

泊発電所3号炉 有効性評価 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）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>「水素燃焼」において、静的触媒式水素再結合装置を用いた原子炉格納容器内の水素濃度を抑制する格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であり、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して有効である。</p>	<p>「水素燃焼」において、静的触媒式水素再結合装置を用いた原子炉格納容器内の水素濃度を抑制する格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であり、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して有効である。</p>	<p>器内雰囲気の不活性化等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して有効である。</p>	<p>処理装置を用いた原子炉格納容器内の水素濃度を抑制する格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して有効である。</p>	<p>記載方針の相違 ・泊では文章内で脱線する表現のため記載していない（伊方と同様） 【大阪 高浜】 記載表現の相違（女川 高浜の反映）</p>

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																
<p>第3.4.1表 「水素燃焼」における重大事故等対策について（3/5）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対策及び条件</th> <th>評価</th> <th>相違表現</th> <th>相違理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 炉心損傷の抑制</td> <td>炉心出口温度が30℃以上及び炉内炉管壁面温度が100℃以上となることを防止し、炉心損傷を抑制する。</td> <td>-</td> <td>1. 炉心出口温度抑制装置（炉心出口温度抑制装置） 2. 炉内炉管壁面温度抑制装置（炉内炉管壁面温度抑制装置）</td> </tr> <tr> <td>2. 炉内炉管破断防止</td> <td>炉内炉管破断防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動を監視し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。</td> <td>炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。</td> <td>【炉内炉管破断防止装置】 炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。</td> </tr> <tr> <td>3. 水素燃焼抑制</td> <td>炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。</td> <td>炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。</td> <td>炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>【 】は実質的な相違を示し、異なる設備等が記載されている。</p>	対策及び条件	評価	相違表現	相違理由	1. 炉心損傷の抑制	炉心出口温度が30℃以上及び炉内炉管壁面温度が100℃以上となることを防止し、炉心損傷を抑制する。	-	1. 炉心出口温度抑制装置（炉心出口温度抑制装置） 2. 炉内炉管壁面温度抑制装置（炉内炉管壁面温度抑制装置）	2. 炉内炉管破断防止	炉内炉管破断防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動を監視し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	【炉内炉管破断防止装置】 炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	3. 水素燃焼抑制	炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	<p>第3.4.1.1表 「水素燃焼」における重大事故等対策について（3/5）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対策及び条件</th> <th>評価</th> <th>相違表現</th> <th>相違理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 炉心損傷の抑制</td> <td>炉心出口温度が30℃以上及び炉内炉管壁面温度が100℃以上となることを防止し、炉心損傷を抑制する。</td> <td>-</td> <td>1. 炉心出口温度抑制装置（炉心出口温度抑制装置） 2. 炉内炉管壁面温度抑制装置（炉内炉管壁面温度抑制装置）</td> </tr> <tr> <td>2. 炉内炉管破断防止</td> <td>炉内炉管破断防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動を監視し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。</td> <td>炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。</td> <td>【炉内炉管破断防止装置】 炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。</td> </tr> <tr> <td>3. 水素燃焼抑制</td> <td>炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。</td> <td>炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。</td> <td>炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>【 】は実質的な相違を示し、異なる設備等が記載されている。</p>	対策及び条件	評価	相違表現	相違理由	1. 炉心損傷の抑制	炉心出口温度が30℃以上及び炉内炉管壁面温度が100℃以上となることを防止し、炉心損傷を抑制する。	-	1. 炉心出口温度抑制装置（炉心出口温度抑制装置） 2. 炉内炉管壁面温度抑制装置（炉内炉管壁面温度抑制装置）	2. 炉内炉管破断防止	炉内炉管破断防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動を監視し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	【炉内炉管破断防止装置】 炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	3. 水素燃焼抑制	炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	<p>第7.2.4.1表 「水素燃焼」の重大事故等対策について（3/5）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対策及び条件</th> <th>評価</th> <th>相違表現</th> <th>相違理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 炉心損傷の抑制</td> <td>炉心出口温度が30℃以上及び炉内炉管壁面温度が100℃以上となることを防止し、炉心損傷を抑制する。</td> <td>-</td> <td>1. 炉心出口温度抑制装置（炉心出口温度抑制装置） 2. 炉内炉管壁面温度抑制装置（炉内炉管壁面温度抑制装置）</td> </tr> <tr> <td>2. 炉内炉管破断防止</td> <td>炉内炉管破断防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動を監視し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。</td> <td>炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。</td> <td>【炉内炉管破断防止装置】 炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。</td> </tr> <tr> <td>3. 水素燃焼抑制</td> <td>炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。</td> <td>炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。</td> <td>炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>【 】は実質的な相違を示し、異なる設備等が記載されている。</p>	対策及び条件	評価	相違表現	相違理由	1. 炉心損傷の抑制	炉心出口温度が30℃以上及び炉内炉管壁面温度が100℃以上となることを防止し、炉心損傷を抑制する。	-	1. 炉心出口温度抑制装置（炉心出口温度抑制装置） 2. 炉内炉管壁面温度抑制装置（炉内炉管壁面温度抑制装置）	2. 炉内炉管破断防止	炉内炉管破断防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動を監視し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	【炉内炉管破断防止装置】 炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	3. 水素燃焼抑制	炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	<p>第7.2.4.1表 「水素燃焼」の重大事故等対策について（3/5）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対策及び条件</th> <th>評価</th> <th>相違表現</th> <th>相違理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 炉心損傷の抑制</td> <td>炉心出口温度が30℃以上及び炉内炉管壁面温度が100℃以上となることを防止し、炉心損傷を抑制する。</td> <td>-</td> <td>1. 炉心出口温度抑制装置（炉心出口温度抑制装置） 2. 炉内炉管壁面温度抑制装置（炉内炉管壁面温度抑制装置）</td> </tr> <tr> <td>2. 炉内炉管破断防止</td> <td>炉内炉管破断防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動を監視し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。</td> <td>炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。</td> <td>【炉内炉管破断防止装置】 炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。</td> </tr> <tr> <td>3. 水素燃焼抑制</td> <td>炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。</td> <td>炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。</td> <td>炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>【 】は実質的な相違を示し、異なる設備等が記載されている。</p>	対策及び条件	評価	相違表現	相違理由	1. 炉心損傷の抑制	炉心出口温度が30℃以上及び炉内炉管壁面温度が100℃以上となることを防止し、炉心損傷を抑制する。	-	1. 炉心出口温度抑制装置（炉心出口温度抑制装置） 2. 炉内炉管壁面温度抑制装置（炉内炉管壁面温度抑制装置）	2. 炉内炉管破断防止	炉内炉管破断防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動を監視し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	【炉内炉管破断防止装置】 炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	3. 水素燃焼抑制	炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	<p>相違理由</p> <p>【大阪、高浜】 名称等の相違 ・設備仕様等の差異により「手順」「重大事故等対処設備」の記載、名称が異なる</p>
対策及び条件	評価	相違表現	相違理由																																																																	
1. 炉心損傷の抑制	炉心出口温度が30℃以上及び炉内炉管壁面温度が100℃以上となることを防止し、炉心損傷を抑制する。	-	1. 炉心出口温度抑制装置（炉心出口温度抑制装置） 2. 炉内炉管壁面温度抑制装置（炉内炉管壁面温度抑制装置）																																																																	
2. 炉内炉管破断防止	炉内炉管破断防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動を監視し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	【炉内炉管破断防止装置】 炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。																																																																	
3. 水素燃焼抑制	炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。																																																																	
対策及び条件	評価	相違表現	相違理由																																																																	
1. 炉心損傷の抑制	炉心出口温度が30℃以上及び炉内炉管壁面温度が100℃以上となることを防止し、炉心損傷を抑制する。	-	1. 炉心出口温度抑制装置（炉心出口温度抑制装置） 2. 炉内炉管壁面温度抑制装置（炉内炉管壁面温度抑制装置）																																																																	
2. 炉内炉管破断防止	炉内炉管破断防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動を監視し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	【炉内炉管破断防止装置】 炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。																																																																	
3. 水素燃焼抑制	炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。																																																																	
対策及び条件	評価	相違表現	相違理由																																																																	
1. 炉心損傷の抑制	炉心出口温度が30℃以上及び炉内炉管壁面温度が100℃以上となることを防止し、炉心損傷を抑制する。	-	1. 炉心出口温度抑制装置（炉心出口温度抑制装置） 2. 炉内炉管壁面温度抑制装置（炉内炉管壁面温度抑制装置）																																																																	
2. 炉内炉管破断防止	炉内炉管破断防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動を監視し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	【炉内炉管破断防止装置】 炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。																																																																	
3. 水素燃焼抑制	炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。																																																																	
対策及び条件	評価	相違表現	相違理由																																																																	
1. 炉心損傷の抑制	炉心出口温度が30℃以上及び炉内炉管壁面温度が100℃以上となることを防止し、炉心損傷を抑制する。	-	1. 炉心出口温度抑制装置（炉心出口温度抑制装置） 2. 炉内炉管壁面温度抑制装置（炉内炉管壁面温度抑制装置）																																																																	
2. 炉内炉管破断防止	炉内炉管破断防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動を監視し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	【炉内炉管破断防止装置】 炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。																																																																	
3. 水素燃焼抑制	炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。	炉心損傷防止装置及び炉内炉管破断防止装置の作動異常を検知し、炉内炉管破断防止装置の作動異常を抑制する。																																																																	

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

7.2.4 水素燃焼

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																								
<p>第3.4.2表 「水素燃焼」の主要解析条件 (大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故) (1/3)</p> <p>条件設定の考え方</p> <table border="1"> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> <tr> <td>解析コード</td> <td>MAAP GOTHIC</td> <td>本炉種特許センターの重篤な現象である燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるブランクシミュレーションコード。</td> </tr> <tr> <td>炉心熱出力 (初期)</td> <td>100% (3,411MW) ×1.02</td> <td>区画間及び区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝達、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能なコード。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力 (初期)</td> <td>15.41+0.21MPa[gage]</td> <td>評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉冷却炉管へのエネルギー出口及び炉心の燃料棒の電圧が低下し、評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材平均温度 (初期)</td> <td>307.1+0.2℃</td> <td>炉心熱出力が大きいと相温度が大きくなり、1次冷却材の相温度及び燃料棒表面熱伝達等の評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。</td> </tr> <tr> <td>炉心燃焼熱</td> <td>FP：日本原子力学会推奨 アクチブド：ORIGEN2 (サイクル米周を仮定)</td> <td>炉心燃焼熱を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉冷却炉管へのエネルギー出口及び炉心の燃料棒の電圧が低下し、評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)</td> <td>50t (1基当たり)</td> <td>評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉冷却炉管へのエネルギー出口及び炉心の燃料棒の電圧が低下し、評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。</td> </tr> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	解析コード	MAAP GOTHIC	本炉種特許センターの重篤な現象である燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるブランクシミュレーションコード。	炉心熱出力 (初期)	100% (3,411MW) ×1.02	区画間及び区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝達、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能なコード。	1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉冷却炉管へのエネルギー出口及び炉心の燃料棒の電圧が低下し、評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。	1次冷却材平均温度 (初期)	307.1+0.2℃	炉心熱出力が大きいと相温度が大きくなり、1次冷却材の相温度及び燃料棒表面熱伝達等の評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。	炉心燃焼熱	FP：日本原子力学会推奨 アクチブド：ORIGEN2 (サイクル米周を仮定)	炉心燃焼熱を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉冷却炉管へのエネルギー出口及び炉心の燃料棒の電圧が低下し、評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。	蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉冷却炉管へのエネルギー出口及び炉心の燃料棒の電圧が低下し、評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。	<p>第3.4.2.1表 「水素燃焼」の主要解析条件 (大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故) (1/3)</p> <p>条件設定の考え方</p> <table border="1"> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> <tr> <td>解析コード</td> <td>MAAP GOTHIC</td> <td>本炉種特許センターの重篤な現象である燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるブランクシミュレーションコード。</td> </tr> <tr> <td>炉心熱出力 (初期)</td> <td>100% (2,032MW) ×1.02</td> <td>区画間及び区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝達、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能なコード。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力 (初期)</td> <td>15.41+0.21MPa[gage]</td> <td>評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉冷却炉管へのエネルギー出口及び炉心の燃料棒の電圧が低下し、評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材平均温度 (初期)</td> <td>302.3+0.2℃</td> <td>炉心熱出力が大きいと相温度が大きくなり、1次冷却材の相温度及び燃料棒表面熱伝達等の評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。</td> </tr> <tr> <td>炉心燃焼熱</td> <td>FP：日本原子力学会推奨 アクチブド：ORIGEN2 (サイクル米周を仮定)</td> <td>炉心燃焼熱を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉冷却炉管へのエネルギー出口及び炉心の燃料棒の電圧が低下し、評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)</td> <td>48t (1基当たり)</td> <td>評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。</td> </tr> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	解析コード	MAAP GOTHIC	本炉種特許センターの重篤な現象である燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるブランクシミュレーションコード。	炉心熱出力 (初期)	100% (2,032MW) ×1.02	区画間及び区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝達、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能なコード。	1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉冷却炉管へのエネルギー出口及び炉心の燃料棒の電圧が低下し、評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。	1次冷却材平均温度 (初期)	302.3+0.2℃	炉心熱出力が大きいと相温度が大きくなり、1次冷却材の相温度及び燃料棒表面熱伝達等の評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。	炉心燃焼熱	FP：日本原子力学会推奨 アクチブド：ORIGEN2 (サイクル米周を仮定)	炉心燃焼熱を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉冷却炉管へのエネルギー出口及び炉心の燃料棒の電圧が低下し、評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。	蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	48t (1基当たり)	評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。	<p>第3.4.2.2表 事故発生から7日後(168時間後)の酸素濃度*</p> <table border="1"> <tr> <th>項目</th> <th>ウェット条件(vol%)</th> <th>ドライ条件(vol%)</th> </tr> <tr> <td>ドライウェル</td> <td>約2.4</td> <td>約2.8</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションチャンセル</td> <td>約2.1</td> <td>約3.4</td> </tr> </table> <p>※：全炉心のウラン濃度の約13%が反応した報告</p>	項目	ウェット条件(vol%)	ドライ条件(vol%)	ドライウェル	約2.4	約2.8	サブプレッションチャンセル	約2.1	約3.4	<p>第7.2.4.2表 「水素燃焼」の主要解析条件 (大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故) (1/3)</p> <p>条件設定の考え方</p> <table border="1"> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> <tr> <td>解析コード</td> <td>MAAP GOTHIC</td> <td>本炉種特許センターの重篤な現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるシミュレーション統合解析コード。</td> </tr> <tr> <td>炉心熱出力 (初期)</td> <td>100% (2,552MW) ×1.02</td> <td>区画間及び区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝達、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能なコード。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力 (初期)</td> <td>15.11+0.21MPa[gage]</td> <td>評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉冷却炉管へのエネルギー出口及び炉心の燃料棒の電圧が低下し、評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材平均温度 (初期)</td> <td>306.6+0.2℃</td> <td>炉心熱出力が大きいと相温度が大きくなり、1次冷却材の相温度及び燃料棒表面熱伝達等の評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。</td> </tr> <tr> <td>炉心燃焼熱</td> <td>FP：日本原子力学会推奨 アクチブド：ORIGEN2 (サイクル米周を仮定)</td> <td>炉心燃焼熱を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉冷却炉管へのエネルギー出口及び炉心の燃料棒の電圧が低下し、評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)</td> <td>50t (1基当たり)</td> <td>設計値として設定。</td> </tr> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	解析コード	MAAP GOTHIC	本炉種特許センターの重篤な現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるシミュレーション統合解析コード。	炉心熱出力 (初期)	100% (2,552MW) ×1.02	区画間及び区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝達、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能なコード。	1次冷却材圧力 (初期)	15.11+0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉冷却炉管へのエネルギー出口及び炉心の燃料棒の電圧が低下し、評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。	1次冷却材平均温度 (初期)	306.6+0.2℃	炉心熱出力が大きいと相温度が大きくなり、1次冷却材の相温度及び燃料棒表面熱伝達等の評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。	炉心燃焼熱	FP：日本原子力学会推奨 アクチブド：ORIGEN2 (サイクル米周を仮定)	炉心燃焼熱を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉冷却炉管へのエネルギー出口及び炉心の燃料棒の電圧が低下し、評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。	蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	設計値として設定。	<p>【大飯、高浜】 設計の相違 ・炉心燃焼解析であり、設備仕様も異なることから「主要解析条件」及び「条件設定の考え方」の記載が一部異なる 【大飯、高浜】 名称等の相違</p>
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																										
解析コード	MAAP GOTHIC	本炉種特許センターの重篤な現象である燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるブランクシミュレーションコード。																																																																										
炉心熱出力 (初期)	100% (3,411MW) ×1.02	区画間及び区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝達、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能なコード。																																																																										
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉冷却炉管へのエネルギー出口及び炉心の燃料棒の電圧が低下し、評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。																																																																										
1次冷却材平均温度 (初期)	307.1+0.2℃	炉心熱出力が大きいと相温度が大きくなり、1次冷却材の相温度及び燃料棒表面熱伝達等の評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。																																																																										
炉心燃焼熱	FP：日本原子力学会推奨 アクチブド：ORIGEN2 (サイクル米周を仮定)	炉心燃焼熱を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉冷却炉管へのエネルギー出口及び炉心の燃料棒の電圧が低下し、評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。																																																																										
蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉冷却炉管へのエネルギー出口及び炉心の燃料棒の電圧が低下し、評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。																																																																										
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																										
解析コード	MAAP GOTHIC	本炉種特許センターの重篤な現象である燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるブランクシミュレーションコード。																																																																										
炉心熱出力 (初期)	100% (2,032MW) ×1.02	区画間及び区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝達、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能なコード。																																																																										
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉冷却炉管へのエネルギー出口及び炉心の燃料棒の電圧が低下し、評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。																																																																										
1次冷却材平均温度 (初期)	302.3+0.2℃	炉心熱出力が大きいと相温度が大きくなり、1次冷却材の相温度及び燃料棒表面熱伝達等の評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。																																																																										
炉心燃焼熱	FP：日本原子力学会推奨 アクチブド：ORIGEN2 (サイクル米周を仮定)	炉心燃焼熱を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉冷却炉管へのエネルギー出口及び炉心の燃料棒の電圧が低下し、評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。																																																																										
蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	48t (1基当たり)	評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。																																																																										
項目	ウェット条件(vol%)	ドライ条件(vol%)																																																																										
ドライウェル	約2.4	約2.8																																																																										
サブプレッションチャンセル	約2.1	約3.4																																																																										
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																										
解析コード	MAAP GOTHIC	本炉種特許センターの重篤な現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるシミュレーション統合解析コード。																																																																										
炉心熱出力 (初期)	100% (2,552MW) ×1.02	区画間及び区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝達、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能なコード。																																																																										
1次冷却材圧力 (初期)	15.11+0.21MPa[gage]	評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉冷却炉管へのエネルギー出口及び炉心の燃料棒の電圧が低下し、評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。																																																																										
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6+0.2℃	炉心熱出力が大きいと相温度が大きくなり、1次冷却材の相温度及び燃料棒表面熱伝達等の評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。																																																																										
炉心燃焼熱	FP：日本原子力学会推奨 アクチブド：ORIGEN2 (サイクル米周を仮定)	炉心燃焼熱を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉冷却炉管へのエネルギー出口及び炉心の燃料棒の電圧が低下し、評価結果を厳しくするよう、定常運転を考慮した上限値として設定。																																																																										
蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	設計値として設定。																																																																										

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

7.2.4 水素燃焼

第 3.4.2 表 「水素燃焼」の主要解析条件 (大規模 LOCA 時に高圧注入機能が発火する事故) (2/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉格納容器自由液面	72,500mm	評価結果を悪くするように、原子炉格納容器自由液面の設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。原子炉格納容器自由液面の小さいと、原子炉格納容器自由液面及び格納容器の水位が低下し、原子炉格納容器自由液面の減少から発生する事故。
ヒートラング	設計値に余裕を考慮した大きい値	評価結果を悪くするように、設計値より大きい値を設定。
原子炉格納容器内部温度	49℃	ヒートラングが大きいと、水素燃焼が進行しやすい状態となるため、余裕を考慮した大きい値を設定。
原子炉格納容器内部圧力	大気圧	設計値に基づき設定。
起爆事象	大規模 LOCA 格納容器・高圧格納容器 燃料口蓋・圧上気配管	設計値に基づき設定。
安全機能の喪失に対する仮定	高圧注入機能及び低圧注入機能喪失	高圧注入機能及び低圧注入機能は、水中の不稼働、水の供給経路及び水素燃焼の発生による喪失を想定。
外部電源	外部電源あり	高圧注入機能及び低圧注入機能は、水中の不稼働、水の供給経路及び水素燃焼の発生による喪失を想定。
水素の発生	・冷却炉内のフルフローの流量の 70% の割合で発生 ・水の放射線分解、金属腐食及びヒドランジンの発生による発生を考慮 ・安全機能の喪失に対する仮定	水の放射線分解による水素の生成割合は、水中の不稼働、水の供給経路及び水素燃焼の発生による喪失を想定。 水の放射線分解による水素の生成割合は、水中の不稼働、水の供給経路及び水素燃焼の発生による喪失を想定。 水の放射線分解による水素の生成割合は、水中の不稼働、水の供給経路及び水素燃焼の発生による喪失を想定。

第 3.4.2.1 表 「水素燃焼」の主要解析条件 (大規模 LOCA 時に高圧注入機能が発火する事故) (2/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉格納容器自由液面	67,000mm	設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。
ヒートラング	設計値に余裕を考慮した大きい値	設計値より大きい値を設定。
原子炉格納容器内部温度	50℃	設計値に基づき設定。
原子炉格納容器内部圧力	大気圧	設計値に基づき設定。
起爆事象	大規模 LOCA 格納容器・高圧格納容器 燃料口蓋・圧上気配管	設計値に基づき設定。
安全機能の喪失に対する仮定	高圧注入機能及び低圧注入機能喪失	高圧注入機能及び低圧注入機能は、水中の不稼働、水の供給経路及び水素燃焼の発生による喪失を想定。
外部電源	外部電源あり	高圧注入機能及び低圧注入機能は、水中の不稼働、水の供給経路及び水素燃焼の発生による喪失を想定。
水素の発生	・冷却炉内のフルフローの流量の 70% の割合で発生 ・水の放射線分解、金属腐食及びヒドランジンの発生による発生を考慮	水の放射線分解による水素の生成割合は、水中の不稼働、水の供給経路及び水素燃焼の発生による喪失を想定。 水の放射線分解による水素の生成割合は、水中の不稼働、水の供給経路及び水素燃焼の発生による喪失を想定。

第 7.2.1.2 表 「水素燃焼」の主要解析条件 (大規模 LOCA 時に高圧注入機能が発火する事故) (2/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉格納容器自由液面	65,500mm	評価結果を悪くするように、原子炉格納容器自由液面の設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。原子炉格納容器自由液面の小さいと、原子炉格納容器自由液面及び格納容器の水位が低下し、原子炉格納容器自由液面の減少から発生する事故。
ヒートラング	設計値に余裕を考慮した大きい値	評価結果を悪くするように、設計値より大きい値を設定。
原子炉格納容器内部温度	49℃	ヒートラングが大きいと、水素燃焼が進行しやすい状態となるため、余裕を考慮した大きい値を設定。
原子炉格納容器内部圧力	大気圧	設計値に基づき設定。
起爆事象	大規模 LOCA 格納容器・高圧格納容器 燃料口蓋・圧上気配管	設計値に基づき設定。
安全機能の喪失に対する仮定	高圧注入機能及び低圧注入機能喪失	高圧注入機能及び低圧注入機能は、水中の不稼働、水の供給経路及び水素燃焼の発生による喪失を想定。
外部電源	外部電源あり	高圧注入機能及び低圧注入機能は、水中の不稼働、水の供給経路及び水素燃焼の発生による喪失を想定。
水素の発生	・冷却炉内のフルフローの流量の 70% の割合で発生 ・水の放射線分解、金属腐食及びヒドランジンの発生による発生を考慮	水の放射線分解による水素の生成割合は、水中の不稼働、水の供給経路及び水素燃焼の発生による喪失を想定。 水の放射線分解による水素の生成割合は、水中の不稼働、水の供給経路及び水素燃焼の発生による喪失を想定。

第 7.2.1.2 表 「水素燃焼」の主要解析条件 (大規模 LOCA 時に高圧注入機能が発火する事故) (2/3)

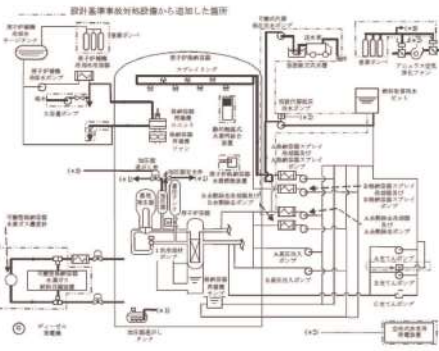
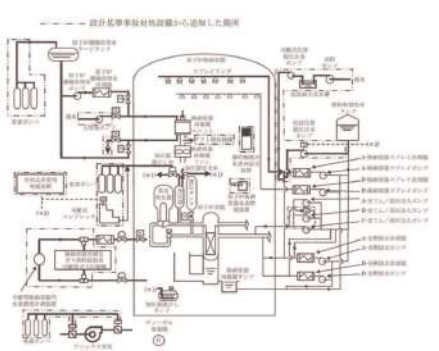
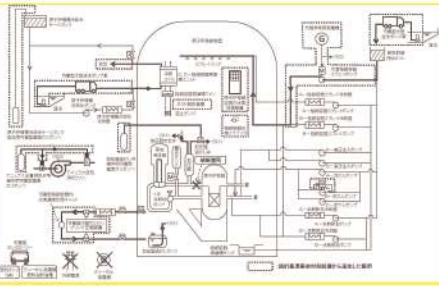
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉格納容器自由液面	65,500mm	評価結果を悪くするように、原子炉格納容器自由液面の設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。原子炉格納容器自由液面の小さいと、原子炉格納容器自由液面及び格納容器の水位が低下し、原子炉格納容器自由液面の減少から発生する事故。
ヒートラング	設計値に余裕を考慮した大きい値	評価結果を悪くするように、設計値より大きい値を設定。
原子炉格納容器内部温度	49℃	ヒートラングが大きいと、水素燃焼が進行しやすい状態となるため、余裕を考慮した大きい値を設定。
原子炉格納容器内部圧力	大気圧	設計値に基づき設定。
起爆事象	大規模 LOCA 格納容器・高圧格納容器 燃料口蓋・圧上気配管	設計値に基づき設定。
安全機能の喪失に対する仮定	高圧注入機能及び低圧注入機能喪失	高圧注入機能及び低圧注入機能は、水中の不稼働、水の供給経路及び水素燃焼の発生による喪失を想定。
外部電源	外部電源あり	高圧注入機能及び低圧注入機能は、水中の不稼働、水の供給経路及び水素燃焼の発生による喪失を想定。
水素の発生	・冷却炉内のフルフローの流量の 70% の割合で発生 ・水の放射線分解、金属腐食及びヒドランジンの発生による発生を考慮	水の放射線分解による水素の生成割合は、水中の不稼働、水の供給経路及び水素燃焼の発生による喪失を想定。 水の放射線分解による水素の生成割合は、水中の不稼働、水の供給経路及び水素燃焼の発生による喪失を想定。

相違理由

【大阪、高浜】
 設計の相違
 ・泊は説明図解であり、設備仕様も異なることから「主要解析条件」及び「条件設定の考え方」の記載が一部異なる
 【高浜】
 設計の相違
 ・泊は「水素の発生」において格納容器スプレイの薬品にヒドランジンを使用しており、ヒドランジンの放射線分解を記載
 【大阪、高浜】
 名称等の相違

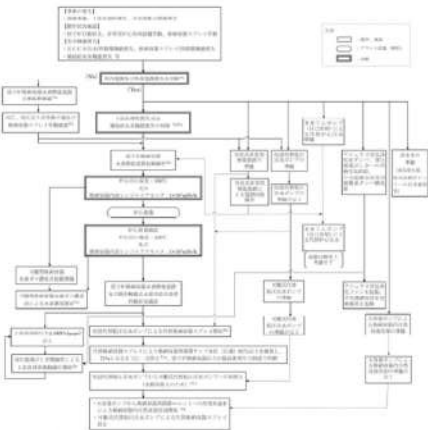
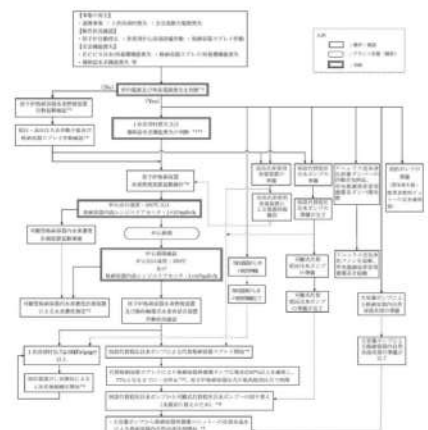

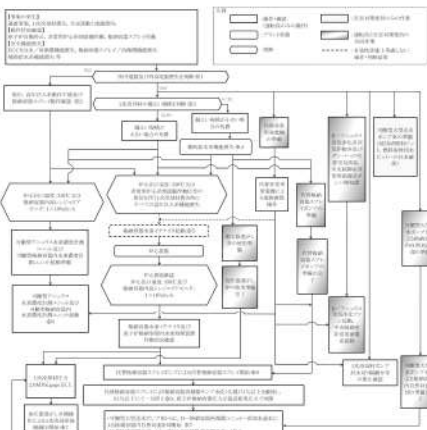
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>設計基準事故対応設備から通知した箇所</p> <p>第 3.4.1 図 「水素燃焼」の重大事故等対策の概略系統図</p>	 <p>設計基準事故対応設備から通知した箇所</p> <p>第 3.4.1.1 図 「水素燃焼」の重大事故等対策の概略系統図</p>		 <p>第 7.2.4.1 図 「水素燃焼」の重大事故等対策の概略系統図 (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)</p>	<p>【大阪、高浜】 設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】 名称等の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <ul style="list-style-type: none"> 対応手段に応じた概略系統図とし、図のタイトルで識別 外部電源、ディーゼル発電機を追記

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 3.4.2 図 格納容器破損モード「水素燃焼」の対応手順の概要</p>	 <p>第 3.4.1.2 図 格納容器破損モード「水素燃焼」の対応手順の概要</p>		 <p>第 7.2.4.2 図 格納容器破損モード「水素燃焼」の対応手順の概要</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映） ・凡例に記載のとおり運転員及び災害対策要員が行う作業を分けて記載 ・有効性評価上考慮しない、操作・判断結果を破線で記載 【大阪、高浜】 設計の相違 【大阪、高浜】 名称等の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表


