.35MPa[gage]</td> <td>最大値:約0.241MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td colspan="4" style="text-align:center">蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td>①1次冷却材温度(広域-低温側)(主蒸気ライン圧力、蒸気発生器水位(狭域)及び蒸気発生器水位(広域)の代替)</td> <td>0~400℃</td> <td>最大値:約339℃</td> </tr> </table>	代替パラメータ	①格納容器内温度(原子炉格納容器圧力、(C、D)格納容器再循環ユニット補機冷却水流量)及び格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度の代替)	0~220℃	最大値:約124℃	①格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(原子炉補機冷却水サージタンク水位、〔C、D〕原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度)及び〔B〕原子炉補機冷却水戻り母管温度の代替)	0~200℃	—	代替パラメータ	①原子炉補機冷却水サージタンク圧力(可撓型)〔(原子炉補機冷却水サージタンク圧力(AM用))の代替〕	0~1.0MPa[gage]	—	①原子炉格納容器圧力〔(C、D)格納容器再循環ユニット補機冷却水流量)及び格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度の代替〕	0~0.35MPa[gage]	最大値:約0.241MPa[gage]	蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却				代替パラメータ	①1次冷却材温度(広域-低温側)(主蒸気ライン圧力、蒸気発生器水位(狭域)及び蒸気発生器水位(広域)の代替)	0~400℃	最大値:約339℃	
②圧力抑制室圧力(代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)〔原子炉格納容器への注水〕	0~1MPa[abs]	210kPa[gage]以下																																																																													
③原子炉圧力容器温度(代替循環冷却ポンプ出口流量の代替)〔原子炉圧力容器への注水〕	0~500℃	最大値:297℃																																																																													
原子炉格納容器フィルタベント系																																																																															
①ドライウェル圧力(フィルタ装置入口圧力(広帯域)、フィルタ装置出口圧力(広帯域)の代替)	0~1MPa[abs]	330kPa[gage]以下																																																																													
①圧力抑制室圧力(フィルタ装置入口圧力(広帯域)、フィルタ装置出口圧力(広帯域)の代替)	0~1MPa[abs]	210kPa[gage]以下																																																																													
①格納容器内水素濃度(D/W)(フィルタ装置出口水素濃度の代替)	0~100%vol	0~4.9%vol																																																																													
①格納容器内水素濃度(D/C)(フィルタ装置出口水素濃度の代替)	0~100%vol	0~4.0%vol																																																																													
残留熱除去系																																																																															
①原子炉圧力容器温度(残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)	0~500℃	最大値:297℃																																																																													
①サブプレッションプール水温度(残留熱除去系熱交換器入口温度の代替)	0~200℃	97℃以下																																																																													
①残留熱除去系熱交換器入口温度(残留熱除去系熱交換器出口温度の代替)	0~300℃	最大値:180℃																																																																													
①圧力抑制室水位(残留熱除去系ポンプ出口流量の代替)	0~5m (0.P.-3900mm~1100mm)	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流量の代替)	0~4,900m ³ /h	0~2,800m ³ /h																																																																													
②残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量(残留熱除去系熱交換器出口流量の代替)	0~1,500m ³ /h	0~950m ³ /h																																																																													
②残留熱除去系ポンプ出口圧力(残留熱除去系ポンプ出口流量の代替)	0~4MPa[gage]	最大値:1.73MPa[gage]																																																																													
* 1:計測範囲の帯は、原子炉圧力容器帯レベルより1.313m上のところとする(ドライヤスカート底部付近)。 * 2:計測範囲の帯は、原子炉圧力容器帯レベルより900cm上のところとする(有効燃料棒頂部付近)。																																																																															
計測目的	重大事故等において、主要パラメータにて最終ヒートシンクの確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われているかどうかの確認である。なお、最終ヒートシンクの確保はプラント状態を監視するため、単一パラメータで確認することは困難であり、複数のパラメータを組み合わせるにより監視が可能である。																																																																														
検定方法	1. 代替循環冷却系 (1) サブプレッションプール水温度 ①圧力抑制室内空気温度 サブプレッションプール水温度の監視が不可能となった場合には、サブプレッションチェンバ(内の空気温度と水素が平衡状態であると仮定し、圧力抑制室内空気温度により推定する。 (2) 残留熱除去系熱交換器入口温度 ①サブプレッションプール水温度 残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、サブプレッションプール水温度により残留熱除去系熱交換器入口温度を推定する。 (3) 代替循環冷却ポンプ出口流量(原子炉圧力容器への注水) ①圧力抑制室水位 原子炉圧力容器への注水時において代替循環冷却ポンプ出口流量の監視が不可能となった場合は、水源である圧力抑制室水位の変化により注水量を推定する。																																																																														
代替パラメータ	①格納容器内温度(原子炉格納容器圧力、(C、D)格納容器再循環ユニット補機冷却水流量)及び格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度の代替)	0~220℃	最大値:約124℃																																																																												
	①格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(原子炉補機冷却水サージタンク水位、〔C、D〕原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度)及び〔B〕原子炉補機冷却水戻り母管温度の代替)	0~200℃	—																																																																												
代替パラメータ	①原子炉補機冷却水サージタンク圧力(可撓型)〔(原子炉補機冷却水サージタンク圧力(AM用))の代替〕	0~1.0MPa[gage]	—																																																																												
	①原子炉格納容器圧力〔(C、D)格納容器再循環ユニット補機冷却水流量)及び格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度の代替〕	0~0.35MPa[gage]	最大値:約0.241MPa[gage]																																																																												
蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却																																																																															
代替パラメータ	①1次冷却材温度(広域-低温側)(主蒸気ライン圧力、蒸気発生器水位(狭域)及び蒸気発生器水位(広域)の代替)	0~400℃	最大値:約339℃																																																																												

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																					
	<p>②原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (SA広帯域)、原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉圧力容器への注水時に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 (D/W)、格納容器内水素濃度 (S/C) フィルタ装置出口水素濃度の監視が不可能となった場合は、原子炉格納容器内の水素が原子炉格納容器フィルタベント系の配管内を通過することから、格納容器内水素濃度 (D/W)、格納容器内水素濃度 (S/C) により推定する。</p> <p>3. 残留熱除去系 (1) 残留熱除去系熱交換器入口温度 ①原子炉圧力容器温度、サブプレッションプール水温度 残留熱除去系熱交換器入口温度の監視が不可能となった場合は、原子炉圧力容器温度、サブプレッションプール水温度により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>(2) 残留熱除去系熱交換器出口温度 ①残留熱除去系熱交換器入口温度 残留熱除去系熱交換器出口温度の監視が不可能となった場合は、残留熱除去系熱交換器の熱交換量評価から残留熱除去系熱交換器入口温度により推定する。</p> <p>②原子炉補機冷却水系統流量、残留熱除去系熱交換器冷却水入口流量 原子炉補機冷却水系統の流量が確保されていることで残留熱除去系熱交換器出口側が冷却されるため、これを利用して最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p>	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1256 150 1339 676">代替パラメータ</th> <th data-bbox="1487 150 1659 676">監視範囲</th> <th data-bbox="1659 150 1814 676">最大値/最小値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1256 150 1339 268">②1次冷却材温度 (広域-高温側) (主蒸気ライン圧力、蒸気発生器水位 (狭域) 及び蒸気発生器水位 (広域) の代替)</td> <td data-bbox="1487 150 1659 268">0~400℃</td> <td data-bbox="1659 150 1814 268">最大値: 約340℃</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1256 268 1339 386">①蒸気発生器水位 (広域) (蒸気発生器水位 (狭域)、補助給水流量及び[主蒸気流量]の代替)</td> <td data-bbox="1487 268 1659 386">0~100%</td> <td data-bbox="1659 268 1814 386">最大値: 100%以上 最小値: 0%以下</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1256 386 1339 504">①蒸気発生器水位 (狭域) (蒸気発生器水位 (広域)、補助給水流量及び[主蒸気流量]の代替)</td> <td data-bbox="1487 386 1659 504">0~100%</td> <td data-bbox="1659 386 1814 504">最大値: 100%以上 最小値: 0%以下</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1256 504 1339 561">①補助給水ビット水位 (補助給水流量の代替)</td> <td data-bbox="1487 504 1659 561">0~100%</td> <td data-bbox="1659 504 1814 561">100%</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1256 561 1339 619">①主蒸気ライン圧力 ([主蒸気流量]の代替)</td> <td data-bbox="1487 561 1659 619">0~8.5MPa[gage]</td> <td data-bbox="1659 561 1814 619">最大値: 約7.8MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1256 619 1339 676">②補助給水流量 ([主蒸気流量]の代替)</td> <td data-bbox="1487 619 1659 676">0~130m³/h</td> <td data-bbox="1659 619 1814 676">50m³/h</td> </tr> </tbody> </table> <p>計測目的 重大事故等時において、主要パラメータにて最終ヒートシンクの確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われているかどうかの確認である。 なお、最終ヒートシンクの確保はプラント状態を監視するため、単一パラメータで確認することは困難であり、複数のパラメータを組み合わせること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 (1) 原子炉格納容器圧力 ①格納容器圧力 (AM用) 原子炉格納容器圧力の監視が不可能となった場合には、格納容器圧力 (AM用) により推定する。</p>	代替パラメータ	監視範囲	最大値/最小値	②1次冷却材温度 (広域-高温側) (主蒸気ライン圧力、蒸気発生器水位 (狭域) 及び蒸気発生器水位 (広域) の代替)	0~400℃	最大値: 約340℃	①蒸気発生器水位 (広域) (蒸気発生器水位 (狭域)、補助給水流量及び[主蒸気流量]の代替)	0~100%	最大値: 100%以上 最小値: 0%以下	①蒸気発生器水位 (狭域) (蒸気発生器水位 (広域)、補助給水流量及び[主蒸気流量]の代替)	0~100%	最大値: 100%以上 最小値: 0%以下	①補助給水ビット水位 (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[gage]	最大値: 約7.8MPa[gage]	②補助給水流量 ([主蒸気流量]の代替)	0~130m ³ /h	50m ³ /h	
代替パラメータ	監視範囲	最大値/最小値																						
②1次冷却材温度 (広域-高温側) (主蒸気ライン圧力、蒸気発生器水位 (狭域) 及び蒸気発生器水位 (広域) の代替)	0~400℃	最大値: 約340℃																						
①蒸気発生器水位 (広域) (蒸気発生器水位 (狭域)、補助給水流量及び[主蒸気流量]の代替)	0~100%	最大値: 100%以上 最小値: 0%以下																						
①蒸気発生器水位 (狭域) (蒸気発生器水位 (広域)、補助給水流量及び[主蒸気流量]の代替)	0~100%	最大値: 100%以上 最小値: 0%以下																						
①補助給水ビット水位 (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[gage]	最大値: 約7.8MPa[gage]																						
②補助給水流量 ([主蒸気流量]の代替)	0~130m ³ /h	50m ³ /h																						

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

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

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

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

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>③原子炉圧力容器温度 除熱対象である原子炉圧力容器温度の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(原子炉圧力容器温度の誤差：±5.3℃)</p> <p>(3) 代替循環冷却ポンプ出口流量（原子炉格納容器への注水） ①原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位 原子炉格納容器下部水位、ドライウエル水位による原子炉格納容器下部への灌水状況を把握することにより、代替循環冷却系による原子炉格納容器へ注水されていることの傾向を把握することが可能である。(原子炉格納容器下部水位の誤差：-5～+10mm、ドライウエル水位の誤差：-5～+10mm)</p> <p>②ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力 ドライウエル温度、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力の低下傾向を確認することで、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(ドライウエル温度の誤差：±2.7℃、ドライウエル圧力の誤差：±0.000MPa、圧力抑制室圧力の誤差：±0.000MPa)</p> <p>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/R)、格納容器内水素濃度(S/C) 格納容器内水素濃度(D/R)、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/R)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：±246t/h)</p>	<p>(4) [C、D-格納容器再循環ユニット補機冷却水流量] ①格納容器内温度、原子炉格納容器圧力 C、D-格納容器再循環ユニット補機冷却水流量（自主対策設備）の監視が不可能となった場合には、格納容器内温度及び原子炉格納容器圧力の低下により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>(5) 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 ①格納容器内温度、原子炉格納容器圧力 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度）の監視が不可能となった場合には、格納容器内温度及び原子炉格納容器圧力の低下により、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>(6) [C、D-原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度] ①格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 C、D-原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度（自主対策設備）の監視が不可能となった場合には、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度）により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>(7) [B-原子炉補機冷却水戻り母管温度] ①格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 B-原子炉補機冷却水戻り母管温度（自主対策設備）の監視が不可能となった場合には、可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度）により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>2. 蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却 (1) 主蒸気ライン圧力 ①1次冷却材温度（広域-低温度側） 主蒸気ライン圧力の監視が不可能となった場合には、1次冷却系が灌水状態で蒸気発生器2次側が飽和状態であれば、飽和温度/圧力の関係を利用して1次冷却材温度（広域-低温度側）により主蒸気ライン圧力を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。なお、蒸気発生器2次側が飽和状態になるまで（未飽和状態）は不確かさが生じることを考慮する。</p> <p>②1次冷却材温度（広域-高温度側） 主蒸気ライン圧力の監視が不可能となった場合には、1次冷却系が灌水状態で蒸気発生器2次側が飽和状態であれば、飽和温度/圧力の関係を利用して1次冷却材温度（広域-高温度側）により主蒸気ライン圧力を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。なお、蒸気発生器2次側が飽和状態になるまで（未飽和状態）は不確かさが生じることを考慮する。</p> <p>(2) 蒸気発生器水位（狭域） ①蒸気発生器水位（広域）</p>	

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

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>① 残留熱除去系ポンプ出口流量 圧力制御蒸気水位 圧力制御蒸気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・チャンパ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。（圧力制御蒸気水位の誤差：±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、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。（図 58-8-16「残留熱除去系ポンプによる注水特性」より、例えば、流量1,100m³/hに対して、残留熱除去系ポンプ出口圧力の誤差：±0.03MPaから流量に換算した場合は1,100±30m³/h程度である。）</p> <p>最終ヒートシンクの確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われているかどうかを把握することであり、代替パラメータによる推定は、除熱が適切に行われていることの傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<p>蒸気発生器水位（狭域）の監視が不可能となった場合には、相関関係のある蒸気発生器水位（広域）の傾向監視により、蒸気発生器水位（狭域）を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>① 1次冷却材温度（広域-低温側）、② 1次冷却材温度（広域-高温側） 蒸気発生器水位（狭域）の監視が不可能となった場合には、1次冷却材温度（広域-低温側）、1次冷却材温度（広域-高温側）の傾向監視により、蒸気発生器水位（狭域）を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>(3) 蒸気発生器水位（広域） ① 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器水位（広域）の監視が不可能となった場合には、測定範囲内であれば蒸気発生器水位（狭域）にて推定する。</p> <p>① 1次冷却材温度（広域-低温側）、② 1次冷却材温度（広域-高温側） 蒸気発生器水位（広域）の監視が不可能となった場合には、1次冷却材温度（広域-低温側）、1次冷却材温度（広域-高温側）の傾向監視により、蒸気発生器水位（狭域）を推定し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。 なお、蒸気発生器がドライアウトした場合、1次冷却材温度（広域-低温側）及び1次冷却材温度（広域-高温側）が上昇傾向となることで推定することができる。</p> <p>(4) 補助給水流量 ① 補助給水ビット水位 蒸気発生器への注水時において補助給水流量の監視が不可能となった場合には、水源である補助給水ビット水位の傾向監視により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>① 蒸気発生器水位（広域） 蒸気発生器への注水時において補助給水流量の監視が不可能となった場合には、注入先の蒸気発生器水位（広域）の傾向監視により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>① 蒸気発生器水位（狭域） 蒸気発生器への注水時において補助給水流量の監視が不可能となった場合には、注入先の蒸気発生器水位（狭域）の傾向監視により最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>(5) [主蒸気流量] ① 主蒸気ライン圧力 主蒸気流量（自主対策設備）の監視が不可能となった場合には、主蒸気ラ</p>	

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>イン圧力の傾向監視により、蒸気発生器2次側による除熱状態を監視し、最終ヒートシンクが確保されていることを推定する。</p> <p>推定方法 ①蒸気発生器水位 (狭域)、蒸気発生器水位 (広域)、②補助給水流量 主蒸気流量 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合には、蒸気発生器水位 (狭域) 及び蒸気発生器水位 (広域) 並びに補助給水流量の傾向監視により、主蒸気流量 (自主対策設備) を推定する。</p> <p>推定の評価 1. 格納容器内自然対流冷却 (1) 原子炉格納容器圧力 ①格納容器圧力 (AM用) 格納容器圧力 (AM用) の低下傾向を確認することで、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。本推定方法は、原子炉格納容器圧力の計測範囲において同等の計測が可能であり、プラント状態に依存することなく適用可能である。(格納容器圧力 (AM用) の誤差: ±0.015MPa) ②格納容器内温度 格納容器内温度の低下傾向を確認することで、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。本推定方法は、原子炉格納容器内が飽和状態である場合にその飽和圧力の推定が可能であるため、原子炉格納容器圧力の推定に有効である。(格納容器内温度の誤差: ±4.4℃) (2) 原子炉補機冷却水サージタンク水位 ①格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 除熱対象である原子炉格納容器内の温度を示す可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度) の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度) の誤差: ± (0.45℃+読み値の0.5%)) (3) [原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用)] ①原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型) 原子炉補機冷却水サージタンク内の圧力を同等の仕様の圧力計で計測することにより、原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用) (自主対策設備) を推定することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。本推定方法は、原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (AM用) (自主対策設備) の計測範囲において同等の計測が可能であり、プラント状態に依存することなく適用可能である。(原子炉補機冷却水サージタンク圧力 (可搬型) の誤差: ±0.016MPa)</p>	

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>(4) [C、D-格納容器再循環ユニット補機冷却水流量] ①格納容器内温度、原子炉格納容器圧力 除熱対象である格納容器内温度及び原子炉格納容器圧力の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(格納容器内温度の誤差: ±4.4℃、原子炉格納容器圧力の誤差: ±0.004MPa)</p> <p>(5) 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 ①格納容器内温度、原子炉格納容器圧力 除熱対象である格納容器内温度及び原子炉格納容器圧力の低下傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(格納容器内温度の誤差: ±4.4℃、原子炉格納容器圧力の誤差: ±0.004MPa)</p> <p>(6) [C、D-原子炉補機冷却水冷却器出口補機冷却水温度] ①格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度) による推定は、格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度の温度差の減少傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度) の誤差: ±(0.45℃+読み値の0.5%))</p> <p>(7) [B-原子炉補機冷却水戻り母管温度] ①格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度 可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度) による推定は、格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度の温度差の減少傾向を確認することができれば、除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度) の誤差: ±(0.45℃+読み値の0.5%))</p> <p>2. 蒸気発生器2次側からの除熱による発電用原子炉の冷却 (1) 主蒸気ライン圧力 ①1次冷却材温度 (広域-低温側) 1次冷却材温度 (広域-低温側) による推定方法は、1次冷却系が満水状態で蒸気発生器2次側が飽和状態の場合、飽和温度/圧力の関係を利用して1次冷却材温度から主蒸気ライン圧力を推定し、蒸気発生器2次側圧力の低下傾向を確認することで除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(1次冷却材温度 (広域-低温側) : ±4.4℃)</p>	

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>②1次冷却材温度 (広域-高温側) 1次冷却材温度 (広域-高温側) による推定方法は, 1次冷却系が満水状態で蒸気発生器2次側が飽和状態の場合, 飽和温度/圧力の関係を利用して1次冷却材温度から主蒸気ライン圧力を推定し, 蒸気発生器2次側圧力の低下傾向を確認することで除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(1次冷却材温度 (広域-高温側) : ±4.4℃)</p> <p>(2)蒸気発生器水位 (狭域) ①蒸気発生器水位 (広域) 蒸気発生器水位 (広域) の傾向監視により, 除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。本推定方法は, 蒸気発生器水位 (狭域) の計測範囲において同等の計測が可能であり, プラント状態に依存することなく適用可能である。(蒸気発生器水位 (広域) の誤差: ±1.25%)</p> <p>①1次冷却材温度 (広域-低温側), ②1次冷却材温度 (広域-高温側) 1次冷却材温度 (広域-低温側) 及び1次冷却材温度 (広域-高温側) の傾向監視による蒸気発生器水位 (狭域) の推定方法は, 1次冷却材温度が低下又は安定していることを確認することができれば, 1次冷却系を除熱するのに十分な蒸気発生器2次側保有水量が確保されていることを推定することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。なお, 1次冷却材温度が上昇している場合は, 1次冷却系を除熱することが可能なだけの蒸気発生器の保有水量が残存していない, 若しくは蒸気発生器がドライアウトしていることが推定できる。(1次冷却材温度 (広域-低温側) : ±4.4℃, 1次冷却材温度 (広域-高温側) : ±4.4℃)</p> <p>(3)蒸気発生器水位 (狭域) ①蒸気発生器水位 (狭域) 蒸気発生器水位 (狭域) の傾向監視により, 除熱が適切に行われていることを確認することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。本推定方法は, 蒸気発生器水位 (広域) と計測範囲が重複している範囲内において同等の計測が可能であり, プラント状態に依存することなく適用可能である。(蒸気発生器水位 (狭域) の誤差: ±1.0%)</p> <p>②1次冷却材温度 (広域-低温側), ②1次冷却材温度 (広域-高温側) 1次冷却材温度 (広域-低温側) 及び1次冷却材温度 (広域-高温側) の傾向監視による蒸気発生器水位 (狭域) の推定方法は, 1次冷却材温度が低下又は安定していることを確認することができれば, 1次冷却系を除熱するのに十分な蒸気発生器2次側保有水量が確保されていることを推定することができ, 最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。なお, 1次冷却材温度が上昇している場合は, 1次冷却系を除熱することが可能なだけの蒸気発生器の保有水量が残存していない, 若しくは蒸気発生器がドライアウト</p>	