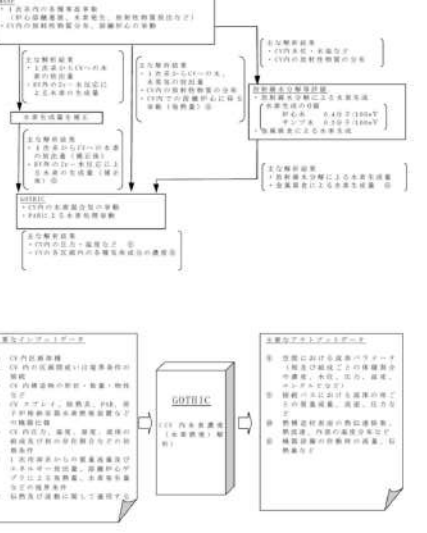

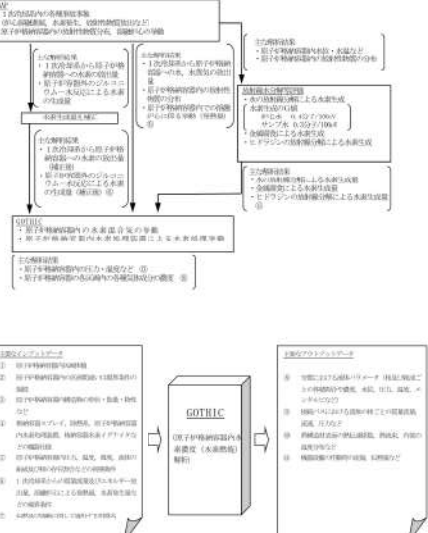
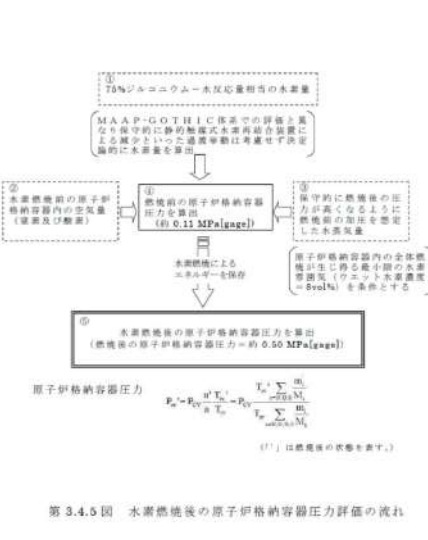
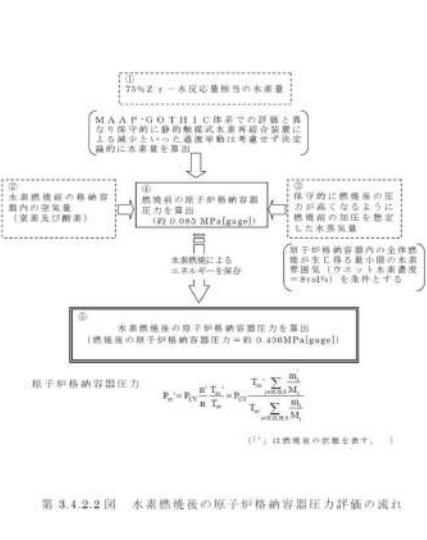

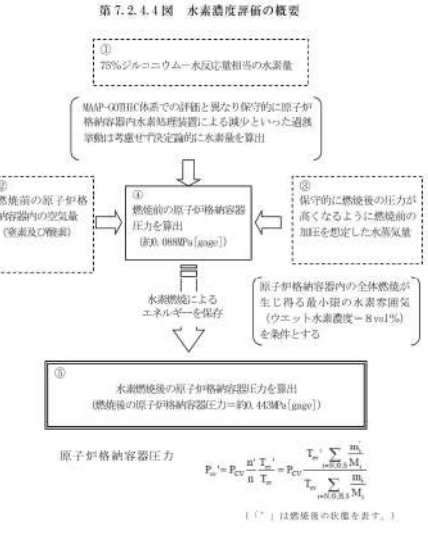
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 3.4.3 図 「水素燃焼」の作業と所要時間 (大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故)</p>	<p>図 3.4.1 図 「水素燃焼」の作業と所要時間 (大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故)</p>	<p>図 3.4.1 図 「水素燃焼」の作業と所要時間 (大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故)</p>	<p>図 7.2.4.3 図 「水素燃焼」の作業と所要時間 (大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故)</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映） ・運転員を中央制御室と現場に分けて記載 ・有効性評価上考慮しない作業を色分けして記載</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 名号等の相違</p>

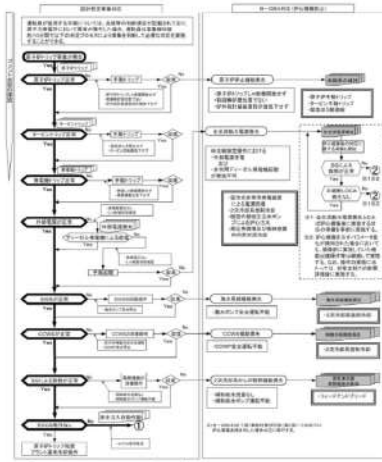
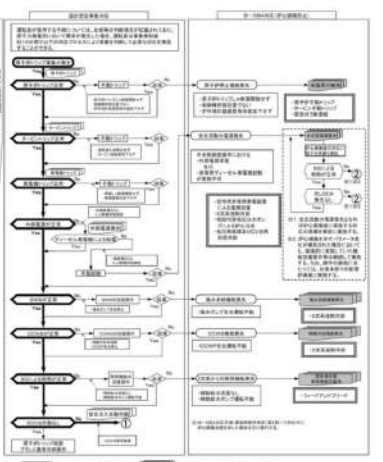

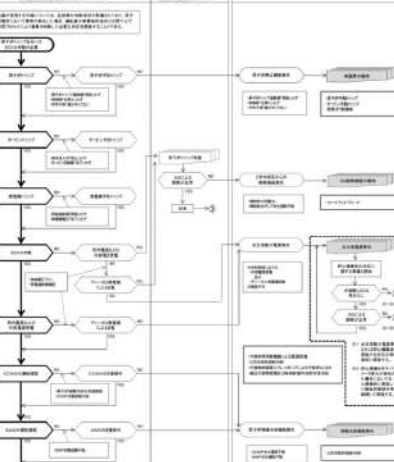
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 3.4.4 図 水素濃度評価の概要</p>	 <p>第 3.4.2.1 図 水素濃度評価の概要</p>	 <p>第 7.2.4.4 図 水素濃度評価の概要</p>	 <p>第 7.2.4.4 図 水素濃度評価の概要</p>	<p>【高浜】 評価条件の相違 ・泊は格納容器スプレイの薬品にヒドラジンを使用しており、ヒドラジンの放射線分解も見込む（大阪、伊方と同様）</p>
 <p>第 3.4.5 図 水素燃焼後の原子炉格納容器圧力評価の流れ</p>	 <p>第 3.4.2.2 図 水素燃焼後の原子炉格納容器圧力評価の流れ</p>	 <p>第 7.2.4.5 図 水素燃焼後の原子炉格納容器圧力評価の流れ</p>	 <p>第 7.2.4.5 図 水素燃焼後の原子炉格納容器圧力評価の流れ</p>	<p>【大阪、高浜】 評価結果の相違</p>

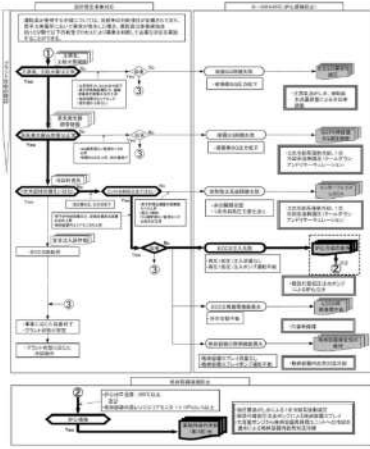
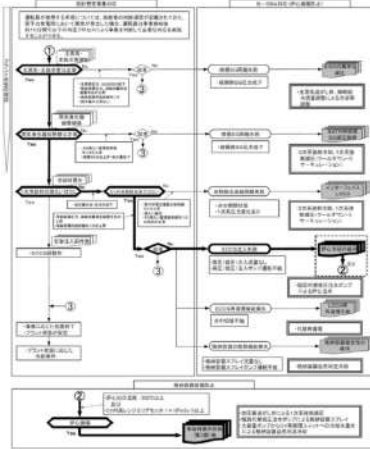
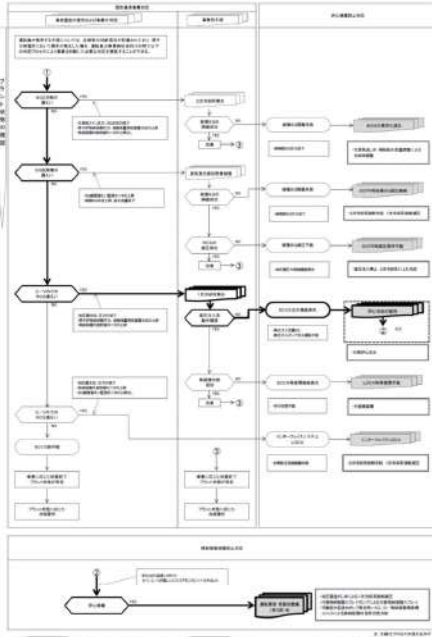
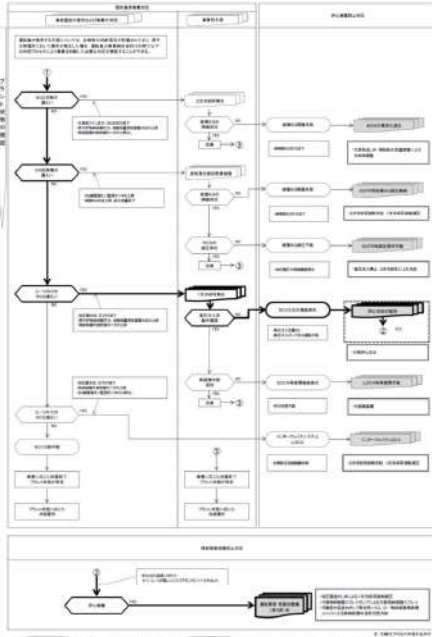
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第3.4.6回 「水素燃焼」の事象進展（判定プロセス） (大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故) (1/2)</p>	 <p>第3.4.2.1回 「水素燃焼」の事象進展（判定プロセス） (大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故) (1/2)</p>	 <p>第7.2.1.6回 「水素燃焼」の事象進展（判定プロセス） (大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故) (1/2)</p>	 <p>第7.2.1.6回 「水素燃焼」の事象進展（判定プロセス） (大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故) (1/2)</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・使用する手順の構成の相違により示し方が異なる部分はあるが、事象判断プロセスとしての内容は同等</p>

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第3.4.6回 「水素燃焼」の事象進展（判定プロセス） (大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故) (2/2)</p>	 <p>第3.4.2.3回 「水素燃焼」の事象進展（判定プロセス） (大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故) (2/2)</p>	 <p>第7.2.4.6回 「水素燃焼」の事象進展（判定プロセス） (大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故) (2/2)</p>	 <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・使用する手順の構成の相違により示し方が異なる部分はあるが、事象判別プロセスとしての内容は同等</p>	

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第3.4.7図 「水素燃焼」の事象進展（対応手順の概要） (大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故)</p>	<p>第3.4.2.4図 「水素燃焼」の事象進展（対応手順の概要） (大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故)</p>	<p>第7.2.4.7図 「水素燃焼」の事象進展（対応手順の概要） (大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故)</p>	<p>第7.2.4.7図 「水素燃焼」の事象進展（対応手順の概要） (大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故)</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映） ・凡例に記載のとおり運転員及び災害対策要員が行う作業を分けて記載 ・有効性評価上考慮しない操作・判断結果を破線で記載 ・有効性評価の対象とはしていないが、ほかに取り得る手段を記載</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 名称等の相違</p>

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 3.4.8 図 原子炉格納容器内の水素・水蒸気濃度の推移 (MAAP)</p>	<p>第 3.4.2.5 図 原子炉格納容器内の水素・水蒸気濃度の推移 (MAAP)</p>	<p>(事象進展が異なるため、以下、事象進展図は比較のためではなく参考までに記載)</p> <p>第 3.4.1 図 格納容器圧力の推移</p>	<p>第 7.2.4.8 図 原子炉格納容器内の水素濃度 (ウェット)・水蒸気濃度の推移 (MAAP)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 3.4.9 図 燃料最高温度の推移 (MAAP)</p>	<p>第 3.4.2.6 図 燃料最高温度の推移 (MAAP)</p>	<p>第 3.4.2 図 格納容器温度の推移</p>	<p>第 7.2.4.9 図 燃料最高温度の推移 (MAAP)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p> <p>・大阪は RV 破損時に下部キャビティ水が RV 下端に到達しているため下部キャビティ水が逆流する。このため温度が低下している。</p>

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 3.4.10 図 ジルコニウム-水反応割合の推移 (MAAP)</p>	<p>第 3.4.2.7 図 ジルコニウム-水反応割合の推移 (MAAP)</p>	<p>第 3.4.3 図 ドライウェルの水素濃度の推移 (ウェット条件)</p>	<p>第 7.2.4.10 図 ジルコニウム-水反応割合の推移 (MAAP)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 3.4.11 図 原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移 (GOTHIC)</p>	<p>第 3.4.2.8 図 原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移 (GOTHIC)</p>	<p>第 3.4.4 図 サプレッションチェンバの水素濃度の推移 (ウェット条件)</p>	<p>第 7.2.4.11 図 原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移 (GOTHIC)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
		<p>第 3.4.5 図 ドライウェルの水素濃度の推移 (ドライ条件)</p>		
		<p>第 3.4.6 図 サプレッションチェンバの水素濃度の推移 (ドライ条件)</p>		

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 3.4.12 図 原子炉格納容器内の各区画水素濃度 (ドライ) の推移 (GOTHIC)</p>	<p>第 3.4.2.9 図 原子炉格納容器内の各区画水素濃度 (ドライ) の推移 (GOTHIC)</p>	<p>第 7.2.4.12 図 原子炉格納容器内の各区画水素濃度 (ドライ) の推移 (GOTHIC)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 【大阪】 記載方針の相違 ・大阪は原子炉下部キャビティにおいて、一時的に3元圏で爆轟領域へ入ることから、原子炉下部キャビティ挙動を記載。泊は3元圏にて爆轟領域へ入らないことを確認しているため記載していない (伊方と同様)</p>	
		<p>第 3.4.7 図 事象発生から 15 分後に注水を開始した場合のドライウェルの気相濃度の推移 (ウェット条件)</p>		
		<p>第 3.4.8 図 事象発生から 15 分後に注水を開始した場合のサブプレッションチェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)</p>		
		<p>第 3.4.9 図 事象発生から 30 分後に注水を開始した場合のドライウェルの気相濃度の推移 (ウェット条件)</p>		
		<p>第 3.4.10 図 事象発生から 30 分後に注水を開始した場合のサブプレッションチェンバの気相濃度の推移 (ウェット条件)</p>		

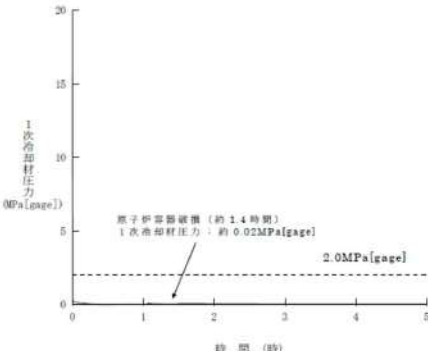
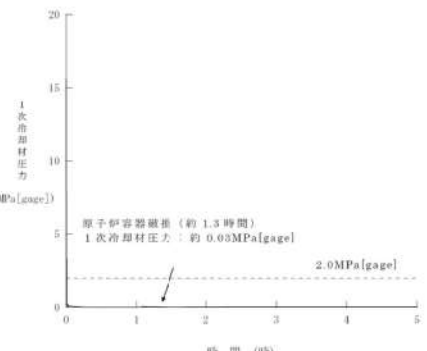
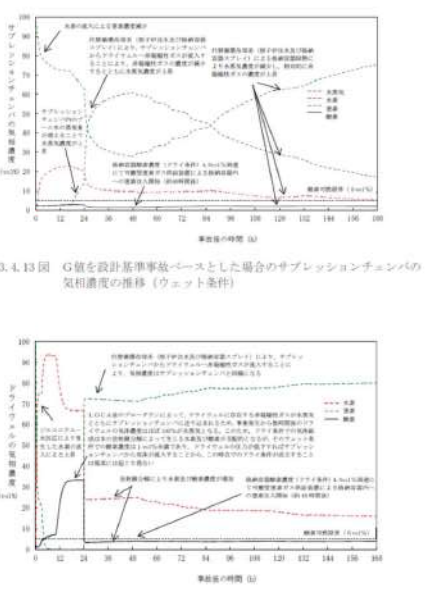
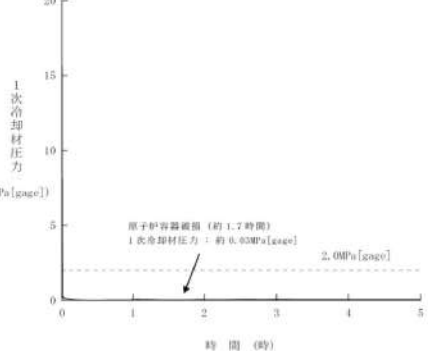
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 3.4.13 図 原子炉格納容器圧力の推移 (MAAP)</p>	<p>第 3.4.2.10 図 原子炉格納容器圧力の推移 (MAAP)</p>	<p>第 3.4.11 図 G値を設計基準事故ベースとした場合の格納容器圧力の推移</p>	<p>第 7.2.4.13 図 原子炉格納容器圧力の推移 (MAAP)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 3.4.14 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (MAAP)</p>	<p>第 3.4.2.11 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (MAAP)</p>	<p>第 3.4.12 図 G値を設計基準事故ベースとした場合のドライウェルの気相濃度の推移 (ウェット条件)</p>	<p>第 7.2.4.14 図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (MAAP)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 3.4.15 図 1次冷却材圧力の推移 (MAAP)</p>	 <p>第 3.4.2.12 図 1次冷却材圧力の推移 (MAAP)</p>	 <p>第 3.4.13 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッションチェンバの気相濃度の推移 (クェット条件)</p> <p>第 3.4.14 図 G 値を設計基準事故ベースとした場合のドライウェルの気相濃度の推移 (ドライ条件)</p>	 <p>第 7.2.4.15 図 1次冷却材圧力の推移 (MAAP)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 3.4.16 図 原子炉格納容器内の平均水素濃度（ウェット）の推移（溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさ影響）</p>	<p>第 3.4.2.13 図 原子炉格納容器内の平均水素濃度（ウェット）の推移（原子炉格納容器水素燃焼装置の効果に期待する場合）</p>	<p>第 3.4.15 図 G値を設計基準事故ベースとした場合のサブプレッションチェンバの気相濃度の推移（ドライ条件）</p>	<p>第 7.2.4.16 図 原子炉格納容器内の平均水素濃度（ウェット）の推移（格納容器水素イグナイタの効果に期待する場合）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 3.4.17 図 原子炉格納容器内の平均水素濃度（ドライ）の推移（溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさ影響）</p>	<p>第 3.4.2.14 図 原子炉格納容器内の平均水素濃度（ドライ）の推移（原子炉格納容器水素燃焼装置の効果に期待する場合）</p>		<p>第 7.2.4.17 図 原子炉格納容器内の平均水素濃度（ドライ）の推移（格納容器水素イグナイタの効果に期待する場合）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.1 格納容器スプレイが停止した場合における対応手順について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.2</p> <p style="text-align: center;">格納容器スプレイが停止した場合における対応手順について</p> <p>評価事故シーケンス「大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故」の対応中に事象当初から格納容器スプレイポンプが起動しない場合には、格納容器破損モード「格納容器過圧破損」に包絡される対応となり、現行の体制により対処可能である。また、起動していた格納容器スプレイが停止した場合は、高圧及び低圧注入系の機能回復作業の初期対応を実施する要員により格納容器スプレイ系についても機能回復作業の初期対応を実施することが可能である。なお、高圧、低圧注入系及び格納容器スプレイ系の機能回復作業と並行して恒設代替低圧注水ポンプの起動準備を進めるが、恒設代替低圧注水ポンプの出入口配管恒設化に伴い、恒設代替低圧注水ポンプの起動準備が簡略化されたことから早期の炉心への注水を実施することが可能である。また、炉心損傷と判断した場合には、恒設代替低圧注水ポンプの注水先を原子炉格納容器側に切り替えるとともに格納容器スプレイ系の機能回復、格納容器内自然対流冷却操作を優先することになる。</p> <p>対応する手順については、炉心損傷までの対応を事故時操作所則（第2部）の安全機能ベース手順書「炉心冷却の維持」にて実施し、炉心損傷後の対応を事故時操作所則（第3部）にて対応することが可能であり、期待する機器が動作しないケースでも対応が可能な手順書構成となっている。</p> <p>格納容器スプレイポンプの起動不能の場合には、不用意な起動を防止する措置を実施後に現場点検を実施することから、故障原因が判明し修理等による原因除去後に格納容器スプレイポンプを起動する場合においては、中央制御室運転員もしくは発電所対策本部が炉心損傷後に用いる事故時影響緩和と操作評価所則（以下、AMGという）を踏まえた[*]判断をもって起動することとなる。</p> <p>※ 格納容器スプレイを再起動する際の負の影響評価として、水素濃度に関する影響評価を行う。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.4.1</p> <p style="text-align: center;">格納容器スプレイが停止した場合における対応手順について</p> <p>評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」の対応中に事象当初から格納容器スプレイポンプが起動しない場合には、格納容器破損モード「格納容器過圧破損」に包絡される対応となり、現行の体制により対処可能である。また、起動していた格納容器スプレイが停止した場合は、低圧及び高圧注入系の機能回復作業の初期対応を実施する要員により格納容器スプレイ系についても機能回復作業の初期対応を実施することが可能である。なお、高圧、低圧注入系及び格納容器スプレイ系の機能回復作業と並行して代替格納容器スプレイポンプの起動準備を進めるが、代替格納容器スプレイポンプの出入口配管恒設化に伴い、代替格納容器スプレイポンプの起動準備が簡略化されたことから早期の炉心への注水を実施することが可能である。また、炉心損傷と判断した場合には、代替格納容器スプレイポンプの注水先を原子炉格納容器側に切り替えるとともに格納容器スプレイ系の機能回復、格納容器内自然対流冷却操作を優先することになる。</p> <p>対応する手順については、炉心損傷までの対応を運転要領緊急処置編（第2部）の安全機能ベース手順書「炉心冷却の維持」にて実施し、炉心損傷後の対応を運転要領緊急処置編（第3部）にて対応することが可能であり、期待する機器が動作しないケースでも対応が可能な手順書構成となっている。</p> <p>格納容器スプレイポンプの起動不能の場合には、不用意な起動を防止する措置を実施後に現場点検を実施することから、故障原因が判明し修理等による原因除去後に格納容器スプレイポンプを起動する場合においては、中央制御室運転員もしくは発電所対策本部が炉心損傷後に用いる泊発電所シビアアクシデント対応ガイド要則を踏まえた[*]判断を持って起動することとなる。</p> <p>※ 格納容器スプレイを再起動する際の負の影響評価として、水素濃度に関する影響評価を行う。</p>	<p>記載順の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>名称の相違</p>



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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.2 水素燃焼評価における評価事故シーケンスの選定について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.3</p> <p style="text-align: center;">水素燃焼評価における評価事故シーケンスの選定について</p> <p>格納容器破損モードのうち水素燃焼の観点で最も厳しい事象として「大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故」を選定している。以下に、選定の考え方を示す。</p> <ol style="list-style-type: none"> 格納容器内の水素燃焼に対する対策とその有効性を確認する観点から、事故直後の短期間に水素が発生する「大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故」を選定した。 原子炉格納容器内除熱に成功している事象では、水蒸気が凝縮し、水素濃度が相対的に高くなる。 「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」において溶融炉心・コンクリート相互作用防止の観点から、格納容器スプレイ注入に失敗しても、恒設代替低圧注水ポンプによる格納容器代替スプレイ注水を実施する手順であるが、流量が大きくより水蒸気が凝縮する格納容器スプレイ注入に成功する事象の方が、水素燃焼の観点ではより厳しい。 放射線水分解による水素発生量の観点から、原子炉格納容器内に水が多く存在する方が水素の発生量は多く、さらに、スプレイによる注水があった場合には金属腐食により水素が発生する。 <p>以上のことから、事故直後の短期間に水素が発生することに加えて水蒸気が凝縮して水素濃度が相対的に高く、かつ、放射線水分解及び金属腐食による水素発生量の観点からも厳しい「大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故」を選定している。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.4.2</p> <p style="text-align: center;">水素燃焼評価における評価事故シーケンスの選定について</p> <p>格納容器破損モードのうち水素燃焼の観点で最も厳しい事象として「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」を選定している。以下に選定の考え方を示す。</p> <ol style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内の水素燃焼に対する対策とその有効性を確認する観点から、事故直後の短期間に水素が発生する「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」を選定した。 原子炉格納容器内除熱に成功している事象では、水蒸気が凝縮し、水素濃度が相対的に高くなる。 「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」において溶融炉心・コンクリート相互作用防止の観点から、格納容器スプレイに失敗しても、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを実施する手順であるが、流量が大きくより水蒸気が凝縮する格納容器スプレイに成功する事象の方が、水素燃焼の観点ではより厳しい。 水の放射線分解による水素発生量の観点から、原子炉格納容器内に水が多く存在する方が水素の発生量は多く、さらに、スプレイによる注水があった場合には金属腐食及びヒドラジンの放射線分解により水素が発生する。 <p>以上のことから、事故直後の短期間に水素が発生することに加えて水蒸気が凝縮して水素濃度が相対的に高く、かつ、水の放射線分解、金属腐食及びヒドラジンの放射線分解による水素発生量の観点からも厳しい「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」を選定している。</p>	<p>記載順の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>記載方針の相違 ・泊はヒドラジンの放射線分解を明記</p>

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.3 GOthic における水素濃度分布の評価について

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.4</p> <p style="text-align: center;">GOthic における水素濃度分布の評価について</p> <p>GOthic では、原子炉格納容器内部を大飯3、4号炉の内部構造に合わせて多数の区画に分割し、質量・運動量・エネルギーの3保存則及び各種構成式等により、区画内で発生した水素の原子炉格納容器内における分布の推移を計算している。</p> <p>大飯3、4号炉の水素濃度分布評価においては、原子炉格納容器内体積の約75%を占める上部区画を図1に示すようにノード分割して、PAR設置位置に相当する区画にPARの水素除去性能の評価式を適用し、その区画の水素濃度に応じた水素除去量を求め、区画ごとの水素濃度を評価している。</p> <p>また、スプレイヘッドの高さに相当するレベル(Lv.2)の9個のノードにおいては、ヘッド位置相当の高さから、体積比で分配した流量のスプレイが降るようにモデル化している。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.4.3</p> <p style="text-align: center;">GOthic における水素濃度分布の評価について</p> <p>GOthic では、原子炉格納容器内部を泊3号炉の内部構造に合わせて多数の区画に分割し、質量・運動量・エネルギーの3保存則及び各種構成式等により、区画内で発生した水素の原子炉格納容器内における分布の推移を計算している。</p> <p>泊3号炉の水素濃度分布評価においては、原子炉格納容器内体積の約70%を占める上部区画を図1に示すようにノード分割して、原子炉格納容器内水素処理装置（以下、「PAR」という。）設置位置に相当する区画にPARの水素除去性能の評価式を適用し、その区画の水素濃度に応じた水素除去量を求め、区画ごとの水素濃度を評価している。GOthic における原子炉格納容器内のノード分割図を図2に示す。</p> <p>また、スプレイヘッドの高さに相当するレベル(Lv.2)の9個のノードにおいては、ヘッド位置相当の高さから、体積比で分配した流量のスプレイが降るようにモデル化している。</p> <div style="text-align: center; margin: 20px 0;">  </div> <p style="text-align: center;">図1 GOthicによる上部区画の分割図</p> <div style="text-align: center; margin-top: 20px;">  </div> <p style="text-align: center;">枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p>設計の相違</p> <p>記載表現の相違</p>

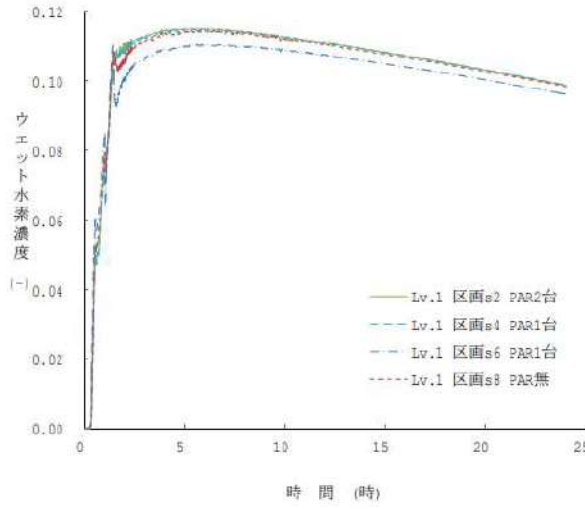
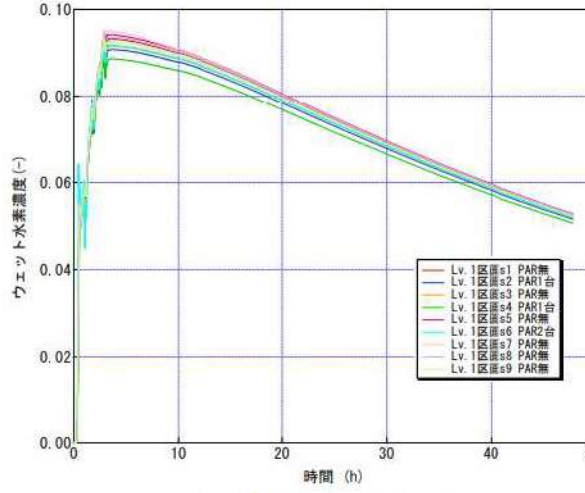
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.3 GOTHIC における水素濃度分布の評価について

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="190 223 862 1348" style="border: 2px solid black; height: 705px; width: 300px;"></div> <div data-bbox="884 614 907 933" style="text-align: center;"> <p>図1 GOTHICによる上部区画の分割図</p> </div> <div data-bbox="918 231 952 670" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>枠囲みの内容は、機密に属しますので公開できません。</p> </div>	<div data-bbox="1176 231 1792 1356" style="border: 2px solid black; height: 705px; width: 275px;"></div> <div data-bbox="1825 550 1859 1029" style="text-align: center;"> <p>図2 GOTHICコードによる原子炉格納容器のノード分割</p> </div> <div data-bbox="1859 279 1892 750" style="text-align: center;"> <p>□：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.3 GOTHIC における水素濃度分布の評価について