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

大阪発電所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>トしていることが推定できる。(1次冷却材温度(広域-低温側)：±4.4℃、1次冷却材温度(広域-高温側)：±4.4℃)</p> <p>(4) 補助給水流量 ①補助給水ビット水位 補助給水ビット水位の傾向監視により蒸気発生器への給水状況を確認することで、蒸気発生器における除熱が適切に行われていることを確認することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。本推定方法は、水源の水位変化から求めるものであり、プラント状態に影響を受けるものではないため、プラント状態に依存することなく適用可能である。(補助給水ビット水位の誤差：±1.0%)</p> <p>②蒸気発生器水位(広域) 蒸気発生器水位(広域)の傾向監視による補助給水流量の推定方法は、蒸気発生器水位(広域)が上昇または安定していることを確認することができれば、1次冷却系を降熱するのに十分な補助給水流量が確保されていることを推定することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。なお、蒸気発生器水位(広域)が低下若しくは水位下端を示している場合は、1次冷却系を降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次冷却系を降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次冷却系を降熱することが可能なだけの補助給水流量が確保されていない、若しくは補助給水に失敗していることが推定できる。(蒸気発生器水位(狭域)の誤差：±1.0%)</p> <p>(5) [主蒸気流量] ①主蒸気ライン圧力 主蒸気ライン圧力の傾向監視による主蒸気流量(自主対策設備)の推定方法は、主蒸気ライン圧力が低下又は主蒸気速がし弁/主蒸気安全弁設定圧近傍で安定していることを確認することができれば、1次冷却系を降熱することが可能なだけの主蒸気流量(自主対策設備)が確保されていることを推定することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。なお、主蒸気ライン圧力が上昇している場合、1次冷却系を降熱することが可能なだけの主蒸気流量(自主対策設備)が確保されていないことが推定できる。(主蒸気ライン圧力の誤差：±0.085MPa)</p>	
		<p>①蒸気発生器水位(狭域)、②蒸気発生器水位(広域)、③補助給水流量 蒸気発生器水位(狭域)及び蒸気発生器水位(広域)並びに補助給水流量による主蒸気流量(自主対策設備)の推定方法は、補助給水流量から、蒸気発生器の水位変化から求められる蒸気発生器2次側保有水量の増加量(微分値)を差し引くことにより、主蒸気流量(自主対策設備)を推定することができ、最終ヒートシンクが確保されていることを把握する上で適切である。(蒸気発生器水位(狭域)の誤差：±1.0%、蒸気発生器水位(広域)の誤差：±1.25%、補助給水流量の誤差：±2.6m³/h)</p> <p>最終ヒートシンクの確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器の除熱が適切に行われているかどうかを把握することであり、代替パラメータによる推定は、除熱が適切に行われていることの傾向が把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより、重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策、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="667 236 1218 1043"> <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^①</td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ^②</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (燃料域)</td> <td>-3,800mm~1,300mm^③</td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) ^④</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA広帯域)</td> <td>-3,800mm~1,500mm^⑤</td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ^⑥</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉水位 (SA燃料域)</td> <td>-3,800mm~1,300mm^⑦</td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) ^⑧</td> <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^①</td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ^②</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^③</td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) ^④</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^⑤</td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ^⑥</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^⑦</td> <td>有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) ^⑧</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>0~500℃</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 ^①	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ^②		原子炉水位 (燃料域)	-3,800mm~1,300mm ^③	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) ^④		原子炉水位 (SA広帯域)	-3,800mm~1,500mm ^⑤	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ^⑥		原子炉水位 (SA燃料域)	-3,800mm~1,300mm ^⑦	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) ^⑧		原子炉圧力	0~10MPa [gauge]	最大値: 約8.1MPa [gauge]		原子炉圧力 (SA)	0~11MPa [gauge]	最大値: 約8.1MPa [gauge]		原子炉格納容器内の状態				ドライウェル温度	0~300℃	146℃以下		ドライウェル圧力	0~1MPa [abs.]	330kPa [gauge] 以下		原子炉建屋内の状態				高圧炉心スプレイズポンプ出口圧力	0~12MPa [gauge]	最大値: 10.9MPa [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 ^①	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ^②		①原子炉水位 (SA燃料域) (原子炉水位 (燃料域)、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の代替)	-3,800mm~1,300mm ^③	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) ^④		①原子炉水位 (SA広帯域) (原子炉水位 (SA広帯域)、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の代替)	-3,800mm~1,500mm ^⑤	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ^⑥		①原子炉水位 (燃料域) (原子炉水位 (SA燃料域)、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の代替)	-3,800mm~1,300mm ^⑦	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) ^⑧		①原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力の代替)	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)	0~500℃	最大値: 297℃		原子炉格納容器内の状態				①ドライウェル圧力 (ドライウェル温度の代替)	0~1MPa [abs.]	330kPa [gauge] 以下		①圧力抑制装置圧力 (ドライウェル圧力の代替)	0~1MPa [abs.]	210kPa [gauge] 以下		②ドライウェル温度 (ドライウェル圧力の代替)	0~300℃	146℃以下		③ [ドライウェル圧力]* (ドライウェル圧力の代替)	0~600kPa [gauge]	330kPa [gauge] 以下		<p>(p) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネル及び他グループを除く) による推定方法について (格納容器バイパスの監視)</p> <table border="1" data-bbox="1254 236 1818 1043"> <thead> <tr> <th colspan="4">格納容器バイパスの監視</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>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>10~10⁵cpm</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水モニタ]</td> <td>10~10⁵cpm</td> <td>バックグラウンドレベルを超える</td> <td></td> </tr> <tr> <td>[高感度型主蒸気管モニタ]</td> <td>1~10⁵cpm</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>10~10⁵cpm</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>10~10⁵cpm</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>10~10⁵cpm</td> <td>バックグラウンドレベルを超える</td> <td></td> </tr> <tr> <td>[補助建屋サンプタンク水位]</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>0.89~4.2MPa [gauge]</td> <td></td> </tr> <tr> <td>[加圧器速がシタンク圧力]</td> <td>0~1.0MPa [gauge]</td> <td>0.021MPa [gauge]</td> <td></td> </tr> <tr> <td>[加圧器速がシタンク水位]</td> <td>0~100%</td> <td>55~75%</td> <td></td> </tr> <tr> <td>[加圧器速がシタンク温度]</td> <td>0~150℃</td> <td>49℃以下</td> <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>	格納容器バイパスの監視				項目	格納容器バイパスの監視			監視パラメータ	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 ⁵ cpm	バックグラウンドレベルを超える		[蒸気発生器ブローダウン水モニタ]	10~10 ⁵ cpm	バックグラウンドレベルを超える		[高感度型主蒸気管モニタ]	1~10 ⁵ cpm	バックグラウンドレベルを超える		[排気筒ガスモニタ]	10~10 ⁵ cpm	バックグラウンドレベルを超える		[排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ)]	10~10 ⁵ cpm	バックグラウンドレベルを超える		[排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ)]	10~10 ⁵ cpm	バックグラウンドレベルを超える		[補助建屋サンプタンク水位]	0~100%	0~100%		[余熱除去ポンプ出口圧力]	0~5.0MPa [gauge]	0.89~4.2MPa [gauge]		[加圧器速がシタンク圧力]	0~1.0MPa [gauge]	0.021MPa [gauge]		[加圧器速がシタンク水位]	0~100%	55~75%		[加圧器速がシタンク温度]	0~150℃	49℃以下		[余熱除去冷却器入口温度]	0~200℃	10~177℃		[余熱除去冷却器出口温度]	0~200℃	10~177℃		
*有効監視パラメータ又は重要監視パラメータの適用計器																																																																																																																																																																																																					
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 ^①	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ^②																																																																																																																																																																																																			
原子炉水位 (燃料域)	-3,800mm~1,300mm ^③	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) ^④																																																																																																																																																																																																			
原子炉水位 (SA広帯域)	-3,800mm~1,500mm ^⑤	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ^⑥																																																																																																																																																																																																			
原子炉水位 (SA燃料域)	-3,800mm~1,300mm ^⑦	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) ^⑧																																																																																																																																																																																																			
原子炉圧力	0~10MPa [gauge]	最大値: 約8.1MPa [gauge]																																																																																																																																																																																																			
原子炉圧力 (SA)	0~11MPa [gauge]	最大値: 約8.1MPa [gauge]																																																																																																																																																																																																			
原子炉格納容器内の状態																																																																																																																																																																																																					
ドライウェル温度	0~300℃	146℃以下																																																																																																																																																																																																			
ドライウェル圧力	0~1MPa [abs.]	330kPa [gauge] 以下																																																																																																																																																																																																			
原子炉建屋内の状態																																																																																																																																																																																																					
高圧炉心スプレイズポンプ出口圧力	0~12MPa [gauge]	最大値: 10.9MPa [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 ^①	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ^②																																																																																																																																																																																																			
①原子炉水位 (SA燃料域) (原子炉水位 (燃料域)、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の代替)	-3,800mm~1,300mm ^③	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) ^④																																																																																																																																																																																																			
①原子炉水位 (SA広帯域) (原子炉水位 (SA広帯域)、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の代替)	-3,800mm~1,500mm ^⑤	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-7,832mm~1,470mm) ^⑥																																																																																																																																																																																																			
①原子炉水位 (燃料域) (原子炉水位 (SA燃料域)、原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) の代替)	-3,800mm~1,300mm ^⑦	有効燃料棒底部程度~レベル8 (-3,702mm~5,600mm) ^⑧																																																																																																																																																																																																			
①原子炉圧力 (SA) (原子炉圧力の代替)	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)	0~500℃	最大値: 297℃																																																																																																																																																																																																			
原子炉格納容器内の状態																																																																																																																																																																																																					
①ドライウェル圧力 (ドライウェル温度の代替)	0~1MPa [abs.]	330kPa [gauge] 以下																																																																																																																																																																																																			
①圧力抑制装置圧力 (ドライウェル圧力の代替)	0~1MPa [abs.]	210kPa [gauge] 以下																																																																																																																																																																																																			
②ドライウェル温度 (ドライウェル圧力の代替)	0~300℃	146℃以下																																																																																																																																																																																																			
③ [ドライウェル圧力]* (ドライウェル圧力の代替)	0~600kPa [gauge]	330kPa [gauge] 以下																																																																																																																																																																																																			
格納容器バイパスの監視																																																																																																																																																																																																					
項目	格納容器バイパスの監視																																																																																																																																																																																																				
	監視パラメータ	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 ⁵ cpm	バックグラウンドレベルを超える																																																																																																																																																																																																			
[蒸気発生器ブローダウン水モニタ]	10~10 ⁵ cpm	バックグラウンドレベルを超える																																																																																																																																																																																																			
[高感度型主蒸気管モニタ]	1~10 ⁵ cpm	バックグラウンドレベルを超える																																																																																																																																																																																																			
[排気筒ガスモニタ]	10~10 ⁵ cpm	バックグラウンドレベルを超える																																																																																																																																																																																																			
[排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ)]	10~10 ⁵ cpm	バックグラウンドレベルを超える																																																																																																																																																																																																			
[排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ)]	10~10 ⁵ cpm	バックグラウンドレベルを超える																																																																																																																																																																																																			
[補助建屋サンプタンク水位]	0~100%	0~100%																																																																																																																																																																																																			
[余熱除去ポンプ出口圧力]	0~5.0MPa [gauge]	0.89~4.2MPa [gauge]																																																																																																																																																																																																			
[加圧器速がシタンク圧力]	0~1.0MPa [gauge]	0.021MPa [gauge]																																																																																																																																																																																																			
[加圧器速がシタンク水位]	0~100%	55~75%																																																																																																																																																																																																			
[加圧器速がシタンク温度]	0~150℃	49℃以下																																																																																																																																																																																																			
[余熱除去冷却器入口温度]	0~200℃	10~177℃																																																																																																																																																																																																			
[余熱除去冷却器出口温度]	0~200℃	10~177℃																																																																																																																																																																																																			

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉			相違理由																																		
<p>代替 パラメータ</p> <table border="1" data-bbox="672 156 1220 220"> <tr> <td colspan="4">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> <td></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> <td></td> </tr> <tr> <td>②[エア放熱線モニタ]*</td> <td>10[mSv/h~160v/h]</td> <td></td> <td></td> </tr> </table> <p>*1:計測範囲の帯は、原子炉圧力容器帯レベルより1.313cm上のところとする(ドライヤースカート底部付着)。 *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(有効燃料棒周辺付着)。</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ク状態を監視するため、単一パラメータで確認することは困難であり、複数のパラメータを組み合わせることでより監視が可能である。</p> <p>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により推定する。</p> <p>①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により推定する。</p> <p>②原子炉圧力容器温度、原子炉水位(広帯域)、原子炉水位(燃料域)、原子炉水位(SA広帯域)、原子炉水位(SA燃料域)</p> <p>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、正確さが生じることを考慮する。 推定可能範囲:全範囲</p> <p>2. 原子炉格納容器内の状態</p> <p>①ドライウェル圧力</p> <p>ドライウェル圧力が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度/圧力の関係を利用して図58-8-9よりドライウェル温度の推定を行う。 推定可能範囲:100℃~185℃</p> <p>①圧力抑制室圧力</p> <p>ドライウェルとサブプレッションチェンバは、真空破壊装置、ベント管を介してそれぞれ均圧されることから、ドライウェル圧力の計測が困難な場合、圧力抑制室圧力により推定する。</p> <p>②ドライウェル温度</p> <p>原子炉格納容器が過去の温度、圧力履歴から飽和状態にあると判断されれば、飽和温度/圧力の関係を利用して図58-8-10よりドライウェル圧力の推定を行う。 推定可能範囲:0~1.0MPa[abs]</p> <p>③[ドライウェル圧力]</p> <p>常用計器でドライウェル圧力を計測することにより推定する。</p> <p>3. 原子炉建屋内の状態</p> <p>①原子炉圧力、原子炉圧力(SA)</p> <p>格納容器バイパスが発生した場合は、原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が原子炉圧力により過圧され破断することを想定していることから、原子炉圧力、原子炉圧力(SA)により推定する。</p> <p>②[エア放熱線モニタ]</p> <p>エア放熱線モニタ(有効監視パラメータ)により格納容器バイパスの発生を推定する。</p>	原子炉建屋内の状態				①原子炉圧力	0~10MPa[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[エア放熱線モニタ]*	10[mSv/h~160v/h]			<p>代替 パラメータ</p> <table border="1" data-bbox="1254 148 1814 850"> <tr> <td>①蒸気発生器水位(狭域) (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> <td></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]、[排気筒ガスモニタ]、[排気筒高レンジガスモニタ(低レンジ)]、[排気筒高レンジガスモニタ(高レンジ)]、[補助建屋サンパタンク水位]及び[余熱除去ポンプ出口圧力]の代替)</td> <td>0~100%</td> <td>最大値:100%以上 最小値:0%以下</td> <td></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]、[排気筒ガスモニタ]、[排気筒高レンジガスモニタ(低レンジ)]、[排気筒高レンジガスモニタ(高レンジ)]、[補助建屋サンパタンク水位]及び[余熱除去ポンプ出口圧力]の代替)</td> <td>0~8.5MPa[gage]</td> <td>最大値:約7.8MPa[gage]</td> <td></td> </tr> <tr> <td>①補助給水流量 (蒸気発生器水位(狭域)及び主蒸気ライン圧力の代替)</td> <td>0~130m³/h</td> <td>50m³/h</td> <td></td> </tr> <tr> <td>①[加圧器圧力] (1次冷却材圧力(広域)の代替)</td> <td>11.0~17.5MPa[gage]</td> <td>最大値: 約17.5MPa[gage]</td> <td></td> </tr> </table>	①蒸気発生器水位(狭域) (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]、[排気筒ガスモニタ]、[排気筒高レンジガスモニタ(低レンジ)]、[排気筒高レンジガスモニタ(高レンジ)]、[補助建屋サンパタンク水位]及び[余熱除去ポンプ出口圧力]の代替)	0~100%	最大値:100%以上 最小値:0%以下		①主蒸気ライン圧力 (蒸気発生器水位(狭域)、1次冷却材圧力(広域)、[復水器排気ガスモニタ]、[蒸気発生器ブローダウン水モニタ]、[高感度型主蒸気管モニタ]、[排気筒ガスモニタ]、[排気筒高レンジガスモニタ(低レンジ)]、[排気筒高レンジガスモニタ(高レンジ)]、[補助建屋サンパタンク水位]及び[余熱除去ポンプ出口圧力]の代替)	0~8.5MPa[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 ³ /h	50m ³ /h		①[加圧器圧力] (1次冷却材圧力(広域)の代替)	11.0~17.5MPa[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[エア放熱線モニタ]*	10[mSv/h~160v/h]																																						
①蒸気発生器水位(狭域) (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]、[排気筒ガスモニタ]、[排気筒高レンジガスモニタ(低レンジ)]、[排気筒高レンジガスモニタ(高レンジ)]、[補助建屋サンパタンク水位]及び[余熱除去ポンプ出口圧力]の代替)	0~100%	最大値:100%以上 最小値:0%以下																																					
①主蒸気ライン圧力 (蒸気発生器水位(狭域)、1次冷却材圧力(広域)、[復水器排気ガスモニタ]、[蒸気発生器ブローダウン水モニタ]、[高感度型主蒸気管モニタ]、[排気筒ガスモニタ]、[排気筒高レンジガスモニタ(低レンジ)]、[排気筒高レンジガスモニタ(高レンジ)]、[補助建屋サンパタンク水位]及び[余熱除去ポンプ出口圧力]の代替)	0~8.5MPa[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 ³ /h	50m ³ /h																																					
①[加圧器圧力] (1次冷却材圧力(広域)の代替)	11.0~17.5MPa[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) 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: ±46mm、原子炉水位 (燃料域) の誤差: ±44mm)</p> <p>②原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) 同じ仕様のもので原子炉圧力容器内の圧力を計測することができ、適用可能である。(原子炉圧力の誤差: ±0.07MPa、原子炉圧力 (SA) の誤差: ±0.09MPa)</p> <p>③原子炉圧力容器温度、原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (SA広帯域)、原子炉水位 (SA燃料域) 原子炉圧力容器温度より飽和温度/圧力の関係を利用して推定することで原子炉圧力の傾向を把握でき、計器誤差 (原子炉圧力容器温度の誤差: ±6.3℃) を考慮した上で対応することにより重大事故等の対策を実施することが可能である。</p> <p>2. 原子炉格納容器内の状態</p> <p>①ドライウエル圧力 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 原子炉格納容器内の圧力抑制室側の圧力を同じ仕様の圧力計で計測することができ、適用可能である。(圧力抑制室圧力の誤差: ±0.006MPa)</p> <p>③ドライウエル温度 ドライウエル温度による推定手順は、原子炉格納容器内が飽和状態にあることが限定される。ただし、重大事故等時の有効性評価 (雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破壊)) 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] 監視可能であれば常用計器でドライウエル圧力を計測することができる。</p> <p>3. 原子炉建屋内の状態</p> <p>①原子炉圧力、原子炉圧力 (SA) 格納容器バypassが発生した場合 (発生場所の隔離まで) は、原子炉圧力と破断箇所が同様の傾向を示すことから、破断検知をする上で適用可能である。(原子炉圧力の誤差: ±0.07MPa、原子炉圧力 (SA) の誤差: ±0.09MPa)</p> <p>② [エリア放射線モニタ] エリア放射線モニタ (有効監視パラメータ) の指示上昇傾向を把握することにより、格納容器バypassが発生したことを推定することができ、適用可能である。</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷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 ([排気筒ガスモニタ]、[排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ)]、[排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ)]、[補助建屋サンプタンク水位]、[余熱除去ポンプ出口圧力]、[加圧器逃がしタンク圧力]、[加圧器逃がしタンク水位]、[加圧器逃がしタンク温度]、[余熱除去冷却器入口温度]及び[余熱除去冷却器出口温度]の代替)</p> <p>0 ~ 100%</p> <p>最大値: 約 99% 最小値: 0%以下</p> <p>①格納容器再循環サンプ水位 (広域) (1次冷却材圧力 (広域)、[排気筒ガスモニタ]、[排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ)]、[排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ)]、[補助建屋サンプタンク水位]及び[余熱除去ポンプ出口圧力]の代替)</p> <p>0 ~ 100%</p> <p>100%</p> <p>③1次冷却材温度 (広域-高温側) (1次冷却材圧力 (広域) の代替)</p> <p>0 ~ 400℃</p> <p>最大値: 約 340℃</p> <p>③1次冷却材温度 (広域-低温度側) (1次冷却材圧力 (広域) の代替)</p> <p>0 ~ 400℃</p> <p>最大値: 約 339℃</p> <p>①1次冷却材圧力 (広域) ([排気筒ガスモニタ]、[排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ)]、[排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ)]、[補助建屋サンプタンク水位]、[余熱除去ポンプ出口圧力]、[加圧器逃がしタンク圧力]、[加圧器逃がしタンク水位]、[加圧器逃がしタンク温度]、[余熱除去冷却器入口温度]及び[余熱除去冷却器出口温度]の代替)</p> <p>0 ~ 21.0MPa[gage]</p> <p>最大値: 約 17.8MPa[gage]</p>	

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

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉			相違理由	
		代替 パラメータ	② [格納容器サブ水位] ([加圧器速がシタンク圧力], [加圧器速がシタンク水位] 及び [加圧器速がシタンク温度] の代替)	0~100%	—	
			② [余熱除去ポンプ出口圧力] ([余熱除去冷却器入口温度] 及び [余熱除去冷却器出口温度] の代替)	0~5.0MPa[gage]	0.89~4.2MPa[gage]	
		計測目的	<p>重大事故等時において, 主要パラメータにて格納容器バイパスの監視をする目的は, 原子炉格納容器外にて冷却材漏えい事象が発生しているかどうかの確認である。</p> <p>なお, 格納容器バイパス発生監視はプラント状態を監視するため, 単一パラメータで確認することは困難であり, 複数のパラメータを組み合わせることで監視が可能である。</p>			
		推定方法	<p>格納容器バイパスの監視の主要パラメータである蒸気発生器水位 (狭域), 主蒸気ライン圧力等の監視が不可能になった場合には, 1次冷却系及び2次冷却系並びに原子炉格納容器内外における状態変化により格納容器バイパスの発生状況を推定する。</p> <p>推定方法は, 以下のとおりである。</p> <p>(1) 蒸気発生器水位 (狭域) ①蒸気発生器水位 (広域) 蒸気発生器水位 (狭域) の計測が不可能となった場合には, 蒸気発生器水位 (広域) の上昇を傾向監視することにより蒸気発生器伝熱管破損を推定する。</p> <p>②主蒸気ライン圧力, ②補助給水流量 蒸気発生器水位 (狭域) の計測が不可能となった場合には, 主蒸気ライン圧力の上昇及び補助給水流量の減少を傾向監視することにより蒸気発生器伝熱管破損を推定する。</p> <p>(2) 主蒸気ライン圧力 ①蒸気発生器水位 (広域), 補助給水流量 主蒸気ライン圧力の計測が不可能となった場合には, 蒸気発生器水位 (広域) の上昇及び補助給水流量の減少を傾向監視することにより蒸気発生器伝熱管破損を推定する。</p>			

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>② 蒸気発生器水位 (狭域)、主蒸気ライン圧力、格納容器再循環サンプ水位 (広域)</p> <p>1次冷却材圧力 (広域) の計測が不可能となった場合には、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力の上昇により蒸気発生器伝熱管破損を推定し、蒸気発生器伝熱管破損がないこと並びに格納容器再循環サンプ水位 (広域) の上昇がないことでインターフェイスシステム LOCA を推定する。</p> <p>③ 1次冷却材温度 (広域-高温側)、1次冷却材温度 (広域-低温側)</p> <p>1次冷却材圧力 (広域) の計測が不可能となった場合には、飽和温度/圧力の関係を利用し、第2図を用いて1次冷却材温度 (広域-高温側) 又は1次冷却材温度 (広域-低温側) より原子炉圧力容器内の圧力を推定する。この推定方法では、原子炉圧力容器内が飽和状態にない場合は、不確かさが生じることを考慮する。</p> <p>(4) [復水器排気ガスモニタ]</p> <p>① 蒸気発生器水位 (狭域)、主蒸気ライン圧力</p> <p>復水器排気ガスモニタ (自主対策設備) の計測が不可能となった場合には、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損の傾向監視を行う。</p> <p>(5) [蒸気発生器ブローダウン水モニタ]</p> <p>① 蒸気発生器水位 (狭域)、主蒸気ライン圧力</p> <p>蒸気発生器ブローダウン水モニタ (自主対策設備) の計測が不可能となった場合には、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損の傾向監視を行う。</p> <p>(6) [高感度型主蒸気管モニタ]</p> <p>① 蒸気発生器水位 (狭域)、主蒸気ライン圧力</p> <p>高感度型主蒸気管モニタ (自主対策設備) の計測が不可能となった場合には、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力の変化により蒸気発生器伝熱管破損の傾向監視を行う。</p> <p>(7) [排気筒ガスモニタ]</p> <p>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</p> <p>排気筒ガスモニタ (自主対策設備) の計測が不可能となった場合には、1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力により、インターフェイスシステム 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)]</p> <p>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</p>	

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ) (自主対策設備) の計測が不可能となった場合には、1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力により、インターフェイスシステムLOCAの傾向監視を行う。</p> <p>(9) [排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ)] ① 1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、蒸気発生器水位 (狭域)、主蒸気ライン圧力 排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ) (自主対策設備) の計測が不可能となった場合には、1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力により、インターフェイスシステムLOCAの傾向監視を行う。</p> <p>(10) [補助建屋サンプタンク水位] ① 1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、蒸気発生器水位 (狭域)、主蒸気ライン圧力 補助建屋サンプタンク水位 (自主対策設備) の計測が不可能となった場合には、1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力により、インターフェイスシステムLOCAの傾向監視を行う。</p> <p>測定方法 (11) [余熱除去ポンプ出口圧力] ① 1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、蒸気発生器水位 (狭域)、主蒸気ライン圧力 余熱除去ポンプ出口圧力 (自主対策設備) の計測が不可能となった場合には、1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位 (広域)、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力により、インターフェイスシステムLOCAの傾向監視を行う。</p> <p>(12) [加圧器速がしタンク圧力] ① 1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位 加圧器速がしタンク圧力 (自主対策設備) の計測が不可能となった場合には、1次冷却材圧力 (広域) 及び加圧器水位の低下の確認により、インターフェイスシステムLOCAの傾向監視を行う。</p> <p>② [格納容器サンプ水位] 加圧器速がしタンク圧力 (自主対策設備) の計測が不可能となった場合には、格納容器サンプ水位 (自主対策設備) が使用可能であれば、格納容器サンプ水位 (自主対策設備) の上昇がないことの確認により、インターフェイスシステムLOCAの傾向監視を行う。</p> <p>(13) [加圧器速がしタンク水位] ① 1次冷却材圧力 (広域)、加圧器水位 加圧器速がしタンク水位 (自主対策設備) の計測が不可能となった場合には、</p>	

灰色:女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容
 赤字:設備、運用又は体制の相違(設計方針の相違)
 青字:記載箇所又は記載内容の相違(記載方針の相違)
 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 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。</p> <p>② [格納容器サンプ水位] 加圧器逃がしタンク水位(自主対策設備)の計測が不可能となった場合には、格納容器サンプ水位(自主対策設備)が使用可能であれば、格納容器サンプ水位(自主対策設備)の上昇がないことの確認により、インターフェイスシステムLOCAの傾向監視を行う。</p> <p>(14) [加圧器逃がしタンク温度] ① 1次冷却材圧力(広域)、加圧器水位 加圧器逃がしタンク温度(自主対策設備)の計測が不可能となった場合には、1次冷却材圧力(広域)及び加圧器水位の低下の確認により、インターフェイスシステムLOCAの傾向監視を行う。</p> <p>② [格納容器サンプ水位] 加圧器逃がしタンク温度(自主対策設備)の計測が不可能となった場合には、格納容器サンプ水位(自主対策設備)が使用可能であれば、格納容器サンプ水位(自主対策設備)の上昇がないことの確認により、インターフェイスシステムLOCAの傾向監視を行う。</p> <p>(15) [余熱除去冷却器入口温度] ① 1次冷却材圧力(広域)、加圧器水位 余熱除去冷却器入口温度(自主対策設備)の計測が不可能となった場合には、1次冷却材圧力(広域)及び加圧器水位の低下の確認により、インターフェイスシステムLOCAの傾向監視を行う。</p> <p>② [余熱除去ポンプ出口圧力] 余熱除去冷却器入口温度(自主対策設備)の計測が不可能となった場合には、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、余熱除去ポンプ出口圧力(自主対策設備)の上昇により、インターフェイスシステムLOCAの傾向監視を行う。</p> <p>(16) [余熱除去冷却器出口温度] ① 1次冷却材圧力(広域)、加圧器水位 余熱除去冷却器出口温度(自主対策設備)の計測が不可能となった場合には、1次冷却材圧力(広域)及び加圧器水位の低下の確認により、インターフェイスシステムLOCAの傾向監視を行う。</p> <p>② [余熱除去ポンプ出口圧力] 余熱除去冷却器出口温度(自主対策設備)の計測が不可能となった場合には、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、余熱除去ポンプ出口圧力(自主対策設備)の上昇により、インターフェイスシステムLOCAの傾向監視を行う。</p>	

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>(1) 蒸気発生器水位 (狭域)</p> <p>① 蒸気発生器水位 (広域)</p> <p>蒸気発生器水位 (広域) で蒸気発生器内の水位を計測することができ、プラント状態に依存することなく適用可能である。(蒸気発生器水位 (広域) の誤差: ±1.25%)</p> <p>② 主蒸気ライン圧力、補助給水流量</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合、1次冷却材が蒸気発生器伝熱管破損部から2次側に漏れ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: ±2.6m³/h) を考慮して対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>(2) 主蒸気ライン圧力</p> <p>① 蒸気発生器水位 (広域)、補助給水流量</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合、1次冷却材が蒸気発生器伝熱管破損部から2次側に漏れいすることで蒸気発生器2次側の水位が上昇傾向となるとともに補助給水流量が減少傾向となることを利用して、蒸気発生器水位 (広域) 及び補助給水流量により推定することで、主蒸気ライン圧力の傾向を把握でき、計測誤差 (蒸気発生器水位 (広域) の誤差: ±1.25%、補助給水流量の誤差: ±2.6m³/h) を考慮して対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>(3) 1次冷却材圧力 (広域)</p> <p>① [加圧器圧力]</p> <p>同じ仕様のもので加圧器内の圧力を計測することにより推定する。</p> <p>② 蒸気発生器水位 (狭域)、主蒸気ライン圧力、格納容器再循環サンプ水位 (広域)</p> <p>蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合、蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力が変化することを利用して、蒸気発生器伝熱管破損に伴う蒸気発生器2次側の状態を把握でき、計測誤差 (蒸気発生器水位 (狭域) の誤差: ±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時の対策を実施することが可能である。</p> <p>インターフェイシステム LOCA が発生した場合、格納容器再循環サンプ水位 (広域) が変化しないことを利用して、原子が格納容器外へ漏れが生じていることを推定することで原子が格納容器内外の状態を把握でき、計測誤差 (格納容器再循環サンプ水位 (広域) の誤差: ±2.0%) を考慮して対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p>	

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>⑤ 1次冷却材温度(広域-高温側)、1次冷却材温度(広域-低温側) 1次冷却材温度(広域-高温側)と1次冷却材温度(広域-低温側)の差により、原子炉出力/1次冷却材温度(広域-高温側)と1次冷却材温度(広域-低温側)の温度差の関係を利用して推定することで原子炉出力を把握でき、計測誤差(1次冷却材温度(広域-高温側):±4.4℃、1次冷却材温度(広域-低温側):±4.4℃)を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>なお、本推定手順は原子炉圧力容器内が飽和状態にあることが限定されるもので、原子炉圧力容器内の圧力は上記①で推定ができるため、事故収束を行う上で問題とならない。</p> <p>(4) [復水器排気ガスモニタ] ① 蒸気発生器水位(狭域)、主蒸気ライン圧力 蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合、蒸気発生器水位(狭域)及び主蒸気ライン圧力が変化することを利用して、蒸気発生器伝熱管破損に伴う蒸気発生器2次側の状態を把握でき、計測誤差(蒸気発生器水位(狭域)の誤差:±1.0%、主蒸気ライン圧力の誤差:±0.08MPa)を考慮して対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>(5) [蒸気発生器ブローダウン水モニタ] ① 蒸気発生器水位(狭域)、主蒸気ライン圧力 蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合、蒸気発生器水位(狭域)及び主蒸気ライン圧力が変化することを利用して、蒸気発生器伝熱管破損に伴う蒸気発生器2次側の状態を把握でき、計測誤差(蒸気発生器水位(狭域)の誤差:±1.0%、主蒸気ライン圧力の誤差:±0.08MPa)を考慮して対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>(6) [高感度型主蒸気管モニタ] ① 蒸気発生器水位(狭域)、主蒸気ライン圧力 蒸気発生器伝熱管破損が発生した場合、蒸気発生器水位(狭域)及び主蒸気ライン圧力が変化することを利用して、蒸気発生器伝熱管破損に伴う蒸気発生器2次側の状態を把握でき、計測誤差(蒸気発生器水位(狭域)の誤差:±1.0%、主蒸気ライン圧力の誤差:±0.08MPa)を考慮して対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>(7) [排気筒ガスモニタ] ① 1次冷却材圧力(広域)、加圧器水位、格納容器再循環サンプ水位(広域)、蒸気発生器水位(狭域)、主蒸気ライン圧力 インターフェイスシステムLOCAが発生した場合、1次冷却材圧力(広域)、加圧器水位、蒸気発生器水位(狭域)及び主蒸気ライン圧力が変化する一方、格納容器再循環サンプ水位(広域)には基本的に蓄水が生じないことを利用して、インターフェイスシステムLOCAに伴う1次冷却系及び2次冷却系並びに原子炉格納容器内外の状態を把握でき、計測誤差(1次冷却材圧力(広域)の</p>	

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>誤差: ±0.25MPa, 加圧器水位の誤差: ±1.0%, 蒸気発生器水位 (狭域) の誤差: ±1.0%, 主蒸気ライン圧力の誤差: ±0.085MPa, 格納容器再循環サンプ水位 (広域) の誤差: ±2.0%) を考慮して対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>(8) [排気筒高レンジガスモニタ (低レンジ)] ① 1次冷却材圧力 (広域), 加圧器水位, 格納容器再循環サンプ水位 (広域), 蒸気発生器水位 (狭域), 主蒸気ライン圧力 インターフェイスシステム LOCA が発生した場合, 1次冷却材圧力 (広域), 加圧器水位, 蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力が変化する一方, 格納容器再循環サンプ水位 (広域) には基本的に蓄水が生じないことを利用して, インターフェイスシステム LOCA に伴う1次冷却系及び2次冷却系並びに原子炉格納容器内外の状態を把握でき, 計測誤差 (1次冷却材圧力 (広域) の誤差: ±0.25MPa, 加圧器水位の誤差: ±1.0%, 蒸気発生器水位 (狭域) の誤差: ±1.0%, 主蒸気ライン圧力の誤差: ±0.085MPa, 格納容器再循環サンプ水位 (広域) の誤差: ±2.0%) を考慮して対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>(9) [排気筒高レンジガスモニタ (高レンジ)] ① 1次冷却材圧力 (広域), 加圧器水位, 格納容器再循環サンプ水位 (広域), 蒸気発生器水位 (狭域), 主蒸気ライン圧力 インターフェイスシステム LOCA が発生した場合, 1次冷却材圧力 (広域), 加圧器水位, 蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力が変化する一方, 格納容器再循環サンプ水位 (広域) には基本的に蓄水が生じないことを利用して, インターフェイスシステム LOCA に伴う1次冷却系及び2次冷却系並びに原子炉格納容器内外の状態を把握でき, 計測誤差 (1次冷却材圧力 (広域) の誤差: ±0.25MPa, 加圧器水位の誤差: ±1.0%, 蒸気発生器水位 (狭域) の誤差: ±1.0%, 主蒸気ライン圧力の誤差: ±0.085MPa, 格納容器再循環サンプ水位 (広域) の誤差: ±2.0%) を考慮して対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>(10) [補助建屋サンプタンク水位] ① 1次冷却材圧力 (広域), 加圧器水位, 格納容器再循環サンプ水位 (広域), 蒸気発生器水位 (狭域), 主蒸気ライン圧力 インターフェイスシステム LOCA が発生した場合, 1次冷却材圧力 (広域), 加圧器水位, 蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力が変化する一方, 格納容器再循環サンプ水位 (広域) には基本的に蓄水が生じないことを利用して, インターフェイスシステム LOCA に伴う1次冷却系及び2次冷却系並びに原子炉格納容器内外の状態を把握でき, 計測誤差 (1次冷却材圧力 (広域) の誤差: ±0.25MPa, 加圧器水位の誤差: ±1.0%, 蒸気発生器水位 (狭域) の誤差: ±1.0%, 主蒸気ライン圧力の誤差: ±0.085MPa, 格納容器再循環サンプ水位 (広域) の誤差: ±2.0%) を考慮して対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p>	

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>(11) [余熱除去ポンプ出口圧力] ① 1次冷却材圧力 (広域), 加圧器水位, 格納容器再循環サンプ水位 (広域), 蒸気発生器水位 (狭域), 主蒸気ライン圧力 インターフェイスシステムLOCAが発生した場合, 1次冷却材圧力 (広域), 加圧器水位, 蒸気発生器水位 (狭域) 及び主蒸気ライン圧力が変化する一方, 格納容器再循環サンプ水位 (広域) には基本的に蓄水が生じないことを利用して, インターフェイスシステムLOCAに伴う1次冷却系及び2次冷却系並びに原子炉格納容器内外の状態を把握でき, 計測誤差 (1次冷却材圧力 (広域) の誤差: ±0.25MPa, 加圧器水位の誤差: ±1.0%, 蒸気発生器水位 (狭域) の誤差: ±1.0%, 主蒸気ライン圧力の誤差: ±0.085MPa, 格納容器再循環サンプ水位 (広域) の誤差: ±2.0%) を考慮して対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>(12) [加圧器達がシタンク圧力] ① 1次冷却材圧力 (広域), 加圧器水位 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) 及び加圧器水位の低下の確認により, インターフェイスシステムLOCAに伴う1次冷却系及び原子炉格納容器内外の状態を把握でき, 計測誤差 (1次冷却材圧力 (広域) の誤差: ±0.25MPa, 加圧器水位の誤差: ±1.0%) を考慮して対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>推定の評価 ② [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, 格納容器サンプ水位 (自主対策設備) の上昇がないことの確認により, インターフェイスシステムLOCA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することが可能である。</p> <p>(13) [加圧器達がシタンク水位] ① 1次冷却材圧力 (広域), 加圧器水位 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) 及び加圧器水位の低下の確認により, インターフェイスシステムLOCAに伴う1次冷却系及び原子炉格納容器内外の状態を把握でき, 計測誤差 (1次冷却材圧力 (広域) の誤差: ±0.25MPa, 加圧器水位の誤差: ±1.0%) を考慮して対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>② [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, 格納容器サンプ水位 (自主対策設備) の上昇がないことの確認により, インターフェイスシステムLOCA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することが可能である。</p> <p>(14) [加圧器達がシタンク温度] ① 1次冷却材圧力 (広域), 加圧器水位 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)</p>	