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>格納容器内の水素濃度挙動について</p> <p>上部区画 Lv.1 における水素濃度及び水蒸気濃度の挙動を図2及び図3に示す。図2より、上部区画の PAR が設置されている区画と設置されていない区画の水素濃度は、全解析時間を通しほぼ同様の挙動を示している。区画 s6 の水素濃度については、他区画と比較しやや低くなっているが、当該区画は LOCA 破断口のある区画に接続しており、RV 破損後に RV 破断口から 1 次系内に逆流した水が 1 次系内で蒸発することに伴い、LOCA 破断口から水蒸気が放出され、区画 s6 に流入することにより水素濃度が相対的に低くなっているためである。これは、図3において、区画 s6 の水蒸気濃度が他区画と比較し、高くなっていることにより確認できる。</p> <p>また、上部区画の垂直方向 Lv.2 及び Lv.3 に位置する区画における水素濃度及び水蒸気濃度を図4～図7に示す。図4及び図6を図2と比較すると、水素濃度が全解析時間を通しほぼ同様の挙動を示している。したがって、原子炉格納容器内体積の約75%を占める上部区画では、水平方向及び垂直方向ともに気体の混合が十分に進むため、各区画の水素濃度挙動に大きな差がないことを確認できる。</p> <p>なお、下部区画における水素濃度の挙動を図8に示すが、上部区画と比較すると、水素濃度が全解析時間を通しほぼ同様の挙動を示しているため、格納容器内の水素濃度は全体平均水素濃度として評価した。</p>  <p>図2 上部区画 Lv.1 水素濃度</p>	<p>原子炉格納容器内の水素濃度挙動について</p> <p>上部区画 Lv.1 における水素濃度及び水蒸気濃度の挙動を図3及び図4に示す。図3より、上部区画の PAR が設置されている区画と設置されていない区画の水素濃度は、全解析時間を通しほぼ同様の挙動を示している。したがって、原子炉格納容器内体積の約70%を占める上部区画では、水平方向及び垂直方向ともに気体の混合が十分に進むため、各区画の水素濃度挙動に大きな差がないことを確認できる。また、上部区画は原子炉格納容器内の大部分を占めるため、原子炉格納容器内全体の水素挙動についても同様に気体の混合が十分に進んでいると判断できる。</p> <p>また、上部区画の垂直方向 Lv.2 及び Lv.3 に位置する区画における水素濃度及び水蒸気濃度を図5～図8に示す。図5及び図7を図3と比較すると、水素濃度が全解析時間を通しほぼ同様の挙動を示している。したがって、原子炉格納容器内体積の約70%を占める上部区画では、水平方向及び垂直方向ともに気体の混合が十分に進むため、各区画の水素濃度挙動に大きな差がないことを確認できる。また、上部区画は原子炉格納容器内の大部分を占めるため、原子炉格納容器内全体の水素挙動についても同様に気体の混合が十分に進んでいると判断できる。</p> <p>なお、下部区画における水素濃度の挙動を図9に示すが、水素濃度が全解析時間を通しほぼ同様の挙動を示しているため、原子炉格納容器内の水素濃度は全体平均水素濃度として評価した。</p>  <p>図3 上部区画Lv.1水素濃度</p>	<p>設備の相違</p> <p>・設備の相違により大飯と泊は原子炉下部キャビティ水位が異なり、泊はRV破損後に水がRV破断口から1次系内に逆流しない（伊方と同様）</p>

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.3 GOTHIC における水素濃度分布の評価について

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図3 上部区画Lv.1 水蒸気濃度</p>	<p>図4 上部区画Lv.1水蒸気濃度</p>	
<p>図4 上部区画Lv.2水素濃度</p>	<p>図5 上部区画Lv.2水素濃度</p>	

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.3 GOTHIC における水素濃度分布の評価について

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図5 上部区画Lv.2 水蒸気濃度</p>	<p>図6 上部区画Lv.2水蒸気濃度</p>	
<p>図6 上部区画Lv.3水素濃度</p>	<p>図7 上部区画Lv.3水素濃度</p>	

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.3 GOTHIC における水素濃度分布の評価について

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図7 上部区画Lv.3 水蒸気濃度</p>	<p>図8 上部区画Lv.3水蒸気濃度</p>	
<p>図8 ループ室外周部水素濃度</p>	<p>図9 ループ室外周部水素濃度</p>	

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.3 GOTHIC における水素濃度分布の評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p><u>格納容器内の局所的な高濃度水素による影響について</u></p> <p>以下の3区画においては、一時的にウェット水素濃度が13vol%を超えるが、図9に示すとおり短時間で水素濃度が減少することが確認できる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉キャビティ EL. 26. 0mのA, Bループ室外周部 EL. 26. 0mのC, Dループ室外周部 <p>これら3区画における3元図を図10～図12に示す。 EL. 26. 0mのA, Bループ室外周部及びEL. 26. 0mのC, Dループ室外周部については、図11及び図12のとおり3元図の爆轟領域に達していない。</p> <p>原子炉キャビティの区画については、図9及び図10のとおり、短時間であるが爆轟領域に入っていることが分かるが、以下の理由により水素燃焼の危険性は非常に小さく、たとえ水素爆轟が生じたとしても格納容器への影響は非常に小さいと考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一時的に爆轟領域に入るものの、発生した水素は原子炉キャビティにつながった大きな空間にすみやかに流れるため、爆轟領域に入っている期間は6～7分程度と極めて短い。 仮にこの期間に原子炉容器の周りで着火した場合は、原子炉下部キャビティから原子炉容器の周りへの水素の拡散に伴う拡散火炎が形成されるため、伝播性はない。さらに、原子炉容器の周りの幾何形状は円環状であり、爆轟に至る恐れのある細長い体系ではないことから、爆轟には至る可能性は低い。 原子炉キャビティ区画の体積は原子炉格納容器自由体積の1%未満であり、更にその60%程度がスプレイ水で満たされ気相部は極めて小さいことから、たとえこの気相部の水素濃度最大時（水素量約7.9kg）に着火し燃焼が生じたとしても、酸素不足により約5.4kgの水素が燃え残るため、その際の発生エネルギーは小さい。仮に、原子炉キャビティ区画の気相のみで水素が断熱等積完全燃焼を想定した評価（AICC評価）を行った場合、原子炉キャビティの内圧は約0.5MPa[gage]となった。この時に作用する荷重に耐えうるコンクリートの鉄筋量の概略値は約□□cm²/mであるが、原子炉キャビティ周辺的设计配筋量の最低値が□□cm²/mであることから、原子炉キャビティの健全性への影響はないと考えられる。（原子炉キャビティ区画における高濃度水素の影響に対してAICC評価を用いる妥当性については、参考2に示す。） キャビティ滴水近傍では、キャビティ出口、RVなどに気相が散在しており、互いに火炎伝播しにくく、また、燃焼しても爆轟へと成長しにくい。 <p style="text-align: center;">□□の内容は、機密に属しますので公開できません。</p>	<p><u>原子炉格納容器内の局所的な高濃度水素による影響について</u></p> <p>破断口があるBループ室*及び原子炉下部キャビティでは、炉内Zr-水反応で発生した水素が破断口から放出されることにより、ウェット水素濃度が比較的高くなる。原子炉下部キャビティのウェット水素濃度は13%以上となるが、その期間は短時間であり、図11のとおり3元図の爆轟領域に達していない。</p> <p>したがって、局所的な水素濃度評価においても、水素爆轟の可能性は低いと判断している。</p> <p>※ 破断口は水素濃度を高めに評価するためにループ室の中で一番体積の小さいBループ室内を仮定</p>	<p>解析結果の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 泊はウェット水素濃度が比較的高くなる区画が破断口があるループ室と原子炉下部キャビティであり、3元図にて爆轟領域に達していないことを確認している（伊方と同様） 大飯は原子炉キャビティ区画が3元図で短時間ではあるが爆轟領域に入っているため考察を記載している

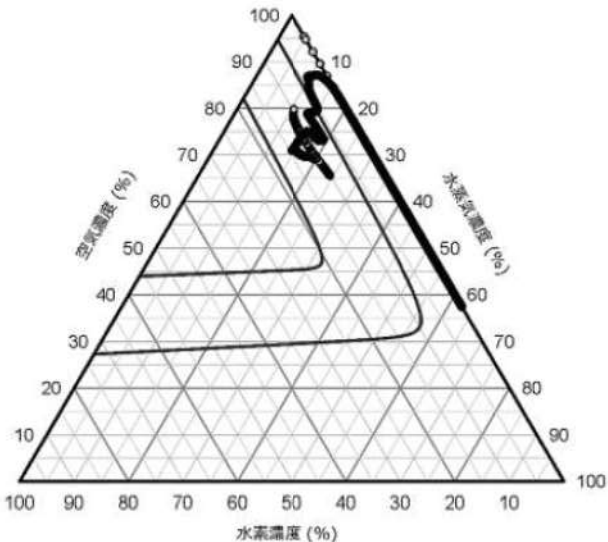
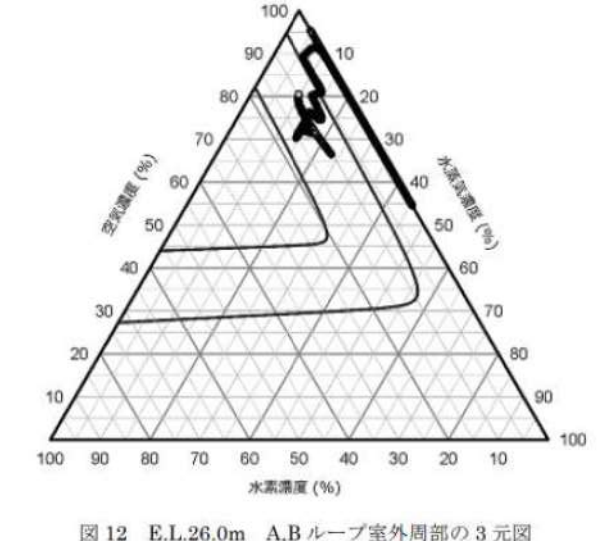
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.3 GOTHIC における水素濃度分布の評価について

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図9 水素濃度の推移</p>	<p>図10 水素濃度の推移</p>	
<p>図10 原子炉キャビティの3元図</p>	<p>図11 原子炉下部キャビティの3元図</p>	

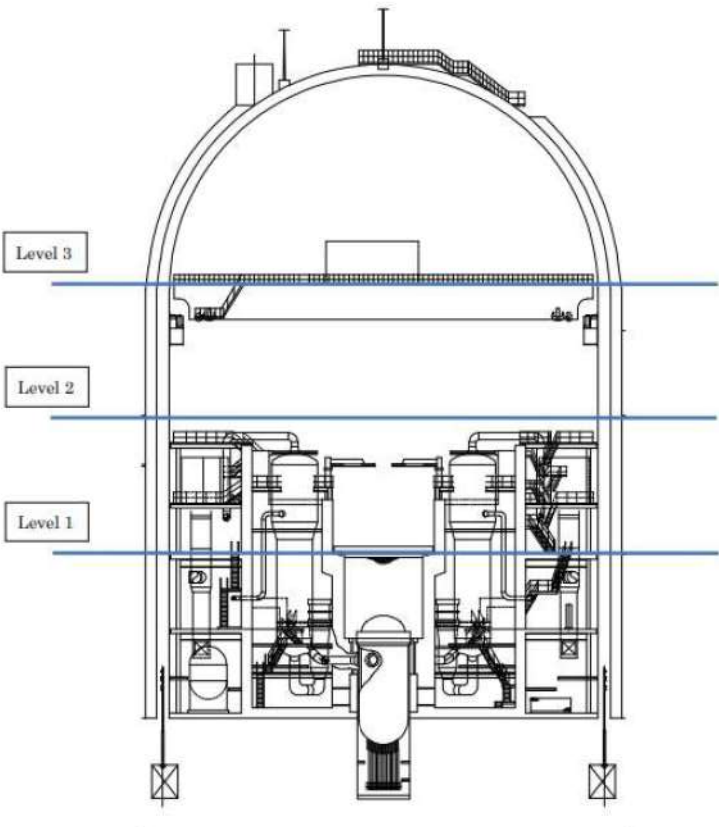
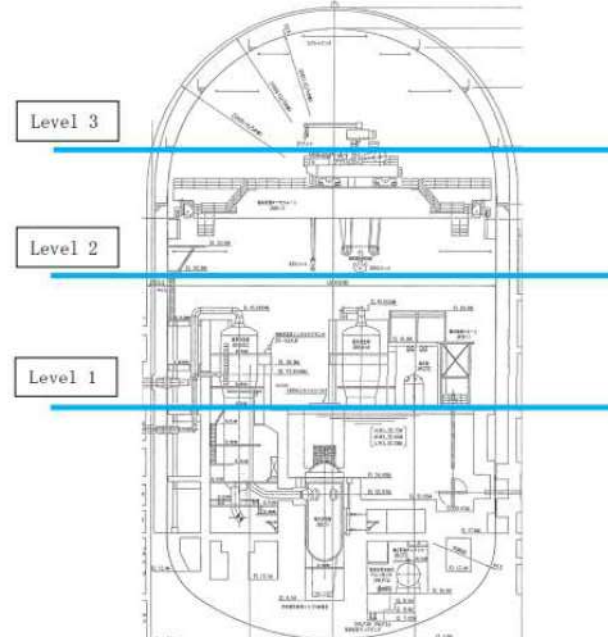
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.3 GOTHIC における水素濃度分布の評価について

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="358 774 828 805">図 11 E.L.26.0m C,D ループ室外周部の3元図</p>  <p data-bbox="358 1380 828 1412">図 12 E.L.26.0m A,B ループ室外周部の3元図</p>		

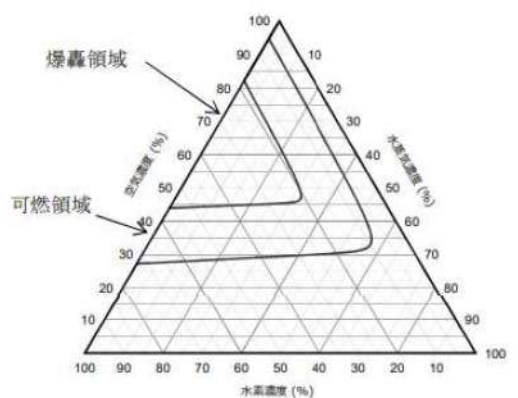
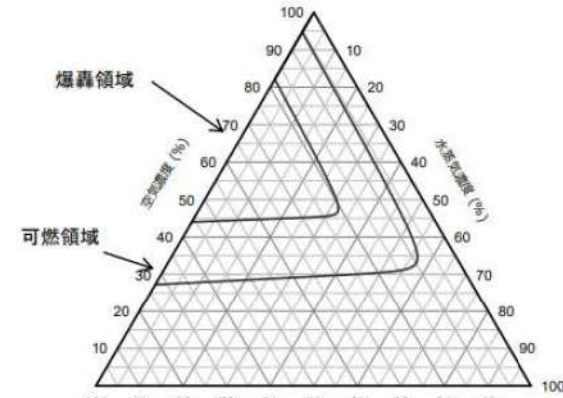
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.3 GOTHIC における水素濃度分布の評価について

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="369 1173 806 1197">GOTHIC モデルの高さ方向の分割線と CV 断面図</p> <p data-bbox="246 1220 952 1300">(注) 上部ドーム部内の自由体積は機器の体積を考慮して設定し、垂直方向に3Level、各Levelは9区画に分割している。区画内にあるヒートシンク・熱源は発生位置を考慮して設定している。</p>	 <p data-bbox="1153 1117 1825 1141">参考図 GOTHICモデルの高さ方向の分割線と原子炉格納容器断面図</p> <p data-bbox="1086 1204 1915 1300">(注) 上部ドーム部内の自由体積は機器の体積を考慮して設定し、垂直方向に3Level、各Levelは9区画に分割している。区画内にあるヒートシンク・熱源は発生位置を考慮して設定している。</p>	

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.3 GOTHIC における水素濃度分布の評価について

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">(参考1)</p> <p style="text-align: center;"><u>水素爆轟に関する国内外の知見について</u></p> <p>1. はじめに</p> <p>本資料は水素爆轟に関する国内外の知見についてまとめたものである。水素が爆轟に至ることがないとする目安としては、以下の知見がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・空気、水素、水蒸気の3元図における爆轟領域に入っていないこと。^[1]  <p style="text-align: center;">空気、水素、水蒸気の3元図</p> <p>水素燃焼に関しては種々の検討がなされているが、シビアアクシデント時の水素挙動について体系的に検討された NUPEC による実験・解析についての総括報告書を中心に、爆轟遷移挙動を対象とした大規模実験の情報も対象としている。具体的には以下の3件である。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① (財) 原子力発電技術機構 (NUPEC) の大規模燃焼試験 ② NUPEC/米国原子力規制委員会 (U. S. NRC) /ブルックヘブン国立研究所 (BNL) の高温燃焼試験 ③ ロシアのクルチャトフ研究所の RUT 試験 	<p style="text-align: center;">(参考)</p> <p style="text-align: center;">水素爆轟に関する国内外の知見について</p> <p>1. はじめに</p> <p>本資料は水素爆轟に関する国内外の知見についてまとめたものである。水素が爆轟に至ることがないとする目安としては、以下の知見がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・空気、水素、水蒸気の3元図における爆轟領域に入っていないこと。^[1]  <p style="text-align: center;">空気、水素、水蒸気の3元図</p> <p>水素燃焼に関しては種々の検討がなされているが、シビアアクシデント時の水素挙動について体系的に検討された NUPEC による実験・解析についての総括報告書を中心に、爆轟遷移挙動を対象とした大規模実験の情報も対象としている。具体的には以下の3件である。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① (財) 原子力発電技術機構 (NUPEC) の大規模燃焼試験 ② NUPEC/米国原子力規制委員会 (U. S. NRC) /ブルックヘブン国立研究所 (BNL) の高温燃焼試験 ③ ロシアのクルチャトフ研究所の RUT 試験 	

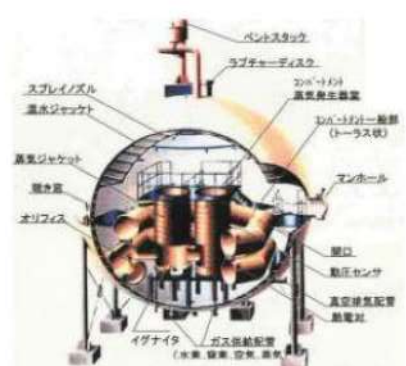
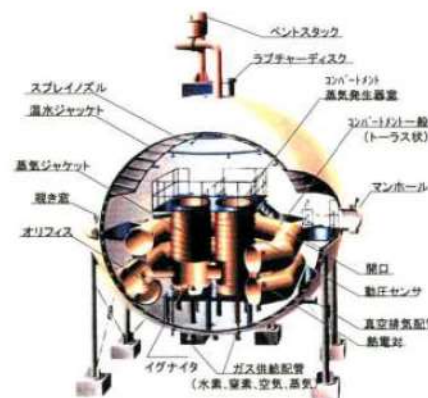
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.3 GOTHIC における水素濃度分布の評価について

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 試験の内容</p> <p>①NUPECの大規模燃焼試験^{[2][3]}</p> <p>NUPECの大規模燃焼試験は、過去にNUPECにおいて実施された原子炉格納容器信頼性実証事業中の「可燃性ガス燃焼挙動試験」の一部である。</p> <p>「可燃性ガス燃焼挙動試験」の目的は、基礎試験及び実炉試験等によって、シビアアクシデント(SA)時の大量生成水素が格納容器内で燃焼しても、爆轟が生じにくく格納容器の健全性が脅かされないことを確認すること、また、アクシデントマネジメント(AM)を考慮した場合の燃焼挙動を把握し、その有効性を評価することである。この目的に対して、究明すべき課題として、以下の項目が挙げられている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内水素混合挙動 ・SA時の水素ガスの燃焼挙動 ・水素燃焼時の圧力/温度挙動 ・爆轟への遷移の条件の明確化 ・高温/水蒸気条件下における燃焼挙動 <p>NUPECの大規模燃焼試験は「可燃性ガス燃焼挙動試験」の一環として、国内型PWRの格納容器多区画形状や事故シーケンス等の実炉条件下における燃焼挙動を究明し、格納容器の健全性やアクシデントマネジメント(AM)の効果を確認する目的で平成元年から平成10年に渡って実施された。</p> <p>NUPECの大規模燃焼試験の試験容器を参考図1に示す。NUPECの大規模燃焼試験の試験容器は直径8mの球形容器で、実プラントの多区画体系を近似的に模擬するため11区画で構成されている。</p> <p>NUPECの大規模燃焼試験の試験結果の概要を表1に示す。</p> <p>また、試験から得られた知見に基づき、次世代格納容器設計民間自主基準^[4]の評価を行っている。評価結果は以下の通りである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWR(運転時空気雰囲気)において、「格納容器の自由体積により水素濃度を13%未満(ドライ換算)にできない場合は、水素制御装置を設置」との要件があることについて、NUPECの試験結果(爆轟限界水素濃度15%)から妥当と評価。 	<p>2. 試験の内容</p> <p>①NUPECの大規模燃焼試験^{[2][3]}</p> <p>NUPECの大規模燃焼試験は、過去にNUPECにおいて実施された原子炉格納容器信頼性実証事業中の「可燃性ガス燃焼挙動試験」の一部である。</p> <p>「可燃性ガス燃焼挙動試験」の目的は、基礎試験及び実炉試験等によって、シビアアクシデント(SA)時の大量生成水素が原子炉格納容器内で燃焼しても、爆轟が生じにくく原子炉格納容器の健全性が脅かされないことを確認すること、また、アクシデントマネジメント(AM)を考慮した場合の燃焼挙動を把握し、その有効性を評価することである。この目的に対して、究明すべき課題として、以下の項目が挙げられている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器内水素混合挙動 ・SA時の水素ガスの燃焼挙動 ・水素燃焼時の圧力/温度挙動 ・爆轟への遷移の条件の明確化 ・高温/水蒸気条件下における燃焼挙動 <p>NUPECの大規模燃焼試験は「可燃性ガス燃焼挙動試験」の一環として、国内型PWRの原子炉格納容器多区画形状や事故シーケンス等の実炉条件下における燃焼挙動を究明し、原子炉格納容器の健全性やアクシデントマネジメント(AM)の効果を確認する目的で平成元年から平成10年に渡って実施された。</p> <p>NUPECの大規模燃焼試験の試験容器を図1に示す。NUPECの大規模燃焼試験の試験容器は直径8mの球形容器で、実プラントの多区画体系を近似的に模擬するため11区画で構成されている。</p> <p>NUPECの大規模燃焼試験の試験結果の概要を表1に示す。</p> <p>また、試験から得られた知見に基づき、次世代格納容器設計民間自主基準^[4]の評価を行っている。評価結果は以下の通りである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWR(運転時空気雰囲気)において、「格納容器の自由体積により水素濃度を13vol%未満(ドライ換算)にできない場合は、水素制御装置を設置」との要件があることについて、NUPECの試験結果(爆轟限界水素濃度15vol%)から妥当と評価。 	

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.3 GOTHIC における水素濃度分布の評価について

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由														
<p style="text-align: center;">表1 NUPECの大規模燃焼試験の試験結果の概要</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="text-align: center;">NUPECの大規模燃焼試験より明確化された事項</td> </tr> <tr> <td>水素の爆轟限界 多分岐の多区画形状は継続的な火炎加速を抑制する効果があり、水素濃度15%でも爆燃にとどまり爆轟には至らない。</td> </tr> <tr> <td>水蒸気の影響 水蒸気の燃焼抑制効果は大きく、水蒸気濃度55vol%以上では火炎伝播せず。</td> </tr> <tr> <td>圧力の影響 燃焼によるピーク圧力の初期圧力に対する比は初期圧力に依存せず。</td> </tr> <tr> <td>事故シナリオ模擬 燃焼は緩慢で圧力スパイクはほとんど観測されなかった。イグナイタや破断口（放出位置）周辺では連続燃焼が観測された。</td> </tr> <tr> <td>着火位置の圧力ピークへの影響 高水素濃度状態(>8%)では着火位置の圧力ピークへの影響は軽微。</td> </tr> <tr> <td>スプレイによる水蒸気凝縮時の燃焼 圧力ピークはドライ均一濃度での燃焼よりも緩和された。</td> </tr> </table> <div style="text-align: center; margin-top: 20px;">  </div> <p style="text-align: center;">参考図1 NUPEC 大規模燃焼試験 試験容器</p>	NUPECの大規模燃焼試験より明確化された事項	水素の爆轟限界 多分岐の多区画形状は継続的な火炎加速を抑制する効果があり、水素濃度15%でも爆燃にとどまり爆轟には至らない。	水蒸気の影響 水蒸気の燃焼抑制効果は大きく、水蒸気濃度55vol%以上では火炎伝播せず。	圧力の影響 燃焼によるピーク圧力の初期圧力に対する比は初期圧力に依存せず。	事故シナリオ模擬 燃焼は緩慢で圧力スパイクはほとんど観測されなかった。イグナイタや破断口（放出位置）周辺では連続燃焼が観測された。	着火位置の圧力ピークへの影響 高水素濃度状態(>8%)では着火位置の圧力ピークへの影響は軽微。	スプレイによる水蒸気凝縮時の燃焼 圧力ピークはドライ均一濃度での燃焼よりも緩和された。	<p style="text-align: center;">表1 NUPECの大規模燃焼試験の試験結果の概要</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="text-align: center;">NUPECの大規模燃焼試験より明確化された事項</td> </tr> <tr> <td>水素の爆轟限界 多分岐の多区画形状は継続的な火炎加速を抑制する効果があり、水素濃度15vol%でも爆燃にとどまり爆轟には至らない。</td> </tr> <tr> <td>水蒸気の影響 水蒸気の燃焼抑制効果は大きく、水蒸気濃度55vol%以上では火炎伝播せず。</td> </tr> <tr> <td>圧力の影響 燃焼によるピーク圧力の初期圧力に対する比は初期圧力に依存せず。</td> </tr> <tr> <td>事故シナリオ模擬 燃焼は緩慢で圧力スパイクはほとんど観測されなかった。イグナイタや破断口（放出位置）周辺では連続燃焼が観測された。</td> </tr> <tr> <td>着火位置の圧力ピークへの影響 高水素濃度状態(>8 vol%)では着火位置の圧力ピークへの影響は軽微。</td> </tr> <tr> <td>スプレイによる水蒸気凝縮時の燃焼 圧力ピークはドライ均一濃度での燃焼よりも緩和された。</td> </tr> </table> <div style="text-align: center; margin-top: 20px;">  </div> <p style="text-align: center;">図1 NUPEC 大規模燃焼試験 試験容器</p>	NUPECの大規模燃焼試験より明確化された事項	水素の爆轟限界 多分岐の多区画形状は継続的な火炎加速を抑制する効果があり、水素濃度15vol%でも爆燃にとどまり爆轟には至らない。	水蒸気の影響 水蒸気の燃焼抑制効果は大きく、水蒸気濃度55vol%以上では火炎伝播せず。	圧力の影響 燃焼によるピーク圧力の初期圧力に対する比は初期圧力に依存せず。	事故シナリオ模擬 燃焼は緩慢で圧力スパイクはほとんど観測されなかった。イグナイタや破断口（放出位置）周辺では連続燃焼が観測された。	着火位置の圧力ピークへの影響 高水素濃度状態(>8 vol%)では着火位置の圧力ピークへの影響は軽微。	スプレイによる水蒸気凝縮時の燃焼 圧力ピークはドライ均一濃度での燃焼よりも緩和された。	
NUPECの大規模燃焼試験より明確化された事項																
水素の爆轟限界 多分岐の多区画形状は継続的な火炎加速を抑制する効果があり、水素濃度15%でも爆燃にとどまり爆轟には至らない。																
水蒸気の影響 水蒸気の燃焼抑制効果は大きく、水蒸気濃度55vol%以上では火炎伝播せず。																
圧力の影響 燃焼によるピーク圧力の初期圧力に対する比は初期圧力に依存せず。																
事故シナリオ模擬 燃焼は緩慢で圧力スパイクはほとんど観測されなかった。イグナイタや破断口（放出位置）周辺では連続燃焼が観測された。																
着火位置の圧力ピークへの影響 高水素濃度状態(>8%)では着火位置の圧力ピークへの影響は軽微。																
スプレイによる水蒸気凝縮時の燃焼 圧力ピークはドライ均一濃度での燃焼よりも緩和された。																
NUPECの大規模燃焼試験より明確化された事項																
水素の爆轟限界 多分岐の多区画形状は継続的な火炎加速を抑制する効果があり、水素濃度15vol%でも爆燃にとどまり爆轟には至らない。																
水蒸気の影響 水蒸気の燃焼抑制効果は大きく、水蒸気濃度55vol%以上では火炎伝播せず。																
圧力の影響 燃焼によるピーク圧力の初期圧力に対する比は初期圧力に依存せず。																
事故シナリオ模擬 燃焼は緩慢で圧力スパイクはほとんど観測されなかった。イグナイタや破断口（放出位置）周辺では連続燃焼が観測された。																
着火位置の圧力ピークへの影響 高水素濃度状態(>8 vol%)では着火位置の圧力ピークへの影響は軽微。																
スプレイによる水蒸気凝縮時の燃焼 圧力ピークはドライ均一濃度での燃焼よりも緩和された。																


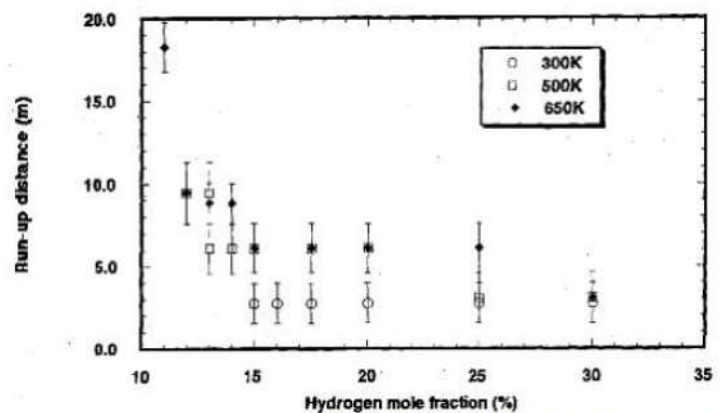
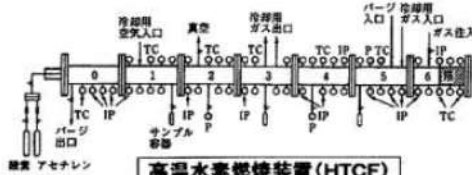
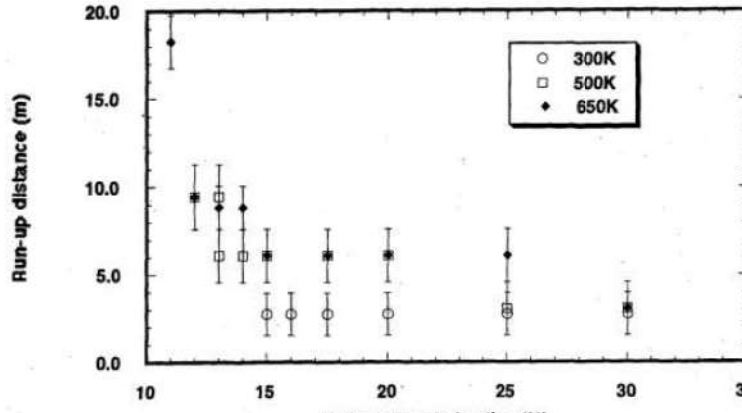
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.3 GOTHIC における水素濃度分布の評価について

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>②NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験^{[2][3][5]}</p> <p>NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験は過去に NUPEC において実施された原子炉格納容器信頼性実証事業の中の「可燃性ガス燃焼挙動試験」の一部である。</p> <p>NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験は「可燃性ガス燃焼挙動試験」の一環として、SA 時の高温状態を考慮した水素燃焼挙動として高温下における爆轟発生条件を把握する目的で平成3年から平成8年に渡って実施された。</p> <p>NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験の試験容器を参考図2に示す。NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験の試験容器は長さ 21.3m の爆轟管で構成されている。また、この試験容器を用いて、実炉の格納容器形状では、ベント（連絡通路等の開口部）が無いような通路はほとんど存在しないことからベントの影響を調べるために、NRC/BNL の高温燃焼試験の試験容器（爆轟管）にベント（開口部）がある場合の爆燃爆轟遷移試験（ベントあり）を行っている。</p> <p>NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験の試験結果の概要を表2に示す。</p> <p>また、試験から得られた知見に基づき、次世代格納容器設計民間自主基準^[3]の評価を行っている。評価結果は以下の通りである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWR（運転時空気雰囲気）において、評価条件として「格納容器内局所水素濃度が13%以下、もしくは水蒸気濃度が55%以上」との要件があることについて、NUPEC の試験結果（可燃限界約55%、また水蒸気25vol%以上の添加で爆轟には至らない）から、十分な余裕があり妥当と評価。 <p>なお、爆燃から爆轟への遷移（DDT）が生じるためには一定の助走距離が必要であり、NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験の試験結果で測定された助走距離（run-up distance）を参考図3に示す。参考図3より、助走距離には水素濃度及び温度に依存性があり、水素濃度を低下させる又は初期温度を増加させると助走距離が長くなることが示されている。</p>	<p>②NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験^{[2][3][5]}</p> <p>NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験は過去に NUPEC において実施された原子炉格納容器信頼性実証事業の中の「可燃性ガス燃焼挙動試験」の一部である。</p> <p>NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験は「可燃性ガス燃焼挙動試験」の一環として、SA 時の高温状態を考慮した水素燃焼挙動として高温下における爆轟発生条件を把握する目的で平成3年から平成8年に渡って実施された。</p> <p>NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験の試験容器を図2に示す。NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験の試験容器は長さ 21.3m の爆轟管で構成されている。また、この試験容器を用いて、実炉の原子炉格納容器形状では、ベント（連絡通路等の開口部）が無いような通路はほとんど存在しないことからベントの影響を調べるために、NRC/BNL の高温燃焼試験の試験容器（爆轟管）にベント（開口部）がある場合の爆燃爆轟遷移試験（ベントあり）を行っている。</p> <p>NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験の試験結果の概要を表2に示す。</p> <p>また、試験から得られた知見に基づき、次世代格納容器設計民間自主基準^[2]の評価を行っている。評価結果は以下の通りである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWR（運転時空気雰囲気）において、評価条件として「格納容器内局所水素濃度が13vol%以下、もしくは水蒸気濃度が55vol%以上」との要件があることについて、NUPEC の試験結果（可燃限界約55vol%、また水蒸気25vol%以上の添加で爆轟には至らない）から、十分な余裕があり妥当と評価。 <p>なお、爆燃から爆轟への遷移（DDT）が生じるためには一定の助走距離が必要であり、NUPEC/U. S. NRC/BNL の高温燃焼試験の試験結果で測定された助走距離（run-up distance）を図3に示す。図3より、助走距離には水素濃度及び温度に依存性があり、水素濃度を低下させる又は初期温度を増加させると助走距離が長くなることが示されている。</p>	

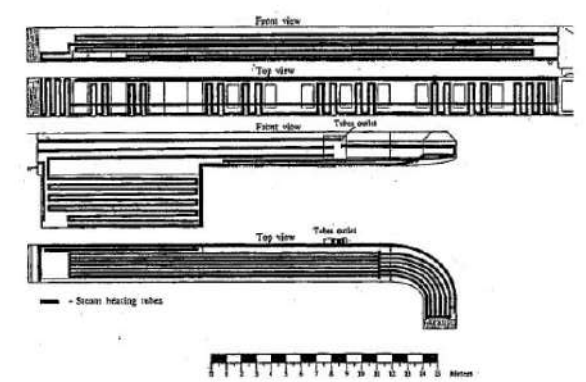
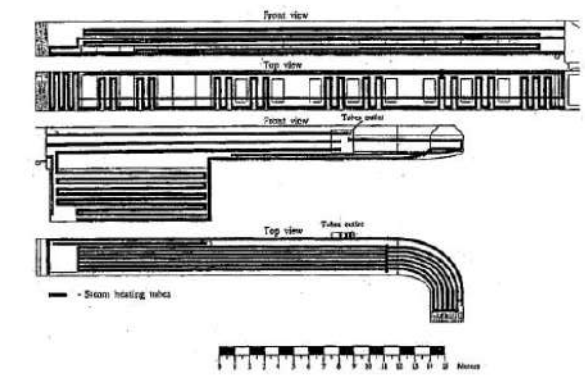
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.3 GOTHIC における水素濃度分布の評価について

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>表2 NUPEC/U.S. NRC/BNL の高温燃焼試験の試験結果の概要</p> <p>NUPEC の大規模燃焼試験より明確化された事項</p> <p>水素の爆轟限界 爆轟管の形状では、水素濃度 10vol%でも爆轟に至る可能性あり。</p> <p>水蒸気の影響 実炉で想定される水素濃度 15vol%以下の領域では水蒸気濃度 25vol%以上では 650K（約 377℃）の高温でも爆轟には至らず。</p> <p>ベント効果 爆轟管の側方に設置された開口部（4 か所）で火炎は減速 開口部の存在により爆燃爆轟遷移（DDT）水素濃度限界は 2~4%上昇</p> <p>高温水素燃焼試験装置 (HTCF) (爆轟管による試験) (内径 0.27m、長さ 21.3m、耐圧 10.1MPa)</p>  <p>参考図2 NUPEC/U.S. NRC/BNL の高温燃焼試験 試験容器</p>  <p>参考図3 NUPEC/U.S. NRC/BNL の高温燃焼試験で計測された助走距離</p>	<p>表2 NUPEC/U.S. NRC/BNL の高温燃焼試験の試験結果の概要</p> <p>NUPEC の大規模燃焼試験より明確化された事項</p> <p>水素の爆轟限界 爆轟管の形状では、水素濃度 10vol%でも爆轟に至る可能性あり。</p> <p>水蒸気の影響 実炉で想定される水素濃度 15vol%以下の領域では水蒸気濃度 25vol%以上では 650K（約 377℃）の高温でも爆轟には至らず。</p> <p>ベント効果 爆轟管の側方に設置された開口部（4 か所）で火炎は減速 開口部の存在により爆燃爆轟遷移（DDT）水素濃度限界は 2~4vol%上昇</p> <p>高温水素燃焼試験装置 (HTCF) (爆轟管による試験) (内径 0.27m、長さ 21.3m、耐圧 10.1MPa)</p>  <p>図2 NUPEC/U.S. NRC/BNL の高温燃焼試験 試験容器</p>  <p>図3 NUPEC/U.S. NRC/BNL の高温燃焼試験で計測された助走距離</p>	

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.3 GOTHIC における水素濃度分布の評価について

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																																				
<p>③ロシアのクルチャトフ研究所の RUT 試験^{[3][6]}</p> <p>RUT 試験の試験装置は、ロシアのクルチャトフ研究所の幅 2.3m（一部 6.3m）、高さ 2.5m、長さ約 70m、体積約 480m³の回廊状の燃焼装置で、OECD/EU の委託により爆轟試験が実施されている。RUT 試験装置を参考図 4 に示す。また、表 3 に RUT 試験の試験条件と結果の概要を示す。</p> <p>試験条件として、初期大気圧近傍、水素濃度最大 60vol%、水蒸気濃度 0～30vol%、閉塞率 30%～60%の障害物を 12 個配置した予混合状態での爆轟試験が実施された。水蒸気を含まない（ドライ条件）シリーズの試験及び水蒸気混合を含むシリーズの試験が実施され、これらの結果より、回廊状の細長い閉塞空間（約 70m）に閉塞率の大きい障害物が多数存在する場合には、障害物により生じる乱流の影響により常温でも水素濃度 12.5vol%（ドライ）の比較的低い水素濃度で爆轟に至ることが明らかにされている。また、水蒸気濃度が 15vol%存在すると爆轟には至らないことも明らかにされている。</p> <p>表 3 RUT 試験の試験条件と結果（水蒸気無し）</p> <table border="1" data-bbox="403 558 806 973"> <thead> <tr> <th>Test #</th> <th>H2 % vol.</th> <th>BR, %</th> <th>Explosion regime (Comments)</th> <th>D_{cj}, m/s</th> <th>D_{exp}, m/s</th> <th>P_{cj}, Bar</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>11</td><td>12.5</td><td>30</td><td>DDT</td><td>1405</td><td>-</td><td>9.1</td></tr> <tr><td>12</td><td>11</td><td>30</td><td>Deflagration</td><td>1334</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>13</td><td>11</td><td>30</td><td>Deflagration</td><td>1334</td><td>-</td><td>8.25</td></tr> <tr><td>14</td><td>12.5</td><td>30</td><td>DDT</td><td>1405</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>15</td><td>12.5</td><td>30</td><td>DDT</td><td>1405</td><td>1240-1690</td><td>9.1</td></tr> <tr><td>16</td><td>12.5</td><td>30</td><td>DDT</td><td>1405</td><td>1360-1650</td><td>9.1</td></tr> <tr><td>17</td><td>11</td><td>30</td><td>Deflagration</td><td>1334</td><td>-</td><td>8.25</td></tr> <tr><td>18</td><td>9.8</td><td>0</td><td>Deflagration (slow)</td><td>1273</td><td>-</td><td>7.53</td></tr> <tr><td>19</td><td>12.5</td><td>0</td><td>Deflagration (slow)</td><td>1405</td><td>-</td><td>9.1</td></tr> <tr><td>20</td><td>14</td><td>0</td><td>Deflagration (slow)</td><td>1472</td><td>-</td><td>9.9</td></tr> <tr><td>21</td><td>12.5</td><td>60</td><td>Deflagration</td><td>1405</td><td>-</td><td>9.1</td></tr> <tr><td>22</td><td>14</td><td>60</td><td>DDT</td><td>1472</td><td>1480</td><td>9.9</td></tr> <tr><td>23</td><td>11.2</td><td>60</td><td>Deflagration</td><td>1344</td><td>-</td><td>8.37</td></tr> </tbody> </table>  <p>参考図 4 RUT 試験装置</p>	Test #	H2 % vol.	BR, %	Explosion regime (Comments)	D _{cj} , m/s	D _{exp} , m/s	P _{cj} , Bar	11	12.5	30	DDT	1405	-	9.1	12	11	30	Deflagration	1334	-	-	13	11	30	Deflagration	1334	-	8.25	14	12.5	30	DDT	1405	-	-	15	12.5	30	DDT	1405	1240-1690	9.1	16	12.5	30	DDT	1405	1360-1650	9.1	17	11	30	Deflagration	1334	-	8.25	18	9.8	0	Deflagration (slow)	1273	-	7.53	19	12.5	0	Deflagration (slow)	1405	-	9.1	20	14	0	Deflagration (slow)	1472	-	9.9	21	12.5	60	Deflagration	1405	-	9.1	22	14	60	DDT	1472	1480	9.9	23	11.2	60	Deflagration	1344	-	8.37	<p>③ロシアのクルチャトフ研究所の RUT 試験^{[3][6]}</p> <p>RUT 試験の試験装置は、ロシアのクルチャトフ研究所の幅 2.3m（一部 6.3m）、高さ 2.5m、長さ約 70m、体積約 480m³の回廊状の燃焼装置で、OECD/EU の委託により爆轟試験が実施されている。RUT 試験装置を図 4 に示す。また、表 3 に RUT 試験の試験条件と結果の概要を示す。</p> <p>試験条件として、初期大気圧近傍、水素濃度最大 60vol%、水蒸気濃度 0～30vol%、閉塞率 30%～60%の障害物を 12 個配置した予混合状態での爆轟試験が実施された。水蒸気を含まない（ドライ条件）シリーズの試験及び水蒸気混合を含むシリーズの試験が実施され、これらの結果より、回廊状の細長い閉塞空間（約 70m）に閉塞率の大きい障害物が多数存在する場合には、障害物により生じる乱流の影響により常温でも水素濃度 12.5vol%（ドライ）の比較的低い水素濃度で爆轟に至ることが明らかにされている。また、水蒸気濃度が 15vol%存在すると爆轟には至らないことも明らかにされている。</p> <p>表 3 RUT 試験の試験条件と結果（水蒸気無し）</p> <table border="1" data-bbox="1299 558 1702 973"> <thead> <tr> <th>Test #</th> <th>H2 % vol.</th> <th>BR, %</th> <th>Explosion regime (Comments)</th> <th>D_{cj}, m/s</th> <th>D_{exp}, m/s</th> <th>P_{cj}, Bar</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>11</td><td>12.5</td><td>30</td><td>DDT</td><td>1405</td><td>-</td><td>9.1</td></tr> <tr><td>12</td><td>11</td><td>30</td><td>Deflagration</td><td>1334</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>13</td><td>11</td><td>30</td><td>Deflagration</td><td>1334</td><td>-</td><td>8.25</td></tr> <tr><td>14</td><td>12.5</td><td>30</td><td>DDT</td><td>1405</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>15</td><td>12.5</td><td>30</td><td>DDT</td><td>1405</td><td>1240-1690</td><td>9.1</td></tr> <tr><td>16</td><td>12.5</td><td>30</td><td>DDT</td><td>1405</td><td>1360-1650</td><td>9.1</td></tr> <tr><td>17</td><td>11</td><td>30</td><td>Deflagration</td><td>1334</td><td>-</td><td>8.25</td></tr> <tr><td>18</td><td>9.8</td><td>0</td><td>Deflagration (slow)</td><td>1273</td><td>-</td><td>7.53</td></tr> <tr><td>19</td><td>12.5</td><td>0</td><td>Deflagration (slow)</td><td>1405</td><td>-</td><td>9.1</td></tr> <tr><td>20</td><td>14</td><td>0</td><td>Deflagration (slow)</td><td>1472</td><td>-</td><td>9.9</td></tr> <tr><td>21</td><td>12.5</td><td>60</td><td>Deflagration</td><td>1405</td><td>-</td><td>9.1</td></tr> <tr><td>22</td><td>14</td><td>60</td><td>DDT</td><td>1472</td><td>1480</td><td>9.9</td></tr> <tr><td>23</td><td>11.2</td><td>60</td><td>Deflagration</td><td>1344</td><td>-</td><td>8.37</td></tr> </tbody> </table>  <p>図 4 RUT 試験装置</p>	Test #	H2 % vol.	BR, %	Explosion regime (Comments)	D _{cj} , m/s	D _{exp} , m/s	P _{cj} , Bar	11	12.5	30	DDT	1405	-	9.1	12	11	30	Deflagration	1334	-	-	13	11	30	Deflagration	1334	-	8.25	14	12.5	30	DDT	1405	-	-	15	12.5	30	DDT	1405	1240-1690	9.1	16	12.5	30	DDT	1405	1360-1650	9.1	17	11	30	Deflagration	1334	-	8.25	18	9.8	0	Deflagration (slow)	1273	-	7.53	19	12.5	0	Deflagration (slow)	1405	-	9.1	20	14	0	Deflagration (slow)	1472	-	9.9	21	12.5	60	Deflagration	1405	-	9.1	22	14	60	DDT	1472	1480	9.9	23	11.2	60	Deflagration	1344	-	8.37	
Test #	H2 % vol.	BR, %	Explosion regime (Comments)	D _{cj} , m/s	D _{exp} , m/s	P _{cj} , Bar																																																																																																																																																																																																
11	12.5	30	DDT	1405	-	9.1																																																																																																																																																																																																
12	11	30	Deflagration	1334	-	-																																																																																																																																																																																																
13	11	30	Deflagration	1334	-	8.25																																																																																																																																																																																																
14	12.5	30	DDT	1405	-	-																																																																																																																																																																																																
15	12.5	30	DDT	1405	1240-1690	9.1																																																																																																																																																																																																
16	12.5	30	DDT	1405	1360-1650	9.1																																																																																																																																																																																																
17	11	30	Deflagration	1334	-	8.25																																																																																																																																																																																																
18	9.8	0	Deflagration (slow)	1273	-	7.53																																																																																																																																																																																																
19	12.5	0	Deflagration (slow)	1405	-	9.1																																																																																																																																																																																																
20	14	0	Deflagration (slow)	1472	-	9.9																																																																																																																																																																																																
21	12.5	60	Deflagration	1405	-	9.1																																																																																																																																																																																																
22	14	60	DDT	1472	1480	9.9																																																																																																																																																																																																
23	11.2	60	Deflagration	1344	-	8.37																																																																																																																																																																																																
Test #	H2 % vol.	BR, %	Explosion regime (Comments)	D _{cj} , m/s	D _{exp} , m/s	P _{cj} , Bar																																																																																																																																																																																																
11	12.5	30	DDT	1405	-	9.1																																																																																																																																																																																																
12	11	30	Deflagration	1334	-	-																																																																																																																																																																																																
13	11	30	Deflagration	1334	-	8.25																																																																																																																																																																																																
14	12.5	30	DDT	1405	-	-																																																																																																																																																																																																
15	12.5	30	DDT	1405	1240-1690	9.1																																																																																																																																																																																																
16	12.5	30	DDT	1405	1360-1650	9.1																																																																																																																																																																																																
17	11	30	Deflagration	1334	-	8.25																																																																																																																																																																																																
18	9.8	0	Deflagration (slow)	1273	-	7.53																																																																																																																																																																																																
19	12.5	0	Deflagration (slow)	1405	-	9.1																																																																																																																																																																																																
20	14	0	Deflagration (slow)	1472	-	9.9																																																																																																																																																																																																
21	12.5	60	Deflagration	1405	-	9.1																																																																																																																																																																																																
22	14	60	DDT	1472	1480	9.9																																																																																																																																																																																																
23	11.2	60	Deflagration	1344	-	8.37																																																																																																																																																																																																

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.3 GOTHIC における水素濃度分布の評価について

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. まとめ</p> <p>解析結果において、原子炉下部キャビティ及びループ室外周部にて比較的高い水素濃度（それぞれ約 50%、約 15%）となることが確認されている。</p> <p>原子炉下部キャビティについては、3 元図で一時的に爆轟領域に入るが、原子炉下部キャビティが予混合状態にないことや原子炉下部キャビティの形状が爆轟に遷移しやすいダクトや配管などの細長い体系でないこと、開口部があること、水蒸気が存在すること、障害物がないことなどから爆轟に転移する可能性はない。このため、格納容器への健全性には影響ないと考えられる。</p> <p>ループ室外周部については、3 元図で爆轟領域に入っておらず、水素爆轟の可能性はない。</p> <p>4. 参考文献</p> <p>[1]Z. M. Shapiro, T. R. Moffette, "HYDROGEN FLAMMABILITY DATA AND APPLICATION TO PWR LOSS-OF-COOLANT ACCIDENT", WAPD-SC-545, U.S. Atomic Energy Commission, Pittsburgh, PA, 1957, 13 pp.</p> <p>[2]財団法人 原子力発電技術機構 平成 15 年 3 月 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（要約版）</p> <p>[3]財団法人 原子力発電技術機構 平成 15 年 3 月 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書</p> <p>[4]財団法人 原子力安全研究協会 1999 年 4 月 次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計におけるシビアアクシデントの考慮に関するガイドライン</p> <p>[5] NUREG/CR-6509, The Effect of Initial Temperature on Flame Acceleration and Deflagration-to-Detonation Transition Phenomenon, May 1998</p> <p>[6]S. Dorofeev, V. Sidorov, Large-scale Experiment and Scaling of DDT conditions in Hydrogen-Air-Steam Mixtures - An Overview, SARJ Workshop, Yokohama, Japan, October 6-8, 1997. JAERI-Conf 98-009</p>	<p>3. まとめ</p> <p>解析結果において、原子炉下部キャビティにて比較的高い水素濃度（約 19vol%）となっているが、3 元図では爆轟領域に入らないことを確認している。なお、RWSP 全量注水時の原子炉下部キャビティの水面から原子炉容器フランジ部までは約 10m、ICIS の貫通部入口までは約 3 m しかなく、そこから先はそれぞれ燃料取替キャビティ（約 1,300m³）、ループ室外周部（約 1,500m³）の広い開放空間となっている（図 5）。また、多区画形状の効果や途中の開口部の効果により火炎加速が抑制されること、水蒸気による燃焼抑制効果も確認されており、実際のプラントにおいては通路部に必ず側方開口部があるため、この区画で火炎の加速により爆轟に至る可能性は低いと考えられる。</p> <div data-bbox="1205 459 1832 869" style="border: 1px solid black; width: 280px; height: 257px; margin: 10px auto;"></div> <p>図 5 原子炉下部キャビティ水面からの距離</p> <p>4. 参考文献</p> <p>[1]Z. M. Shapiro, T. R. Moffette, "HYDROGEN FLAMMABILITY DATA AND APPLICATION TO PWR LOSS-OF-COOLANT ACCIDENT", WAPD-SC-545, U.S. Atomic Energy Commission, Pittsburgh, PA, 1957, 13 pp.</p> <p>[2]財団法人 原子力発電技術機構 平成 15 年 3 月 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（要約版）</p> <p>[3]財団法人 原子力発電技術機構 平成 15 年 3 月 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書</p> <p>[4]財団法人 原子力安全研究協会 1999 年 4 月 次世代型軽水炉の原子炉格納容器設計におけるシビアアクシデントの考慮に関するガイドライン</p> <p>[5]NUREG/CR-6509, The Effect of Initial Temperature on Flame Acceleration and Deflagration-to-Detonation Transition Phenomenon, May 1998</p> <p>[6]S. Dorofeev, V. Sidorov, Large-scale Experiment and Scaling of DDT conditions in Hydrogen-Air-Steam Mixtures - An Overview, SARJ Workshop, Yokohama, Japan, October 6-8, 1997. JAERI-Conf 98-009</p>	<p>解析結果の相違 ・相違理由はP7のとおり</p>

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.3 GOTHIC における水素濃度分布の評価について

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">(参考2)</p> <p><u>原子炉キャビティ区画における高濃度水素の影響に対して AICC 評価を用いる妥当性について</u></p> <p>気相部の水素が燃焼し、爆燃および爆轟に成長する可能性について、以下の観点で知見を整理した。</p> <p>(1) 気相部の混合状態による制限 気相部の水素が燃焼し、爆燃および爆轟に成長するためには、当該の気相部において水素－空気または水素－空気－水蒸気が予混合状態にある必要がある。即ち、水素と酸素が予め混合された状態で着火した場合に、燃焼波が超音速で伝播する爆轟が生じる可能性がある。</p> <p>(2) 助走距離による制限 爆燃から爆轟へ遷移するためには、火炎が加速するための助走距離が必要である。参考図5に、実験から得られた助走距離と火炎速度の関係を示す。助走距離は、初期温度、圧力、ガス組成、燃焼区画のスケールや障害物の有無、開口部の有無により変化する。爆燃から爆轟へ遷移するためには、気相部に助走距離以上の距離が必要となる。参考図5から、水素濃度が30%の時の助走距離は、保守的に見積もって約15mとなる。</p> <p>(3) 過去の水素燃焼に関する試験等の知見 過去の水素燃焼に関する試験等の知見を表4に示す。表4から、水素と可燃性ガスがドライに近い条件で細長い閉空間に閉じ込められた場合に、爆轟が生じている実験がある。 しかし、爆轟が生じている実験体系においても、障害物が無い条件やウェットの条件では爆轟が生じていないことも分かる。</p> <p>上記の知見に対して、原子炉キャビティの気相部の条件と比較を行った。</p> <p>(1) 原子炉キャビティの気相部が水素爆轟領域となるのは、原子炉容器破損により溶融炉心が原子炉キャビティに落下し、水－ジルコニウム反応が発生する極めて短い期間である。 この時の原子炉容器および原子炉キャビティの断面図を参考図6に示す。参考図6から、原子炉容器破損時には、スプレイ水がRV下端を超える位置まで到達しており、水素が放出される気相部の体積は極めて小さい。原子炉キャビティの気相部に、水－ジルコニウム反応により生じる水素－水蒸気混合気が分散している状態であり、気相部の混合状態の観点から、原子炉キャビティの気相部の水素が燃焼したとしても爆轟には成長しにくいと考えられる。 また、水素－水蒸気混合気の放出時期に燃焼が生じたとしても、水素－水蒸気混合気が空気雰囲気に拡散しながら燃焼する乱流拡散燃焼になり、燃焼速度は拡散速度に依存するため、燃焼が生じたとしても燃焼波の伝播性はなく、爆燃から爆轟への遷移は起こりにくいと考えられる。</p>	<p>(大飯に該当する資料無し)</p>	<p>※大飯は原子炉キャビティ区画が高水素濃度となるため気相部の水素が燃焼し、爆燃および爆轟に成長する可能性について整理している</p>