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>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に伴う1次冷却系及び原子炉格納容器内外の状態を把握でき、計測誤差(1次冷却材圧力(広域)の誤差: ±0.25MPa、加圧器水位の誤差: ±1.0%)を考慮して対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>㊟ [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、格納容器サンプ水位(自主対策設備)の上昇がないことの確認により、インターフェイスシステムLOCA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することが可能である。</p> <p>(15) [余熱除去冷却器入口温度] ① 1次冷却材圧力(広域)、加圧器水位 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ことを利用して、インターフェイスシステムLOCAに伴う1次冷却系及び原子炉格納容器内の状態を把握でき、計測誤差(1次冷却材圧力(広域)の誤差: ±0.25MPa、加圧器水位の誤差: ±1.0%)を考慮して対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>㊟ [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、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することが可能である。</p> <p>(16) [余熱除去冷却器出口温度] ① 1次冷却材圧力(広域)、加圧器水位 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ことを利用して、インターフェイスシステムLOCAに伴う1次冷却系及び原子炉格納容器内の状態を把握でき、計測誤差(1次冷却材圧力(広域)の誤差: ±0.25MPa、加圧器水位の誤差: ±1.0%)を考慮して対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。</p> <p>㊟ [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、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、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>許容範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① 監視パラメータ</td> <td>① 淡水貯蔵タンク水位</td> <td>0~2,200m³</td> <td>0~2,173m³</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">主要パラメータ</td> <td>② 圧力抑制室水位</td> <td>0~5m (0. F. -2900mm~1100mm)</td> <td>0.05m (0. F. -2850mm)</td> </tr> <tr> <td>① 高圧代替注水系ポンプ出口流量 (淡水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~120m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">代替パラメータ</td> <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) (淡水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~220m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>① 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) (淡水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~220m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">代替パラメータ</td> <td>① 高圧代替注水系ポンプ出口流量 (淡水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~100m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>① 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 (淡水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~150m³/h</td> <td>0~90.8m³/h</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">代替パラメータ</td> <td>① 高圧伊心スプレイレイン系ポンプ出口流量 (淡水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~1,500m³/h</td> <td>(高圧側) 0~318m³/h (低圧側) 0~1,050m³/h</td> </tr> <tr> <td>① 原子炉格納容器下部注水流量 (淡水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~110m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">代替パラメータ</td> <td>① 代替隔離冷却ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)</td> <td>0~200m³/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>① 残留熱除去系ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)</td> <td>0~1,500m³/h</td> <td>0~1,136m³/h</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">代替パラメータ</td> <td>① 低圧伊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>0~1,500m³/h</td> <td>0~1,050m³/h</td> </tr> <tr> <td>② 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 (淡水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~10MPa[gage]</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">代替パラメータ</td> <td>② 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 (淡水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~2MPa[gage]</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>② 代替隔離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 rowspan="2">代替パラメータ</td> <td>② 原子炉隔離冷却系ポンプ出口圧力 (淡水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>0~10MPa[gage]</td> <td>最大値: 11.8MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>② 高圧伊心スプレイレイン系ポンプ出口圧力 (淡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 rowspan="2">代替パラメータ</td> <td>② 残留熱除去系ポンプ出口圧力 (圧力抑制室水位の代替)</td> <td>0~4MPa[gage]</td> <td>最大値: 3.73MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>② 低圧伊心スプレイレイン系ポンプ出口圧力 (圧力抑制室水位の代替)</td> <td>0~9MPa[gage]</td> <td>最大値: 4.41MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">代替パラメータ</td> <td>② 淡水移送ポンプ出口圧力 (淡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) (淡水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>~3,800mm~1,500mm²</td> <td>有効燃料棒底部程度~ レベル8 (~7,832mm~1,470mm) **</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">代替パラメータ</td> <td>③ 原子炉水位 (燃料域) (淡水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td>~3,800mm~1,300mm²</td> <td>有効燃料棒底部程度~ レベル8 (~3,702mm~5,600mm) **</td> </tr> </tbody> </table>	項目	水源の確保			監視パラメータ	許容範囲	設計基準	① 監視パラメータ	① 淡水貯蔵タンク水位	0~2,200m ³	0~2,173m ³	主要パラメータ	② 圧力抑制室水位	0~5m (0. F. -2900mm~1100mm)	0.05m (0. F. -2850mm)	① 高圧代替注水系ポンプ出口流量 (淡水貯蔵タンク水位の代替)	0~120m ³ /h	—	代替パラメータ	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) (淡水貯蔵タンク水位の代替)	0~220m ³ /h	—	① 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) (淡水貯蔵タンク水位の代替)	0~220m ³ /h	—	代替パラメータ	① 高圧代替注水系ポンプ出口流量 (淡水貯蔵タンク水位の代替)	0~100m ³ /h	—	① 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 (淡水貯蔵タンク水位の代替)	0~150m ³ /h	0~90.8m ³ /h	代替パラメータ	① 高圧伊心スプレイレイン系ポンプ出口流量 (淡水貯蔵タンク水位の代替)	0~1,500m ³ /h	(高圧側) 0~318m ³ /h (低圧側) 0~1,050m ³ /h	① 原子炉格納容器下部注水流量 (淡水貯蔵タンク水位の代替)	0~110m ³ /h	—	代替パラメータ	① 代替隔離冷却ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0~200m ³ /h	—	① 残留熱除去系ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0~1,500m ³ /h	0~1,136m ³ /h	代替パラメータ	① 低圧伊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 ³ /h	0~1,050m ³ /h	② 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 (淡水貯蔵タンク水位の代替)	0~10MPa[gage]	—	代替パラメータ	② 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 (淡水貯蔵タンク水位の代替)	0~2MPa[gage]	—	② 代替隔離冷却ポンプ出口圧力 (圧力抑制室水位の代替)	0~4MPa[gage]	—	代替パラメータ	② 原子炉隔離冷却系ポンプ出口圧力 (淡水貯蔵タンク水位の代替)	0~10MPa[gage]	最大値: 11.8MPa[gage]	② 高圧伊心スプレイレイン系ポンプ出口圧力 (淡水貯蔵タンク水位の代替)	0~12MPa[gage]	最大値: 13.0MPa[gage]	代替パラメータ	② 残留熱除去系ポンプ出口圧力 (圧力抑制室水位の代替)	0~4MPa[gage]	最大値: 3.73MPa[gage]	② 低圧伊心スプレイレイン系ポンプ出口圧力 (圧力抑制室水位の代替)	0~9MPa[gage]	最大値: 4.41MPa[gage]	代替パラメータ	② 淡水移送ポンプ出口圧力 (淡水貯蔵タンク水位の代替)	0~1.5MPa[gage]	—	③ 原子炉水位 (広帯域) (淡水貯蔵タンク水位の代替)	~3,800mm~1,500mm ²	有効燃料棒底部程度~ レベル8 (~7,832mm~1,470mm) **	代替パラメータ	③ 原子炉水位 (燃料域) (淡水貯蔵タンク水位の代替)	~3,800mm~1,300mm ²	有効燃料棒底部程度~ レベル8 (~3,702mm~5,600mm) **	<p>(q) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネル及びヒループを除く) による推定方法について (水源の確保)</p> <table border="1" data-bbox="1254 236 1805 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>許容範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">主要パラメータ</td> <td>燃料取替用水ビット水位</td> <td>0~100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>補助給水ビット水位</td> <td>0~100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>ほう酸タンク水位</td> <td>0~100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td rowspan="12">代替パラメータ</td> <td>① 格納容器再循環サンプ水位 (広域) (燃料取替用水ビット水位の代替)</td> <td>0~100%</td> <td>100%</td> </tr> <tr> <td>② B-格納容器スプレイレイン冷却器出口積算流量 (AM用) (燃料取替用水ビット水位の代替)</td> <td>0~1,300m³/h (0~10,000m³)</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>0~1,300m³/h</td> <td>□/h</td> </tr> <tr> <td>② 高圧注水流量 (燃料取替用水ビット水位の代替)</td> <td>0~350m³/h</td> <td>280m³/h</td> </tr> <tr> <td>② 低圧注水流量 (燃料取替用水ビット水位の代替)</td> <td>0~1,100m³/h</td> <td>1,090m³/h</td> </tr> <tr> <td>② (充てん流量) (燃料取替用水ビット水位の代替)</td> <td>0~70m³/h</td> <td>56.8m³/h</td> </tr> <tr> <td>② 代替格納容器スプレ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>0~200m³/h (0~10,000m³)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>③ 補助給水流量 (補助給水ビット水位の代替)</td> <td>0~130m³/h</td> <td>50m³/h</td> </tr> <tr> <td>① 緊急ほう酸注水ライン流量 (ほう酸タンク水位の代替)</td> <td>0~35m³/h</td> <td>13.6m³/h</td> </tr> <tr> <td>② 出力領域中性子束 (ほう酸タンク水位の代替)</td> <td>0~120% (3.3×10⁸~ 1.2×10⁹cm⁻²・s⁻¹)</td> <td>最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)</td> </tr> <tr> <td>② 中間領域中性子束 (ほう酸タンク水位の代替)</td> <td>10¹¹~5×10¹⁰A (1.3×10⁹~6.6× 10⁸cm⁻²・s⁻¹)</td> <td>最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)</td> </tr> </tbody> </table> <p>□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	項目	水源の確保			監視パラメータ	許容範囲	設計基準	主要パラメータ	燃料取替用水ビット水位	0~100%	100%	補助給水ビット水位	0~100%	100%	ほう酸タンク水位	0~100%	100%	代替パラメータ	① 格納容器再循環サンプ水位 (広域) (燃料取替用水ビット水位の代替)	0~100%	100%	② B-格納容器スプレイレイン冷却器出口積算流量 (AM用) (燃料取替用水ビット水位の代替)	0~1,300m ³ /h (0~10,000m ³)	—	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 ³ /h	□/h	② 高圧注水流量 (燃料取替用水ビット水位の代替)	0~350m ³ /h	280m ³ /h	② 低圧注水流量 (燃料取替用水ビット水位の代替)	0~1,100m ³ /h	1,090m ³ /h	② (充てん流量) (燃料取替用水ビット水位の代替)	0~70m ³ /h	56.8m ³ /h	② 代替格納容器スプレ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 ³ /h (0~10,000m ³)	—	③ 補助給水流量 (補助給水ビット水位の代替)	0~130m ³ /h	50m ³ /h	① 緊急ほう酸注水ライン流量 (ほう酸タンク水位の代替)	0~35m ³ /h	13.6m ³ /h	② 出力領域中性子束 (ほう酸タンク水位の代替)	0~120% (3.3×10 ⁸ ~ 1.2×10 ⁹ cm ⁻² ・s ⁻¹)	最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)	② 中間領域中性子束 (ほう酸タンク水位の代替)	10 ¹¹ ~5×10 ¹⁰ A (1.3×10 ⁹ ~6.6× 10 ⁸ cm ⁻² ・s ⁻¹)	最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)	
項目	水源の確保																																																																																																																																										
	監視パラメータ	許容範囲	設計基準																																																																																																																																								
① 監視パラメータ	① 淡水貯蔵タンク水位	0~2,200m ³	0~2,173m ³																																																																																																																																								
主要パラメータ	② 圧力抑制室水位	0~5m (0. F. -2900mm~1100mm)	0.05m (0. F. -2850mm)																																																																																																																																								
	① 高圧代替注水系ポンプ出口流量 (淡水貯蔵タンク水位の代替)	0~120m ³ /h	—																																																																																																																																								
代替パラメータ	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) (淡水貯蔵タンク水位の代替)	0~220m ³ /h	—																																																																																																																																								
	① 残留熱除去系洗浄ライン流量 (残留熱除去系B系格納容器冷却ライン洗浄流量) (淡水貯蔵タンク水位の代替)	0~220m ³ /h	—																																																																																																																																								
代替パラメータ	① 高圧代替注水系ポンプ出口流量 (淡水貯蔵タンク水位の代替)	0~100m ³ /h	—																																																																																																																																								
	① 原子炉隔離時冷却系ポンプ出口流量 (淡水貯蔵タンク水位の代替)	0~150m ³ /h	0~90.8m ³ /h																																																																																																																																								
代替パラメータ	① 高圧伊心スプレイレイン系ポンプ出口流量 (淡水貯蔵タンク水位の代替)	0~1,500m ³ /h	(高圧側) 0~318m ³ /h (低圧側) 0~1,050m ³ /h																																																																																																																																								
	① 原子炉格納容器下部注水流量 (淡水貯蔵タンク水位の代替)	0~110m ³ /h	—																																																																																																																																								
代替パラメータ	① 代替隔離冷却ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0~200m ³ /h	—																																																																																																																																								
	① 残留熱除去系ポンプ出口流量 (圧力抑制室水位の代替)	0~1,500m ³ /h	0~1,136m ³ /h																																																																																																																																								
代替パラメータ	① 低圧伊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 ³ /h	0~1,050m ³ /h																																																																																																																																								
	② 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 (淡水貯蔵タンク水位の代替)	0~10MPa[gage]	—																																																																																																																																								
代替パラメータ	② 高圧代替注水系ポンプ出口圧力 (淡水貯蔵タンク水位の代替)	0~2MPa[gage]	—																																																																																																																																								
	② 代替隔離冷却ポンプ出口圧力 (圧力抑制室水位の代替)	0~4MPa[gage]	—																																																																																																																																								
代替パラメータ	② 原子炉隔離冷却系ポンプ出口圧力 (淡水貯蔵タンク水位の代替)	0~10MPa[gage]	最大値: 11.8MPa[gage]																																																																																																																																								
	② 高圧伊心スプレイレイン系ポンプ出口圧力 (淡水貯蔵タンク水位の代替)	0~12MPa[gage]	最大値: 13.0MPa[gage]																																																																																																																																								
代替パラメータ	② 残留熱除去系ポンプ出口圧力 (圧力抑制室水位の代替)	0~4MPa[gage]	最大値: 3.73MPa[gage]																																																																																																																																								
	② 低圧伊心スプレイレイン系ポンプ出口圧力 (圧力抑制室水位の代替)	0~9MPa[gage]	最大値: 4.41MPa[gage]																																																																																																																																								
代替パラメータ	② 淡水移送ポンプ出口圧力 (淡水貯蔵タンク水位の代替)	0~1.5MPa[gage]	—																																																																																																																																								
	③ 原子炉水位 (広帯域) (淡水貯蔵タンク水位の代替)	~3,800mm~1,500mm ²	有効燃料棒底部程度~ レベル8 (~7,832mm~1,470mm) **																																																																																																																																								
代替パラメータ	③ 原子炉水位 (燃料域) (淡水貯蔵タンク水位の代替)	~3,800mm~1,300mm ²	有効燃料棒底部程度~ レベル8 (~3,702mm~5,600mm) **																																																																																																																																								
	項目	水源の確保																																																																																																																																									
監視パラメータ		許容範囲	設計基準																																																																																																																																								
主要パラメータ	燃料取替用水ビット水位	0~100%	100%																																																																																																																																								
	補助給水ビット水位	0~100%	100%																																																																																																																																								
	ほう酸タンク水位	0~100%	100%																																																																																																																																								
代替パラメータ	① 格納容器再循環サンプ水位 (広域) (燃料取替用水ビット水位の代替)	0~100%	100%																																																																																																																																								
	② B-格納容器スプレイレイン冷却器出口積算流量 (AM用) (燃料取替用水ビット水位の代替)	0~1,300m ³ /h (0~10,000m ³)	—																																																																																																																																								
	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 ³ /h	□/h																																																																																																																																								
	② 高圧注水流量 (燃料取替用水ビット水位の代替)	0~350m ³ /h	280m ³ /h																																																																																																																																								
	② 低圧注水流量 (燃料取替用水ビット水位の代替)	0~1,100m ³ /h	1,090m ³ /h																																																																																																																																								
	② (充てん流量) (燃料取替用水ビット水位の代替)	0~70m ³ /h	56.8m ³ /h																																																																																																																																								
	② 代替格納容器スプレ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 ³ /h (0~10,000m ³)	—																																																																																																																																								
	③ 補助給水流量 (補助給水ビット水位の代替)	0~130m ³ /h	50m ³ /h																																																																																																																																								
	① 緊急ほう酸注水ライン流量 (ほう酸タンク水位の代替)	0~35m ³ /h	13.6m ³ /h																																																																																																																																								
	② 出力領域中性子束 (ほう酸タンク水位の代替)	0~120% (3.3×10 ⁸ ~ 1.2×10 ⁹ cm ⁻² ・s ⁻¹)	最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)																																																																																																																																								
	② 中間領域中性子束 (ほう酸タンク水位の代替)	10 ¹¹ ~5×10 ¹⁰ A (1.3×10 ⁹ ~6.6× 10 ⁸ cm ⁻² ・s ⁻¹)	最大値: 定格出力の約194倍 (制御棒飛び出し)																																																																																																																																								

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

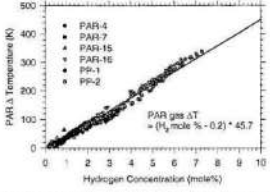
大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																				
	<table border="1"> <tr> <td data-bbox="672 156 750 247">代替 パラメータ</td> <td data-bbox="750 156 952 207">③原子炉水位 (SA広帯域) (復水貯蔵タンク水位の代替)</td> <td data-bbox="952 156 1086 207">-3,800mm~1,500mm²</td> <td data-bbox="1086 156 1220 207">有効燃料棒底直前程度~ レベルs (-7,832mm~1,470mm) ⁴⁾</td> </tr> <tr> <td></td> <td data-bbox="750 207 952 258">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="952 207 1086 258">-3,800mm~1,300mm²</td> <td data-bbox="1086 207 1220 258">有効燃料棒底直前程度~ レベルs (-3,702mm~5,600mm) ⁴⁾</td> </tr> <tr> <td data-bbox="672 258 750 311">計測目的</td> <td colspan="3" data-bbox="750 258 1220 311">*1: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器管レベルより1,313cm上のところとする (ドライヤースカート底部付近) *2: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器管レベルより900cm上のところとする (有効燃料棒直上付近)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="672 311 750 406">計測目的</td> <td colspan="3" data-bbox="750 311 1220 406">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ェンバのプール水を水源とするポンプの注水量、出口圧力あるいは注水先の原子炉水位から、復水貯蔵タンク水位又は圧力抑制室水位を推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 ①復水貯蔵タンクを水源とするポンプ注水量 復水貯蔵タンクを水源とするポンプの流量と経過時間より算出した注水量から推定する。復水貯蔵タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。 推定可能範囲: 0~3,200m³ ②サブプレッションチェンバを水源とするポンプ注水量 サブプレッションチェンバを水源とする代替循環冷却ポンプ出口流量、残留熱除去系ポンプ出口流量及び低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量から代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッションチェンバのプール水が確保されていることを推定する。 ③原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (SA広帯域)、原子炉水位 (SA燃料域) 注水先である原子炉水位を計測することにより、水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることを推定する。復水貯蔵タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。 ④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。 ⑤サブプレッションチェンバを水源とするポンプ注水量 本推定方法の目的は、代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプ運転時における水源である圧力抑制室水位の確保を確認することであり、これらのポンプが正常に動作していることをポンプ注水量で確認することで、必要な水源である </td> </tr> <tr> <td data-bbox="672 869 750 997">推定の評価</td> <td colspan="3" data-bbox="750 869 1220 997"></td> </tr> </table>	代替 パラメータ	③原子炉水位 (SA広帯域) (復水貯蔵タンク水位の代替)	-3,800mm~1,500mm ²	有効燃料棒底直前程度~ レベルs (-7,832mm~1,470mm) ⁴⁾		③原子炉水位 (SA燃料域) (復水貯蔵タンク水位の代替)	-3,800mm~1,300mm ²	有効燃料棒底直前程度~ レベルs (-3,702mm~5,600mm) ⁴⁾	計測目的	*1: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器管レベルより1,313cm上のところとする (ドライヤースカート底部付近) *2: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器管レベルより900cm上のところとする (有効燃料棒直上付近)			計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて水源の確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかの確認である。			推定方法	復水貯蔵タンク又はサブプレッションチェンバのプール水を水源とするポンプの注水量、出口圧力あるいは注水先の原子炉水位から、復水貯蔵タンク水位又は圧力抑制室水位を推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 ①復水貯蔵タンクを水源とするポンプ注水量 復水貯蔵タンクを水源とするポンプの流量と経過時間より算出した注水量から推定する。復水貯蔵タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。 推定可能範囲: 0~3,200m ³ ②サブプレッションチェンバを水源とするポンプ注水量 サブプレッションチェンバを水源とする代替循環冷却ポンプ出口流量、残留熱除去系ポンプ出口流量及び低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量から代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッションチェンバのプール水が確保されていることを推定する。 ③原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (SA広帯域)、原子炉水位 (SA燃料域) 注水先である原子炉水位を計測することにより、水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることを推定する。復水貯蔵タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。 ④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。 ⑤サブプレッションチェンバを水源とするポンプ注水量 本推定方法の目的は、代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプ運転時における水源である圧力抑制室水位の確保を確認することであり、これらのポンプが正常に動作していることをポンプ注水量で確認することで、必要な水源である			推定の評価				<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1258 156 1337 207">代替 パラメータ</td> <td data-bbox="1337 156 1538 207">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="1538 156 1673 207">1~10⁶cps (10⁴~10⁸cm⁻²・ s⁻¹)</td> <td data-bbox="1673 156 1807 207">最大値: 定常出力の約194倍 (別録挿入)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1258 207 1337 303">計測目的</td> <td colspan="3" data-bbox="1337 207 1807 303">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="1258 303 1337 997">推定方法</td> <td colspan="3" data-bbox="1337 303 1807 997"> 燃料取扱用水ビッド、補助給水ビッド又はほう酸タンクを水源とするポンプの注水量、注水先のサンプ水位あるいは、炉心へのほう酸水注入に伴う負の反応度添加の状況から、燃料取扱用水ビッド水位、補助給水ビッド水位又はほう酸タンク水位を推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 ①格納容器再循環サンプ水位 (広域) 注入先である格納容器再循環サンプ水位 (広域) を計測することにより、水源である燃料取扱用水ビッド水位が確保されていることを推定する。燃料取扱用水ビッド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燃料取扱用水ビッドを水源とするポンプ注水量 燃料取扱用水ビッドを水源とするB-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、格納容器スプレイ流量 (自主対策設備)、高圧注入流量、低圧注入流量、充てん流量 (自主対策設備) 及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量から格納容器スプレイポンプ、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、充てんポンプ及び代替格納容器スプレイポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である燃料取扱用水ビッド水位が確保されていることを推定する。燃料取扱用水ビッドに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。 ③補助給水ビッ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補助給水流量及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量から補助給水ポンプ及び代替格納容器スプレイポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である補助給水ビッド水位が確保されていることを推定する。補助給水ビッドに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。 ④ほう酸タンクを水源とするポンプ注水量 ほう酸タンクを水源とする緊急ほう酸注入ライン流量 (自主対策設備) からほう酸ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるほう酸タンク水位が確保されていることを推定する。 </td> </tr> </table>	代替 パラメータ	②中性子源領域中性子束 (ほう酸タンク水位の代替)	1~10 ⁶ cps (10 ⁴ ~10 ⁸ cm ⁻² ・ s ⁻¹)	最大値: 定常出力の約194倍 (別録挿入)	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	燃料取扱用水ビッド、補助給水ビッド又はほう酸タンクを水源とするポンプの注水量、注水先のサンプ水位あるいは、炉心へのほう酸水注入に伴う負の反応度添加の状況から、燃料取扱用水ビッド水位、補助給水ビッド水位又はほう酸タンク水位を推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 ①格納容器再循環サンプ水位 (広域) 注入先である格納容器再循環サンプ水位 (広域) を計測することにより、水源である燃料取扱用水ビッド水位が確保されていることを推定する。燃料取扱用水ビッド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燃料取扱用水ビッドを水源とするポンプ注水量 燃料取扱用水ビッドを水源とするB-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、格納容器スプレイ流量 (自主対策設備)、高圧注入流量、低圧注入流量、充てん流量 (自主対策設備) 及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量から格納容器スプレイポンプ、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、充てんポンプ及び代替格納容器スプレイポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である燃料取扱用水ビッド水位が確保されていることを推定する。燃料取扱用水ビッドに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。 ③補助給水ビッ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補助給水流量及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量から補助給水ポンプ及び代替格納容器スプレイポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である補助給水ビッド水位が確保されていることを推定する。補助給水ビッドに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。 ④ほう酸タンクを水源とするポンプ注水量 ほう酸タンクを水源とする緊急ほう酸注入ライン流量 (自主対策設備) からほう酸ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるほう酸タンク水位が確保されていることを推定する。			
代替 パラメータ	③原子炉水位 (SA広帯域) (復水貯蔵タンク水位の代替)	-3,800mm~1,500mm ²	有効燃料棒底直前程度~ レベルs (-7,832mm~1,470mm) ⁴⁾																																				
	③原子炉水位 (SA燃料域) (復水貯蔵タンク水位の代替)	-3,800mm~1,300mm ²	有効燃料棒底直前程度~ レベルs (-3,702mm~5,600mm) ⁴⁾																																				
計測目的	*1: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器管レベルより1,313cm上のところとする (ドライヤースカート底部付近) *2: 計測範囲の帯は、原子炉圧力容器管レベルより900cm上のところとする (有効燃料棒直上付近)																																						
計測目的	重大事故等時において、主要パラメータにて水源の確保を監視する目的は、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器への注水が継続可能であるかどうかの確認である。																																						
推定方法	復水貯蔵タンク又はサブプレッションチェンバのプール水を水源とするポンプの注水量、出口圧力あるいは注水先の原子炉水位から、復水貯蔵タンク水位又は圧力抑制室水位を推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 ①復水貯蔵タンクを水源とするポンプ注水量 復水貯蔵タンクを水源とするポンプの流量と経過時間より算出した注水量から推定する。復水貯蔵タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。 推定可能範囲: 0~3,200m ³ ②サブプレッションチェンバを水源とするポンプ注水量 サブプレッションチェンバを水源とする代替循環冷却ポンプ出口流量、残留熱除去系ポンプ出口流量及び低圧炉心スプレイ系ポンプ出口流量から代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるサブプレッションチェンバのプール水が確保されていることを推定する。 ③原子炉水位 (広帯域)、原子炉水位 (燃料域)、原子炉水位 (SA広帯域)、原子炉水位 (SA燃料域) 注水先である原子炉水位を計測することにより、水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることを推定する。復水貯蔵タンクに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。 ④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。 ⑤サブプレッションチェンバを水源とするポンプ注水量 本推定方法の目的は、代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプ運転時における水源である圧力抑制室水位の確保を確認することであり、これらのポンプが正常に動作していることをポンプ注水量で確認することで、必要な水源である																																						
推定の評価																																							
代替 パラメータ	②中性子源領域中性子束 (ほう酸タンク水位の代替)	1~10 ⁶ cps (10 ⁴ ~10 ⁸ cm ⁻² ・ s ⁻¹)	最大値: 定常出力の約194倍 (別録挿入)																																				
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	燃料取扱用水ビッド、補助給水ビッド又はほう酸タンクを水源とするポンプの注水量、注水先のサンプ水位あるいは、炉心へのほう酸水注入に伴う負の反応度添加の状況から、燃料取扱用水ビッド水位、補助給水ビッド水位又はほう酸タンク水位を推定する。 推定方法は、以下のとおりである。 ①格納容器再循環サンプ水位 (広域) 注入先である格納容器再循環サンプ水位 (広域) を計測することにより、水源である燃料取扱用水ビッド水位が確保されていることを推定する。燃料取扱用水ビッド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燃料取扱用水ビッドを水源とするポンプ注水量 燃料取扱用水ビッドを水源とするB-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (AM用)、格納容器スプレイ流量 (自主対策設備)、高圧注入流量、低圧注入流量、充てん流量 (自主対策設備) 及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量から格納容器スプレイポンプ、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、充てんポンプ及び代替格納容器スプレイポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である燃料取扱用水ビッド水位が確保されていることを推定する。燃料取扱用水ビッドに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。 ③補助給水ビッ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補助給水流量及び代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量から補助給水ポンプ及び代替格納容器スプレイポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源である補助給水ビッド水位が確保されていることを推定する。補助給水ビッドに淡水や海水を補給している場合は、補給に使用したポンプの性能並びに運転時間により算出した注水量を考慮する。 ④ほう酸タンクを水源とするポンプ注水量 ほう酸タンクを水源とする緊急ほう酸注入ライン流量 (自主対策設備) からほう酸ポンプが正常に動作していることを把握することにより、水源であるほう酸タンク水位が確保されていることを推定する。																																						

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>圧力制御室水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p>②復水貯蔵タンクを水源とするポンプ出口圧力 本推定方法の目的は、原子炉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、原子炉隔離時冷却系ポンプ、高圧炉心スプレイ系ポンプ及び復水移送ポンプが正常に動作していることをポンプ出口圧力で確認することで、必要な水源である復水貯蔵タンク水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p>③サブプレッションチェンバを水源とするポンプ出口圧力 本推定方法の目的は、代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプ運転時における水源であるサブプレッションチェンバのプール水位の確保を確認することであり、代替循環冷却ポンプ、残留熱除去系ポンプ及び低圧炉心スプレイ系ポンプが正常に動作していることをポンプ出口圧力で確認することで、必要な水源であるサブプレッションチェンバのプール水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p>④原子炉水位(広帯域)、原子炉水位(燃料域)、原子炉水位(SA広帯域)、原子炉水位(SA燃料域) 本推定方法の目的は、原子炉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、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。(高圧代替注水ポンプ出口流量の誤差:±1.9%/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、原子炉隔離時冷却系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:±0.1MPa、代替循環冷却ポンプ出口圧力の誤差:±0.02MPa、原子炉隔離時冷却系ポンプ出口圧力の誤差:±0.1MPa、高圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の誤差:±0.08MPa、残留熱除去系ポンプ出口圧力の誤差:±0.02MPa、低圧炉心スプレイ系ポンプ出口圧力の誤差:±0.03MPa、復水移送ポンプ出口圧力の誤差:±0.01MPa、原子炉水位(広帯域)の誤差:±46mm、原子炉水位(燃料域)の誤差:±44mm、原子炉水位(SA広帯域)の誤差:±45mm、原子炉水位(SA燃料域)の誤差:±43mm)</p> <p>以上より、これらの代替パラメータによる推定で、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策等を成功させるために必要な状態を推定することができる。</p>	<p>②ほう酸タンクを水源とする炉心への負の反応度添加 ほう酸タンクを水源とする炉心への負の反応度添加から出力領域中性子束、中間領域中性子束及び中性子源領域中性子束の指示が低下していることを把握することにより、水源であるほう酸タンク水位が確保されていることを推定する。</p> <p>①格納容器再循環サンプ水位(広域) 本推定方法の目的は、原子炉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ピット水位の確保を確認することであり、格納容器再循環サンプ水位(広域)の水位変化を確認することで、必要な水源である燃料取替用ピット水位が確保されていることを推定できることから、適用可能である。なお、燃料取替用ピット以外からの注水がないことを前提とする。</p> <p>②燃料取替用ピットを水源とするポンプ注水量 本推定方法の目的は、格納容器スプレイポンプ、高圧注入ポンプ、余熱除去ポンプ、充てんポンプ及び代替格納容器スプレイポンプ運転時における水源である燃料取替用ピット水位の確保を確認することであり、これらのポンプが正常に動作していることをポンプ注水量で確認することで、必要な水源である燃料取替用ピット水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。なお、燃料取替用ピット以外からの注水がないことを前提とする。</p> <p>③補助給水ピットを水源とするポンプ注水量 本推定方法の目的は、補助給水ポンプ及び代替格納容器スプレイポンプ運転時における水源である補助給水ピット水位の確保を確認することであり、これらのポンプが正常に動作していることをポンプ注水量で確認することで、必要な水源である補助給水ピット水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。なお、補助給水ピット以外からの注水がないことを前提とする。</p> <p>①ほう酸タンクを水源とするポンプ注水量 本推定方法の目的は、ほう酸タンク運転時における水源であるほう酸タンク水位の確保を確認することであり、このポンプが正常に動作していることをポンプ注水量で確認することで、必要な水源であるほう酸タンク水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p>②ほう酸タンクを水源とする炉心への負の反応度添加 本推定方法の目的は、炉心への負の反応度添加時における水源であるほう酸タンク水位の確保を確認することであり、出力領域中性子束、中間領域中性子束及び中性子源領域中性子束の指示が低下していることを確認することで、必要な水源であるほう酸タンク水位が確保されていることが推定できることから、適用可能である。</p> <p>【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(格納容器再循環サンプ水位(広域)、燃料取替用ピットを水源とするポンプ注水量、補助給水ピットを水源とするポンプ注水量、ほう酸タンクを水源とするポンプ注水量)による推定は、注水設備によるパラメータから必要な水源が確保されていることの傾向を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。(格納容器再循環サンプ水位(広域)の誤差:±2.0%、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量(AM用)の誤差:±11.3m³/h、高圧注入流量の誤差:±2.7m³/h、低圧注入流量の誤差:±8.9m³/h、代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量の誤差:±1.7m³/h、補助給水流量の誤差:±2.6m³/h)</p> <p>代替パラメータ(ほう酸タンクを水源とする炉心への負の反応度添加)による推定は、炉心へのほう酸水注入に伴う負の反応度が追加されていることを出力領域中性子束、中間領域中性子束及び中性子源領域中性子束を傾向監視することにより水源の有無を把握でき、計器誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の対策を実施することが可能である。(出力領域中性子束の誤差:±1.0%、中間領域中性子束の誤差:5.4×10¹¹~1.9×10¹⁰ (N:-11~3)、中性子源領域中性子束の誤差:6.6×10¹¹~1.6×10¹⁰ cps (N:0~6))</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、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>	

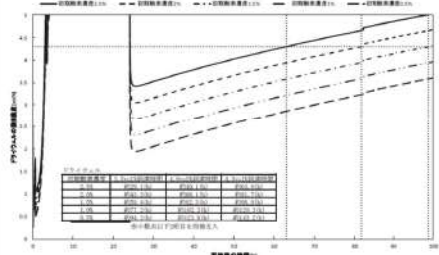
灰色: 女川2号炉の記載のうち, BWR固有の設備や対応手段であり, 泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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="667 229 1232 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>①静的触媒式水素再結合装置動作監視装置 原子炉建屋内の水素が静的触媒式水素再結合装置で処理された場合, 発熱反応が生じ, 装置の入口と出口温度に差が生じる。これを計測することにより静的触媒式水素再結合装置に入る水素濃度が推定することができることから, 原子炉建屋水素濃度の推定方法として妥当である。</p> <p>【誤差による影響について】 原子炉建屋内の水素濃度を監視する目的は, 原子炉格納容器からの水素漏えいを把握することであり, 代替パラメータ (静的触媒式水素再結合装置動作監視装置) による静的触媒式水素再結合装置の動作有無並びに入口及び出口の差温度の状況から水素漏えいの傾向を把握でき, 計測誤差を考慮した上で対応することにより重大事故等時の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。</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℃	—																

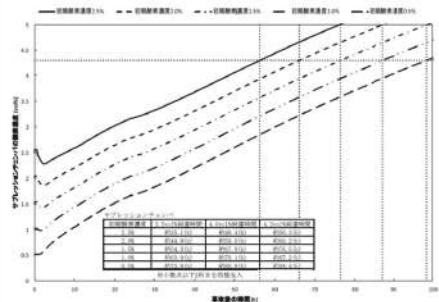
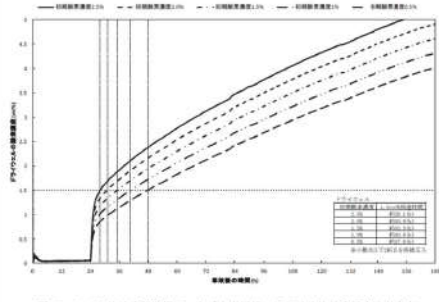
灰色: 女川2号炉の記載のうち, BWR固有の設備や対応手段であり, 泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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)

大飯発電所3/4号炉	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 colspan="4">原子炉格納容器内の酸素濃度</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>格納容器内空気放射線モニタ (R/C)</td> <td>0~30vol%</td> <td>約4.5vol%</td> </tr> <tr> <td>①格納容器内空気放射線モニタ (R/C)</td> <td>10⁻⁵v./h~10⁵v./h</td> <td>145v./h未満</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">代替パラメータ</td> <td>①格納容器内空気放射線モニタ (S/C)</td> <td>10⁻⁵v./h~10⁵v./h</td> <td>145v./h未満</td> </tr> <tr> <td>①ドライウェル圧力</td> <td>0~1MPa(abs)</td> <td>①300kPa(gage) 以下</td> </tr> <tr> <td>①圧力調整室圧力</td> <td>0~1MPa(abs)</td> <td>①100kPa(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 (R/C) 及び格納容器内空気放射線モニタ (S/C) にて中心挿筒を判断した後, 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 (R/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 (R/C) 及び格納容器内空気放射線モニタ (S/C) にて中心挿筒を判断した後, 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 (満稼状態の場合 G(02)=0.4, G(02)=0.2, 非満稼状態の場合 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>	原子炉格納容器内の酸素濃度				項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	格納容器内空気放射線モニタ (R/C)	0~30vol%	約4.5vol%	①格納容器内空気放射線モニタ (R/C)	10 ⁻⁵ v./h~10 ⁵ v./h	145v./h未満	代替パラメータ	①格納容器内空気放射線モニタ (S/C)	10 ⁻⁵ v./h~10 ⁵ v./h	145v./h未満	①ドライウェル圧力	0~1MPa(abs)	①300kPa(gage) 以下	①圧力調整室圧力	0~1MPa(abs)	①100kPa(gage) 以下		
原子炉格納容器内の酸素濃度																												
項目	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																									
主要パラメータ	格納容器内空気放射線モニタ (R/C)	0~30vol%	約4.5vol%																									
	①格納容器内空気放射線モニタ (R/C)	10 ⁻⁵ v./h~10 ⁵ v./h	145v./h未満																									
代替パラメータ	①格納容器内空気放射線モニタ (S/C)	10 ⁻⁵ v./h~10 ⁵ v./h	145v./h未満																									
	①ドライウェル圧力	0~1MPa(abs)	①300kPa(gage) 以下																									
	①圧力調整室圧力	0~1MPa(abs)	①100kPa(gage) 以下																									

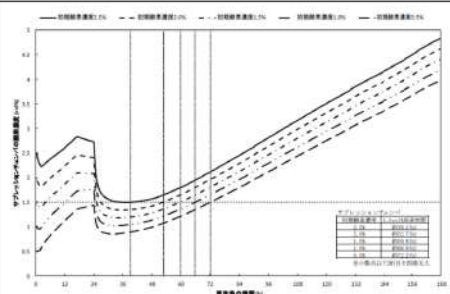
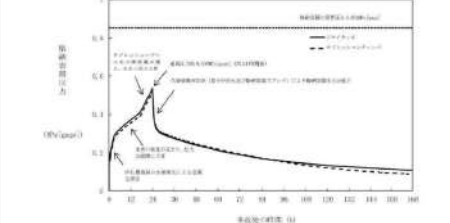
灰色: 女川2号炉の記載のうち, BWR固有の設備や対応手段であり, 泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: center;">女川原子力発電所2号炉</p> <div style="display: flex; justify-content: space-between;"> <div style="width: 20%;"> <p>指定方法</p> </div> <div style="width: 60%;">  <p>図 58-8-19 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器内濃度 (サブレーション状態) (原子が格納容器内への蒸気供給なし) (ドライ条件)</p> </div> <div style="width: 20%;"> <p>指定方法</p> </div> </div>  <p>図 58-8-20 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器内濃度 (ドライウェル) (原子が格納容器内への蒸気供給なし) (ウェット条件)</p>		

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p data-bbox="840 108 1059 132">女川原子力発電所2号炉</p>  <p data-bbox="763 470 1211 502">図 58-8-21 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器内酸素濃度 (サブプレッションフェーズ) (原子炉格納容器内への蒸気供給なし) (クェット条件)</p> <p data-bbox="763 518 1211 662">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。</p> <p data-bbox="763 667 1211 710">格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器圧力の変化を図 58-8-22 に示す。有効性評価の結果では, 格納容器圧力が正圧に保たれる結果となっており, 原子炉格納容器への空気流入の可能性がないことを確認している。</p>  <p data-bbox="763 957 1211 981">図 58-8-22 格納容器破損モード「水素燃焼」における格納容器圧力の推移</p>		

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>①格納容器内蒸気放射線モニタ(B/W)、格納容器内蒸気放射線モニタ(S/C) 炉心損傷和断後の初期融氷濃度と保守的なら値を入力した評価結果(解析結果)では、実際の原子炉格納容器内の融氷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融氷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 [融氷による影響について] 原子炉格納容器内の融氷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融氷濃度の傾向及び原子炉格納容器への空気流入の有無の傾向を把握でき、計器誤差(格納容器内蒸気放射線モニタ(B/W)の誤差:±0.29デカード(5.2×10⁻⁵Sv/h~1.9×10⁻⁵Sv/h)、格納容器内蒸気放射線モニタ(S/C)の誤差:±0.29デカード(5.2×10⁻⁵Sv/h~1.9×10⁻⁵Sv/h)、ドライウェル圧力の誤差:±0.006MPa、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)

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																							
	<p>(q) 主要パラメータの代替パラメータ (他チャンネルを除く) による推定方法について (使用済燃料プールの監視)</p> <table border="1" data-bbox="672 236 1227 1050"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">使用済燃料プールの監視</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">主要パラメータ</td> <td>使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)</td> <td>0~7,910mm^g 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>-1,300mm~7,300mm^g 0~120℃</td> <td>0.P.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>10⁴nSv/h~10⁶nSv/h 10³nSv/h~10⁵nSv/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="7">代替パラメータ</td> <td>①使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) ②使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)、使用済燃料プール監視カメラの代替</td> <td>-1,300mm~7,300mm^g 0~120℃</td> <td>0.P.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) ②使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)、使用済燃料プール監視カメラの代替</td> <td>0~7,910mm^g 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) ②使用済燃料プール監視カメラの代替</td> <td>10⁴nSv/h~10⁶nSv/h 10³nSv/h~10⁵nSv/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>①使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) ②使用済燃料プール水位/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>10⁴nSv/h~10⁶nSv/h 10³nSv/h~10⁵nSv/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>②使用済燃料プール監視カメラ ③使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) の代替</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td colspan="3">*1:計測範囲の聖は、使用済燃料貯蔵ラック上層 (0.P.25920mm) のところとする。</td> </tr> <tr> <td colspan="3">計測目的 重大事故等において、主要パラメータにて使用済燃料プールの監視する目的は、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 colspan="3">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ついては、P.25のとおりに推定する。 使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) 及び使用済燃料プール監視カメラにより推定する。 使用済燃料プール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>	項目	使用済燃料プールの監視			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	0~7,910mm ^g 0~150℃	—	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	-1,300mm~7,300mm ^g 0~120℃	0.P.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 ⁴ nSv/h~10 ⁶ nSv/h 10 ³ nSv/h~10 ⁵ nSv/h	—	使用済燃料プール監視カメラ	—	—	代替パラメータ	①使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) ②使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)、使用済燃料プール監視カメラの代替	-1,300mm~7,300mm ^g 0~120℃	0.P.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) ②使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)、使用済燃料プール監視カメラの代替	0~7,910mm ^g 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) ②使用済燃料プール監視カメラの代替	10 ⁴ nSv/h~10 ⁶ nSv/h 10 ³ nSv/h~10 ⁵ nSv/h	—	①使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) ②使用済燃料プール水位/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 ⁴ nSv/h~10 ⁶ nSv/h 10 ³ nSv/h~10 ⁵ nSv/h	—	②使用済燃料プール監視カメラ ③使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) の代替	—	—	*1:計測範囲の聖は、使用済燃料貯蔵ラック上層 (0.P.25920mm) のところとする。			計測目的 重大事故等において、主要パラメータにて使用済燃料プールの監視する目的は、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ついては、P.25のとおりに推定する。 使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) 及び使用済燃料プール監視カメラにより推定する。 使用済燃料プール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="1258 236 1814 1050"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">使用済燃料ピットの監視</th> </tr> <tr> <th>監視パラメータ</th> <th>計測範囲</th> <th>設計基準</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">主要パラメータ</td> <td>使用済燃料ピット水位 (AM用)</td> <td>T.P.25.24~ T.P.32.76m</td> <td>—</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>10nSv/h~ 1,000nSv/h</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>使用済燃料ピット監視カメラ</td> <td>—</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>1~10³nSv/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>0.6~16m 30m 0~100℃</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>代替パラメータ</td> <td>①使用済燃料ピット水位 (可搬型) 〔使用済燃料ピット水位 (AM用)、使用済燃料ピット監視カメラ、〔使用済燃料ピット水位〕、〔携帯型水位計〕及び〔携帯型水位・水温計〕の代替</td> <td>T.P.21.30~ T.P.32.76m</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	項目	使用済燃料ピットの監視			監視パラメータ	計測範囲	設計基準	主要パラメータ	使用済燃料ピット水位 (AM用)	T.P.25.24~ T.P.32.76m	—	使用済燃料ピット水位 (可搬型)	T.P.21.30~ T.P.32.76m	—	使用済燃料ピット温度 (AM用)	0~100℃	—	使用済燃料ピット可搬型エアモニタ	10nSv/h~ 1,000nSv/h	—	使用済燃料ピット監視カメラ	—	—	〔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 ³ nSv/h	—	〔携帯型水温計〕	-40~510℃	—	〔携帯型水位計〕	0.6~16m 30m 0~100℃	—	代替パラメータ	①使用済燃料ピット水位 (可搬型) 〔使用済燃料ピット水位 (AM用)、使用済燃料ピット監視カメラ、〔使用済燃料ピット水位〕、〔携帯型水位計〕及び〔携帯型水位・水温計〕の代替	T.P.21.30~ T.P.32.76m	—	
項目	使用済燃料プールの監視																																																																																									
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																							
主要パラメータ	使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)	0~7,910mm ^g 0~150℃	—																																																																																							
	使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)	-1,300mm~7,300mm ^g 0~120℃	0.P.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 ⁴ nSv/h~10 ⁶ nSv/h 10 ³ nSv/h~10 ⁵ nSv/h	—																																																																																							
	使用済燃料プール監視カメラ	—	—																																																																																							
代替パラメータ	①使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) ②使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)、使用済燃料プール監視カメラの代替	-1,300mm~7,300mm ^g 0~120℃	0.P.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) ②使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)、使用済燃料プール監視カメラの代替	0~7,910mm ^g 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) ②使用済燃料プール監視カメラの代替	10 ⁴ nSv/h~10 ⁶ nSv/h 10 ³ nSv/h~10 ⁵ nSv/h	—																																																																																							
	①使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) ②使用済燃料プール水位/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 ⁴ nSv/h~10 ⁶ nSv/h 10 ³ nSv/h~10 ⁵ nSv/h	—																																																																																							
	②使用済燃料プール監視カメラ ③使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、 使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) の代替	—	—																																																																																							
	*1:計測範囲の聖は、使用済燃料貯蔵ラック上層 (0.P.25920mm) のところとする。																																																																																									
	計測目的 重大事故等において、主要パラメータにて使用済燃料プールの監視する目的は、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ついては、P.25のとおりに推定する。 使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式) の計測が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) 及び使用済燃料プール監視カメラにより推定する。 使用済燃料プール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。																																																																																										
項目	使用済燃料ピットの監視																																																																																									
	監視パラメータ	計測範囲	設計基準																																																																																							
主要パラメータ	使用済燃料ピット水位 (AM用)	T.P.25.24~ T.P.32.76m	—																																																																																							
	使用済燃料ピット水位 (可搬型)	T.P.21.30~ T.P.32.76m	—																																																																																							
	使用済燃料ピット温度 (AM用)	0~100℃	—																																																																																							
	使用済燃料ピット可搬型エアモニタ	10nSv/h~ 1,000nSv/h	—																																																																																							
	使用済燃料ピット監視カメラ	—	—																																																																																							
	〔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 ³ nSv/h	—																																																																																							
	〔携帯型水温計〕	-40~510℃	—																																																																																							
	〔携帯型水位計〕	0.6~16m 30m 0~100℃	—																																																																																							
代替パラメータ	①使用済燃料ピット水位 (可搬型) 〔使用済燃料ピット水位 (AM用)、使用済燃料ピット監視カメラ、〔使用済燃料ピット水位〕、〔携帯型水位計〕及び〔携帯型水位・水温計〕の代替	T.P.21.30~ T.P.32.76m	—																																																																																							

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

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

大飯発電所3/4号炉	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:有効燃料棒下端付近~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付近~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より必要な水産量が確保されていることを推定する。 推定可能範囲:5.4×10⁵Bq/h~10⁶Bq/h</p> <p>②使用済燃料プール監視カメラにより、使用済燃料プールの状態を監視する。</p> <p>使用済燃料プール監視カメラ ①使用済燃料プール監視カメラによる監視が困難になった場合、代替パラメータの使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度(ガイドバルブ式)及び使用済燃料プール上部空間放射線モニタ(高線量、低線量)により使用済燃料プールの状態を監視する。 推定可能範囲:各計測設備の計測範囲</p>	<p>①使用済燃料ビット水位 (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、使用済燃料ビット監視カメラ、〔使用済燃料ビット水位〕、〔携帯型水位計〕及び〔携帯型水位・水温計〕の代替)</p> <p>T.P.25.24~ T.P.32.76m</p> <p>—</p> <p>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)</p> <p>T.P.32.26~ T.P.32.76m</p> <p>—</p> <p>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〕、〔携帯型水温計〕及び〔携帯型水位・水温計〕の代替)</p> <p>0~100℃</p> <p>—</p> <p>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)</p> <p>0~100℃</p> <p>—</p> <p>①使用済燃料ビット可搬型エリアモニタ (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リアモニタ〕の代替)</p> <p>10nSr/h~ 1,000nSv/h</p> <p>—</p> <p>①〔使用済燃料ビットエリアモニタ〕 (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搬型エリアモニタの代替)</p> <p>1~10⁶µSv/h</p> <p>—</p>	

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由			
	<div data-bbox="672 151 1220 502"> <p>図 58-8-23 水位と放射線量率の関係</p> </div> <div data-bbox="672 502 1220 957"> <p>使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)</p> <p>①使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) による推定方法は, 使用済燃料プール水位及び温度を計測することができ, 使用済燃料プールの監視を行う上で適切である。</p> <p>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)</p> <p>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。</p> <p>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)</p> <p>①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式), 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) 使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式), 使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルブ式) による推定方法は, 水位/放射線量の関係を利用して, 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。</p> <p>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> </div>	<div data-bbox="1254 151 1814 287"> <p>代替パラメータ</p> <table border="1"> <tr> <td>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)</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> </table> </div> <div data-bbox="1254 287 1814 367"> <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> </div> <div data-bbox="1254 367 1814 1005"> <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) による計測が不可能となった場合, 代替パラメータの使用済燃料ビット水位 (可搬型) により使用済燃料ビットの水位を推定する。また, 使用済燃料ビット可搬型エ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) による計測が不可能となった場合, 代替パラメータの使用済燃料ビット水位 (AM用) により使用済燃料ビットの冷却状況を推定する。また, 使用済燃料ビット可搬型エ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) による計測が不可能となった場合, 代替パラメータの使用済燃料ビット水位 (AM用) の傾向監視により使用済燃料ビットの冷却状況を推定するとともに, 使用済燃料ビット監視カメラにより使用済燃料ビットの状態を監視する。</p> <p>使用済燃料ビット可搬型エリアモニタによる計測が不可能となった場合, 代替パラメータの使用済燃料ビット水位 (AM用) により水位を計測した後, 水位と放射線量率の関係を利用して相関図より必要な水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不可能となった場合, 代替パラメータの使用済燃料ビット水位 (AM用), 使用済燃料ビット水位 (可搬型), 使</p> </div>	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)	—	—	
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)	—	—				

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>使用済燃料プール監視カメラ ①使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量) 上記パラメータによる推定方法は、使用済燃料プールの状態の監視を行う上で適切である。</p> <p>【顕微鏡による影響について】 使用済燃料プールを監視する目的は、使用済燃料プール内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握することであり、代替パラメータ (使用済燃料プール水位/温度 (ヒートサーモ式)、使用済燃料プール水位/温度 (ガイドバルス式)、使用済燃料プール上部空間放射線モニタ (高線量、低線量)、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: ±0.245mm (水位) ±0.4℃ (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 デカワード (2.9 dSv/h) ~ 1.9 × 10⁴ dSv/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 デカワード (5.2 × 10⁴ dSv/h) ~ 1.9 × 10⁶ dSv/h) を考慮した上で対応することにより重大事象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>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>使用済燃料ピット水位計 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料ピット水位 (AM 用) 及び使用済燃料ピット水位 (可搬型) により水位を推定する。</p> <p>使用済燃料ピット温度 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料ピット温度 (AM 用) により温度を推定する。</p> <p>使用済燃料ピットエアモニタ (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、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放射線量を推定する。</p> <p>携帯型水温計 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料ピット温度 (AM 用) により温度を推定する。</p> <p>携帯型水位計 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料ピット水位 (AM 用) 及び使用済燃料ピット水位 (可搬型) により水位を推定する。</p> <p>携帯型水位・水温計 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合は、使用済燃料ピット水位 (AM 用) 及び使用済燃料ピット水位 (可搬型) により水位を、使用済燃料ピット温度 (AM 用) により温度を</p> <p>推定方法は、以下の上記である。</p> <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] 使用済燃料ピット水位 (AM 用) による計測が不可能となった場合、代替パラメータの使用済燃料ピット水位 (可搬型) 及び使用済燃料ピット水位 (自主対策設備) により使用済燃料ピットの水位を推定する。</p> <p>②使用済燃料ピット可搬型エアモニタ、 [使用済燃料ピットエアモニタ]、 使用済燃料ピット監視カメラ 使用済燃料ピット可搬型エアモニタ及び使用済燃料ピットエアモニタ (自主対策設備) による放射線量率と水位の関係を利用して相関図より必要な水位が確保されていることを推定するとともに、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>(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] 使用済燃料ピット水位 (可搬型) による計測が不可能となった場合、代替パラメータの使用済燃料ピット水位 (AM 用) 及び使用済燃料ピット水位 (自主対</p>	