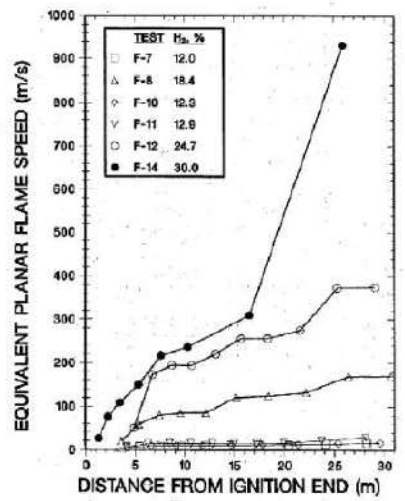
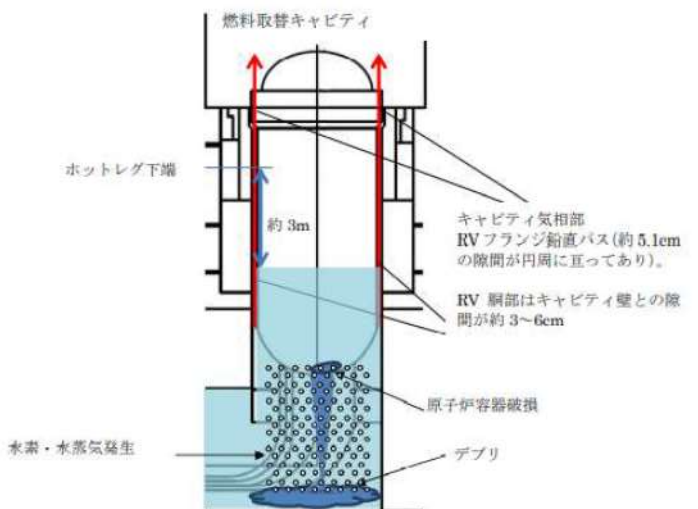
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.3 GOTHIC における水素濃度分布の評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																										
<p>(2) 原子炉キャビティの水素濃度が最大（約 50%）となる時の助走距離が、参考図 5 から得られる 15m より短くなった場合でも、参考図 6 に示すようにキャビティ水の水面からホットレグまでは約 3m であり助走距離としては不十分であると考えられる。したがって、助走距離の観点から、原子炉キャビティ気相部において爆轟は発生しにくいと考えられる。</p> <p>(3) 参考図 6 に示すように、原子炉キャビティの気相部の形状は、細長い閉空間ではないため、形状としては爆轟に転じにくく、また、十分に水蒸気があることから、過去の水素燃焼に関する試験等の知見の観点からも爆轟は発生しにくいと考えられる。</p> <p>以上の検討から、原子炉キャビティの気相部においては、図 10 に示す三元図で一時的に爆轟領域になる期間はあるものの、爆燃および爆轟に至る可能性は非常に低いと考える。</p> <p>したがって、爆轟の影響評価ではなく、水素の燃焼によるエネルギーが全て放出された極めて保守的な想定である AICC 評価を行い、原子炉キャビティ区画への影響を推定することは妥当であると考え</p>																																												
<p>■ 閉空間または XYZ の寸法が同等の閉空間での水素燃焼試験の条件の整理（爆轟が生じた試験結果のみ）：</p>																																												
<table border="1"> <caption>表 4 過去の水素燃焼に関する試験等の知見</caption> <thead> <tr> <th>試験</th> <th>試験体系</th> <th>障害物の有無</th> <th>水素濃度等</th> <th>配管の長さ (L) と径 (D) の比 (L/D)</th> <th>爆轟の発生時の条件等</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>NTS 試験 (米) 控室</td> <td>半径 16m の球体系(2100m³) 特徴：広い自由空間</td> <td>なし</td> <td>5~15vol% (水蒸気濃度 4~40vol%)</td> <td>該当なし</td> <td>なし</td> <td></td> </tr> <tr> <td>BMC (米)</td> <td>640m³ 特徴：多区画</td> <td>なし</td> <td>5.5~14vol% (水蒸気濃度 0~60vol%)</td> <td>該当なし</td> <td>なし</td> <td></td> </tr> <tr> <td>NUPEC 小型炉試験</td> <td>閉空間 (5m³の球体系)</td> <td>なし</td> <td>6.8, 10 vol% (1/3) 5.50vol% (1/3+20%) 30vol% (1/3+40%)</td> <td>約 2.3</td> <td>なし</td> <td></td> </tr> <tr> <td>NUPEC 大規模試験</td> <td>内径 8m の球体系(270m³) 特徴：多区画 (11 区画) 円周約 16m、 直径 1m のドーナツ状 8 角閉空間</td> <td>手すり状の線状のものがある オアフィス 4 箇所</td> <td>5~15vol% (1/3) 5.6~12.7vol% (1/3+) 8~15 vol% (1/3)</td> <td>約 16</td> <td>なし</td> <td>2 階席の上区画への開口部あり</td> </tr> <tr> <td>NEKO 試験</td> <td>100%水素高圧(40MPa)~貯蔵罐に漏えい孔を設置し、大気への放出量に着火</td> <td>なし</td> <td></td> <td>該当なし</td> <td>なし</td> <td>100%水素高圧(40MPa)~貯蔵罐に漏えい孔を設置し、大気への放出量に着火</td> </tr> </tbody> </table> <p>*爆轟が発生するのは、過去の試験等では、下表のような長い配管部に水素と支那性ガスがドライに近い条件で閉じ込められた場合であり、上表のようなそれ以外の体系では、ドライ濃度 13,14,15% でもそれぞれ爆轟の発生は認められていない。ウェット条件になるとさらに高濃度の水素でも生じていない。</p>			試験	試験体系	障害物の有無	水素濃度等	配管の長さ (L) と径 (D) の比 (L/D)	爆轟の発生時の条件等	備考	NTS 試験 (米) 控室	半径 16m の球体系(2100m ³) 特徴：広い自由空間	なし	5~15vol% (水蒸気濃度 4~40vol%)	該当なし	なし		BMC (米)	640m ³ 特徴：多区画	なし	5.5~14vol% (水蒸気濃度 0~60vol%)	該当なし	なし		NUPEC 小型炉試験	閉空間 (5m ³ の球体系)	なし	6.8, 10 vol% (1/3) 5.50vol% (1/3+20%) 30vol% (1/3+40%)	約 2.3	なし		NUPEC 大規模試験	内径 8m の球体系(270m ³) 特徴：多区画 (11 区画) 円周約 16m、 直径 1m のドーナツ状 8 角閉空間	手すり状の線状のものがある オアフィス 4 箇所	5~15vol% (1/3) 5.6~12.7vol% (1/3+) 8~15 vol% (1/3)	約 16	なし	2 階席の上区画への開口部あり	NEKO 試験	100%水素高圧(40MPa)~貯蔵罐に漏えい孔を設置し、大気への放出量に着火	なし		該当なし	なし	100%水素高圧(40MPa)~貯蔵罐に漏えい孔を設置し、大気への放出量に着火
試験	試験体系	障害物の有無	水素濃度等	配管の長さ (L) と径 (D) の比 (L/D)	爆轟の発生時の条件等	備考																																						
NTS 試験 (米) 控室	半径 16m の球体系(2100m ³) 特徴：広い自由空間	なし	5~15vol% (水蒸気濃度 4~40vol%)	該当なし	なし																																							
BMC (米)	640m ³ 特徴：多区画	なし	5.5~14vol% (水蒸気濃度 0~60vol%)	該当なし	なし																																							
NUPEC 小型炉試験	閉空間 (5m ³ の球体系)	なし	6.8, 10 vol% (1/3) 5.50vol% (1/3+20%) 30vol% (1/3+40%)	約 2.3	なし																																							
NUPEC 大規模試験	内径 8m の球体系(270m ³) 特徴：多区画 (11 区画) 円周約 16m、 直径 1m のドーナツ状 8 角閉空間	手すり状の線状のものがある オアフィス 4 箇所	5~15vol% (1/3) 5.6~12.7vol% (1/3+) 8~15 vol% (1/3)	約 16	なし	2 階席の上区画への開口部あり																																						
NEKO 試験	100%水素高圧(40MPa)~貯蔵罐に漏えい孔を設置し、大気への放出量に着火	なし		該当なし	なし	100%水素高圧(40MPa)~貯蔵罐に漏えい孔を設置し、大気への放出量に着火																																						
<p>■ 細長い閉空間（管路、ダクト系）での水素燃焼試験の条件の整理（爆轟が生じた（生じさせた）結果を含む）：</p>																																												
<table border="1"> <thead> <tr> <th>試験、他</th> <th>試験体系</th> <th>障害物の有無</th> <th>水素濃度等</th> <th>配管の長さ (L) と径 (D) の比 (L/D)</th> <th>爆轟の発生時の条件等</th> <th>爆轟が生じた条件等</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>HUT 試験 (米) OECD/CEU</td> <td>70m の閉鎖空間 (480m³) 12.3mW×2.5mH×70m</td> <td>12 枚設置</td> <td>~60vol% (1/3) (1/3 条件でも実施)</td> <td>約 28</td> <td>あり 12.5vol% (1/3) で爆轟発生。</td> <td>水素気 15vol% の条件では、同一体系でも爆轟は発生せず。</td> </tr> <tr> <td>NUPEC (米 NRC) 高温燃焼試験</td> <td>爆轟管：2 体系。 両端部とも閉鎖構造。 ・10cm 内径×6.1m (SSDA 試験) ・27cm 内径×2.3m (HYF 試験)</td> <td>障害物(1/3)を多数設置。</td> <td>約 5~約 50vol% (水素-空気を、水蒸気-水素-空気を)</td> <td>SSDA 試験：約 60 HYCF 試験：約 78</td> <td>あり 300K 条件では 15% (1/3) から、650K 条件では 11% (1/3) から、それぞれ爆轟発生。</td> <td>同一体系に、~1m による開閉のバスを追加した試験では爆轟は発生せず。</td> </tr> <tr> <td>SRI(UNED We-Ne) 閉鎖管</td> <td>約 10m の爆轟管。一端は開構造。</td> <td>障害物 有 (7, 13, 25 番) 無 (1, 4)</td> <td>20~57vol%</td> <td>約 26</td> <td>あり 障害物設置時に爆轟発生。</td> <td>障害物無しでは爆轟発生せず。</td> </tr> <tr> <td>産業安全研究所 試験</td> <td>爆轟管： ・25mm 内径×管全長 2.1m~9.1m 特徴：端部の開閉組み合わせ</td> <td>障害物(1/3)の有無</td> <td>30vol% (1/3)</td> <td>約 75~325</td> <td>あり</td> <td>管の開閉部とも開の場合には爆轟は発生せず。(障害物設置の場合も)。</td> </tr> </tbody> </table>			試験、他	試験体系	障害物の有無	水素濃度等	配管の長さ (L) と径 (D) の比 (L/D)	爆轟の発生時の条件等	爆轟が生じた条件等	HUT 試験 (米) OECD/CEU	70m の閉鎖空間 (480m ³) 12.3mW×2.5mH×70m	12 枚設置	~60vol% (1/3) (1/3 条件でも実施)	約 28	あり 12.5vol% (1/3) で爆轟発生。	水素気 15vol% の条件では、同一体系でも爆轟は発生せず。	NUPEC (米 NRC) 高温燃焼試験	爆轟管：2 体系。 両端部とも閉鎖構造。 ・10cm 内径×6.1m (SSDA 試験) ・27cm 内径×2.3m (HYF 試験)	障害物(1/3)を多数設置。	約 5~約 50vol% (水素-空気を、水蒸気-水素-空気を)	SSDA 試験：約 60 HYCF 試験：約 78	あり 300K 条件では 15% (1/3) から、650K 条件では 11% (1/3) から、それぞれ爆轟発生。	同一体系に、~1m による開閉のバスを追加した試験では爆轟は発生せず。	SRI(UNED We-Ne) 閉鎖管	約 10m の爆轟管。一端は開構造。	障害物 有 (7, 13, 25 番) 無 (1, 4)	20~57vol%	約 26	あり 障害物設置時に爆轟発生。	障害物無しでは爆轟発生せず。	産業安全研究所 試験	爆轟管： ・25mm 内径×管全長 2.1m~9.1m 特徴：端部の開閉組み合わせ	障害物(1/3)の有無	30vol% (1/3)	約 75~325	あり	管の開閉部とも開の場合には爆轟は発生せず。(障害物設置の場合も)。							
試験、他	試験体系	障害物の有無	水素濃度等	配管の長さ (L) と径 (D) の比 (L/D)	爆轟の発生時の条件等	爆轟が生じた条件等																																						
HUT 試験 (米) OECD/CEU	70m の閉鎖空間 (480m ³) 12.3mW×2.5mH×70m	12 枚設置	~60vol% (1/3) (1/3 条件でも実施)	約 28	あり 12.5vol% (1/3) で爆轟発生。	水素気 15vol% の条件では、同一体系でも爆轟は発生せず。																																						
NUPEC (米 NRC) 高温燃焼試験	爆轟管：2 体系。 両端部とも閉鎖構造。 ・10cm 内径×6.1m (SSDA 試験) ・27cm 内径×2.3m (HYF 試験)	障害物(1/3)を多数設置。	約 5~約 50vol% (水素-空気を、水蒸気-水素-空気を)	SSDA 試験：約 60 HYCF 試験：約 78	あり 300K 条件では 15% (1/3) から、650K 条件では 11% (1/3) から、それぞれ爆轟発生。	同一体系に、~1m による開閉のバスを追加した試験では爆轟は発生せず。																																						
SRI(UNED We-Ne) 閉鎖管	約 10m の爆轟管。一端は開構造。	障害物 有 (7, 13, 25 番) 無 (1, 4)	20~57vol%	約 26	あり 障害物設置時に爆轟発生。	障害物無しでは爆轟発生せず。																																						
産業安全研究所 試験	爆轟管： ・25mm 内径×管全長 2.1m~9.1m 特徴：端部の開閉組み合わせ	障害物(1/3)の有無	30vol% (1/3)	約 75~325	あり	管の開閉部とも開の場合には爆轟は発生せず。(障害物設置の場合も)。																																						

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.3 GOTHIC における水素濃度分布の評価について

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>Figure 6.8. Comparison of Flame Speeds for Tests With No Top Venting and No Obstacles</p> <p>参考図5 FLAME Facility での爆轟遷移までの火炎助走距離</p> <p>出典：NUREG/CR-5275.SAND85-1264.1989</p>  <p>参考図6 原子炉容器および原子炉キャビティの断面図</p>		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について（水素燃焼））

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.5</p> <p style="text-align: center;">大飯3号及び4号炉の重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について （水素燃焼）</p> <p>評価事故シーケンス「大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故」における個別解析条件を第1表に示す。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.4.4</p> <p style="text-align: center;">重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について （水素燃焼）</p> <p>評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」における個別解析条件を表1に示す。</p>	<p style="text-align: center;">記載順の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

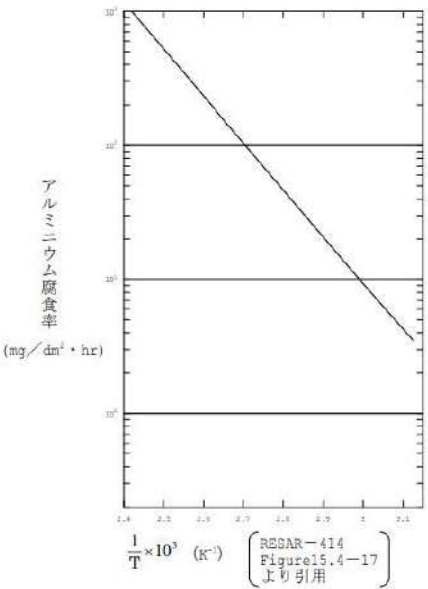
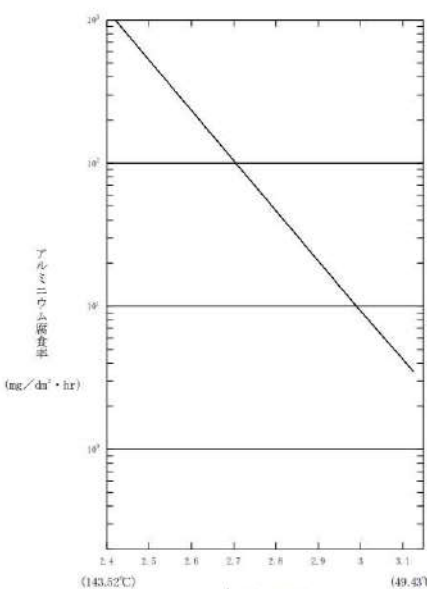
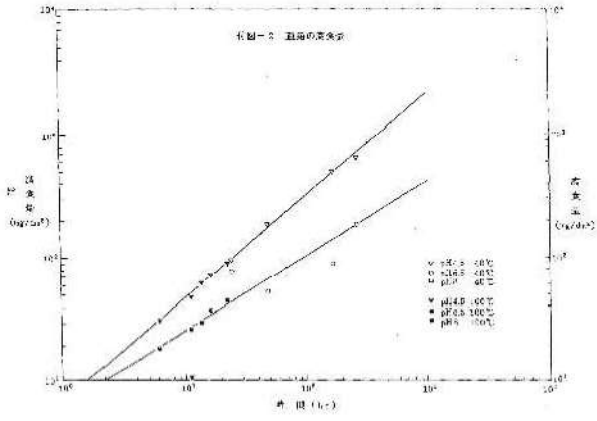
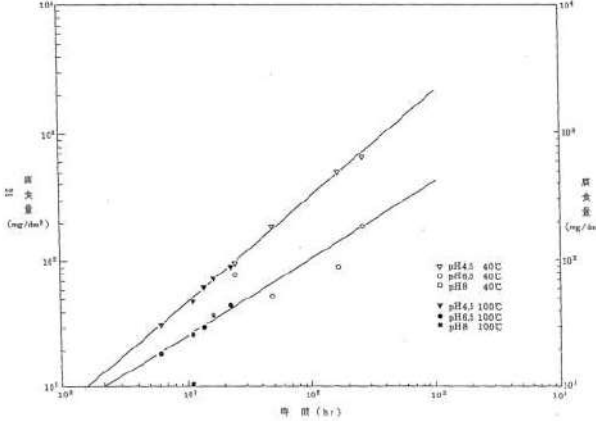
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.4 重大事故対策の有効性評価に使用する個別解析条件について（水素燃焼））

大飯発電所3 / 4号炉			泊発電所3号炉			相違理由																																																
<p>第1表 水素燃焼解析用データ</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>数値</th> <th>解析上の取り扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 燃料 1) 全炉心ジルコニウム重量</td> <td>24,800kg</td> <td>燃料集合体のみの最大全炉心内のZr質量</td> </tr> <tr> <td>(2) 事故収束に重要な機器・操作関連 1) 格納容器スプレイポンプ i) スプレイ台数 ii) 容量 iii) 薬品形式 2) 静的触媒式水素再結合装置 i) 個数 ii) 性能</td> <td>注入時：2台 再循環時：2台 [] m³/h (1台当たり) ヒドラジン 5個 1.2kg/h (1個当たり) (水素濃度4vol%, 圧力0.15MPa時)</td> <td>最大値(設計値に余裕を考慮した値) 配備個数 設計値</td> </tr> <tr> <td>(3) 事故条件 1) 破断位置 2) 破断体様</td> <td>高温側配管 完全両端破断</td> <td></td> </tr> <tr> <td>(4) 放射線水分解等による水素生成 1) 放射線による水の分解 i) 実効G値</td> <td>炉心水：0.4 分子/100eV サンプル水：0.3 分子/100eV</td> <td></td> </tr> <tr> <td>2) 金属腐食 i) 金属量及び表面積 重量 [] kg 表面積 [] m² 亜鉛 重量 [] kg 表面積 [] m² ii) 腐食率</td> <td>アルミニウム 重量 [] kg 表面積 [] m² 亜鉛 重量 [] kg 表面積 [] m² 第1図及び第2図参照</td> <td>設計値 設計値 亜鉛の腐食量については、pH4.5の腐食量を使用</td> </tr> <tr> <td colspan="3">枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません</td> </tr> <tr> <td>名称</td> <td>数値</td> <td>解析上の取り扱い</td> </tr> <tr> <td>3) 放射線によるヒドラジン分解 i) 実効G値 ii) ヒドラジン重量</td> <td>0.4 分子/100eV [] kg</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td colspan="3">枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません</td> </tr> </tbody> </table>			名称	数値	解析上の取り扱い	(1) 燃料 1) 全炉心ジルコニウム重量	24,800kg	燃料集合体のみの最大全炉心内のZr質量	(2) 事故収束に重要な機器・操作関連 1) 格納容器スプレイポンプ i) スプレイ台数 ii) 容量 iii) 薬品形式 2) 静的触媒式水素再結合装置 i) 個数 ii) 性能	注入時：2台 再循環時：2台 [] m ³ /h (1台当たり) ヒドラジン 5個 1.2kg/h (1個当たり) (水素濃度4vol%, 圧力0.15MPa時)	最大値(設計値に余裕を考慮した値) 配備個数 設計値	(3) 事故条件 1) 破断位置 2) 破断体様	高温側配管 完全両端破断		(4) 放射線水分解等による水素生成 1) 放射線による水の分解 i) 実効G値	炉心水：0.4 分子/100eV サンプル水：0.3 分子/100eV		2) 金属腐食 i) 金属量及び表面積 重量 [] kg 表面積 [] m ² 亜鉛 重量 [] kg 表面積 [] m ² ii) 腐食率	アルミニウム 重量 [] kg 表面積 [] m ² 亜鉛 重量 [] kg 表面積 [] m ² 第1図及び第2図参照	設計値 設計値 亜鉛の腐食量については、pH4.5の腐食量を使用	枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません			名称	数値	解析上の取り扱い	3) 放射線によるヒドラジン分解 i) 実効G値 ii) ヒドラジン重量	0.4 分子/100eV [] kg	設計値	枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません			<p>表1 システム熱水力解析用データ (水素燃焼)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>数値</th> <th>解析上の取り扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 燃料 1) 全炉心ジルコニウム重量</td> <td>20,200kg</td> <td>燃焼集合体のみの最大全炉心内のZr質量</td> </tr> <tr> <td>(2) 事故収束に重要な機器・操作関係 1) 格納容器スプレイポンプ i) スプレイ台数 ii) 容量 iii) 薬品形式 2) 原子炉格納容器内水素処理装置 i) 台数 ii) 性能</td> <td>注入時：2台 再循環時：2台 [] m³/h (1台当たり) ヒドラジン 5個 1.2kg/h (1個当たり) (水素濃度4 vol%, 圧力0.15MPa[abs]時)</td> <td>最大値(設計値に余裕を考慮した値) 設計値 配備台数 設計値</td> </tr> <tr> <td>(3) 事故条件 1) 破断位置 2) 破断体様</td> <td>高温側配管 完全両端破断</td> <td></td> </tr> <tr> <td>(4) 水の放射線分解等による水素生成 1) 放射線による水の分解 i) 実効G値 2) 金属腐食 i) 金属量及び表面積 重量 [] kg 表面積 [] m² 亜鉛 重量 [] kg 表面積 [] m² ii) 腐食率 3) 放射線によるヒドラジンの分解 i) 実効G値 ii) ヒドラジン重量</td> <td>炉心水：0.4 分子/100eV サンプル水：0.3 分子/100eV アルミニウム 重量 [] kg 表面積 [] m² 亜鉛 重量 [] kg 表面積 [] m² 図1及び図2参照 0.4 分子/100eV 700kg</td> <td>設計値に余裕を考慮した値 設計値に余裕を考慮した値 亜鉛の腐食量については、pH4.5の腐食量を使用 設計値に余裕を考慮した値</td> </tr> <tr> <td colspan="3">[]：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</td> </tr> </tbody> </table>			名称	数値	解析上の取り扱い	(1) 燃料 1) 全炉心ジルコニウム重量	20,200kg	燃焼集合体のみの最大全炉心内のZr質量	(2) 事故収束に重要な機器・操作関係 1) 格納容器スプレイポンプ i) スプレイ台数 ii) 容量 iii) 薬品形式 2) 原子炉格納容器内水素処理装置 i) 台数 ii) 性能	注入時：2台 再循環時：2台 [] m ³ /h (1台当たり) ヒドラジン 5個 1.2kg/h (1個当たり) (水素濃度4 vol%, 圧力0.15MPa[abs]時)	最大値(設計値に余裕を考慮した値) 設計値 配備台数 設計値	(3) 事故条件 1) 破断位置 2) 破断体様	高温側配管 完全両端破断		(4) 水の放射線分解等による水素生成 1) 放射線による水の分解 i) 実効G値 2) 金属腐食 i) 金属量及び表面積 重量 [] kg 表面積 [] m ² 亜鉛 重量 [] kg 表面積 [] m ² ii) 腐食率 3) 放射線によるヒドラジンの分解 i) 実効G値 ii) ヒドラジン重量	炉心水：0.4 分子/100eV サンプル水：0.3 分子/100eV アルミニウム 重量 [] kg 表面積 [] m ² 亜鉛 重量 [] kg 表面積 [] m ² 図1及び図2参照 0.4 分子/100eV 700kg	設計値に余裕を考慮した値 設計値に余裕を考慮した値 亜鉛の腐食量については、pH4.5の腐食量を使用 設計値に余裕を考慮した値	[]：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。			
名称	数値	解析上の取り扱い																																																				
(1) 燃料 1) 全炉心ジルコニウム重量	24,800kg	燃料集合体のみの最大全炉心内のZr質量																																																				
(2) 事故収束に重要な機器・操作関連 1) 格納容器スプレイポンプ i) スプレイ台数 ii) 容量 iii) 薬品形式 2) 静的触媒式水素再結合装置 i) 個数 ii) 性能	注入時：2台 再循環時：2台 [] m ³ /h (1台当たり) ヒドラジン 5個 1.2kg/h (1個当たり) (水素濃度4vol%, 圧力0.15MPa時)	最大値(設計値に余裕を考慮した値) 配備個数 設計値																																																				
(3) 事故条件 1) 破断位置 2) 破断体様	高温側配管 完全両端破断																																																					
(4) 放射線水分解等による水素生成 1) 放射線による水の分解 i) 実効G値	炉心水：0.4 分子/100eV サンプル水：0.3 分子/100eV																																																					
2) 金属腐食 i) 金属量及び表面積 重量 [] kg 表面積 [] m ² 亜鉛 重量 [] kg 表面積 [] m ² ii) 腐食率	アルミニウム 重量 [] kg 表面積 [] m ² 亜鉛 重量 [] kg 表面積 [] m ² 第1図及び第2図参照	設計値 設計値 亜鉛の腐食量については、pH4.5の腐食量を使用																																																				
枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません																																																						
名称	数値	解析上の取り扱い																																																				
3) 放射線によるヒドラジン分解 i) 実効G値 ii) ヒドラジン重量	0.4 分子/100eV [] kg	設計値																																																				
枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません																																																						
名称	数値	解析上の取り扱い																																																				
(1) 燃料 1) 全炉心ジルコニウム重量	20,200kg	燃焼集合体のみの最大全炉心内のZr質量																																																				
(2) 事故収束に重要な機器・操作関係 1) 格納容器スプレイポンプ i) スプレイ台数 ii) 容量 iii) 薬品形式 2) 原子炉格納容器内水素処理装置 i) 台数 ii) 性能	注入時：2台 再循環時：2台 [] m ³ /h (1台当たり) ヒドラジン 5個 1.2kg/h (1個当たり) (水素濃度4 vol%, 圧力0.15MPa[abs]時)	最大値(設計値に余裕を考慮した値) 設計値 配備台数 設計値																																																				
(3) 事故条件 1) 破断位置 2) 破断体様	高温側配管 完全両端破断																																																					
(4) 水の放射線分解等による水素生成 1) 放射線による水の分解 i) 実効G値 2) 金属腐食 i) 金属量及び表面積 重量 [] kg 表面積 [] m ² 亜鉛 重量 [] kg 表面積 [] m ² ii) 腐食率 3) 放射線によるヒドラジンの分解 i) 実効G値 ii) ヒドラジン重量	炉心水：0.4 分子/100eV サンプル水：0.3 分子/100eV アルミニウム 重量 [] kg 表面積 [] m ² 亜鉛 重量 [] kg 表面積 [] m ² 図1及び図2参照 0.4 分子/100eV 700kg	設計値に余裕を考慮した値 設計値に余裕を考慮した値 亜鉛の腐食量については、pH4.5の腐食量を使用 設計値に余裕を考慮した値																																																				
[]：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。																																																						

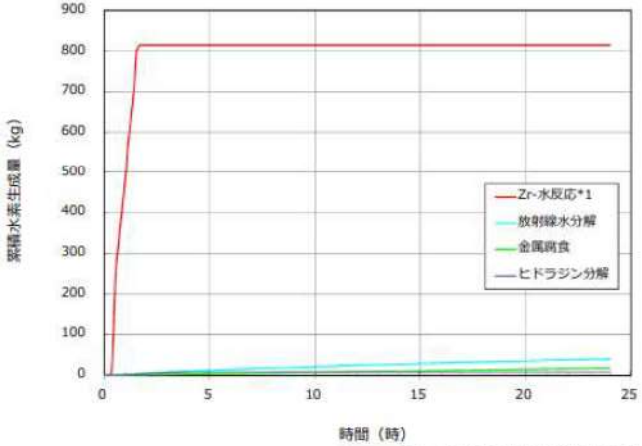
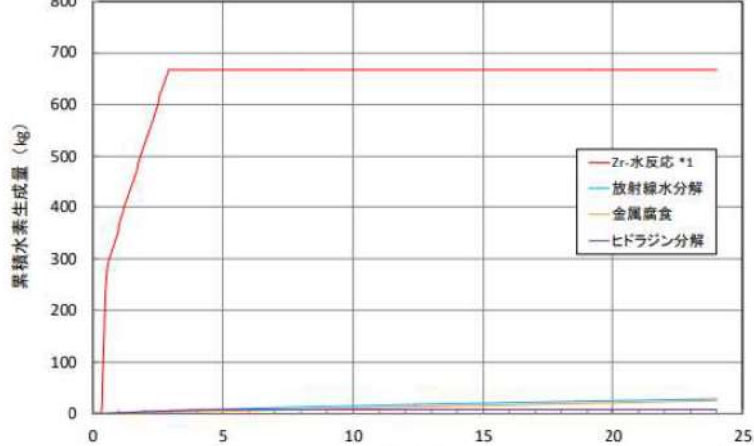
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について（水素燃焼））

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第1図 アルミニウム腐食率</p>	 <p>図1 アルミニウム腐食率</p>	
 <p>第2図 亜鉛腐食量</p>	 <p>図2 亜鉛腐食率</p>	

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.5 水の放射線分解等による水素生成について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.6</p> <p style="text-align: center;">放射線水分解等による水素生成について</p> <p>1. 有効性評価において考慮する水素発生要因について</p> <p>「水素燃焼」に関する有効性評価では、炉心損傷を伴う重大事故（SA）発生時における格納容器破損防止対策の有効性を確認する観点から、水素の発生について評価を行っており、Zr-水反応による水素生成以外にも、以下の水素発生要因を考慮している。</p> <ul style="list-style-type: none"> （1）炉心水、格納容器内水の放射線分解 （2）金属腐食反応 （3）放射線によるヒドラジン分解（格納容器スプレイに添加される薬品） <p>水素発生量の内訳を図1に示す。</p>  <p style="text-align: center;">*1 全炉心内のZr量の75%が水と反応</p> <p style="text-align: center;">図1 水素生成量の内訳</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.4.5</p> <p style="text-align: center;">水の放射線分解等による水素生成について</p> <p>1. 有効性評価において考慮する水素発生要因について</p> <p>「水素燃焼」に関する有効性評価では、炉心損傷を伴う重大事故（SA）発生時における格納容器破損防止対策の有効性を確認する観点から、水素の発生について評価を行っており、Zr-水反応による水素生成以外にも、以下の水素発生要因を考慮している。</p> <ul style="list-style-type: none"> （1）炉心水、原子炉格納容器内水の放射線分解 （2）金属腐食反応 （3）放射線によるヒドラジン分解（格納容器スプレイに添加される薬品） <p>水素発生量の内訳を図1に示す。</p>  <p style="text-align: center;">*1 全炉心内のZr量の78%が水と反応</p> <p style="text-align: center;">図1 水素生成量の内訳</p>	<p style="text-align: center;">記載表現の相違</p>

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.5 水の放射線分解等による水素生成について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 放射線水分解による水素生成について</p> <p>水が放射線エネルギーを吸収すると、一部は放射線分解して水素と酸素が生成される。</p> <p>本評価では、この水素生成割合を、炉心水については0.4分子/100eV、サンプル水については0.3分子/100eVとし、重大事故時における放射線水分解による水素の発生について、以下のとおり評価している。</p> <p>(1) 水素発生の過程</p> <p>放射線（γ線、β線）による水の分解については以下を考慮している。</p> <p>①原子炉容器（以下、「RV」という）内の燃料及びデブリ中の放射性物質（以下、「FP」という）による炉心内冷却水の分解</p> <p>②原子炉格納容器（以下、「CV」という）内液相部のFPによるサンプル水の分解</p> <p>③CV内に放出されたデブリ中FPによるサンプル水の分解</p> <p>(2) 水素発生率評価の概要</p> <p>事故時に炉心から放出され、RV内、およびCV内に移行するFP量は、事象進展によって変化する。また、FP自身の線源強度も放射性崩壊によって変化するため、放射線水分解による水素発生率も時間によって変化する。放射線水分解については、これらの時間変化を考慮し、水素発生率を評価している。</p> <p>図2に評価のフローを示す。まず、MAAPコードによってRV内およびCV内の各区画のFP割合が得られ、ORIGENコードを用いて炉心内蓄積FP量（線源強度）の時間変化を考慮し、MAAP結果と合わせて各区画の線源強度（eV）を算出する。ここで得られる線源強度とG値（分子/100eV）を用いて、各区画における水素発生率を評価している。</p> <p>MAAPにおけるノード分割図を図3に示す。また、各区画の水位・水温及び線源強度をそれぞれ図4～図7に示す。</p> <div data-bbox="264 1013 896 1340"> <pre> graph TD A[MAAPによる各区画のFP割合] --> C[各区画の線源強度] B[ORIGENによる炉心内蓄積量] --> C C --> D[各区画の水素発生率] E[水素生成G値] --> D </pre> </div> <p>図2 放射線水分解による水素発生率評価フロー図</p>	<p>2. 水の放射線分解による水素生成について</p> <p>水が放射線エネルギーを吸収すると、一部は放射線分解して水素と酸素が生成される。</p> <p>本評価では、この水素生成割合を、炉心水については0.4分子/100eV、サンプル水については0.3分子/100eVとし、重大事故時における水の放射線分解による水素の発生について、以下のとおり評価している。</p> <p>(1) 水素発生の過程</p> <p>放射線（γ線、β線）による水の分解については以下を考慮している。</p> <p>① 原子炉容器（以下、「RV」という。）内の燃料及びデブリ中の放射性物質（以下、「FP」という。）による炉心内冷却水の分解</p> <p>② 原子炉格納容器（以下、「CV」という。）内液相部のFPによるサンプル水の分解</p> <p>③ CV内に放出されたデブリ中FPによるサンプル水の分解</p> <p>(2) 水素発生率評価の概要</p> <p>事故時に炉心から放出され、RV内、及びCV内に移行するFP量は、事象進展によって変化する。また、FP自身の線源強度も放射性崩壊によって変化するため、水の放射線分解による水素発生率も時間によって変化する。水の放射線分解については、これらの時間変化を考慮し、水素発生率を評価している。</p> <p>図2に評価のフローを示す。まず、MAAPによってRV内及びCV内の各区画のFP割合が得られ、ORIGENを用いて炉心内蓄積FP量（線源強度）の時間変化を考慮し、MAAP結果と合わせて各区画の線源強度（eV）を算出する。ここで得られる線源強度とG値（分子/100eV）を用いて、各区画における水素発生率を評価している。</p> <p>MAAPにおけるノード分割図を図3に示す。また、各区画の水位・水温及び線源強度をそれぞれ図4～図7に示す。</p> <div data-bbox="1227 1013 1836 1324"> <pre> graph TD A[MAAPによる各区画のFP割合] --> C[各区画の線源強度] B[ORIGENによる炉心内蓄積量] --> C C --> D[各区画の水素発生率] E[水素生成G値] --> D </pre> </div> <p>図2 水の放射線分解による水素発生率評価フロー図</p>	