灰色: 女川2号炉の記載のうち, BWR固有の設備や対応手段であり, 泊3号炉と比較対象とならない記載内容
 赤字: 設備, 運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字: 記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 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>策設備) により使用済燃料ピットの冷却状況を推定する。</p> <p>②使用済燃料ピット可搬型エアモニタ, [使用済燃料ピットエアモニタ], 使用済燃料ピット監視カメラ 使用済燃料ピット可搬型エアモニタ及び使用済燃料ピットエアモニタ (自主対策設備) による放射線量率と水位の関係を利用して相間より必要な水位が確保されていることを推定するとともに, 使用済燃料ピット監視カメラにより使用済燃料ピットの状態を監視する。</p> <p>(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 (AM用) による計測が不可能となった場合, 代替パラメータの使用済燃料ピット温度 (自主対策設備) により使用済燃料ピットの温度を推定する。</p> <p>②使用済燃料ピット水位 (AM用), 使用済燃料ピット監視カメラ 使用済燃料ピット温度 (AM用) による計測が不可能となった場合, 代替パラメータの使用済燃料ピット水位 (AM用) の傾向監視により使用済燃料ピットの冷却状況を推定するとともに, 使用済燃料ピット監視カメラにより使用済燃料ピットの状態を監視する。</p> <p>推定方法 (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] 使用済燃料ピット温度 (AM用) による計測が不可能となった場合, 代替パラメータの使用済燃料ピットエアモニタ (自主対策設備) により使用済燃料ピットの放射線量率を推定する。</p> <p>②使用済燃料ピット水位 (AM用), 使用済燃料ピット監視カメラ 使用済燃料ピット可搬型エアモニタによる計測が不可能となった場合, 代替パラメータの使用済燃料ピット水位 (AM用) により水位を計測した後, 水位と放射線量率の関係を利用して相間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 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アモニタ 使用済燃料ピット監視カメラによる監視が不可能となった場合, 代替パラメータの使用済燃料ピット水位 (AM用), 使用済燃料ピット水位 (可搬型), 使用済燃料ピット温度 (AM用) 及び使用済燃料ピット可搬型エアモニタにより使用済燃料ピットの状態を監視する。</p>	

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

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

大飯発電所3/4号炉	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;">泊発電所3号炉</p> <p style="text-align: center;">第27図 使用済燃料ピットの水遮断厚と放射線量率の相関図</p> <p>(6) [使用済燃料ピット水位] 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) 使用済燃料ピット水位 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合、使用済燃料ピット水位 (AM用) 及び使用済燃料ピット水位 (可搬型) により水位を推定する。</p> <p>推定方法</p> <p>(7) [使用済燃料ピット温度] ①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) の監視が不可能となった場合、使用済燃料ピット温度 (AM用) により温度を推定する。</p> <p>(8) [使用済燃料ピットエリアモニタ] ①使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ 使用済燃料ピットエリアモニタ (自主対策設備) の監視が不可能となった場合、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタにより使用済燃料ピットの放射線量率を推定する。</p> <p>(9) [携帯型水温計] ①使用済燃料ピット温度 (AM用) 携帯型水温計 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合、使用済燃料ピット温度 (AM用) により温度を推定する。</p> <p>(10) [携帯型水位計] 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) 携帯型水位計 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合、使用済燃料ピット水位 (AM用) 及び使用済燃料ピット水位 (可搬型) により水位を推定する。</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				
		<table border="1"> <tr> <td data-bbox="1256 185 1339 316">推定方法</td> <td data-bbox="1339 185 1812 316"> (1) [携帯型水位・水温計] ①使用済燃料ピット水位 (AM用)、使用済燃料ピット (可搬型)、使用済燃料ピット温度 (AM用) 携帯型水位・水温計 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合、使用済燃料ピット水位 (AM用) 及び使用済燃料ピット (可搬型) により水位を、使用済燃料ピット温度 (AM用) により温度を推定する。 </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1256 323 1339 1050">推定の評価</td> <td data-bbox="1339 323 1812 1050"> (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] 使用済燃料ピット水位 (可搬型) 及び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。 ②使用済燃料ピット可搬型エアモニタ、[使用済燃料ピットエアモニタ]、使用済燃料ピット監視カメラ 使用済燃料ピット可搬型エアモニタ、使用済燃料ピットエアモニタ (自主対策設備) 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。 (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] 使用済燃料ピット水位 (AM用) 及び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。 ②使用済燃料ピット可搬型エアモニタ、[使用済燃料ピットエアモニタ]、使用済燃料ピット監視カメラ 使用済燃料ピット可搬型エアモニタ、使用済燃料ピットエアモニタ (自主対策設備) 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。 (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。 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 使用済燃料ピット水位 (AM用) 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 </td> </tr> </table>	推定方法	(1) [携帯型水位・水温計] ①使用済燃料ピット水位 (AM用)、使用済燃料ピット (可搬型)、使用済燃料ピット温度 (AM用) 携帯型水位・水温計 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合、使用済燃料ピット水位 (AM用) 及び使用済燃料ピット (可搬型) により水位を、使用済燃料ピット温度 (AM用) により温度を推定する。	推定の評価	(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] 使用済燃料ピット水位 (可搬型) 及び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。 ②使用済燃料ピット可搬型エアモニタ、[使用済燃料ピットエアモニタ]、使用済燃料ピット監視カメラ 使用済燃料ピット可搬型エアモニタ、使用済燃料ピットエアモニタ (自主対策設備) 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。 (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] 使用済燃料ピット水位 (AM用) 及び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。 ②使用済燃料ピット可搬型エアモニタ、[使用済燃料ピットエアモニタ]、使用済燃料ピット監視カメラ 使用済燃料ピット可搬型エアモニタ、使用済燃料ピットエアモニタ (自主対策設備) 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。 (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。 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 使用済燃料ピット水位 (AM用) 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	
推定方法	(1) [携帯型水位・水温計] ①使用済燃料ピット水位 (AM用)、使用済燃料ピット (可搬型)、使用済燃料ピット温度 (AM用) 携帯型水位・水温計 (自主対策設備) の監視が不可能となった場合、使用済燃料ピット水位 (AM用) 及び使用済燃料ピット (可搬型) により水位を、使用済燃料ピット温度 (AM用) により温度を推定する。						
推定の評価	(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] 使用済燃料ピット水位 (可搬型) 及び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。 ②使用済燃料ピット可搬型エアモニタ、[使用済燃料ピットエアモニタ]、使用済燃料ピット監視カメラ 使用済燃料ピット可搬型エアモニタ、使用済燃料ピットエアモニタ (自主対策設備) 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。 (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] 使用済燃料ピット水位 (AM用) 及び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。 ②使用済燃料ピット可搬型エアモニタ、[使用済燃料ピットエアモニタ]、使用済燃料ピット監視カメラ 使用済燃料ピット可搬型エアモニタ、使用済燃料ピットエアモニタ (自主対策設備) 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。 (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。 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 使用済燃料ピット水位 (AM用) 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						

灰色: 女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容
 赤字: 設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字: 記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 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、使用済燃料ピットの放射線量率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)、使用済燃料ピット監視カメラ 使用済燃料ピット水位 (AM用) 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ことから、使用済燃料ピットの監視を行う上で適切である。</p> <p>(5) 使用済燃料ピット監視カメラ ① 使用済燃料ピット水位 (AM用)、使用済燃料ピット水位 (可搬型)、使用済燃料ピット温度 (AM用)、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ 上記パラメータによる推定方法は、使用済燃料ピットの状態の監視を行う上で適切である。</p> <p>(6) [使用済燃料ピット水位] 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) 使用済燃料ピット水位 (AM用) 及び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>(7) [使用済燃料ピット温度] ① 使用済燃料ピット温度 (AM用) 使用済燃料ピット温度 (AM用) 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>(8) [使用済燃料ピットエリアモニタ] ① 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ 使用済燃料ピット可搬型エリアモニタによる推定方法は、使用済燃料ピットの放射線量率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>(9) [携帯型水温計] ① 使用済燃料ピット温度 (AM用) 使用済燃料ピット温度 (AM用) 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>(10) [携帯型水位計] 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) 使用済燃料ピット水位 (AM用) 及び使用済燃料ピット水位 (可搬型) による</p>	

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<div data-bbox="1256 185 1809 730" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>推定方法は、使用済燃料ピットの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) [携帯型水位・水温計] 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) 使用済燃料ピット水位 (AM用) 及び使用済燃料ピット水位 (可搬型) による推定方法は、使用済燃料ピットの水位を計測することができ、使用済燃料ピット温度 (AM用) による推定方法は、使用済燃料ピットの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>[誤差による影響について] 使用済燃料ピットを監視する目的は、使用済燃料ピット内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握することであり、代替パラメータ (使用済燃料ピット水位 (AM用)、使用済燃料ピット水位 (可搬型)、使用済燃料ピット水位 (自主対策設備)、使用済燃料ピット温度 (AM用)、使用済燃料ピット温度 (自主対策設備)、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ、使用済燃料ピットエリアモニタ (自主対策設備)、使用済燃料ピット監視カメラ) による使用済燃料ピット内の燃料体等の冷却状況、放射線の遮蔽状況及び臨界の防止状況を把握でき、計器誤差 (使用済燃料ピット水位 (AM用) の誤差: ±0.17m、使用済燃料ピット水位 (可搬型) の誤差: ±0.89m、使用済燃料ピット温度 (AM用) の誤差: ±2.3℃、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタの誤差: $6.4 \times 10^{-4} \sim 1.5 \times 10^{-4} \text{ Sv/h}$ (N: 1~9)) 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> </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									
分類	監視パラメータ	計装範囲	測定範囲	警報	電源	検出器の種類	可搬型計測器	測定装置	備考
原子炉圧力容器内の温度	1次冷却炉出口温度 (広域・広範囲)	0~400℃	0~500℃	4	A	測温抵抗体	可	1次式連続装置	重大事故等時における原子炉圧力容器内の状態を監視し, 自然対流により, 高い温度を示す1次冷却炉出口温度 (広域・広範囲) を検知する. 測定は4ルーブの温度を行う.
	1次冷却炉出口温度 (広域・広範囲)	0~400℃	0~500℃	4	B	測温抵抗体	可	1次式連続装置	
原子炉圧力容器内の圧力	1次冷却炉出口圧力	0~20.6MPa	-	2	C, D	弾性圧力検出器	可	1次式連続装置	測定対象計装の検出器が存在するが, 代表して1台を測定する.
	加圧器水位	0~100%	-	2	A, E	差圧水位検出器	可	1次式連続装置	
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	0~100%	-	1	B	差圧水位検出器	可	中央制御室	測定対象計装の検出器が存在するが, 代表して1台を測定する.
	原子炉水位	0~100%	-	3	B	差圧水位検出器	可	中央制御室	
原子炉圧力容器～の注水量	高圧注入流量	0~400m ³ /h	-	2	A, E	差圧流量検出器	可	1次式連続装置	測定対象計装の検出器が存在するが, 代表して1台を測定する.
	低圧注入流量	0~1,200m ³ /h	-	2	C, D	差圧流量検出器	可	1次式連続装置	
施設外対応圧注水量	施設外対応圧注水量	0~100 m ³ /h (0~10,000 m ³)	-	1	B	差圧流量検出器	可	中央制御室	-

■: 温度・水位・流量・圧力計測用
 ■: 温度計測用

表 58-9-1 可搬型計測器の必要台数整理 (1/3)

分類	監視パラメータ	計装範囲	必要計装数	必要電源	検出器の種類	可搬型計測器		備考
						必要台数	必要電源	
原子炉圧力容器内の温度	1次冷却炉出口温度 (広域・広範囲)	0~400℃	3	A	測温抵抗体	0	0	測定対象計装の検出器が存在するが, 代表して1台を測定する.
	1次冷却炉出口温度 (広域・広範囲)	0~400℃	3	B	測温抵抗体	0	0	測定対象計装の検出器が存在するが, 代表して1台を測定する.
原子炉圧力容器内の圧力	1次冷却炉出口圧力	0~20.6MPa	2	C, D	弾性圧力検出器	1	1	測定対象計装の検出器が存在するが, 代表して1台を測定する.
	加圧器水位	0~100%	2	A, E	差圧水位検出器	1	1	測定対象計装の検出器が存在するが, 代表して1台を測定する.
原子炉圧力容器～の注水量	高圧注入流量	0~400m ³ /h	2	A, E	差圧流量検出器	1	1	測定対象計装の検出器が存在するが, 代表して1台を測定する.
	低圧注入流量	0~1,200m ³ /h	2	C, D	差圧流量検出器	1	1	測定対象計装の検出器が存在するが, 代表して1台を測定する.
施設外対応圧注水量	施設外対応圧注水量	0~100 m ³ /h (0~10,000 m ³)	1	B	差圧流量検出器	0	0	測定対象計装の検出器が存在するが, 代表して1台を測定する.

泊発電所3号炉									
分類	監視パラメータ	計装範囲	必要計装数	必要電源	検出器の種類	可搬型計測器	測定装置	備考	相違理由
原子炉圧力容器内の温度	1次冷却炉出口温度 (広域・広範囲)	0~400℃	3	A	測温抵抗体	可	安全計装装置	重大事故等時における原子炉圧力容器内の状態を監視し, 自然対流により, 高い温度を示す1次冷却炉出口温度 (広域・広範囲) を検知する. 測定は4ルーブの温度を行う.	【大飯】 設備名称の相違 【女川】 設備構成の相違 (相違理由③)
	1次冷却炉出口温度 (広域・広範囲)	0~400℃	3	B	測温抵抗体	可	安全計装装置		
原子炉圧力容器内の圧力	1次冷却炉出口圧力	0~21.0MPa	2	C, D	弾性圧力検出器	可	安全計装装置	測定対象計装の検出器が存在するが, 代表して1台を測定する.	【女川】 炉型の相違 ・女川については, PWR と BWR で想定される重大事故等及び対処するための監視パラメータが異なるため, 比較対象外としている. 以降, 同表において同じ. 【大飯】 設備構成の相違 ・大飯は4ルーブ, 泊は3ルーブプラントであることによる計器数の相違や計装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.
	加圧器水位	0~100%	2	A, D	差圧水位検出器	可	安全計装装置		
原子炉圧力容器内の水位	原子炉水位	0~100%	1	A	差圧水位検出器	可	安全計装装置	測定対象計装の検出器が存在するが, 代表して1台を測定する.	【女川】 炉型の相違 ・女川については, PWR と BWR で想定される重大事故等及び対処するための監視パラメータが異なるため, 比較対象外としている. 以降, 同表において同じ. 【大飯】 設備構成の相違 ・大飯は4ルーブ, 泊は3ルーブプラントであることによる計器数の相違や計装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.
	原子炉水位	0~100%	3	A, B	差圧水位検出器	可	安全計装装置		
原子炉圧力容器～の注水量	高圧注入流量	0~350m ³ /h	2	C, D	差圧流量検出器	可	安全計装装置	測定対象計装の検出器が存在するが, 代表して1台を測定する.	【女川】 炉型の相違 ・女川については, PWR と BWR で想定される重大事故等及び対処するための監視パラメータが異なるため, 比較対象外としている. 以降, 同表において同じ. 【大飯】 設備構成の相違 ・大飯は4ルーブ, 泊は3ルーブプラントであることによる計器数の相違や計装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.
	低圧注入流量	0~1,100m ³ /h	2	C, D	差圧流量検出器	可	安全計装装置		
施設外対応圧注水量	施設外対応圧注水量	0~100 m ³ /h (0~10,000 m ³)	1	A	差圧流量検出器	可	常用計装装置	測定対象計装の検出器が存在するが, 代表して1台を測定する.	【女川】 炉型の相違 ・女川については, PWR と BWR で想定される重大事故等及び対処するための監視パラメータが異なるため, 比較対象外としている. 以降, 同表において同じ. 【大飯】 設備構成の相違 ・大飯は4ルーブ, 泊は3ルーブプラントであることによる計器数の相違や計装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.

■: 温度・水位・流量・圧力計測用 (可搬型計測器)
 ■: 温度計測用 (可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度))

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

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

赤字: 設備, 運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字: 記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字: 記載表現, 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	格納容器スレーブ種別流量	0~1,700m ³ /h (0~10,000m ³)	-	1	1	B	型式式流量検出器	可	中央制御室	-
	信頼代替流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	注水調査流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器内の圧力	注水調査流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	注水調査流量	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度	0~250℃	-	2	1	A,B	測温探検体	可	1次系配電盤室	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。
	格納容器内温度	50~450KPa	-	2	1	C,D	弾性圧力検出器	可	1次系配電盤室	測定対象計器は複数台存在するが, 代表して1台を測定する。
原子炉格納容器内の圧力	AM用格納容器圧力	0~1.5MPa	-	1	1	B	弾性圧力検出器	可	中央制御室	-

原子炉圧力計器への注水量を監視するパラメータと同じ

□ : 温度・水位・流量・圧力計測用
 □ : 検出計測用

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)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	検数	検定	電流	検出部の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度監視 (注水)	0~1,700m ³ /h	-	1	1	B	型式式流量検出器	可	中央制御室	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内温度監視 (注水)	0~1,700m ³ /h	-	1	1	B	型式式流量検出器	可	中央制御室	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内温度監視 (注水)	0~1,700m ³ /h	-	1	1	B	型式式流量検出器	可	中央制御室	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内温度監視 (注水)	0~1,700m ³ /h	-	1	1	B	型式式流量検出器	可	中央制御室	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内温度監視 (注水)	0~1,700m ³ /h	-	1	1	B	型式式流量検出器	可	中央制御室	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内温度監視 (注水)	0~1,700m ³ /h	-	1	1	B	型式式流量検出器	可	中央制御室	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内温度監視 (注水)	0~1,700m ³ /h	-	1	1	B	型式式流量検出器	可	中央制御室	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内温度監視 (注水)	0~1,700m ³ /h	-	1	1	B	型式式流量検出器	可	中央制御室	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内温度監視 (注水)	0~1,700m ³ /h	-	1	1	B	型式式流量検出器	可	中央制御室	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内温度監視 (注水)	0~1,700m ³ /h	-	1	1	B	型式式流量検出器	可	中央制御室	可搬型計測器での測定対象外。
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内温度監視 (注水)	0~1,700m ³ /h	-	1	1	B	型式式流量検出器	可	中央制御室	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内温度監視 (注水)	0~1,700m ³ /h	-	1	1	B	型式式流量検出器	可	中央制御室	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内温度監視 (注水)	0~1,700m ³ /h	-	1	1	B	型式式流量検出器	可	中央制御室	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内温度監視 (注水)	0~1,700m ³ /h	-	1	1	B	型式式流量検出器	可	中央制御室	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内温度監視 (注水)	0~1,700m ³ /h	-	1	1	B	型式式流量検出器	可	中央制御室	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内温度監視 (注水)	0~1,700m ³ /h	-	1	1	B	型式式流量検出器	可	中央制御室	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内温度監視 (注水)	0~1,700m ³ /h	-	1	1	B	型式式流量検出器	可	中央制御室	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内温度監視 (注水)	0~1,700m ³ /h	-	1	1	B	型式式流量検出器	可	中央制御室	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内温度監視 (注水)	0~1,700m ³ /h	-	1	1	B	型式式流量検出器	可	中央制御室	可搬型計測器での測定対象外。
	格納容器内温度監視 (注水)	0~1,700m ³ /h	-	1	1	B	型式式流量検出器	可	中央制御室	可搬型計測器での測定対象外。

泊発電所3号炉

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	必要可能台数	必要台数	電圧	検出部の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
原子炉格納容器内の温度	格納容器内温度	0~250℃	-	2	1	C, D計測用電圧	測温探検体	可	安全室計測室	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。
	原子炉格納容器内温度	0~0.100Pa	-	2	1	C, D計測用電圧	弾性圧力検出器	可	安全室計測室	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。
原子炉格納容器内の圧力	格納容器内圧力 (AM用)	0~1,00Pa	-	2	1	A電圧	弾性圧力検出器	可	常時系計測室	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)
 □ : 検出計測用 (可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度))

相違理由

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

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

大飯発電所3/4号炉

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	個数	選定	電源	検出器の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
原子炉格納容器内 の水位	格納容器再循環 タンク水位 (圧検)	0~100%	-	2	1	C, D	差圧式水位 検出器	可	1次系電導電圧差	格納容器再循環タンク水位 (圧検) の計測範囲は、格納容器再循環タンク水位 (圧検) の計測範囲を包括しているため、格納容器再循環タンク水位 (圧検) を優先して測定する。
	格納容器再循環 タンク水位 (圧検)	0~100%	-	2	1	C, D	差圧式水位 検出器	可	1次系電導電圧差	測定対象計測器が複数存在するが、代表して1台を測定する。
原子炉格納容器内 の水素濃度	原子炉格納容器 内水素ガス濃度	ON-OFF	-	1	1	B	電極式水位 検出器	可	中央制御室	一時的な動作状態の観測であるため其用として使用する。
	原子炉格納容器内 の放射線濃度	ON-OFF	-	1	1	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 の放射線濃度	原子炉格納容器内 の放射線濃度	10 ⁻⁶ ~10 ⁷ μSv/h	-	2	注1	C, D	電極式水位 検出器	注1	注1	可搬型計測器での計測対象外。
	原子炉格納容器内 の放射線濃度	10 ⁻⁶ ~10 ⁷ μSv/h	-	2	注1	C, D	電極式水位 検出器	注1	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
 □：電導計測用

女川原子力発電所2号炉

表 58-9-1 可搬型計測器の必要台数整理 (3/3)

設備	監視パラメータ	計測範囲	必要台数	必要計測器	電圧	検出器の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
格納容器再循環 タンク水位 (圧検)	格納容器再循環 タンク水位 (圧検)	0~100%	2	1	C, D	差圧式水位 検出器	可	1次系電導電圧差	格納容器再循環タンク水位 (圧検) の計測範囲は、格納容器再循環タンク水位 (圧検) の計測範囲を包括しているため、格納容器再循環タンク水位 (圧検) を優先して測定する。
	格納容器再循環 タンク水位 (圧検)	0~100%	2	1	C, D	差圧式水位 検出器	可	1次系電導電圧差	測定対象計測器が複数存在するが、代表して1台を測定する。
原子炉格納容器内 の水素濃度	原子炉格納容器 内水素ガス濃度	ON-OFF	1	1	B	電極式水位 検出器	可	中央制御室	一時的な動作状態の観測であるため其用として使用する。
	原子炉格納容器内 の放射線濃度	ON-OFF	1	1	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。

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

1. 計測範囲の選定は、計測可能な範囲を100%と見做すこととする。計測可能な範囲は、計測可能な範囲を100%と見做すこととする。
 2. 必要台数は、計測可能な範囲を100%と見做すこととする。必要台数は、計測可能な範囲を100%と見做すこととする。
 3. 必要計測器は、計測可能な範囲を100%と見做すこととする。必要計測器は、計測可能な範囲を100%と見做すこととする。
 4. 電圧は、計測可能な範囲を100%と見做すこととする。電圧は、計測可能な範囲を100%と見做すこととする。
 5. 検出器の種類は、計測可能な範囲を100%と見做すこととする。検出器の種類は、計測可能な範囲を100%と見做すこととする。
 6. 可搬型計測器は、計測可能な範囲を100%と見做すこととする。可搬型計測器は、計測可能な範囲を100%と見做すこととする。
 7. 測定箇所は、計測可能な範囲を100%と見做すこととする。測定箇所は、計測可能な範囲を100%と見做すこととする。
 8. 備考は、計測可能な範囲を100%と見做すこととする。備考は、計測可能な範囲を100%と見做すこととする。

泊発電所3号炉

分類	監視パラメータ	計測範囲	必要台数	必要計測器	電圧	検出器の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
原子炉 格納容器内の 水位	格納容器再循環 タンク水位 (圧検)	0~100%	2	1	C, D	差圧式水位 検出器	可	1次系電導電圧差	格納容器再循環タンク水位 (圧検) の計測範囲は、格納容器再循環タンク水位 (圧検) の計測範囲を包括しているため、格納容器再循環タンク水位 (圧検) を優先して測定する。
	格納容器再循環 タンク水位 (圧検)	0~100%	2	1	C, D	差圧式水位 検出器	可	1次系電導電圧差	測定対象計測器が複数存在するが、代表して1台を測定する。
原子炉 格納容器内の 水素濃度	原子炉格納容器 内水素ガス濃度	ON-OFF	1	1	B	電極式水位 検出器	可	中央制御室	一時的な動作状態の観測であるため其用として使用する。
	原子炉格納容器内 の放射線濃度	ON-OFF	1	1	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 放射線濃度	原子炉格納容器内 の放射線濃度	10 ⁻⁶ ~10 ⁷ μSv/h	2	注1	C, D	電極式水位 検出器	注1	注1	可搬型計測器での計測対象外。
	原子炉格納容器内 の放射線濃度	10 ⁻⁶ ~10 ⁷ μSv/h	2	注1	C, D	電極式水位 検出器	注1	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)
 □：電導計測用 (可搬型計測器)

相違理由

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

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

大飯発電所3/4号炉

分類	監視パラメータ	計装範囲	測定可能な範囲	精度	測定	電源	出力部の種類	可搬型計測器		備考
								出力部の種類	計測器	
系統側の計測値	出力機軸中性子束 出力(10 ⁷ ~10 ⁸ cps) Dp(mv・c/s)	0~100%	—	4 注2	注1 A,B, C,D	注1 A,B, C,D	注1 A,B, C,D	注1 注1	—	可搬型計測器での計測対象外。
	中間機軸中性子束 出力(10 ⁷ ~10 ⁸ cps) Dp(mv・c/s)	0~100%	—	2	注1 A,B	注1 A,B	注1 注1	注1	—	
	中性子線源線 中性子束 出力(10 ⁷ ~10 ⁸ cps) Dp(mv・c/s)	0~100%	—	2	注1 A,B	注1 A,B	注1 注1	注1	—	
燃料ローディング機	蒸気発生器 水位(1段)	0~100%	—	8	4	C,D	注1 A,B, C,D	注1 注1	可	蒸気発生器水位(1段)は蒸気発生器水位(2段)の計測範囲を包摂しているため、BWRの蒸気発生器水位(1段)を除外して計測する。
	蒸気発生器 水位(2段)	0~100%	—	4	4	A,B, C,D	注1 A,B, C,D	注1 注1	可	蒸気発生器水位(2段)は蒸気発生器水位(1段)の計測範囲を包摂しているため、BWRの蒸気発生器水位(2段)を除外して計測する。
	蒸気発生器 水位(3段)	0~100%	—	4	4	A,B, C,D	注1 A,B, C,D	注1 注1	可	蒸気発生器水位(3段)は蒸気発生器水位(1段)の計測範囲を包摂しているため、BWRの蒸気発生器水位(3段)を除外して計測する。
	蒸気発生器 水位(4段)	0~100%	—	8	4	C,D	注1 A,B, C,D	注1 注1	可	蒸気発生器水位(4段)は蒸気発生器水位(1段)の計測範囲を包摂しているため、BWRの蒸気発生器水位(4段)を除外して計測する。
	蒸気発生器 水位(5段)	0~100%	—	2	1	C,D	注1 A,B, C,D	注1 注1	可	蒸気発生器水位(5段)は蒸気発生器水位(1段)の計測範囲を包摂しているため、BWRの蒸気発生器水位(5段)を除外して計測する。
原子炉機械の水位 サーキットブレイク センサーブレイク知覚 サインシフト	原子炉機械の水位 サーキットブレイク	0~100%	—	2	1	C,D	注1 A,B, C,D	注1 注1	可	原子炉機械の水位(1段)は蒸気発生器水位(1段)の計測範囲を包摂しているため、BWRの原子炉機械の水位(1段)を除外して計測する。
	原子炉機械の水位 センサーブレイク知覚 サインシフト	0~100%	—	—	—	—	7A~7D知覚 (機械変動)	—	—	原子炉機械の水位(1段)は蒸気発生器水位(1段)の計測範囲を包摂しているため、BWRの原子炉機械の水位(1段)を除外して計測する。

■：温度、水位、流量・流量・圧力計測値
 ■：流量計測値

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

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

項目	監視パラメータ	計装範囲	測定可能な範囲	精度	測定	電源	出力部の種類	可搬型計測器		備考
								出力部の種類	計測器	
系統側の計測値	出力機軸中性子束 出力(10 ⁷ ~10 ⁸ cps) Dp(mv・c/s)	0~100%	—	4 注2	注1 A,B, C,D	注1 A,B, C,D	注1 A,B, C,D	注1 注1	—	可搬型計測器での計測対象外。
	中間機軸中性子束 出力(10 ⁷ ~10 ⁸ cps) Dp(mv・c/s)	0~100%	—	2	注1 A,B	注1 A,B	注1 注1	注1	—	
	中性子線源線 中性子束 出力(10 ⁷ ~10 ⁸ cps) Dp(mv・c/s)	0~100%	—	2	注1 A,B	注1 A,B	注1 注1	注1	—	
燃料ローディング機	蒸気発生器 水位(1段)	0~100%	—	8	4	C,D	注1 A,B, C,D	注1 注1	可	蒸気発生器水位(1段)は蒸気発生器水位(2段)の計測範囲を包摂しているため、BWRの蒸気発生器水位(1段)を除外して計測する。
	蒸気発生器 水位(2段)	0~100%	—	4	4	A,B, C,D	注1 A,B, C,D	注1 注1	可	蒸気発生器水位(2段)は蒸気発生器水位(1段)の計測範囲を包摂しているため、BWRの蒸気発生器水位(2段)を除外して計測する。
	蒸気発生器 水位(3段)	0~100%	—	4	4	A,B, C,D	注1 A,B, C,D	注1 注1	可	蒸気発生器水位(3段)は蒸気発生器水位(1段)の計測範囲を包摂しているため、BWRの蒸気発生器水位(3段)を除外して計測する。
	蒸気発生器 水位(4段)	0~100%	—	8	4	C,D	注1 A,B, C,D	注1 注1	可	蒸気発生器水位(4段)は蒸気発生器水位(1段)の計測範囲を包摂しているため、BWRの蒸気発生器水位(4段)を除外して計測する。
	蒸気発生器 水位(5段)	0~100%	—	2	1	C,D	注1 A,B, C,D	注1 注1	可	蒸気発生器水位(5段)は蒸気発生器水位(1段)の計測範囲を包摂しているため、BWRの蒸気発生器水位(5段)を除外して計測する。
原子炉機械の水位 サーキットブレイク センサーブレイク知覚 サインシフト	原子炉機械の水位 サーキットブレイク	0~100%	—	2	1	C,D	注1 A,B, C,D	注1 注1	可	原子炉機械の水位(1段)は蒸気発生器水位(1段)の計測範囲を包摂しているため、BWRの原子炉機械の水位(1段)を除外して計測する。
	原子炉機械の水位 センサーブレイク知覚 サインシフト	0~100%	—	—	—	—	7A~7D知覚 (機械変動)	—	—	原子炉機械の水位(1段)は蒸気発生器水位(1段)の計測範囲を包摂しているため、BWRの原子炉機械の水位(1段)を除外して計測する。

■：温度、水位、流量・流量・圧力計測値
 ■：流量計測値

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

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

大飯発電所3/4号炉

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

可搬型計測器及び可搬型温度計測装置の必要台数整理(5/5)

分類	監視パラメータ	計測範囲	測定可能範囲	台数	意注	電圧	検出器の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
水質	燃料取扱用水 ピット水位	0~100%	-	2	1	C,D	差圧式水位 検出器	可	1次蒸気凝縮器	測定対象部が複数台存在するが、代表して1台を測定する。
	ほうろくタンク水位	0~100%	-	2	1	C,D	差圧式水位 検出器	可	1次蒸気凝縮器	測定対象部が複数台存在するが、代表して1台を測定する。
	低レベルタンク水位	0~100%	-	2	1	C,D	差圧式水位 検出器	可	1次蒸気凝縮器	測定対象部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 (外部容器内温度/出入口温度/可搬計器 (S.A.用))		0~200℃	-	3	-	-	熱電対	-	炉内炉外温度	-

■：温度・水位・流量・圧力計測用
■：温度計測用

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

(注1)：全交流動方配管喪失時は、炉外熱計量配管及び放射線監視配管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、当該の現況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)：輸出处取り付け部に基準配管に水を満たした構造体 (コンゲンズボット) があり、蒸気発生器の急減圧やドライアウト時に、基準配管の水が蒸発し、高め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	必要台数	意注	電圧	検出器の種類	可搬型計測器	測定箇所	備考
水質の温度	燃料取扱用水ピット水位	0~100%	-	2	1	A,B 計測用	差圧式水位 検出器	可	安全部計測室	階数がタンク内に存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	ほうろくタンク水位	0~100%	-	2	1	A,B 計測用	差圧式水位 検出器	可	安全部計測室	階数がタンク内に存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	補助給水ピット水位	0~100%	-	2	1	A,B 計測用	差圧式水位 検出器	可	安全部計測室	階数がタンク内に存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
使用済燃料ピット/電機	使用済燃料ピット水位 (00用)	1.1, 2.1, 2.4 ~2.70m	-	2	1	A 電圧	電流式 水位検出器	可	常用部計測室	階数がタンク内に存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	使用済燃料ピット水位 (01用)	1.1, 2.1, 2.4 ~2.70m	-	2	1	A 電圧	電流式 水位検出器	可	常用部計測室	階数がタンク内に存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
	使用済燃料ピット温度 (00用)	0~100℃	-	2	1	A 電圧	熱電対/熱電 水位検出器	可	常用部計測室	階数がタンク内に存在するが、代表して1チャンネルを測定する。
使用済燃料ピット/電機	使用済燃料ピット 可搬型-ベリリアモニタ 監視カメラ	0~100%	-	1	(注1)	A 計測用	非接触検出器 カメラ	-	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	0~100%	-	1	(注1)	A 計測用	非接触検出器 カメラ	-	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

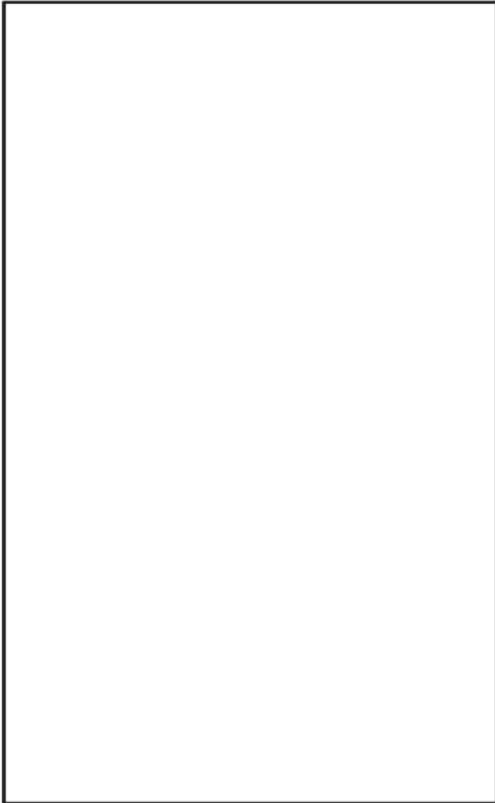
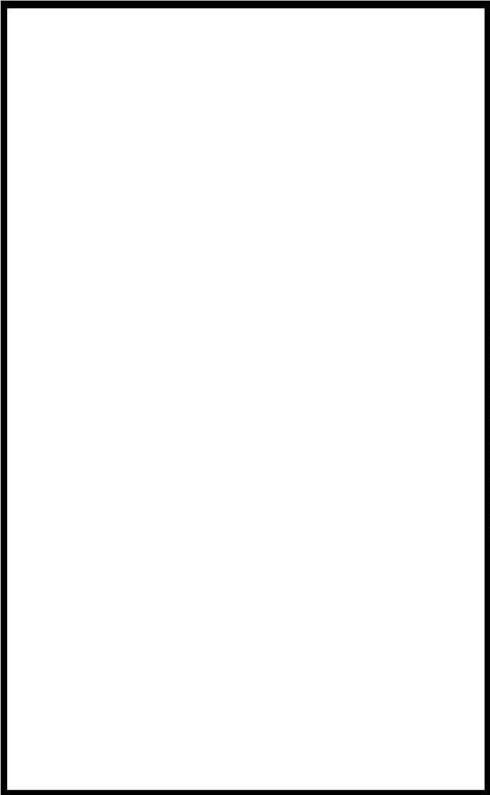
転写台数：可搬型計測器 (温度・水位・流量・圧力計測用) を3個 (計測時故障を考慮した1個含む)。
 ：可搬型温度計測装置 (温度測定用) を3個、故障時及び点検時の予備として1個保管する。

■：温度・水位・流量・圧力計測用 (可搬型計測器)
■：温度計測用 (可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度))

(注1)：全交流動方配管喪失時は、水質監視装置、放射線監視装置、格納容器再循環ユニット監視カメラに対して、常設代替電源装置 (代替電源用監視装置) により給電されるため監視可能である。
 (注2)：上部と下部の中性子束平均値
 (注3)：輸出处取り付け部に基準配管に水を満たした構造体 (コンゲンズボット) があり、蒸気発生器の急減圧やドライアウト時に、基準配管の水が蒸発し、高め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: 120px; font-size: small;">図58-9-1 可搬型計測器接続図面へのアクセスルート (制御室屋上3階) 枠囲みの内容は防護上の観点から公開できません。</p>	 <p style="writing-mode: vertical-rl; position: absolute; right: 10px; top: 125px; font-size: small;">第1図 可搬型計測器接続図面へのアクセスルート 枠囲みの内容は機密情報に属し、主として公開できません。</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 data-bbox="1256 172 1747 970" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="1758 172 1809 869" style="font-size: small; text-align: center;"> 第2図 可搬型温度計測装置 (換熱器器体部温度ユニット) 入口温度 / 出口温度 / 出口温度 / 出口温度 (7.0) 枠組みの内容は機軸情報に属しますので公開できません。 </div>	

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<div style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>	

第2項 可搬型温度計測装置 (格納容器内温度モニタリング用) のアクセルポート (2/3) 内容の相違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> <p style="font-size: small; text-align: right;">第2図 可変型温度計測装置(格納容器再循環)へのアクセスポート(G-3)</p> <p style="font-size: x-small; text-align: right;">□ 枠内への内容は機密情報に属しますのでお見せできません。</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>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="98 874 607 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="680 874 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="1254 874 1812 967"> <caption>表58-10-1 重大事故等時における原子炉格納容器内の環境条件</caption> <thead> <tr> <th></th> <th>温度</th> <th>圧力</th> <th>放射線量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>環境条件</td> <td>約141℃（最大）</td> <td>約0.360MPa[gage]（最大）</td> <td>0.50Gy以下</td> </tr> </tbody> </table>		温度	圧力	放射線量	環境条件	約141℃（最大）	約0.360MPa[gage]（最大）	0.50Gy以下	<p>【女川】炉型の相違 ・PWRとBWRで想定される重大事故等及び対処するための設備が異なるため、環境条件については比較対象外とする。</p> <p>【大飯】資料番号の相違</p> <p>【大飯】記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯】記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯】記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯】設備構成の相違 ・大飯は4ループ、泊は3ループプラントであることによる設備構成の相違により、想定する環境条件が異なる。</p> <p>【大飯】記載方針の相違（女川実績の反映）</p>
パラメータ	最大値	最大値となるシナリオ																													
圧力	0.43MPa	格納容器過温破損 格納容器雰囲気直接加熱																													
温度	144℃	格納容器過圧破損 溶融炉心・コンクリート相互作用																													
積算線量		格納容器過圧破損																													
	温度	圧力	放射線量																												
環境条件	200℃（最大）	0.85MPa[gage]（最大）																													
	温度	圧力	放射線量																												
環境条件	約141℃（最大）	約0.360MPa[gage]（最大）	0.50Gy以下																												

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																											
	<p>表 58-10-2 耐環境試験の評価結果</p> <table border="1" data-bbox="674 196 1211 582"> <thead> <tr> <th>パラメータ名</th> <th>検出器の種類</th> <th>耐環境試験条件</th> <th>評価</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力容器温度</td> <td>熱電対</td> <td rowspan="10"></td> <td>耐環境試験において、事故時雰囲気においても健全性が確保できることを確認している。</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル温度</td> <td>熱電対</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>圧力抑制室内空気温度</td> <td>熱電対</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションプール水温度</td> <td>測漏抵抗体</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部水位</td> <td>電極式水位検出器</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部温度</td> <td>熱電対</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル水位</td> <td>電極式水位検出器</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器内水素濃度 (D/C)</td> <td>水素異種材料式水素検出器</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器内水素濃度 (S/C)</td> <td>水素異種材料式水素検出器</td> <td>同上</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1：センサは無機物で構成しており、耐放射線性を有している。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin: 10px auto;">枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</div> <p>2. 原子炉建屋原子炉棟内、原子炉建屋付属棟内、その他の建屋内及び屋外</p> <p>重大事故等時の原子炉建屋原子炉棟内、原子炉建屋付属棟内、その他建屋内及び屋外については、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する計装設備について、それぞれの設置場所における重大事故等時の環境条件に対する耐環境性を有する設計とする。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	パラメータ名	検出器の種類	耐環境試験条件	評価	原子炉圧力容器温度	熱電対		耐環境試験において、事故時雰囲気においても健全性が確保できることを確認している。	ドライウェル温度	熱電対	同上	圧力抑制室内空気温度	熱電対	同上	サブプレッションプール水温度	測漏抵抗体	同上	原子炉格納容器下部水位	電極式水位検出器	同上	原子炉格納容器下部温度	熱電対	同上	ドライウェル水位	電極式水位検出器	同上	格納容器内水素濃度 (D/C)	水素異種材料式水素検出器	同上	格納容器内水素濃度 (S/C)	水素異種材料式水素検出器	同上	<p>表 58-10-2 耐環境試験の評価結果</p> <table border="1" data-bbox="1261 196 1809 863"> <thead> <tr> <th>パラメータ名</th> <th>検出器の種類</th> <th>耐環境試験条件</th> <th>評価</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1次冷却材圧力 (広域)</td> <td>弾性圧力検出器</td> <td rowspan="10"></td> <td>耐環境試験において、事故時雰囲気においても健全性が確保できることを確認している。</td> </tr> <tr> <td>加圧器水位</td> <td rowspan="10">差圧式水位検出器</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器水位</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器水位 (狭域)</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器水位 (広域)</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環サンプ水位 (広域)</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環サンプ水位 (狭域)</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材温度 (広域-高温側)</td> <td rowspan="4">測漏抵抗体</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材温度 (広域-低温側)</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内水素処理装置温度</td> <td rowspan="2">熱電対</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器水素イグナイタ温度</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器水位</td> <td rowspan="2">電極式水位検出器</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>原子炉下部キャビティ水位</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)</td> <td rowspan="2">電離箱</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)</td> <td>同上</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1：センサは無機物で構成しており、耐放射線性を有している。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin: 10px auto;">枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</div> <p>2. 原子炉建屋内及び原子炉補助建屋内</p> <p>重大事故等時の原子炉建屋内及び原子炉補助建屋内については、重要監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを計測する計装設備について、それぞれの設置場所における重大事故等時の環境条件に対する耐環境性を有する設計とする。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	パラメータ名	検出器の種類	耐環境試験条件	評価	1次冷却材圧力 (広域)	弾性圧力検出器		耐環境試験において、事故時雰囲気においても健全性が確保できることを確認している。	加圧器水位	差圧式水位検出器	同上	原子炉容器水位	同上	蒸気発生器水位 (狭域)	同上	蒸気発生器水位 (広域)	同上	格納容器再循環サンプ水位 (広域)	同上	格納容器再循環サンプ水位 (狭域)	同上	1次冷却材温度 (広域-高温側)	測漏抵抗体	同上	1次冷却材温度 (広域-低温側)	同上	格納容器内温度	同上	原子炉格納容器内水素処理装置温度	熱電対	同上	格納容器水素イグナイタ温度	同上	格納容器水位	電極式水位検出器	同上	原子炉下部キャビティ水位	同上	格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	電離箱	同上	格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	同上	<p>【女川】建屋名称の相違 【大飯】記載方針の相違 (女川実績の反映)</p> <p>【女川】建屋名称の相違</p>
パラメータ名	検出器の種類	耐環境試験条件	評価																																																																											
原子炉圧力容器温度	熱電対		耐環境試験において、事故時雰囲気においても健全性が確保できることを確認している。																																																																											
ドライウェル温度	熱電対		同上																																																																											
圧力抑制室内空気温度	熱電対		同上																																																																											
サブプレッションプール水温度	測漏抵抗体		同上																																																																											
原子炉格納容器下部水位	電極式水位検出器		同上																																																																											
原子炉格納容器下部温度	熱電対		同上																																																																											
ドライウェル水位	電極式水位検出器		同上																																																																											
格納容器内水素濃度 (D/C)	水素異種材料式水素検出器		同上																																																																											
格納容器内水素濃度 (S/C)	水素異種材料式水素検出器		同上																																																																											
パラメータ名	検出器の種類		耐環境試験条件	評価																																																																										
1次冷却材圧力 (広域)	弾性圧力検出器		耐環境試験において、事故時雰囲気においても健全性が確保できることを確認している。																																																																											
加圧器水位	差圧式水位検出器		同上																																																																											
原子炉容器水位			同上																																																																											
蒸気発生器水位 (狭域)			同上																																																																											
蒸気発生器水位 (広域)			同上																																																																											
格納容器再循環サンプ水位 (広域)			同上																																																																											
格納容器再循環サンプ水位 (狭域)			同上																																																																											
1次冷却材温度 (広域-高温側)			測漏抵抗体	同上																																																																										
1次冷却材温度 (広域-低温側)				同上																																																																										
格納容器内温度				同上																																																																										
原子炉格納容器内水素処理装置温度		熱電対		同上																																																																										
格納容器水素イグナイタ温度	同上																																																																													
格納容器水位	電極式水位検出器	同上																																																																												
原子炉下部キャビティ水位		同上																																																																												
格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	電離箱	同上																																																																												
格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)		同上																																																																												