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.5 水の放射線分解等による水素生成について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="246 199 884 758" style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="380 782 705 805">図3 MAA Pにおけるノード分割図</p> <div data-bbox="291 837 772 1268"> </div> <p data-bbox="414 1292 660 1316">図4 各ノードにおける水位</p> <div data-bbox="526 1356 1019 1388" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> 枠囲いの内容は、機密に属しますので公開できません。 </div>	<div data-bbox="1108 199 1915 782" style="border: 2px solid magenta; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="1321 790 1657 821">図3 MAA Pにおけるノード分割図</p> <div data-bbox="1153 853 1758 1268"> </div> <p data-bbox="1332 1268 1612 1300">図4 各ノードにおける水位</p> <div data-bbox="1310 1364 1881 1396" 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>	

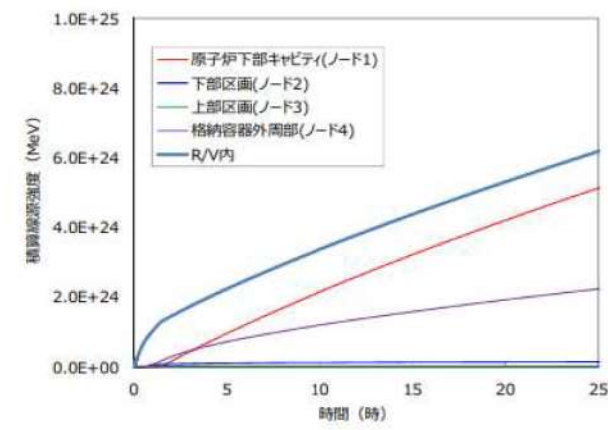
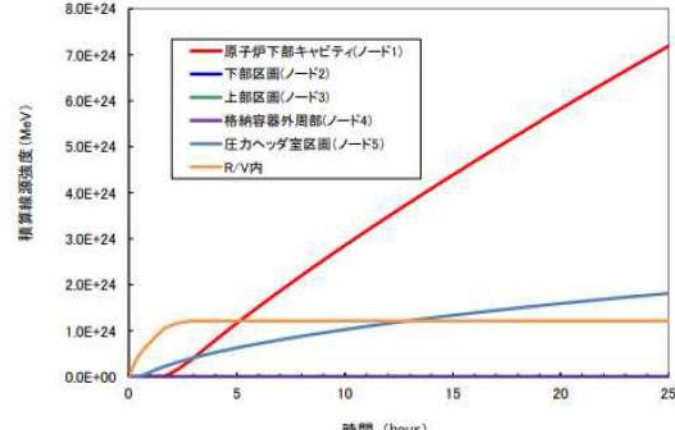
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.5 水の放射線分解等による水素生成について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図5 各ノードにおける水温</p>	<p>図5 各ノードにおける水温</p>	
<p>図6 各ノードにおける放射線分解に寄与する線源強度</p>	<p>図6 各ノードにおける水の放射線分解に寄与する線源強度</p>	

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.5 水の放射線分解等による水素生成について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図7 各ノードにおける放射線水分解に寄与する積算線源強度</p>	 <p>図7 各ノードにおける水の放射線分解に寄与する積算線源強度</p>	
<p>(3) 放射線水分解による水素生成に使用するG値について</p> <p>CVの破損防止のうち、水素燃焼に係る解析で考慮している放射線水分解による水素生成では、以下のG値を使用している。なお、放射線水分解による水素生成割合は、初期の水素生成割合（初期G値）に比べて、水素の再結合反応により小さくなることがわかっており、正味の水素生成割合としての実効G値を使用する。</p> <p>炉心水 0.4 分子/100eV サンプ水 0.3 分子/100eV</p> <p>これは、「PWRプラントにおけるLOCA時の水の放射線分解による水素生成割合」（MHI-NES-1013、平成11年12月）において、PWRプラントの設計基準事故状態を想定した試験等に基づき設定したものである。</p> <p>炉心水とサンプ水の実効G値の違いは、主に水の流動状況及び着目する体系における放射線照射領域の違いにより、生成した水素の再結合の状況が異なることに起因する。炉心水の場合、水の流動があり、照射領域が炉心部のみであることから、照射領域から水が流れ出ると、後述②の式で示す放射線照射で生成された水素とOHラジカルの再結合反応について、OHラジカルの寿命が非常に短いため、その反応が少なくなる効果をもたらす。サンプ水の場合、水の流動が無く、水中に溶け込んだ放射性物質により、全体が照射されるため、水素とOHラジカルの再結合の効果により、炉心水に比べて実効G値は小さくなる傾向となる。</p> <p>G値に影響を及ぼすと考えられるパラメータのうち、重大事故時と設計基準事故時で異なると考えられるパラメータ、そのG値への影響及び評価に使用したG値の重大事故時への適用性について、本文献をもとに以下のとおり整理した。（詳細は次頁以降参照）</p>	<p>(3) 水の放射線分解による水素生成に使用するG値について</p> <p>CVの破損防止のうち、水素燃焼に係る解析で考慮している水の放射線分解による水素生成では、以下のG値を使用している。なお、水の放射線分解による水素生成割合は、初期の水素生成割合（初期G値）に比べて、水素の再結合反応により小さくなることがわかっており、正味の水素生成割合としての実効G値を使用する。</p> <p>炉心水 0.4 分子/100eV サンプ水 0.3 分子/100eV</p> <p>これは、「PWRプラントにおけるLOCA時の水の放射線分解による水素生成割合」（MHI-NES-1013、平成11年12月）（以下、「公開文献」という。）において、PWRプラントの設計基準事故状態を想定した試験等に基づき設定したものである。</p> <p>炉心水とサンプ水の実効G値の違いは、主に水の流動状況及び着目する体系における放射線照射領域の違いにより、生成した水素の再結合の状況が異なることに起因する。炉心水の場合、水の流動があり、照射領域が炉心部のみであることから、照射領域から水が流れ出ると、後述②の式で示す放射線照射で生成された水素とOHラジカルの再結合反応について、OHラジカルの寿命が非常に短いため、その反応が少なくなる効果をもたらす。サンプ水の場合、水の流動が無く、水中に溶け込んだ放射性物質により、全体が照射されるため、水素とOHラジカルの再結合の効果により、炉心水に比べて実効G値は小さくなる傾向となる。</p> <p>G値に影響を及ぼすと考えられるパラメータのうち、重大事故時と設計基準事故時で異なると考えられるパラメータ、そのG値への影響及び評価に使用したG値の重大事故時への適用性について、本文献をもとに以下のとおり整理した。（詳細は次頁以降参照）</p>	

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.5 水の放射線分解等による水素生成について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																
<p style="text-align: center;">表1 重大事故時の実効G値への影響</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="210 233 304 272">パラメータ</th> <th data-bbox="304 233 934 272">重大事故時におけるG値への影響及び適用性</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="210 272 304 504">FP等の不純物</td> <td data-bbox="304 272 934 504"> <p>FP等の不純物が増加するとG値は増加するが、その影響はよう素が支配的。 重大事故時は、炉内で溶融した燃料及び容器より落下したデブリの影響で、炉心水及びサンプル水内の不純物は増加すると考えられるが、評価に使用した文献のG値は、保守的に高濃度のよう素を踏まえて設定されているため、不純物が増加した場合においても評価に使用した文献のG値を上回ることはないと考えられる。したがって、評価に使用した文献のG値は重大事故時においても保守的であり適用可能と考える。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="210 504 304 727">吸収線量</td> <td data-bbox="304 504 934 727"> <p>吸収線量が増加するとG値は低下する。 重大事故時は、炉内で溶融した燃料及び容器より落下したデブリの影響で、炉心水及びサンプル水に対する吸収線量は増加すると考えられる。評価に使用した文献のG値は、低吸収線量を踏まえて設定されているため、吸収線量が増加した場合においても評価に使用したG値を上回ることはないと考えられる。したがって、評価に使用した文献のG値は重大事故時においても保守的であり適用可能と考える。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="210 727 304 1018">温度</td> <td data-bbox="304 727 934 1018"> <p>G値は、炉心水については60℃付近が最大となり、サンプル水については低温のほうが大きくなる。 重大事故時は、炉内で溶融した燃料及び容器より落下したデブリの影響で、炉心水及びサンプル水の温度は通常運転時の格納容器内温度（49℃）程度～約120℃程度になると考えられる。評価に使用した文献のG値は、炉心水については60℃、サンプル水については低温状態を踏まえて設定されているため、温度が大きくなった場合においても評価に使用した文献のG値を上回ることはないと考えられる。したがって、評価に使用した文献のG値は重大事故時においても保守的であり適用可能と考える。</p> </td> </tr> </tbody> </table> <p>以上のとおり、評価に使用したG値は、重大事故時の放射線分解による水素生成にも適用可能と判断している。</p>	パラメータ	重大事故時におけるG値への影響及び適用性	FP等の不純物	<p>FP等の不純物が増加するとG値は増加するが、その影響はよう素が支配的。 重大事故時は、炉内で溶融した燃料及び容器より落下したデブリの影響で、炉心水及びサンプル水内の不純物は増加すると考えられるが、評価に使用した文献のG値は、保守的に高濃度のよう素を踏まえて設定されているため、不純物が増加した場合においても評価に使用した文献のG値を上回ることはないと考えられる。したがって、評価に使用した文献のG値は重大事故時においても保守的であり適用可能と考える。</p>	吸収線量	<p>吸収線量が増加するとG値は低下する。 重大事故時は、炉内で溶融した燃料及び容器より落下したデブリの影響で、炉心水及びサンプル水に対する吸収線量は増加すると考えられる。評価に使用した文献のG値は、低吸収線量を踏まえて設定されているため、吸収線量が増加した場合においても評価に使用したG値を上回ることはないと考えられる。したがって、評価に使用した文献のG値は重大事故時においても保守的であり適用可能と考える。</p>	温度	<p>G値は、炉心水については60℃付近が最大となり、サンプル水については低温のほうが大きくなる。 重大事故時は、炉内で溶融した燃料及び容器より落下したデブリの影響で、炉心水及びサンプル水の温度は通常運転時の格納容器内温度（49℃）程度～約120℃程度になると考えられる。評価に使用した文献のG値は、炉心水については60℃、サンプル水については低温状態を踏まえて設定されているため、温度が大きくなった場合においても評価に使用した文献のG値を上回ることはないと考えられる。したがって、評価に使用した文献のG値は重大事故時においても保守的であり適用可能と考える。</p>	<p style="text-align: center;">表1 重大事故時の実効G値への影響</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1158 233 1252 272">パラメータ</th> <th data-bbox="1158 233 1850 272">重大事故時におけるG値への影響及び適用性</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1158 272 1252 528">FP等の不純物</td> <td data-bbox="1158 272 1850 528"> <p>FP等の不純物が増加するとG値は増加するが、その影響はよう素が支配的。 重大事故時は、炉内で溶融した燃料及び容器より落下した溶融炉心の影響で、炉心水及びサンプル水内の不純物は増加すると考えられるが、評価に使用した文献のG値は、保守的に高濃度のよう素を踏まえて設定されているため、不純物が増加した場合においても評価に使用した文献のG値を上回ることはないと考えられる。したがって、評価に使用した文献のG値は重大事故時においても保守的であり適用可能と考える。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1158 528 1252 743">吸収線量</td> <td data-bbox="1158 528 1850 743"> <p>吸収線量が増加するとG値は低下する。 重大事故時は、炉内で溶融した燃料及び容器より落下した溶融炉心の影響で、炉心水及びサンプル水に対する吸収線量は増加すると考えられる。評価に使用した文献のG値は、低吸収線量を踏まえて設定されているため、吸収線量が増加した場合においても評価に使用したG値を上回ることはないと考えられる。したがって、評価に使用した文献のG値は重大事故時においても保守的であり適用可能と考える。</p> </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1158 743 1252 1018">温度</td> <td data-bbox="1158 743 1850 1018"> <p>G値は、炉心水については60℃付近が最大となり、サンプル水については低温のほうが大きくなる。 重大事故時は、炉内で溶融した燃料及び容器より落下した溶融炉心の影響で、炉心水及びサンプル水の温度は通常運転時の格納容器内温度（49℃）程度～約120℃程度になると考えられる。評価に使用した文献のG値は、炉心水については60℃、サンプル水については低温状態を踏まえて設定されているため、温度が大きくなった場合においても評価に使用した文献のG値を上回ることはないと考えられる。したがって、評価に使用した文献のG値は重大事故時においても保守的であり適用可能と考える。</p> </td> </tr> </tbody> </table> <p>以上のとおり、評価に使用したG値は、重大事故時の水の放射線分解による水素生成にも適用可能と判断している。</p>	パラメータ	重大事故時におけるG値への影響及び適用性	FP等の不純物	<p>FP等の不純物が増加するとG値は増加するが、その影響はよう素が支配的。 重大事故時は、炉内で溶融した燃料及び容器より落下した溶融炉心の影響で、炉心水及びサンプル水内の不純物は増加すると考えられるが、評価に使用した文献のG値は、保守的に高濃度のよう素を踏まえて設定されているため、不純物が増加した場合においても評価に使用した文献のG値を上回ることはないと考えられる。したがって、評価に使用した文献のG値は重大事故時においても保守的であり適用可能と考える。</p>	吸収線量	<p>吸収線量が増加するとG値は低下する。 重大事故時は、炉内で溶融した燃料及び容器より落下した溶融炉心の影響で、炉心水及びサンプル水に対する吸収線量は増加すると考えられる。評価に使用した文献のG値は、低吸収線量を踏まえて設定されているため、吸収線量が増加した場合においても評価に使用したG値を上回ることはないと考えられる。したがって、評価に使用した文献のG値は重大事故時においても保守的であり適用可能と考える。</p>	温度	<p>G値は、炉心水については60℃付近が最大となり、サンプル水については低温のほうが大きくなる。 重大事故時は、炉内で溶融した燃料及び容器より落下した溶融炉心の影響で、炉心水及びサンプル水の温度は通常運転時の格納容器内温度（49℃）程度～約120℃程度になると考えられる。評価に使用した文献のG値は、炉心水については60℃、サンプル水については低温状態を踏まえて設定されているため、温度が大きくなった場合においても評価に使用した文献のG値を上回ることはないと考えられる。したがって、評価に使用した文献のG値は重大事故時においても保守的であり適用可能と考える。</p>	
パラメータ	重大事故時におけるG値への影響及び適用性																	
FP等の不純物	<p>FP等の不純物が増加するとG値は増加するが、その影響はよう素が支配的。 重大事故時は、炉内で溶融した燃料及び容器より落下したデブリの影響で、炉心水及びサンプル水内の不純物は増加すると考えられるが、評価に使用した文献のG値は、保守的に高濃度のよう素を踏まえて設定されているため、不純物が増加した場合においても評価に使用した文献のG値を上回ることはないと考えられる。したがって、評価に使用した文献のG値は重大事故時においても保守的であり適用可能と考える。</p>																	
吸収線量	<p>吸収線量が増加するとG値は低下する。 重大事故時は、炉内で溶融した燃料及び容器より落下したデブリの影響で、炉心水及びサンプル水に対する吸収線量は増加すると考えられる。評価に使用した文献のG値は、低吸収線量を踏まえて設定されているため、吸収線量が増加した場合においても評価に使用したG値を上回ることはないと考えられる。したがって、評価に使用した文献のG値は重大事故時においても保守的であり適用可能と考える。</p>																	
温度	<p>G値は、炉心水については60℃付近が最大となり、サンプル水については低温のほうが大きくなる。 重大事故時は、炉内で溶融した燃料及び容器より落下したデブリの影響で、炉心水及びサンプル水の温度は通常運転時の格納容器内温度（49℃）程度～約120℃程度になると考えられる。評価に使用した文献のG値は、炉心水については60℃、サンプル水については低温状態を踏まえて設定されているため、温度が大きくなった場合においても評価に使用した文献のG値を上回ることはないと考えられる。したがって、評価に使用した文献のG値は重大事故時においても保守的であり適用可能と考える。</p>																	
パラメータ	重大事故時におけるG値への影響及び適用性																	
FP等の不純物	<p>FP等の不純物が増加するとG値は増加するが、その影響はよう素が支配的。 重大事故時は、炉内で溶融した燃料及び容器より落下した溶融炉心の影響で、炉心水及びサンプル水内の不純物は増加すると考えられるが、評価に使用した文献のG値は、保守的に高濃度のよう素を踏まえて設定されているため、不純物が増加した場合においても評価に使用した文献のG値を上回ることはないと考えられる。したがって、評価に使用した文献のG値は重大事故時においても保守的であり適用可能と考える。</p>																	
吸収線量	<p>吸収線量が増加するとG値は低下する。 重大事故時は、炉内で溶融した燃料及び容器より落下した溶融炉心の影響で、炉心水及びサンプル水に対する吸収線量は増加すると考えられる。評価に使用した文献のG値は、低吸収線量を踏まえて設定されているため、吸収線量が増加した場合においても評価に使用したG値を上回ることはないと考えられる。したがって、評価に使用した文献のG値は重大事故時においても保守的であり適用可能と考える。</p>																	
温度	<p>G値は、炉心水については60℃付近が最大となり、サンプル水については低温のほうが大きくなる。 重大事故時は、炉内で溶融した燃料及び容器より落下した溶融炉心の影響で、炉心水及びサンプル水の温度は通常運転時の格納容器内温度（49℃）程度～約120℃程度になると考えられる。評価に使用した文献のG値は、炉心水については60℃、サンプル水については低温状態を踏まえて設定されているため、温度が大きくなった場合においても評価に使用した文献のG値を上回ることはないと考えられる。したがって、評価に使用した文献のG値は重大事故時においても保守的であり適用可能と考える。</p>																	

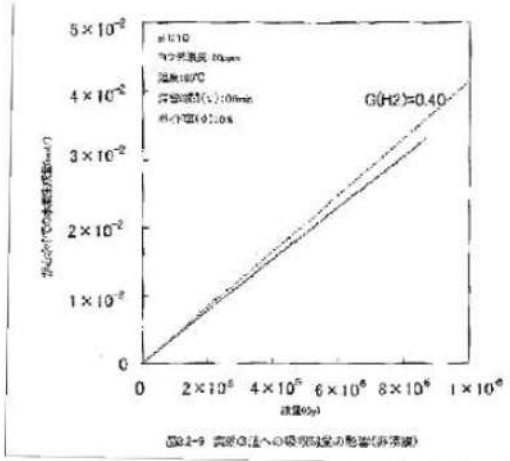
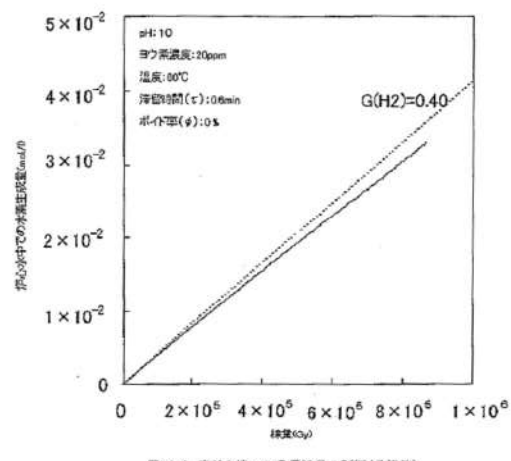
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.5 水の放射線分解等による水素生成について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1) FP等の不純物の影響</p> <p>重大事故においては設計基準事故では考慮していなかった大量のCs等の放出があることから、FP核種等の不純物に対するG値へ影響について示す。</p> <p>公開文献^{*1}内で実施された試験においては、よう素以外の不純物として構造物等に含まれるFe、Niを代表として用いている。</p> <p>ここで、FeにはFe²⁺とFe³⁺が存在し、下記の反応によってOHラジカル(OH・)と反応する。</p> $\text{Fe}^{2+} + \text{OH} \cdot \rightarrow \text{Fe}^{3+} + \text{OH}^- \quad \text{①}$ <p>この反応によってOHラジカルが消費され、下記の水素再結合反応が妨げられる方向に働く。</p> $\text{H}_2 + \text{OH} \cdot \rightarrow \text{H}_2\text{O} + \text{H} \cdot \quad \text{②}$ <p>この結果、H₂濃度が高くなる傾向となることから、Feの量が増加すると実効G値は増加する。そのため、公開文献^{*1}内では不純物の影響として確認の試験を実施している。</p> <p>ただし、①の反応は、よう素イオン(I⁻)の下記反応と競合する。</p> $\text{I}^- + \text{OH} \cdot \rightarrow \text{I} \cdot + \text{OH}^- \quad \text{③}$ <p>I⁻濃度が十分高ければ、①よりも③の反応が支配的となり、①の反応の寄与は無視できることから、不純物による影響は小さいと公開文献^{*1}では結論付けている。</p> <p>一方、よう素以外の不純物でH₂濃度に影響を与える可能性のある元素としては、上述したFeやIの様に</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 水中への溶解度が高い (b) 異なる価数をもったイオンが存在する <p>ものが挙げられる。</p> <p>NUREG-1465に示されている元素グループのうち上記(a)と(b)をともに満たす元素としては、よう素(I)、臭素(Br)以外にはない。ここで、よう素濃度については、炉心内の全よう素がスプレイ水に溶け込んだ^{*2}としても、公開文献^{*1}で実施されているよう素濃度(20ppm)を超えることはない。また臭素については、よう素の炉心内に蓄積された質量に対して1桁程度小さいことから、その不純物濃度への寄与は試験で設定されているよう素濃度に包含されていると考えられる。</p> <p>以上のことから、重大事故時の不純物に対しても、適用可能であると考えられる。</p> <p>*1 「PWRプラントにおけるLOCA時の水の放射線分解による水素生成割合」(MHI-NES-1013、平成11年12月)</p> <p>*2 大飯3号機及び4号機の全よう素量は約25kgであり、スプレイ水の水量は約1600m³(ここでは、簡易的に1m³=1tとする)である。したがって、全よう素がスプレイ水に溶け込んだとしても約16ppmであり20ppmを超えることはない。</p>	<p>1) FP等の不純物の影響</p> <p>重大事故においては設計基準事故では考慮していなかった大量のCs等の放出があることから、FP核種等の不純物に対するG値へ影響について示す。</p> <p>公開文献^{*1}内で実施された試験においては、よう素以外の不純物として構造物等に含まれるFe、Niを代表として用いている。</p> <p>ここで、FeにはFe²⁺とFe³⁺が存在し、下記の反応によってOHラジカル(OH・)と反応する。</p> $\text{Fe}^{2+} + \text{OH} \cdot \rightarrow \text{Fe}^{3+} + \text{OH}^- \quad \text{①}$ <p>この反応によってOHラジカルが消費され、下記の水素再結合反応が妨げられる方向に働く。</p> $\text{H}_2 + \text{OH} \cdot \rightarrow \text{H}_2\text{O} + \text{H} \cdot \quad \text{②}$ <p>この結果、H₂濃度が高くなる傾向となることから、Feの量が増加すると実効G値は増加する。そのため、公開文献^{*1}内では不純物の影響として確認の試験を実施している。</p> <p>ただし、①の反応は、よう素イオン(I⁻)の下記反応と競合する。</p> $\text{I}^- + \text{OH} \cdot \rightarrow \text{I} \cdot + \text{OH}^- \quad \text{③}$ <p>I⁻濃度が十分高ければ、①よりも③の反応が支配的となり、①の反応の寄与は無視できることから、不純物による影響は小さいと公開文献^{*1}では結論付けている。</p> <p>一方、よう素以外の不純物でH₂濃度に影響を与える可能性のある元素としては、上述したFeやIの様に</p> <ul style="list-style-type: none"> (a) 水中への溶解度が高い (b) 異なる価数をもったイオンが存在する <p>ものが挙げられる。</p> <p>NUREG-1465に示されている元素グループのうち上記(a)と(b)をともに満たす元素としては、よう素(I)、臭素(Br)以外にはない。ここで、よう素濃度については、炉心内の全よう素がスプレイ水に溶け込んだ^{*2}としても、公開文献^{*1}で実施されているよう素濃度(20ppm)を超えることはない。また臭素については、よう素の炉心内に蓄積された質量に対して1桁程度小さいことから、その不純物濃度への寄与は試験で設定されているよう素濃度に包含されていると考えられる。</p> <p>以上のことから、重大事故時の不純物に対しても、適用可能であると考えられる。</p> <p>*1 「PWRプラントにおけるLOCA時の水の放射線分解による水素生成割合」(MHI-NES-1013、平成11年12月)</p> <p>*2 泊3号炉の全よう素量は約20kgであり、スプレイ水の水量は約1400m³(ここでは、簡易的に1m³=1tとする)である。したがって、全よう素がスプレイ水に溶け込んだとしても約15ppmであり20ppmを超えることはない</p>	<p>設計の相違</p>

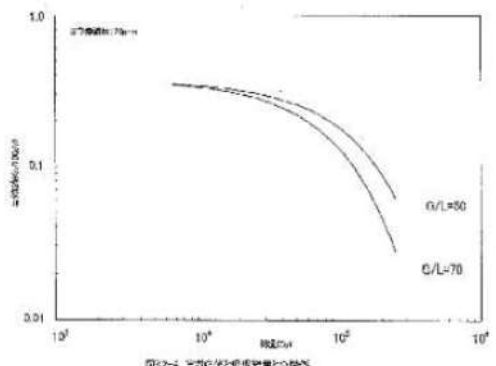
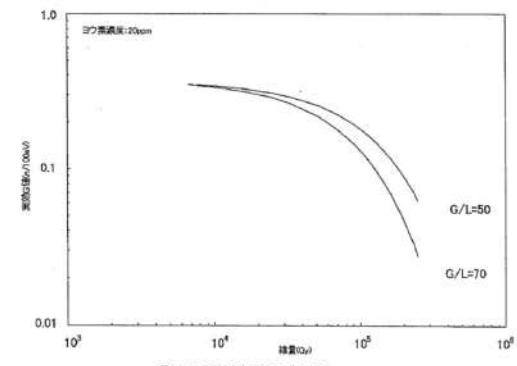
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.5 水の放射線分解等による水素生成について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2) 吸収線量の影響</p> <p>a. 炉心水の実効G値</p> <p>炉心水の水素生成量に対する吸収線量の影響を図8に示す。先に述べた水の流動等の影響により、水素再結合の効果が小さく、吸収線量の増加に伴う実効G値の低下は小さい（実効G値はほぼ一定）。</p> <p>後述する温度の影響で示すように図8の試験条件は、実効G値が最大となる水温60℃のものであり、これに基づき0.4分子/100eVの設定としている。したがって、吸収線量の増加とともに水素生成量は増加するものの、SA環境下の評価で、この実効G値を適用することは可能であると考えられる。</p>  <p>図8 公開文献^{*1}にて水素生成量と吸収線量の関係を示した図（炉心水）</p> <p>^{*1} 「PWR プラントにおける LOCA 時の水の放射線分解による水素生成割合」（MHI-NES-1013、平成11年12月）</p> <p>b. サンプ水の実効G値</p> <p>公開文献^{*1}においては図9に示すとおり吸収線量が増加するほどG値が低下することが確認できる。これは、水素濃度が高くなるにつれて、②で示した水素再結合反応の寄与が大きくなることで水素の生成が抑えられ、吸収エネルギー当たりの水素発生量が小さくなるためである。</p> <p>公開文献では、この試験結果に基づき0.3分子/100eVと設定しているが、SA環境下でさらに吸収線量が増加したとしても、実効G値は低下することから、この値を適用することは可能であると考えられる。したがって、重大事故時に吸収線量が増加したとしても適用可能であると考えられる。</p>	<p>2) 吸収線量の影響</p> <p>a. 炉心水の実効G値</p> <p>炉心水の水素生成量に対する吸収線量の影響を図8に示す。先に述べた水の流動等の影響により、水素再結合の効果が小さく、吸収線量の増加に伴う実効G値の低下は小さい（実効G値はほぼ一定）。</p> <p>後述する温度の影響で示すように図8の試験条件は、実効G値が最大となる水温60℃のものであり、これに基づき0.4分子/100eVの設定としている。したがって、吸収線量の増加とともに水素生成量は増加するものの、SA環境下の評価で、この実効G値を適用することは可能であると考えられる。</p>  <p>図8 公開文献^{*1}にて水素生成量と吸収線量の関係を示した図（炉心水）</p> <p>^{*1} 「PWR プラントにおける LOCA 時の水の放射線分解による水素生成割合」（MHI-NES-1013、平成11年12月）</p> <p>b. サンプ水の実効G値</p> <p>公開文献^{*1}においては図9に示すとおり吸収線量が増加するほどG値が低下することが確認できる。これは、水素濃度が高くなるにつれて、②で示した水素再結合反応の寄与が大きくなることで水素の生成が抑えられ、吸収エネルギー当たりの水素発生量が小さくなるためである。</p> <p>公開文献では、この試験結果に基づき0.3分子/100eVと設定しているが、SA環境下でさらに吸収線量が増加したとしても、実効G値は低下することから、この値を適用することは可能であると考えられる。したがって、重大事故時に吸収線量が増加したとしても適用可能であると考えられる。</p>	

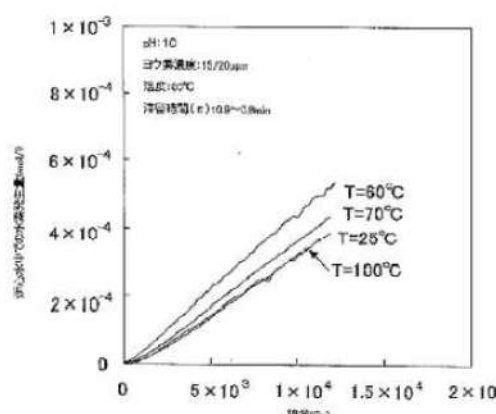
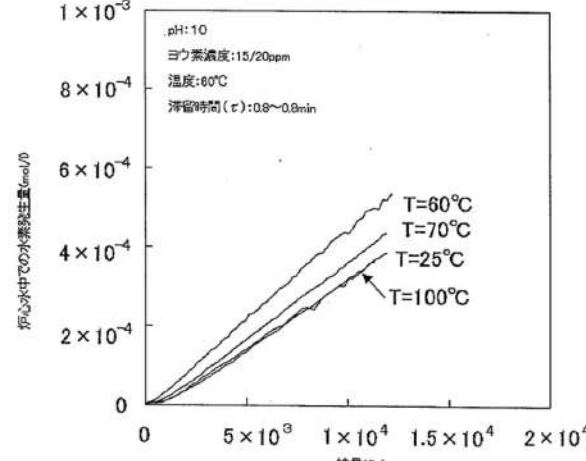
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.5 水の放射線分解等による水素生成について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図9 公開文献^{*1}にて実効G値と吸収線量との関係を示した図（サンプル水）</p> <p>注）図中のG/Lは気液体積比を表す</p> <p>*1 「PWRプラントにおけるLOCA時の水の放射線分解による水素生成割合」（MHI-NES-1013、平成11年12月）</p> <p>3) 温度の影響</p> <p>吸収線量同様に温度については、図10に示すとおり、炉心水では60℃で最大となっており、60℃におけるG値を包含するようなG値が設定されており、重大事故時の炉心水においても適用は可能であると考えられる。</p> <p>一方、サンプル水については、公開文献^{*1}にて「実効G値は温度が高くなるほど小さくなる傾向がある」との記載がある。その理由を以下に示す。</p> <p>水中に生成した水素が気相中に移行する過程において下記の水素再結合反応によって水素生成が妨げられる。</p> $H_2 + OH \cdot \rightarrow H_2O + H \cdot \quad \text{④}$ <p>④の反応には、温度依存性があるが、以下に示す水素生成反応の温度依存性に比べて、活性化エネルギーが高い。</p> $H \cdot + H \cdot \rightarrow H_2 \quad \text{⑤}$ $eaq^- + H \cdot + H_2O \rightarrow H_2 + OH^- \quad \text{⑥}$ $eaq^- + eaq^- + 2H_2O \rightarrow H_2 + 2OH^- \quad \text{⑦}$ <p>注）eaq^-は水和電子を表す。</p>	 <p>図9 公開文献^{*1}にて実効G値と吸収線量との関係を示した図（サンプル水）</p> <p>注）図中のG/Lは気液体積比を表す</p> <p>*1 「PWRプラントにおけるLOCA時の水の放射線分解による水素生成割合」（MHI-NES-1013、平成11年12月）</p> <p>3) 温度の影響</p> <p>吸収線量同様に温度については、図10に示すとおり、炉心水では60℃で最大となっており、60℃におけるG値を包含するようなG値が設定されており、重大事故時の炉心水においても適用は可能であると考えられる。</p> <p>一方、サンプル水については、公開文献にて「実効G値は温度が高くなるほど小さくなる傾向がある」との記載がある。その理由を以下に示す。</p> <p>水中に生成した水素が気相中に移行する過程において下記の水素再結合反応によって水素生成が妨げられる。</p> $H_2 + OH \cdot \rightarrow H_2O + H \cdot \quad \text{④}$ <p>④の反応には、温度依存性があるが、以下に示す水素生成反応の温度依存性に比べて、活性化エネルギーが高い。</p> $H \cdot + H \cdot \rightarrow H_2 \quad \text{⑤}$ $eaq^- + H \cdot + H_2O \rightarrow H_2 + OH^- \quad \text{⑥}$ $eaq^- + eaq^- + 2H_2O \rightarrow H_2 + 2OH^- \quad \text{⑦}$ <p>注）eaq^-は水和電子を表す。</p>	

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.5 水の放射線分解等による水素生成について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>このため、高温になるほど⑤～⑦に比べて、④の反応が起きやすくなる。この結果、高温で水素生成のG値が低くなる。</p> <p>以上のことから、重大事故時のサンプル水においても適用は可能であると考えられる。</p>  <p>図10-5 実効G値への温度の影響</p> <p>注) 滞留時間(τ)は、0.6～0.8minである。</p> <p>図10 公開文献*1にて実効G値と温度との関係を示した図</p> <p>*1 「PWR プラントにおける LOCA 時の水の放射線分解による水素生成割合」 (MHI-NES-1013、平成11年12月)</p> <p>4) 原子炉下部キャビティ水の放射線分解に対する考察</p> <p>炉心水においては照射領域^{*1}（炉心部）と非照射領域^{*2}（炉心部以外）を循環する流動^{*3}があり、サンプル水においては対流^{*4}がなく液相全体で一様に水が照射されている。これらの状況を踏まえ、炉心水及びサンプル水の実効G値を設定している。図11に炉心水及びサンプル水における放射線分解による水素発生の概要を示す。一方、熔融炉心が存在する原子炉下部キャビティ水では、照射の不均一さ及び対流の有無等により炉心水及びサンプル水とも異なる状況下にある。</p> <p>本評価においては、原子炉下部キャビティ水の実効G値をサンプル水と同様（0.3分子/100eV）としているが、液相で生成した水素が気相へ移行する過程（水素生成→再結合による一部消滅→気液界面から気相部への移行）を踏まえ、以下にその妥当性を示す。図12及び図13に原子炉下部キャビティ水における放射線分解による水素発生の概要を示す</p>	<p>このため、高温になるほど⑤～⑦に比べて、④の反応が起きやすくなる。この結果、高温で水素生成のG値が低くなる。</p> <p>以上のことから、重大事故時のサンプル水においても適用は可能であると考えられる。</p>  <p>図32-6 実効G値への温度の影響</p> <p>注) 滞留時間(τ)は、0.6～0.8minである。</p> <p>図10 公開文献*1にて実効G値と温度との関係を示した図</p> <p>*1 「PWR プラントにおける LOCA 時の水の放射線分解による水素生成割合」 (MHI-NES-1013、平成11年12月)</p> <p>4) 原子炉下部キャビティ水の放射線分解に対する考察</p> <p>炉心水においては照射領域^{*3}（炉心部）と非照射領域^{*4}（炉心部以外）を循環する流動^{*5}があり、サンプル水においては対流^{*6}がなく液相全体で一様に水が照射されている。これらの状況を踏まえ、炉心水及びサンプル水の実効G値を設定している。図11に炉心水及びサンプル水における水の放射線分解による水素発生の概要を示す。一方、熔融炉心が存在する原子炉下部キャビティ水では、照射の不均一さ及び対流の有無等により炉心水及びサンプル水とも異なる状況下にある。</p> <p>本評価においては、原子炉下部キャビティ水の実効G値をサンプル水と同様（0.3分子/100eV）としているが、液相で生成した水素が気相へ移行する過程（水素生成→再結合による一部消滅→気液界面から気相部への移行）を踏まえ、以下にその妥当性を示す。図12及び図13に原子炉下部キャビティ水における水の放射線分解による水素発生の概要を示す</p>	

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.5 水の放射線分解等による水素生成について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>a. 照射の不均一さによる影響</p> <p>原子炉下部キャビティ水では、「①水中に溶存した放射性物質から放出される放射線」と「②水中に溶存しない熔融炉心から放出される放射線」により、水素が生成される。</p> <p>①による水素生成では、液相全体で水が照射されていることから一様に水素が生成する。これは、サンプル水と同様である。</p> <p>一方、②による水素生成は、熔融炉心が落下して放射線強度の高い底部に集中する。この場合、底部で生成した水素は気相部に移行するまでに比較的時間を要するため、液相中で再結合により消滅する時間が①よりも長くなる。</p> <p>したがって、②による水素生成は、①のように水素が一様に生成した場合に比べると、再結合により消滅する割合が増加し、サンプル水の実効G値以下となる。</p> <p>b. 対流による影響</p> <p>原子炉下部キャビティ水では、熔融炉心の発熱により対流が生じていると考えられる。</p> <p>水素生成の実効G値に対して対流の影響は、水素が生成される状況により影響が異なる。対流により、下部で生成された水素は気相部へ移行しやすくなるものの、上部で生成された水素は逆に気液界面から遠ざかる。したがって、サンプル水のように、水素が液相全体で生成されるような状態では、水素は元々液相部に一様に存在するため、対流による影響は小さい。一方、水素が液相下部で生成するような状態では、対流により水素が液相部に一様に分布し、気液界面まで移動する時間が短くなるため、再結合の割合は小さくなり、G値はサンプル水に近づくと考えられる。</p> <p>以上より、原子炉下部キャビティ水においても、液相全体で水が照射されて一様に水素が生成し、液相全体が均一な状態であるサンプル水の実効G値を適用できると考える。</p> <p>*1：「照射領域」とは、放射線の照射により水の放射線分解が発生する領域を表し、炉心水及び原子炉下部キャビティ水が照射領域に該当する。</p> <p>*2：「非照射領域」とは、放射線の照射がなく、水の放射線分解が発生しない領域を表す。</p> <p>*3：「流動」とは、照射領域と非照射領域の水の移動を表し、照射領域で生成した水素は水と共に非照射領域に移動することで、水の放射線分解は起きなくなる。</p> <p>*4：「対流」とは、照射領域内での水の移動を表し、水が移動しても照射領域内での水の放射線分解は持続する。</p> <p>・定量的な影響検討</p> <p>上記の検討結果に加えて、原子炉下部キャビティ水における熔融炉心に対する実効G値を仮に0.4分子/100eVとした場合の影響を定量的に確認した結果を以下に示す。</p> <p>原子炉下部キャビティ水における熔融炉心に対する実効G値を仮に0.4分子/100eVとした場合、放射線水分解による水素発生量はドライ水素濃度が最大となる事象発生後約1.7時間で約0.05kg増となる。これは、事故発生後約1.7時間の水素生成量（約831kg）の0.006%程度であり、水素濃</p>	<p>a. 照射の不均一さによる影響</p> <p>原子炉下部キャビティ水では、「①水中に溶存した放射性物質から放出される放射線」と「②水中に溶存しない熔融炉心から放出される放射線」により、水素が生成される。</p> <p>①による水素生成では、液相全体で水が照射されていることから一様に水素が生成する。これは、サンプル水と同様である。</p> <p>一方、②による水素生成は、熔融炉心が落下して放射線強度の高い底部に集中する。この場合、底部で生成した水素は気相部に移行するまでに比較的時間を要するため、液相中で再結合により消滅する時間が①よりも長くなる。</p> <p>したがって、②による水素生成は、①のように水素が一様に生成した場合に比べると、再結合により消滅する割合が増加し、サンプル水の実効G値以下となる。</p> <p>b. 対流による影響</p> <p>原子炉下部キャビティ水では、熔融炉心の発熱により対流が生じていると考えられる。</p> <p>水素生成の実効G値に対して対流の影響は、水素が生成される状況により影響が異なる。対流により、下部で生成された水素は気相部へ移行しやすくなるものの、上部で生成された水素は逆に気液界面から遠ざかる。したがって、サンプル水のように、水素が液相全体で生成されるような状態では、水素は元々液相部に一様に存在するため、対流による影響は小さい。一方、水素が液相下部で生成するような状態では、対流により水素が液相部に一様に分布し、気液界面まで移動する時間が短くなるため、再結合の割合は小さくなり、G値はサンプル水に近づくと考えられる。</p> <p>以上より、原子炉下部キャビティ水においても、液相全体で水が照射されて一様に水素が生成し、液相全体が均一な状態であるサンプル水の実効G値を適用できると考える。</p> <p>*3：「照射領域」とは、放射線の照射により水の放射線分解が発生する領域を表し、炉心水及び原子炉下部キャビティ水が照射領域に該当する。</p> <p>*4：「非照射領域」とは、放射線の照射がなく、水の放射線分解が発生しない領域を表す。</p> <p>*5：「流動」とは、照射領域と非照射領域の水の移動を表し、照射領域で生成した水素は水と共に非照射領域に移動することで、水の放射線分解は起きなくなる。</p> <p>*6：「対流」とは、照射領域内での水の移動を表し、水が移動しても照射領域内での水の放射線分解は持続する。</p> <p>・定量的な影響検討</p> <p>上記の検討結果に加えて、原子炉下部キャビティ水における熔融炉心に対する実効G値を仮に0.4分子/100eVとした場合の影響を定量的に確認した結果を以下に示す。</p> <p>原子炉下部キャビティ水における熔融炉心に対する実効G値を仮に0.4分子/100eVとした場合、水の放射線分解による水素発生量はドライ水素濃度が最大となる事象発生後約2.9時間で約0.1kg増となる。これは、事故発生後約2.9時間の水素生成量（約684kg）の0.02%程度であり、水素濃</p>	<p>評価結果の相違</p>

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.5 水の放射線分解等による水素生成について）

大飯発電所3 / 4号炉

度（ドライ約12.8%）としては0.001%以下の増加であり、影響は微小である。また、事象発生後24時間時点では、放射線水分解による水素発生量は約2.1kg増となり、これは、事故発生後24時間の水素生成量（約895kg）の0.2%程度であり、水素濃度（ドライ約10.3%）としては0.03%以下の増加であり、事故発生後初期と同様に影響は微小である。

表2 実効G値変更に伴う影響

経過時間	水素生成量	水素濃度
1.7時間	0.006%程度増加	0.001%以下増加
24時間	0.2%程度増加	0.03%以下増加

以上のとおり、各条件にて保守性が考慮されていること及び実効G値は吸収線量が増加するに従い低下していくことを考慮すれば、実効G値が大きくなる条件である低吸収線量での実効G値を事故期間にわたって使用することは、保守的である。

図11 炉心水及びサンプル水における放射線水分解による水素発生(イメージ)

泊発電所3号炉

度（ドライ約11.7vol%）としては0.002%以下の増加であり、影響は微小である。また、事象発生後24時間時点では、水の放射線分解による水素発生量は約2.2kg増となり、これは、事故発生後24時間の水素生成量（約732kg）の0.3%程度であり、水素濃度（ドライ約8.5vol%）としては0.04%以下の増加であり、事故発生後初期と同様に影響は微小である。

表2 実効G値変更に伴う影響

経過時間	水素生成量	水素濃度
2.9時間	0.02%程度増加	0.002%以下増加
24時間	0.3%程度増加	0.04%以下増加

以上のとおり、各条件にて保守性が考慮されていること及び実効G値は吸収線量が増加するに従い低下していくことを考慮すれば、実効G値が大きくなる条件である低吸収線量での実効G値を事故期間にわたって使用することは、保守的である。

図11 炉心水及びサンプル水における水の放射線分解による水素発生(イメージ)

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.5 水の放射線分解等による水素生成について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>原子炉下部キャビティ水の放射線分解（均等照射の場合） (1) 均等した放射線物質に着目した場合 水中の放射線物質からの照射により水素はほぼ一様に生成する。</p> <p>原子炉下部キャビティ水の放射線分解（均等照射の場合） (2) 加熱中心中の放射線物質に着目した場合 水素は液相に近いところで生成する。</p> <p>①と比べて気相部への移行に時間を要する</p> <p>水素再結合反応 $H_2 + OH = H + H_2O$</p>	<p>原子炉下部キャビティ水の放射線分解（均等照射の場合） (1) 均等した放射線物質に着目した場合 水中の放射線物質からの照射により水素はほぼ一様に生成する。</p> <p>原子炉下部キャビティ水の放射線分解（均等照射の場合） (2) 加熱中心中の放射線物質に着目した場合 水素は液相に近いところで生成する。</p> <p>①と比べて気相部への移行に時間を要する</p> <p>水素再結合反応 $H_2 + OH = H + H_2O$</p>	
<p>図 12 原子炉下部キャビティ水における放射線分解による水素発生(イメージ) (照射の不均一さによる G 値に及ぼす影響)</p>	<p>図 12 原子炉下部キャビティ水における水の放射線分解による水素発生(イメージ) (照射の不均一さによる G 値に及ぼす影響)</p>	
<p>水素の気相部への移行 (A) 気液界面から気相部への水素の移行 (B) 対流による気液界面への水素の移行 水中で水素生成→(B)→(A)で水素が移行する。</p> <p>対流あり 対流により水素が液相部に一様に分布し、原子炉下部キャビティ水の G 値はサンプル水の G 値に近づく。</p> <p>溶解炉心</p>	<p>水素の気相部への移行 (A) 気液界面から気相部への水素の移行 (B) 対流による気液界面への水素の移行 水中で水素生成→(B)→(A)で水素が移行する。</p> <p>対流あり 対流により水素が液相部に一様に分布し、原子炉下部キャビティ水の G 値はサンプル水の G 値に近づく。</p> <p>溶解炉心</p>	
<p>図 13 原子炉下部キャビティ水における放射線分解による水素発生(イメージ) (対流による G 値に及ぼす影響)</p>	<p>図 13 原子炉下部キャビティ水における水の放射線分解による水素発生(イメージ) (対流による G 値に及ぼす影響)</p>	

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.5 水の放射線分解等による水素生成について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																												
<p>（参考）その他の文献における実効G値</p> <p>勝村による報告⁽¹⁾では、福島第一原子力発電所4号機の水素爆発の原因を探るため、沸騰水及び海水注入下でのG値を実験で測定している。</p> <p>この実験では、沸騰した純水において、G値0.24の水素発生を検出したとしており、今回の有効性評価に使用している実効G値よりも小さい。</p> <p>一方、沸騰した3.5%食塩水（海水相当）においては、G値0.54の水素発生を検出したとしている。しかしながら、放射線分解によるG値は、分解初期（初期G値0.45⁽²⁾）の後の再結合（水素とOHラジカル）により初期G値を理論的に超えないことから、G値0.54の水素発生が検出された原因は、水蒸気凝縮によって測定された水素濃度が高めになったためと考察している。</p> <p>なお、海水相当下でG値が増加した要因としては以下が考えられる。</p> <p>水の放射線分解で生成した水素には、水に戻る反応がある。</p> $H_2 + OH \cdot \rightarrow H_2O + H \cdot \quad \text{①}$ <p>一方、食塩水中にはCl⁻イオンが存在し、Cl⁻イオンはOH[·]と反応する。</p> $Cl^- + OH \cdot \rightarrow Cl \cdot + OH^- \quad \text{②}$ <p>②の反応は、①の反応と競合するため、Cl濃度が高くなると、②の反応が寄与するためにH₂が水に戻る①の反応が起きにくくなる。このため、Clが存在しない場合に比べてH₂濃度が上昇し、実効的な水素のG値が高くなる。</p> <p>有効性評価の水素燃焼の対象シーケンスである、「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗」においては、本設の格納容器スプレイに成功するために海水の注入はなく、海水注入によるG値上昇の影響を受けない。しかしながら、海水によるG値上昇を包含する影響検討として、水素とOHラジカルの再結合を無視した初期G値による保守的な検討を実施した。結果は下表のとおりであり、初期G値を用いた保守的な検討においても水素発生量への影響はわずかであり、水素濃度は判断基準の13%を超えない。</p>	<p>（参考）その他の文献における実効G値</p> <p>勝村による報告⁽¹⁾では、福島第一原子力発電所4号機の水素爆発の原因を探るため、沸騰水及び海水注入下でのG値を実験で測定している。</p> <p>この実験では、沸騰した純水において、G値0.24の水素発生を検出したとしており、今回の有効性評価に使用している実効G値よりも小さい。</p> <p>一方、沸騰した3.5%食塩水（海水相当）においては、G値0.54の水素発生を検出したとしている。しかしながら、水の放射線分解によるG値は、分解初期（初期G値0.45⁽²⁾）の後の再結合（水素とOHラジカル）により初期G値を理論的に超えないことから、G値0.54の水素発生が検出された原因は、水蒸気凝縮によって測定された水素濃度が高めになったためと考察している。</p> <p>なお、海水相当下でG値が増加した要因としては以下が考えられる。</p> <p>水の放射線分解で生成した水素には、水に戻る反応がある。</p> $H_2 + OH \cdot \rightarrow H_2O + H \cdot \quad \text{①}$ <p>一方、食塩水中にはCl⁻イオンが存在し、Cl⁻イオンはOH[·]と反応する。</p> $Cl^- + OH \cdot \rightarrow Cl \cdot + OH^- \quad \text{②}$ <p>②の反応は、①の反応と競合するため、Cl濃度が高くなると、②の反応が寄与するためにH₂が水に戻る①の反応が起きにくくなる。このため、Clが存在しない場合に比べてH₂濃度が上昇し、実効的な水素のG値が高くなる。</p> <p>有効性評価の水素燃焼の対象シーケンスである、「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」においては、本設の格納容器スプレイに成功するために海水の注入はなく、海水注入によるG値上昇の影響を受けない。しかしながら、海水によるG値上昇を包含する影響検討として、水素とOHラジカルの再結合を無視した初期G値による保守的な検討を実施した。結果は下表のとおりであり、初期G値を用いた保守的な検討においても水素発生量への影響はわずかであり、水素濃度は判断基準の13vol%を超えない。</p>	<p>記載表現の相違</p>																																																												
<p>表 「有効性評価」及び影響検討ケースにおける水素発生量（約1.7hr^{※1}時点）</p> <table border="1" data-bbox="264 959 860 1241"> <thead> <tr> <th></th> <th>有効性評価</th> <th>影響検討ケース</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>G値</td> <td>炉心水：0.4 サンプル水：0.3</td> <td>全て0.45⁽²⁾</td> </tr> <tr> <td>Zr-水反応</td> <td>822.1kg</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>放射線水分解合計</td> <td>4.4kg</td> <td>6.2kg</td> </tr> <tr> <td>炉心水</td> <td>1.0kg</td> <td>1.1kg</td> </tr> <tr> <td>サンプル水のうち液相FP</td> <td>3.3kg</td> <td>4.9kg</td> </tr> <tr> <td>サンプル水のうちコリウム</td> <td>0.1kg</td> <td>0.2kg</td> </tr> <tr> <td>その他（金属腐食等）</td> <td>4.2kg</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>合計^{※2}</td> <td>830.7kg</td> <td>832.5 kg</td> </tr> <tr> <td>ドライ水素濃度</td> <td>12.83%^{※3}</td> <td>12.65%^{※4}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：ドライ水素濃度のピーク時間 ※2：PARによる水素処理量を考慮していない値 ※3：PARによる水素処理を考慮した値 ※4：G値変更による増加分についてのみ保守的にPARによる水素処理を考慮しない値</p> <p>(1)：勝村、福島第一原子力発電所第四号機の水素爆発の謎、放射線化学92(2011)9 (2)：G. V. Buxton, C. L. Greenstock, W. P. Helman, A. B. Ross, J. Phys. Chem. Ref. Data 1988, 17, 513</p>		有効性評価	影響検討ケース	G値	炉心水：0.4 サンプル水：0.3	全て0.45 ⁽²⁾	Zr-水反応	822.1kg	同左	放射線水分解合計	4.4kg	6.2kg	炉心水	1.0kg	1.1kg	サンプル水のうち液相FP	3.3kg	4.9kg	サンプル水のうちコリウム	0.1kg	0.2kg	その他（金属腐食等）	4.2kg	同左	合計 ^{※2}	830.7kg	832.5 kg	ドライ水素濃度	12.83% ^{※3}	12.65% ^{※4}	<p>表 「有効性評価」及び影響検討ケースにおける水素発生量（約2.9hr^{※7}時点）</p> <table border="1" data-bbox="1227 983 1762 1232"> <thead> <tr> <th></th> <th>有効性評価</th> <th>影響検討ケース</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>G値</td> <td>炉心水：0.4 サンプル水：0.3</td> <td>全て0.45⁽²⁾</td> </tr> <tr> <td>Zr-水反応</td> <td>670.7kg</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>水の放射線分解合計</td> <td>5.4kg</td> <td>7.8kg</td> </tr> <tr> <td>炉心水</td> <td>0.9kg</td> <td>1.0kg</td> </tr> <tr> <td>サンプル水のうち液相FP</td> <td>4.2kg</td> <td>6.3kg</td> </tr> <tr> <td>サンプル水のうちコリウム</td> <td>0.4kg</td> <td>0.5kg</td> </tr> <tr> <td>その他（金属腐食等）</td> <td>8.0kg</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>合計^{※8}</td> <td>684.1kg</td> <td>686.5 kg</td> </tr> <tr> <td>ドライ水素濃度</td> <td>11.65vol%^{※9}</td> <td>11.69vol%^{※10}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※7：ドライ水素濃度のピーク時間 ※8：原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理量を考慮していない値 ※9：原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理を考慮した値 ※10：G値変更による増加分についてのみ保守的に原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理を考慮しない値</p> <p>(1)：勝村、福島第一原子力発電所第四号機の水素爆発の謎、放射線化学第92号(2011) (2)：G. V. Buxton, C. L. Greenstock, W. P. Helman, A. B. Ross, J. Phys. Chem. Ref. Data 1988, 17, 513</p>		有効性評価	影響検討ケース	G値	炉心水：0.4 サンプル水：0.3	全て0.45 ⁽²⁾	Zr-水反応	670.7kg	同左	水の放射線分解合計	5.4kg	7.8kg	炉心水	0.9kg	1.0kg	サンプル水のうち液相FP	4.2kg	6.3kg	サンプル水のうちコリウム	0.4kg	0.5kg	その他（金属腐食等）	8.0kg	同左	合計 ^{※8}	684.1kg	686.5 kg	ドライ水素濃度	11.65vol% ^{※9}	11.69vol% ^{※10}	
	有効性評価	影響検討ケース																																																												
G値	炉心水：0.4 サンプル水：0.3	全て0.45 ⁽²⁾																																																												
Zr-水反応	822.1kg	同左																																																												
放射線水分解合計	4.4kg	6.2kg																																																												
炉心水	1.0kg	1.1kg																																																												
サンプル水のうち液相FP	3.3kg	4.9kg																																																												
サンプル水のうちコリウム	0.1kg	0.2kg																																																												
その他（金属腐食等）	4.2kg	同左																																																												
合計 ^{※2}	830.7kg	832.5 kg																																																												
ドライ水素濃度	12.83% ^{※3}	12.65% ^{※4}																																																												
	有効性評価	影響検討ケース																																																												
G値	炉心水：0.4 サンプル水：0.3	全て0.45 ⁽²⁾																																																												
Zr-水反応	670.7kg	同左																																																												
水の放射線分解合計	5.4kg	7.8kg																																																												
炉心水	0.9kg	1.0kg																																																												
サンプル水のうち液相FP	4.2kg	6.3kg																																																												
サンプル水のうちコリウム	0.4kg	0.5kg																																																												
その他（金属腐食等）	8.0kg	同左																																																												
合計 ^{※8}	684.1kg	686.5 kg																																																												
ドライ水素濃度	11.65vol% ^{※9}	11.69vol% ^{※10}																																																												










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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.5 水の放射線分解等による水素生成について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. 金属腐食による水素生成について</p> <p>(1) 金属腐食反応</p> <p>金属腐食による水素生成源として、アルミニウム及び亜鉛を考慮しており、それぞれアルカリ性及び酸性の水溶液との反応による水素生成としている。以下に反応式を示す。</p> $\text{Al} + 3\text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{Al(OH)}_3 + 3/2\text{H}_2 \quad \text{㉕}$ $\text{Zn} + 2\text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{Zn(OH)}_2 + \text{H}_2 \quad \text{㉖}$ <p>上記の水素生成については、温度による影響が支配的と考えられる。アルミニウム及び亜鉛の腐食率（量）の温度依存性を図 14 及び図 15 に示す。本評価における温度については、図 16 に示す今回の水素燃焼シナリオでのMAAP解析で得られたものを使用しており、最高温度は約 110℃である。これは、図 14 のアルミニウム腐食率に示される範囲である。また、図 15 に示すとおり、亜鉛の腐食量は温度が高くなっても大きくなることはない。</p> <p>以上より、SA 環境下の評価においても設計基準事故と同じ取り扱いが可能と考えている。</p> <p>(2) 放射線によるヒドラジンの分解</p> <p>格納容器スプレイ時に、よう素除去薬品として添加されるヒドラジンの放射線分解による水素発生を考慮しており、文献*1に記載されている 0.4 分子/100eV を使用している。</p> <p>ヒドラジンの分解による水素生成に係わる反応式を以下に示す。</p> $\text{N}_2\text{H}_4 + \text{H}^* \rightarrow \text{N}_2\text{H}_3 + \text{H}_2 \quad \text{㉗}$ <p>また、ヒドラジンを含む水においては、上記の反応の他、水放射線分解により H₂ 以外に H₂O₂ が生成する。これは、下記の反応によって H* を消費する。</p> $\text{H}_2\text{O}_2 + \text{H}^* \rightarrow \text{H}_2\text{O} + \text{OH} \quad \text{㉘}$ <p>㉗の反応は、㉘と競合するため、水の放射線分解が進むことで相対的に㉗の反応割合は小さくなる。したがって、ヒドラジンの分解による水素生成の実効G値は、水の実効G値に近づくと考えられ、実際に引用した文献でも、0.4 分子/100eV が得られている。</p> <p>*1 「DECOMPOSITION RADIOCHIMIQUE DE L'HYDRAZINE EN SOLUTION AQUEUSE」, Lefort, M. and Haissinsky, M., J. Chimie Physique, Vol.53, 1956</p> <p>4. まとめ</p> <p>有効性評価における放射線水分解等による水素生成の条件（表3参照）について、SA 環境下での適用性を考察した。主要な影響因子を考慮しても、設計基準事故と同様の取り扱いが可能であると考えられる。</p>	<p>3. 金属腐食及びヒドラジン分解による水素生成について</p> <p>(1) 金属腐食反応</p> <p>金属腐食による水素生成源として、アルミニウム及び亜鉛を考慮しており、それぞれアルカリ性及び酸性の水溶液との反応による水素生成としている。以下に反応式を示す。</p> $\text{Al} + 3\text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{Al(OH)}_3 + 3/2\text{H}_2 \quad \text{㉕}$ $\text{Zn} + 2\text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{Zn(OH)}_2 + \text{H}_2 \quad \text{㉖}$ <p>上記の水素生成については、温度による影響が支配的と考えられる。アルミニウム及び亜鉛の腐食率（量）の温度依存性を図 14 及び図 15 に示す。本評価における温度については、図 16 に示す今回の水素燃焼シナリオでのMAAP解析で得られたものを使用しており、最高温度は約 113℃である。これは、図 14 のアルミニウム腐食率に示される範囲である。また、図 15 に示すとおり、亜鉛の腐食量は温度が高くなっても大きくなることはない。</p> <p>以上より、SA 環境下の評価においても設計基準事故と同じ取り扱いが可能と考えている。</p> <p>(2) 放射線によるヒドラジンの分解</p> <p>泊3号炉では、格納容器スプレイ時によるよう素除去薬品として添加されるヒドラジンの放射線分解による水素発生を考慮しており、文献*1に記載されている 0.4 分子/100eV を使用している。</p> <p>ヒドラジンの分解による水素生成に係わる反応式を以下に示す。</p> $\text{N}_2\text{H}_4 + \text{H}\cdot \rightarrow \text{N}_2\text{H}_3 + \text{H}_2 \quad \text{㉗}$ <p>また、ヒドラジンを含む水においては、上記の反応の他、水の放射線分解により H₂ 以外に H₂O₂ が生成する。これは、下記の反応によって H・ を消費する。</p> $\text{H}_2\text{O}_2 + \text{H}\cdot \rightarrow \text{H}_2\text{O} + \text{OH} \quad \text{㉘}$ <p>㉗の反応は、㉘と競合するため、水の放射線分解が進むことで相対的に㉗の反応割合は小さくなる。したがって、ヒドラジンの分解による水素生成の実効G値は、水の実効G値に近づくと考えられ、実際に引用した文献でも、0.4 分子/100eV が得られている。</p> <p>ヒドラジンの分解については、設計基準事故と同様、添加されたヒドラジンが全量分解しており、設計基準事故の想定と相違はないことから、SA 環境下の評価においても設計基準事故と同じ取り扱いが可能と考えている。</p> <p>*「DECOMPOSITION RADIOCHIMIQUE DE L' HYDRAZINE EN SOLUTION AQUEUSE」, Lefort, M. and Haissinsky, M., J. Chimie Physique, Vol. 53, 1956</p> <p>4. まとめ</p> <p>有効性評価における水の放射線分解等による水素生成の条件（表3参照）について、SA 環境下での適用性を考察した。主要な影響因子を考慮しても、設計基準事故と同様の取り扱いが可能であると考慮される。</p>	<p>解析結果の相違</p> <p>記載方針の相違</p>