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

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

大阪発電所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-1</p> <p>2. 事故時模擬試験の方法</p> <p>格納容器内設置計器のうち重大事故等時に監視機能を期待される計器については、PWR電力共同研究等にてIEEE-323に準拠した耐環境試験として、事故時環境暴露試験および事故時放射線照射試験を実施する。</p> <p>○事故時環境暴露試験 試験装置の中に設置した計器に対して、事故時環境(温度、圧力、蒸気スプレイ)を印加し、監視機能を維持できることを確認する。</p> <p>○事故時放射線照射試験 試験装置の中に設置した計器に対して、事故時に想定される積算線量を印加し、監視機能を維持できることを確認する。</p> <div data-bbox="85 842 638 1125" style="border: 1px solid black; height: 177px; width: 247px;"></div> <p>図1 事故時模擬試験概要</p> <div data-bbox="143 1161 575 1185" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> 枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。 </div>	<p>別紙-1</p> <p>1. 原子炉格納容器内設置計器の事故時の環境について 重大事故等時の環境下で最も設置雰囲気環境が厳しくなるのは、原子炉格納容器内に設置している計器であり、想定される原子炉格納容器内の温度、圧力及び放射線量は、温度：200℃、圧力：0.854MPa[gage]及び放射線量：[]である。</p> <p>2. 試験方法 原子炉格納容器内設置計器のうち、重大事故等時に監視機能を期待される計器については、重大事故等時環境試験を実施している。</p> <div data-bbox="719 842 1131 1145" style="text-align: center;"> </div> <p>試験装置の中に設置した試験体に対して重大事故等時環境(温度、圧力、蒸気)を印加し、監視機能を維持できることを確認。</p> <p>図58-10-1 蒸気暴露試験装置イメージ図</p> <div data-bbox="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 重大事故等時の環境下で最も設置雰囲気環境が厳しくなるのは、原子炉格納容器内に設置している計器であり、想定される原子炉格納容器内の温度、圧力及び放射線量は、温度：約141℃、圧力：0.360MPa[gage]及び放射線量：0.5MGy以下である。</p> <p>2. 試験方法 原子炉格納容器内設置計器のうち、重大事故等時に監視機能を期待される計器については、重大事故等時環境試験を実施している。</p> <div data-bbox="1256 842 1809 1125" style="border: 1px solid black; height: 177px; width: 247px;"></div> <p>図58-10-1 蒸気暴露試験装置イメージ図</p> <div data-bbox="1314 1161 1747 1185" 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*<!--1--></td> <td>1次冷却材圧力</td> <td rowspan="12">[Redacted]</td> <td rowspan="12">[Redacted]</td> <td rowspan="12">[Redacted]</td> </tr> <tr> <td>加圧器圧力</td> </tr> <tr> <td>加圧器水位</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器水位 (広域)</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">温度計** (RTD)</td> <td>蒸気発生器水位 (広域)</td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環セパ水位 (広域)</td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環セパ水位 (狭域)</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材高側側面温度 (広域)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">エリアモニタ**3</td> <td>1次冷却材低側側面温度 (広域)</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> </tr> <tr> <td></td> <td>格納容器高レンジセパ水位 (高レンジ)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>格納容器高レンジセパ水位 (低レンジ)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: PWR 電力共同研究「新型耐環境性伝送器開発に関する研究」ほか ※2: メータ試験 ※3: PWR 電力共同研究「事故時セパの耐環境性評価研究」</p> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</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	1次冷却材圧力	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]	加圧器圧力	加圧器水位	蒸気発生器水位 (広域)	温度計** (RTD)	蒸気発生器水位 (広域)	格納容器再循環セパ水位 (広域)	格納容器再循環セパ水位 (狭域)	1次冷却材高側側面温度 (広域)	エリアモニタ**3	1次冷却材低側側面温度 (広域)	格納容器内温度		格納容器高レンジセパ水位 (高レンジ)		格納容器高レンジセパ水位 (低レンジ)	<p>3. 原子炉格納容器内設置計器の事故時耐環境性試験結果</p> <p>重大事故等時環境試験の結果、温度200℃以上、圧力0.854MPa[gage]以上、積算線量 [Redacted] (無機物で構成している検出器は除く)の重大事故等時環境の印加に対し、試験中及び試験後の監視機能に問題がないことを確認しており、同試験条件が原子炉格納容器内の環境条件の最高値を満足することから、計器の健全性に問題はない。</p> <p>表58-10-3 耐環境性試験の評価結果(原子炉格納容器内設置計器)</p> <table border="1" data-bbox="680 430 1209 810"> <thead> <tr> <th>パラメータ名</th> <th>検出器の種類</th> <th>耐環境試験条件</th> <th>評価</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力容器温度</td> <td>熱電対</td> <td rowspan="12">[Redacted]</td> <td>耐環境試験において、事故時雰囲気においても健全性が確保できることを確認している。</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル温度</td> <td>熱電対</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>圧力抑制室内空気温度</td> <td>熱電対</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションプール水温度</td> <td>測温抵抗体</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部水位</td> <td>電極式水位検出器</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器下部温度</td> <td>熱電対</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>ドライウェル水位</td> <td>電極式水位検出器</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器内水素濃度 (B/W)</td> <td rowspan="2">水素吸蔵材料式水素検出器</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器内水素濃度 (S/C)</td> <td>同上</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: センサは無機物で構成しており、耐放射線性を有している。</p>	パラメータ名	検出器の種類	耐環境試験条件	評価	原子炉圧力容器温度	熱電対	[Redacted]	耐環境試験において、事故時雰囲気においても健全性が確保できることを確認している。	ドライウェル温度	熱電対	同上	圧力抑制室内空気温度	熱電対	同上	サブプレッションプール水温度	測温抵抗体	同上	原子炉格納容器下部水位	電極式水位検出器	同上	原子炉格納容器下部温度	熱電対	同上	ドライウェル水位	電極式水位検出器	同上	格納容器内水素濃度 (B/W)	水素吸蔵材料式水素検出器	同上	格納容器内水素濃度 (S/C)	同上	<p>3. 原子炉格納容器内設置計器の事故時耐環境性試験結果</p> <p>重大事故等時環境試験の結果、温度141℃以上、圧力0.360MPa[gage]以上、積算線量0.5MGy以上(無機物で構成している検出器は除く)の重大事故等時環境の印加に対し、試験中及び試験後の監視機能に問題がないことを確認しており、同試験条件が原子炉格納容器内の環境条件の最高値を満足することから、計器の健全性に問題はない。</p> <p>表58-10-3 耐環境性試験の評価結果(原子炉格納容器内設置計器)</p> <table border="1" data-bbox="1254 430 1809 1098"> <thead> <tr> <th>パラメータ名</th> <th>検出器の種類</th> <th>耐環境試験条件</th> <th>評価</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1次冷却材圧力 (広域)</td> <td>弾性圧力検出器</td> <td rowspan="12">[Redacted]</td> <td>耐環境試験において、事故時雰囲気においても健全性が確保できることを確認している。</td> </tr> <tr> <td>加圧器水位</td> <td rowspan="4">差圧式水位検出器</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器水位</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器水位 (狭域)</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器水位 (広域)</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環サンプル水位 (広域)</td> <td rowspan="2">測温抵抗体</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器再循環サンプル水位 (狭域)</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材温度 (広域-高温側)</td> <td rowspan="2">熱電対</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材温度 (広域-低温側)</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td rowspan="4">電極式水位検出器</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内水素処理装置温度</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器水素イグナイタ温度</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器水位</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>原子炉下部キャビティ水位</td> <td rowspan="2">電離箱</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td>格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)</td> <td>同上</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1: センサは無機物で構成しており、耐放射線性を有している。</p> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	パラメータ名	検出器の種類	耐環境試験条件	評価	1次冷却材圧力 (広域)	弾性圧力検出器	[Redacted]	耐環境試験において、事故時雰囲気においても健全性が確保できることを確認している。	加圧器水位	差圧式水位検出器	同上	原子炉容器水位	同上	蒸気発生器水位 (狭域)	同上	蒸気発生器水位 (広域)	同上	格納容器再循環サンプル水位 (広域)	測温抵抗体	同上	格納容器再循環サンプル水位 (狭域)	同上	1次冷却材温度 (広域-高温側)	熱電対	同上	1次冷却材温度 (広域-低温側)	同上	格納容器内温度	電極式水位検出器	同上	原子炉格納容器内水素処理装置温度	同上	格納容器水素イグナイタ温度	同上	格納容器水位	同上	原子炉下部キャビティ水位	電離箱	同上	格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)	同上	格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	同上	<p>【大飯】記載表現の相違 (女川実績の反映)</p> <p>【大飯】記載表現の相違 (女川実績の反映)</p> <p>【大飯】記載方針の相違 (女川実績の反映)</p> <p>・大飯では原子炉格納容器内の重要な監視パラメータのみ記載し、重要代替パラメータは記載していないが、泊では原子炉格納容器内の重要な監視パラメータ及び重要代替監視パラメータを記載している。</p>
検出器種類			監視計器	事故時模擬試験時の最大値																																																																																																					
	圧力 [MPa(gage)]	温度 [℃]		積算線量 [MGy]																																																																																																					
伝送器* 1	1次冷却材圧力	[Redacted]	[Redacted]	[Redacted]																																																																																																					
	加圧器圧力																																																																																																								
	加圧器水位																																																																																																								
	蒸気発生器水位 (広域)																																																																																																								
温度計** (RTD)	蒸気発生器水位 (広域)																																																																																																								
	格納容器再循環セパ水位 (広域)																																																																																																								
	格納容器再循環セパ水位 (狭域)																																																																																																								
	1次冷却材高側側面温度 (広域)																																																																																																								
エリアモニタ**3	1次冷却材低側側面温度 (広域)																																																																																																								
	格納容器内温度																																																																																																								
	格納容器高レンジセパ水位 (高レンジ)																																																																																																								
	格納容器高レンジセパ水位 (低レンジ)																																																																																																								
パラメータ名	検出器の種類	耐環境試験条件	評価																																																																																																						
原子炉圧力容器温度	熱電対	[Redacted]	耐環境試験において、事故時雰囲気においても健全性が確保できることを確認している。																																																																																																						
ドライウェル温度	熱電対		同上																																																																																																						
圧力抑制室内空気温度	熱電対		同上																																																																																																						
サブプレッションプール水温度	測温抵抗体		同上																																																																																																						
原子炉格納容器下部水位	電極式水位検出器		同上																																																																																																						
原子炉格納容器下部温度	熱電対		同上																																																																																																						
ドライウェル水位	電極式水位検出器		同上																																																																																																						
格納容器内水素濃度 (B/W)	水素吸蔵材料式水素検出器		同上																																																																																																						
格納容器内水素濃度 (S/C)			同上																																																																																																						
パラメータ名	検出器の種類		耐環境試験条件	評価																																																																																																					
1次冷却材圧力 (広域)	弾性圧力検出器		[Redacted]	耐環境試験において、事故時雰囲気においても健全性が確保できることを確認している。																																																																																																					
加圧器水位	差圧式水位検出器			同上																																																																																																					
原子炉容器水位		同上																																																																																																							
蒸気発生器水位 (狭域)		同上																																																																																																							
蒸気発生器水位 (広域)		同上																																																																																																							
格納容器再循環サンプル水位 (広域)	測温抵抗体	同上																																																																																																							
格納容器再循環サンプル水位 (狭域)		同上																																																																																																							
1次冷却材温度 (広域-高温側)	熱電対	同上																																																																																																							
1次冷却材温度 (広域-低温側)		同上																																																																																																							
格納容器内温度	電極式水位検出器	同上																																																																																																							
原子炉格納容器内水素処理装置温度		同上																																																																																																							
格納容器水素イグナイタ温度		同上																																																																																																							
格納容器水位		同上																																																																																																							
原子炉下部キャビティ水位	電離箱	同上																																																																																																							
格納容器内高レンジエリアモニタ (高レンジ)		同上																																																																																																							
格納容器内高レンジエリアモニタ (低レンジ)	同上																																																																																																								

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

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

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																									
	<p style="text-align: center;">表 58-10-4 重大事故等時における耐環境条件^{※1,2,3}</p> <table border="1" data-bbox="689 197 1209 491"> <thead> <tr> <th rowspan="2">設置場所</th> <th rowspan="2">類型化区分</th> <th colspan="4">環境条件</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>温度</th> <th>圧力</th> <th>湿度</th> <th>放射線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器内</td> <td>A</td> <td>200℃</td> <td>6.65MPa [avg]</td> <td>従来設計と同等 (100%)^{※1}、又はそれ以下</td> <td>従来設計と同等 (100%)^{※1}、又はそれ以下</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉建屋原子炉棟内^{※4}</td> <td>B</td> <td>従来設計と同等 (100%)^{※1}、又はそれ以下</td> <td>4.46MPa [avg]、又はそれ以下</td> <td>従来設計と同等 (100%)^{※1}、又はそれ以下</td> <td>又はそれ以下</td> <td></td> </tr> <tr> <td>その他の建屋内</td> <td>C</td> <td>通常状態における設計値と同等 (100%)^{※1}、又はそれ以下</td> <td>大気圧相当</td> <td>通常状態における設計値と同等 (100%)^{※1}、又はそれ以下</td> <td>設置場所及び原子炉建屋等からの放射線の影響を受ける範囲^{※5}</td> <td></td> </tr> <tr> <td>屋外</td> <td>D</td> <td>外気温 (最大約35℃)</td> <td>大気圧</td> <td>通常状態における設計値と同等 (100%)^{※1}、又はそれ以下</td> <td>設置場所及び原子炉建屋等からの放射線の影響を受ける範囲^{※5}</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">※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し可能性もある。 ※2 設備設置場所や設備の固有の条件 (付近に発熱源や線源があるもの) の影響を受けるものは個別に評価する。 ※3 中心柱等の有無、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 運転中の事故においては使用済燃料プール施設の設計を考慮する。また、格納容器バイパス (インターフェイスシステム) I、O、C、A) 等の原子炉建屋原子炉棟内への影響が大きくなり、必要な設備が限定される事象については、個別に設定する。 ※5 従来設計値は非常状態における安全系統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> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px auto; width: fit-content;"> <p>枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p> </div>	設置場所	類型化区分	環境条件				備考	温度	圧力	湿度	放射線	原子炉格納容器内	A	200℃	6.65MPa [avg]	従来設計と同等 (100%) ^{※1} 、又はそれ以下	従来設計と同等 (100%) ^{※1} 、又はそれ以下		原子炉建屋原子炉棟内 ^{※4}	B	従来設計と同等 (100%) ^{※1} 、又はそれ以下	4.46MPa [avg]、又はそれ以下	従来設計と同等 (100%) ^{※1} 、又はそれ以下	又はそれ以下		その他の建屋内	C	通常状態における設計値と同等 (100%) ^{※1} 、又はそれ以下	大気圧相当	通常状態における設計値と同等 (100%) ^{※1} 、又はそれ以下	設置場所及び原子炉建屋等からの放射線の影響を受ける範囲 ^{※5}		屋外	D	外気温 (最大約35℃)	大気圧	通常状態における設計値と同等 (100%) ^{※1} 、又はそれ以下	設置場所及び原子炉建屋等からの放射線の影響を受ける範囲 ^{※5}		<p style="text-align: center;">表 58-10-4 重大事故等時における耐環境条件^{※1, 2, 3}</p> <table border="1" data-bbox="1254 188 1814 635"> <thead> <tr> <th rowspan="2">設置場所</th> <th rowspan="2">類型化区分</th> <th colspan="4">環境条件</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>温度</th> <th>圧力</th> <th>湿度</th> <th>放射線</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器内</td> <td>A</td> <td>141℃</td> <td>0.360MPa [avg]</td> <td>従来設計と同等 (100%)^{※1}、又はそれ以下</td> <td>0.50Gy/7日、又はそれ以下</td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="4">原子炉格納容器内^{※4}</td> <td>Ba</td> <td>112℃、又はそれ以下</td> <td>大気圧相当</td> <td>従来設計と同等 (100%)^{※1}、又はそれ以下</td> <td>500Gy/h、又はそれ以下</td> <td></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> <td></td> </tr> <tr> <td>Bc</td> <td>50℃、又はそれ以下</td> <td>大気圧相当</td> <td>従来設計と同等 (100%)^{※1}、又はそれ以下</td> <td>206Gy/h、又はそれ以下</td> <td></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%)^{※1}、又はそれ以下</td> <td>1006Gy/h、又はそれ以下</td> <td></td> </tr> <tr> <td>屋外</td> <td>C</td> <td>外気温 (35℃)</td> <td>大気圧</td> <td>通常状態における設計値と同等 (100%)^{※1}、又はそれ以下</td> <td>106Gy/h、又はそれ以下</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 表中は各環境条件の項目の最大値を記載する。また、評価値は詳細評価により今後見直し可能性もある。 ※2 設備設置場所や設備の固有の条件 (付近に発熱源や線源があるもの) の影響を受けるものは個別に評価する。 ※3 中心柱等の有無、設備の配置場所等により大きく異なるため、それらの影響が大きいものは個別に評価する。 ※4 格納容器バイパス (インターフェイスシステム) LOCA 及び蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時) 及び使用済燃料ピットにおける重大事故にそれぞれある事故時の周辺補機、燃料取扱機、原子炉補助建屋等の環境への影響が大きくなり、必要な設備が限定される事象については、個別に設定する。 ※5 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域の設備の設置箇所。 ※6 使用済燃料ピットにおける重大事故にそれぞれある事故時に使用が期待される使用済燃料ピット及び周辺区域に設置する設備の設置箇所。 ※7 格納容器バイパス (蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故) 時に使用が期待される主蒸気管室及び周辺の区域の設備の設置箇所。 ※8 インターフェイスシステム) LOCA) 時、使用済燃料ピットにおける重大事故にそれぞれある事故時、蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故時に使用されるが、それらの事故の影響を受けない設備又はそれらの事故以外の事故時に使用が期待される設備の、周辺補機、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統器の設計値の一例を示す。</p>	設置場所	類型化区分	環境条件				備考	温度	圧力	湿度	放射線	原子炉格納容器内	A	141℃	0.360MPa [avg]	従来設計と同等 (100%) ^{※1} 、又はそれ以下	0.50Gy/7日、又はそれ以下		原子炉格納容器内 ^{※4}	Ba	112℃、又はそれ以下	大気圧相当	従来設計と同等 (100%) ^{※1} 、又はそれ以下	500Gy/h、又はそれ以下		Bb	100℃	大気圧相当	100%	0.156Gy/h、又はそれ以下		Bc	50℃、又はそれ以下	大気圧相当	従来設計と同等 (100%) ^{※1} 、又はそれ以下	206Gy/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%) ^{※1} 、又はそれ以下	1006Gy/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%) ^{※1} 、又はそれ以下	106Gy/h、又はそれ以下		<p>【大阪】記載方針の相違 (女川実績の反映) 【女川】記載方針の相違 ・女川では設置場所耐環境条件を分類しているが、泊では設置場所に加えインターフェイスシステムLOCAや使用済燃料ピット事故等の事故により影響を受ける場所も分類し、より詳細な分類としている。</p>
設置場所	類型化区分			環境条件					備考																																																																																			
		温度	圧力	湿度	放射線																																																																																							
原子炉格納容器内	A	200℃	6.65MPa [avg]	従来設計と同等 (100%) ^{※1} 、又はそれ以下	従来設計と同等 (100%) ^{※1} 、又はそれ以下																																																																																							
原子炉建屋原子炉棟内 ^{※4}	B	従来設計と同等 (100%) ^{※1} 、又はそれ以下	4.46MPa [avg]、又はそれ以下	従来設計と同等 (100%) ^{※1} 、又はそれ以下	又はそれ以下																																																																																							
その他の建屋内	C	通常状態における設計値と同等 (100%) ^{※1} 、又はそれ以下	大気圧相当	通常状態における設計値と同等 (100%) ^{※1} 、又はそれ以下	設置場所及び原子炉建屋等からの放射線の影響を受ける範囲 ^{※5}																																																																																							
屋外	D	外気温 (最大約35℃)	大気圧	通常状態における設計値と同等 (100%) ^{※1} 、又はそれ以下	設置場所及び原子炉建屋等からの放射線の影響を受ける範囲 ^{※5}																																																																																							
設置場所	類型化区分	環境条件				備考																																																																																						
		温度	圧力	湿度	放射線																																																																																							
原子炉格納容器内	A	141℃	0.360MPa [avg]	従来設計と同等 (100%) ^{※1} 、又はそれ以下	0.50Gy/7日、又はそれ以下																																																																																							
原子炉格納容器内 ^{※4}	Ba	112℃、又はそれ以下	大気圧相当	従来設計と同等 (100%) ^{※1} 、又はそれ以下	500Gy/h、又はそれ以下																																																																																							
	Bb	100℃	大気圧相当	100%	0.156Gy/h、又はそれ以下																																																																																							
	Bc	50℃、又はそれ以下	大気圧相当	従来設計と同等 (100%) ^{※1} 、又はそれ以下	206Gy/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%) ^{※1} 、又はそれ以下	1006Gy/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%) ^{※1} 、又はそれ以下	106Gy/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="85 582 633 879"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>条件</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>線源強度</td> <td>炉心 55GW ウラン炉心</td> <td></td> </tr> <tr> <td>線量評価モデル</td> <td>形状・評価点 C/V 自由体積を保存した半球モデル 評価点は、半球面の中心</td> <td>当該事象を模擬した C/V 内への FP 量の時間変化を考慮</td> </tr> <tr> <td></td> <td>密度 C/V 内に存在する水分を考慮し、C/V 空間に均質化した嵩密度</td> <td>壁面設置の計器が 180 度方向から放射線照射を受けることを模擬 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> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>枠囲みの範囲は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p> </div>	項目	条件	備考	線源強度	炉心 55GW ウラン炉心		線量評価モデル	形状・評価点 C/V 自由体積を保存した半球モデル 評価点は、半球面の中心	当該事象を模擬した C/V 内への FP 量の時間変化を考慮		密度 C/V 内に存在する水分を考慮し、C/V 空間に均質化した嵩密度	壁面設置の計器が 180 度方向から放射線照射を受けることを模擬 当該事象を模擬した C/V 内の水分量の時間変化を考慮			<p>【大阪】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													
	密度 C/V 内に存在する水分を考慮し、C/V 空間に均質化した嵩密度	壁面設置の計器が 180 度方向から放射線照射を受けることを模擬 当該事象を模擬した C/V 内の水分量の時間変化を考慮													

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

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

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対策、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、炉心損傷防止対策、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> <p>【女川】記載表現の相違</p> <p>【女川】記載表現の相違</p>