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.5 水の放射線分解等による水素生成について）

大飯発電所3 / 4号炉			泊発電所3号炉			相違理由
表3 主要評価条件			表3 主要評価条件			
対象シーケンス		大LOCA+ECCS注入失敗	対象シーケンス		大LOCA+ECCS注入失敗	
放射線による水の分解	実効G値	炉心水 : 0.4 サンプル水 : 0.3	放射線による水の分解	実効G値	炉心水 : 0.4 サンプル水 : 0.3	
	線源強度	MAAP解析によって得られた放射性物質質量から算定（図-6、7参照） 24時間時点での積算線源強度 RV内 : 約 6.0×10^{24} MeV 原子炉下部キャビティ(ノード1) : 約 5.0×10^{24} MeV 下部区画(ノード2) : 約 1.5×10^{23} MeV 上部区画(ノード3) : 約 3.3×10^{21} MeV 格納容器外周部(ノード4) : 約 2.2×10^{24} MeV		放射線による水の分解	線源強度	MAAP解析によって得られた放射性物質質量から算定（図6、7参照） 24時間時点での積算線源強度 RV内 : 約 1.2×10^{24} MeV 原子炉下部キャビティ(ノード1) : 約 6.9×10^{24} MeV 下部区画(ノード2) : 約 1.4×10^{18} MeV 上部区画(ノード3) : 約 1.8×10^{20} MeV 格納容器外周部(ノード4) : 約 2.6×10^{20} MeV 圧力ヘッダ室区画(ノード5) : 約 1.8×10^{24} MeV
金属腐食	金属量及び表面積	アルミニウム 重量  kg 表面積  m ² 亜鉛 重量  kg 表面積  m ²	金属腐食		金属量及び表面積	アルミニウム 重量  kg 表面積  m ² 亜鉛 重量  kg 表面積  m ²
		腐食率		図14及び図15参照		(注1)
	温度	図16参照	(注2)			
	放射線によるヒドラジンの分解	実効G値 : 0.4 ヒドラジン重量  kg	設計値	放射線によるヒドラジン分解	実効G値 : 0.4 ヒドラジン重量 : 700kg	設計値に余裕を考慮した値

(注1) 亜鉛の腐食量については、pH4.5の腐食量を使用。

(注2) 原子炉格納容器内のうち、最も高温となり金属腐食による水素生成評価が厳しくなる原子炉下部キャビティ液相部における温度を使用。

(注1) 亜鉛の腐食量については、pH4.5の腐食量を使用。

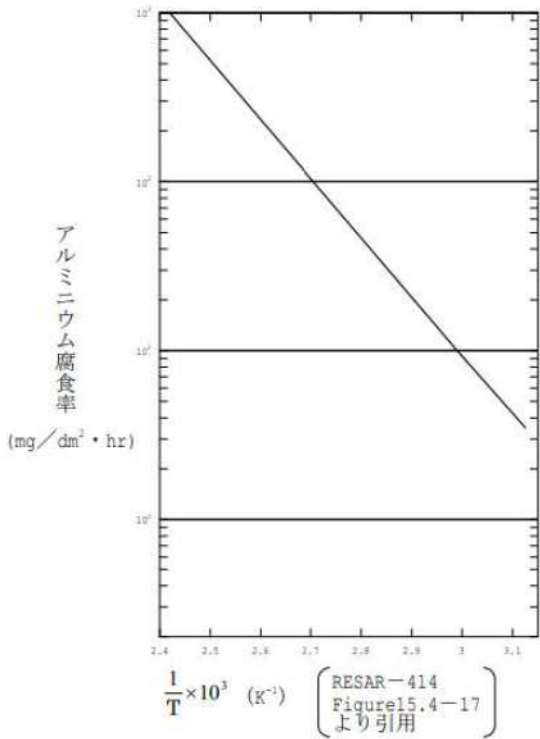
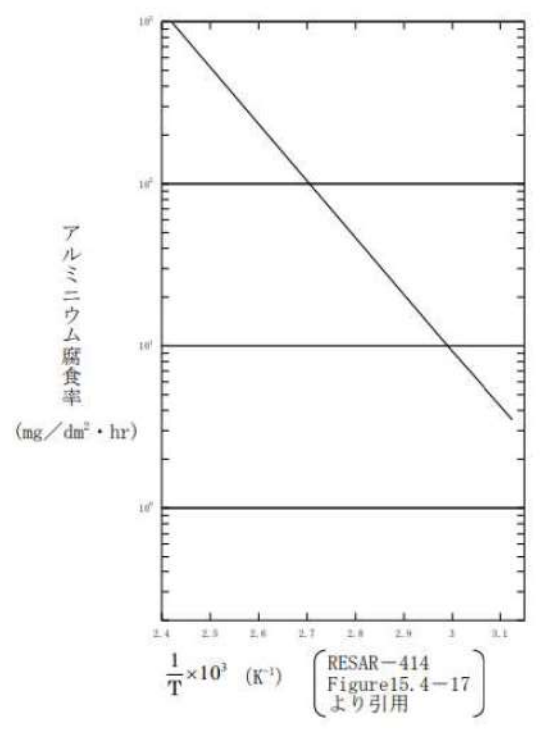
(注2) 原子炉格納容器内のうち、最も高温となり金属腐食による水素生成評価が厳しくなる原子炉下部キャビティ液相部における温度を使用。

 枠囲いの内容は、機密に属しますので公開できません。

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

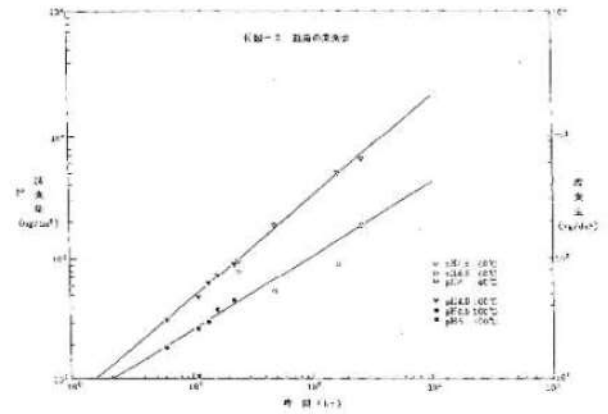
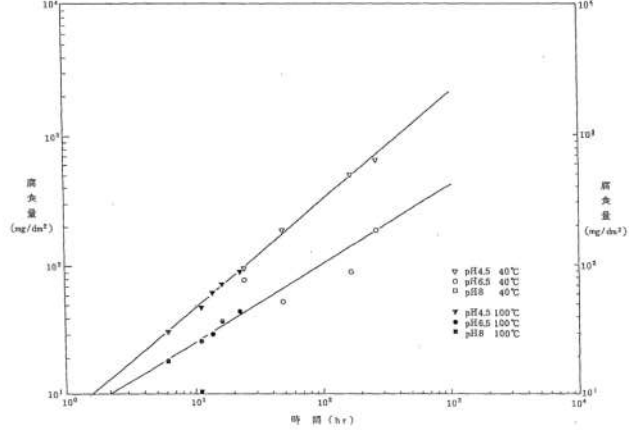
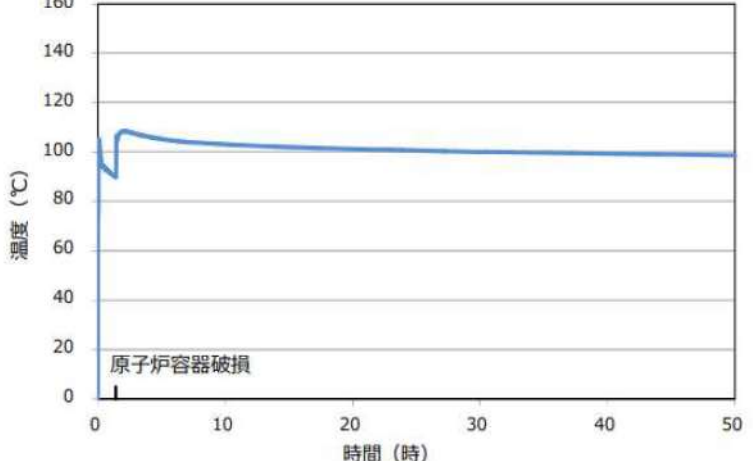
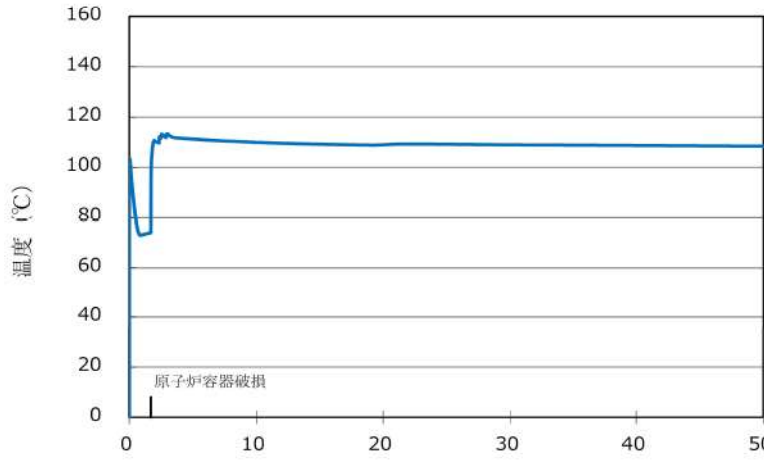
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.5 水の放射線分解等による水素生成について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図14 アルミニウム腐食率</p>	 <p>図14 アルミニウム腐食率</p>	

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.5 水の放射線分解等による水素生成について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図15 亜鉛腐食量</p>	 <p>図15 亜鉛腐食量</p>	
 <p>図16 原子炉下部キャビティ水温の時間変化（大LOCA+ECCS注入失敗）</p>	 <p>図16 原子炉下部キャビティ水温の時間変化（大LOCA+ECCS注入失敗）</p>	

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.6 原子炉格納容器内水素処理装置の性能評価式のGOTHICへの適用について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.7</p> <p style="text-align: center;">PARの性能評価式のGOTHICコードへの適用について</p> <p>(1) はじめに 今回設置したPARの有効性を確認するため、GOTHICコードを用いて、炉心損傷直後に発生する水素及び水の放射線分解等によって長期にわたって発生する水素を考慮し、原子炉格納容器全体及び原子炉格納容器内の水素濃度評価を行っている。 GOTHICコードについては、(2)のとおり原子炉格納容器内の混合挙動解析によって検証されており、PARによる区画内の水素の処理についても適切にモデル化することで、水素再結合時の発熱による影響も含めて、GOTHICコードで扱うことができる。 また、PARを設置したTHAI試験体系をGOTHICコードで解析した結果について(5)のとおり考察した。</p> <p>(2) GOTHICコードの概要 GOTHICコードは、事故時の原子炉格納容器内における熱流動、物質輸送、熱伝達の他、各種の物理現象及び機器の作動の模擬が可能な数値計算コードである。 GOTHICコードでは、原子炉格納容器内の破断区画に放出される1次冷却材及び水素の流動と、各区画間及びドーム部内での水素の拡散及び混合挙動は、流体挙動を模擬するための質量、エネルギー及び運動量の保存式に加え、各種の構成式・相関式、非凝縮性ガスの輸送モデルが支配要素となる。これら関連するモデルの総合的な実機プラント解析への適用性について、NUPECのM-7-1試験を用いて検証されている。同試験では、重要事故シーケンスとして選択されるLOCA時のECCS注入失敗/格納容器スプレイ成功に相当する模擬をしており、GOTHICコードは原子炉格納容器圧力の時間変化、雰囲気温度及びヘリウム（実験では水素を模擬するためにヘリウムを使用）濃度の時間・空間変化を良好に再現している。これにより、GOTHICコードは水素を含む流体の原子炉格納容器内の混合挙動を適切に模擬できるものと判断できる。</p> <p>(3) PARのGOTHICコード上の扱いについて 上記のとおり原子炉格納容器内の混合挙動についてはGOTHICコードでは既に検証されていることから、PARをGOTHICコードで模擬するためには、PARを設置している区画における化学反応（水素再結合）に伴う気体組成及び質量・エネルギーの変化を適切に模擬する必要がある。 GOTHICコードには水素再結合モデルが組み込まれており、PARの性能評価式をこの水素再結合モデルに外部関数として与えて解析を行うことができる。 PARの入口・出口はGOTHICコード内の1つの区画内に設定されており、PARを配置している区画の水素体積比及び圧力を用いて、性能評価式から水素処理量を求め、PARによる水素処理の結果として、当該区画には水素、酸素、水（水蒸気）の質量の変化が与えられる。ま</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.4.6</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器内水素処理装置の性能評価式のGOTHICへの適用について</p> <p>(1) はじめに 今回設置した原子炉格納容器内水素処理装置（以下、「PAR」という。）の有効性を確認するため、GOTHICを用いて、炉心損傷直後に発生する水素及び水の放射線分解等によって長期にわたって発生する水素を考慮し、原子炉格納容器全体及び原子炉格納容器内の水素濃度評価を行っている。 GOTHICについては、(2)のとおり原子炉格納容器内の混合挙動解析によって検証されており、PARによる区画内の水素の処理についても適切にモデル化することで、水素再結合時の発熱による影響も含めて、GOTHICで扱うことができる。 また、PARを設置したTHAI試験体系をGOTHICで解析した結果について(5)のとおり考察した。</p> <p>(2) GOTHICの概要 GOTHICは、事故時の原子炉格納容器内における熱流動、物質輸送、熱伝達の他、各種の物理現象及び機器の作動の模擬が可能な数値計算コードである。 GOTHICでは、原子炉格納容器内の破断区画に放出される1次冷却材及び水素の流動と、各区画間及びドーム部内での水素の拡散及び混合挙動は、流体挙動を模擬するための質量、エネルギー及び運動量の保存式に加え、各種の構成式・相関式、非凝縮性ガスの輸送モデルが支配要素となる。これら関連するモデルの総合的な実機プラント解析への適用性について、NUPECのM-7-1試験を用いて検証されている。同試験では、重大事故等シーケンスとして選択されるLOCA時のECCS注入失敗/格納容器スプレイ成功に相当する模擬をしており、GOTHICは原子炉格納容器圧力の時間変化、雰囲気温度及びヘリウム（実験では水素を模擬するためにヘリウムを使用）濃度の時間・空間変化を良好に再現している。これにより、GOTHICは水素を含む流体の原子炉格納容器内の混合挙動を適切に模擬できるものと判断できる。</p> <p>(3) PARのGOTHIC上の扱いについて 上記のとおり原子炉格納容器内の混合挙動については、GOTHICでは既に検証されていることから、PARをGOTHICで模擬するためには、PARを設置している区画における化学反応（水素再結合）に伴う気体組成及び質量・エネルギーの変化を適切に模擬する必要がある。 GOTHICには水素再結合モデルが組み込まれており、PARの性能評価式をこの水素再結合モデルに外部関数として与えて解析を行うことができる。 PARの入口・出口はGOTHIC内の1つの区画内に設定されており、PARを配置している区画の水素体積比及び圧力を用いて、性能評価式から水素処理量を求め、PARによる水素処理の結果として、当該区画には水素、酸素、水（水蒸気）の質量の変化が与えられる。また、水素処理速度（kg/h）</p>	

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.6 原子炉格納容器内水素処理装置の性能評価式のGOTHICへの適用について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																		
<p>た、水素処理速度(kg/h)に対応した発熱量を当該区画の気相のエネルギーに加算することで、気相の密度差に応じた流動が生じ、原子炉格納容器内に混合挙動をもたらしている。</p>	<p>に対応した発熱量を当該区画の気相のエネルギーに加算することで、気相の密度差に応じた流動が生じ、原子炉格納容器内に混合挙動をもたらしている。</p>																																																																			
<p>(4) GOTHICコードにおけるPAR性能評価式の適用性</p>	<p>(4) GOTHICにおけるPAR性能評価式の適用性</p>																																																																			
<p>PARの性能確認を行った試験条件は、以下のとおり実機でのPARの環境条件を包絡しており、また、スケーリング効果についても以下のとおり影響がないことから、実機のPAR解析を実施する際には、GOTHICコードにこの性能評価式を組み込むことで、PARによる水素処理の性能を模擬することができる。</p>	<p>PARの性能確認を行った試験条件は、以下のとおり実機でのPARの境界条件を包絡しており、また、スケーリング効果についても以下のとおり影響がないことから、実機のPAR解析を実施する際には、GOTHICにこの性能評価式を組み込むことでPARによる水素処理の性能を模擬することができる。</p>																																																																			
<p>a. 実機条件と試験条件</p>	<p>a. 実機条件と試験条件</p>																																																																			
<p>実機条件と試験条件を下表のとおり比較した。下表のとおり格納容器圧力、格納容器内温度等の条件については実機条件と試験条件は同等である。</p>	<p>実機条件と試験条件を下表のとおり比較した。下表のとおり原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度等の条件については実機条件と試験条件は同等である。</p>																																																																			
<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>THAI試験条件</th> <th>実機条件（大飯3,4号炉）</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>容器体積</td> <td>60m³（試験容器）</td> <td>72,900m³（格納容器体積）</td> <td>実機の方が大きく、PARの排気によるPAR入口近傍の濃度分布への影響は小さい。</td> </tr> <tr> <td>PAR設置位置</td> <td>内側シリンダ側部（外側シリンダとの間隔は約 [] mm）</td> <td>格納容器内のPARの吸気と排気のスペースが確保できる位置に設置</td> <td>実機においてPARの吸気と排気は阻害されない設置位置。</td> </tr> <tr> <td>格納容器圧力</td> <td>[] MPa</td> <td>大気圧～0.36MPa</td> <td rowspan="4">実機の条件は、概ねPAR性能式の検証範囲内。</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>[] C</td> <td>室温～172C</td> </tr> <tr> <td>水蒸気体積比</td> <td>[] vol%</td> <td>約4.6～59.2vol%</td> </tr> <tr> <td>水素濃度</td> <td>約 [] vol%未満</td> <td>格納容器全体として平均13vol%未満</td> </tr> <tr> <td>格納容器内における流動</td> <td>水素供給時の上昇流のみ</td> <td>蒸気流、スプレー等</td> <td>流動としては、実機条件の方が混合が促進される方向</td> </tr> <tr> <td>PAR出口近傍の流量</td> <td>約1.0m/s（測定値）</td> <td>蒸気流を含めて左記と同等の流量（ノード間流量から推定）</td> <td>ほぼ同等</td> </tr> </tbody> </table>		THAI試験条件	実機条件（大飯3,4号炉）	備考	容器体積	60m ³ （試験容器）	72,900m ³ （格納容器体積）	実機の方が大きく、PARの排気によるPAR入口近傍の濃度分布への影響は小さい。	PAR設置位置	内側シリンダ側部（外側シリンダとの間隔は約 [] mm）	格納容器内のPARの吸気と排気のスペースが確保できる位置に設置	実機においてPARの吸気と排気は阻害されない設置位置。	格納容器圧力	[] MPa	大気圧～0.36MPa	実機の条件は、概ねPAR性能式の検証範囲内。	格納容器内温度	[] C	室温～172C	水蒸気体積比	[] vol%	約4.6～59.2vol%	水素濃度	約 [] vol%未満	格納容器全体として平均13vol%未満	格納容器内における流動	水素供給時の上昇流のみ	蒸気流、スプレー等	流動としては、実機条件の方が混合が促進される方向	PAR出口近傍の流量	約1.0m/s（測定値）	蒸気流を含めて左記と同等の流量（ノード間流量から推定）	ほぼ同等	<table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>試験条件</th> <th>実機条件</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>容器体積</td> <td>[] m³（試験容器）</td> <td>65,500m³（原子炉格納容器体積）</td> <td>実機の方が大きく、PARの排気によるPAR入口近傍の濃度分布への影響は小さい。</td> </tr> <tr> <td>PAR設置位置</td> <td>内側シリンダ側部（外側シリンダとの間隔は約 [] mm）</td> <td>原子炉格納容器内のPARの吸気と排気のスペースが確保できる位置に設置</td> <td>実機においてPARの吸気と排気は阻害されない設置位置。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器圧力</td> <td>[] MPa</td> <td>約0.10～0.34MPa</td> <td rowspan="4">実機の条件は、概ねPAR性能式の検証範囲内</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内温度</td> <td>[] C</td> <td>約36～171C</td> </tr> <tr> <td>水蒸気体積比</td> <td>[] %</td> <td>0.0～86.1vol%</td> </tr> <tr> <td>水素濃度</td> <td>[] vol%</td> <td>原子炉格納容器全体として平均13vol%未満</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内における流動</td> <td>水素供給時の上昇流のみ</td> <td>蒸気流、スプレー等</td> <td>流動としては、実機条件の方が混合が促進される方向</td> </tr> <tr> <td>PAR出口近傍の流量</td> <td>約 [] m/s（測定値）</td> <td>蒸気流を含めて左記と同等の流量（ノード間流量から推定）</td> <td>ほぼ同等</td> </tr> </tbody> </table>		試験条件	実機条件	備考	容器体積	[] m ³ （試験容器）	65,500m ³ （原子炉格納容器体積）	実機の方が大きく、PARの排気によるPAR入口近傍の濃度分布への影響は小さい。	PAR設置位置	内側シリンダ側部（外側シリンダとの間隔は約 [] mm）	原子炉格納容器内のPARの吸気と排気のスペースが確保できる位置に設置	実機においてPARの吸気と排気は阻害されない設置位置。	原子炉格納容器圧力	[] MPa	約0.10～0.34MPa	実機の条件は、概ねPAR性能式の検証範囲内	原子炉格納容器内温度	[] C	約36～171C	水蒸気体積比	[] %	0.0～86.1vol%	水素濃度	[] vol%	原子炉格納容器全体として平均13vol%未満	原子炉格納容器内における流動	水素供給時の上昇流のみ	蒸気流、スプレー等	流動としては、実機条件の方が混合が促進される方向	PAR出口近傍の流量	約 [] m/s（測定値）	蒸気流を含めて左記と同等の流量（ノード間流量から推定）	ほぼ同等	
	THAI試験条件	実機条件（大飯3,4号炉）	備考																																																																	
容器体積	60m ³ （試験容器）	72,900m ³ （格納容器体積）	実機の方が大きく、PARの排気によるPAR入口近傍の濃度分布への影響は小さい。																																																																	
PAR設置位置	内側シリンダ側部（外側シリンダとの間隔は約 [] mm）	格納容器内のPARの吸気と排気のスペースが確保できる位置に設置	実機においてPARの吸気と排気は阻害されない設置位置。																																																																	
格納容器圧力	[] MPa	大気圧～0.36MPa	実機の条件は、概ねPAR性能式の検証範囲内。																																																																	
格納容器内温度	[] C	室温～172C																																																																		
水蒸気体積比	[] vol%	約4.6～59.2vol%																																																																		
水素濃度	約 [] vol%未満	格納容器全体として平均13vol%未満																																																																		
格納容器内における流動	水素供給時の上昇流のみ	蒸気流、スプレー等	流動としては、実機条件の方が混合が促進される方向																																																																	
PAR出口近傍の流量	約1.0m/s（測定値）	蒸気流を含めて左記と同等の流量（ノード間流量から推定）	ほぼ同等																																																																	
	試験条件	実機条件	備考																																																																	
容器体積	[] m ³ （試験容器）	65,500m ³ （原子炉格納容器体積）	実機の方が大きく、PARの排気によるPAR入口近傍の濃度分布への影響は小さい。																																																																	
PAR設置位置	内側シリンダ側部（外側シリンダとの間隔は約 [] mm）	原子炉格納容器内のPARの吸気と排気のスペースが確保できる位置に設置	実機においてPARの吸気と排気は阻害されない設置位置。																																																																	
原子炉格納容器圧力	[] MPa	約0.10～0.34MPa	実機の条件は、概ねPAR性能式の検証範囲内																																																																	
原子炉格納容器内温度	[] C	約36～171C																																																																		
水蒸気体積比	[] %	0.0～86.1vol%																																																																		
水素濃度	[] vol%	原子炉格納容器全体として平均13vol%未満																																																																		
原子炉格納容器内における流動	水素供給時の上昇流のみ	蒸気流、スプレー等	流動としては、実機条件の方が混合が促進される方向																																																																	
PAR出口近傍の流量	約 [] m/s（測定値）	蒸気流を含めて左記と同等の流量（ノード間流量から推定）	ほぼ同等																																																																	
<p>[] 枠囲みの内容は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>	<p>[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>																																																																			

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.6 原子炉格納容器内水素処理装置の性能評価式のGOTHICへの適用について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. PAR単体によるスケーリング効果</p> <p>PARは同一規格の触媒プレート（幅290mm、高さ140mmの両側に触媒が付いている薄板）を複数枚同じ間隔（10mm）で並べ、下方から水素を含むガスが通り抜ける時の触媒反応で水素を処理するものである。ここで、THAI試験のPARも大飯3 / 4号炉に設置したPARも同じ規格の触媒プレートであり、設置する触媒プレート間隔も同じである。したがって、触媒プレート間で形成される流路断面形状が同じとなるため、水素濃度が同じであれば触媒の発熱によって触媒プレート間に生じる上昇流の速度も同じとなるため、PARの触媒反応を律する拡散現象も同等と考えられ、いずれのPARも触媒との相互作用は同じとなる。</p> <p>c. THAI試験体系と実機体系の違いによる影響</p> <p>(a) THAI試験において見られた水素滞留現象の実機プラントにおける発生可能性</p> <p>図1にTHAI試験HR-3における容器内各所の水素濃度分布変化を示す。水素の濃度分布（主に容器内シリンダ下部における滞留）は、水素放出及びPARによる上昇流と下降流が拮抗してしまうことにより発生すると考えられる。THAI試験装置のように系のサイズが小さく空間分割が少ない空間においては、各部の断面積及び水力等価径が小さいことから気相部の流動に対する自由度が低い。そのような系であるシリンダに対しては、上部の圧力が高いことから垂直方向上向き的一次元的な流れが阻害されていると推測される。</p> <p>しかし、実機プラントにおいては、事故時において下部区画に放出された水素は各ループ室間或いは外周部の周回流などの平面方向における区画間の流れに加え、SG区画とドーム部、外周部とドーム部の上昇・下降流により格納容器内の巨視的な流れにより拡散していくことから気相部の流動に対する自由度が高いといえる。また、PWRの格納容器は区画間の循環を生じさせる思想に基づいた配置設計がなされており、特にドームと下部区画の垂直方向の接続には多様性が存在するため、水素の滞留が生じるような流況は見られにくい。したがって、実機プラントはTHAI試験と比較すると、上記のように空間的な特性が異なることから、試験と同様な水素の滞留が発生することは考えにくい。</p> <p>(b) PAR排気によるPAR入口における水素濃度への影響</p> <p>濃度分布の観点では、試験体系が小さい場合はPAR出口からの排気がPAR入口近傍における局所的な濃度分布をもたらす、PAR入口における水素濃度の測定値と、実際にPARに流入する水素濃度との間に差異が生じることが考えられる。しかしながら、THAI試験は60m³の試験容器を用いており、試験に用いたPARの発熱によるガス流量は約0.07m³/s（試験における実測値と設備形状に基づく）であり、1秒間あたりのガス処理量は試験容器全体の約1/1000（体積比）であるため、PAR出口からの排気がPAR入口近傍における局所的な濃度分布に影響を与えることは考えにくい。</p> <p>また、実機の格納容器においては、THAI試験より大きい体系であり、PAR出口からの排気の影響がより小さいと考えられるため、PAR入口近傍における局所的な濃度分布が生じる可能性は更に小さい。</p>	<p>b. PAR単体によるスケーリング効果</p> <p>PARは同一規格の触媒プレート（幅290mm、高さ140mmの両側に触媒が付いている薄板）を複数枚同じ間隔（10mm）で並べ、下方から水素を含むガスが通り抜ける時の触媒反応で水素を処理するものである。ここで、THAI試験のPARも泊3号炉に設置したPARも同じ規格の触媒プレートであり、設置する触媒プレート間隔も同じである。したがって、触媒プレート間で形成される流路断面形状が同じとなるため、水素濃度が同じであれば触媒の発熱によって触媒プレート間に生じる上昇流の速度も同じとなるため、PARの触媒反応を律する拡散現象も同等と考えられ、いずれのPARも触媒との相互作用は同じとなる。</p> <p>c. THAI試験体系と実機体系の違いによる影響</p> <p>(a) THAI試験において見られた水素滞留現象の実機プラントにおける発生可能性</p> <p>図1にTHAI試験HR-3における容器内各所の水素濃度分布変化を示す。水素の濃度分布（主に容器内シリンダ下部における滞留）は、水素放出及びPARによる上昇流と下降流が拮抗してしまうことにより発生すると考えられる。THAI試験装置のように系のサイズが小さく空間分割が少ない空間においては、各部の断面積及び水力等価径が小さいことから気相部の流動に対する自由度が低い。そのような系であるシリンダに対しては、上部の圧力が高いことから垂直方向上向き的一次元的な流れが阻害されていると推測される。</p> <p>しかし、実機プラントにおいては、事故時において下部区画に放出された水素は各ループ室間或いは外周部の周回流などの平面方向における区画間の流れに加え、SG区画とドーム部、外周部とドーム部の上昇・下降流により格納容器内の巨視的な流れにより拡散していくことから気相部の流動に対する自由度が高いといえる。また、PWRの原子炉格納容器は区画間の循環を生じさせる思想に基づいた配置設計がなされており、特にドームと下部区画の垂直方向の接続には多様性が存在するため、水素の滞留が生じるような流況は見られにくい。したがって、実機プラントはTHAI試験と比較すると、上記のように空間的な特性が異なることから、試験と同様な水素の滞留が発生することは考えにくい。</p> <p>(b) PAR排気によるPAR入口における水素濃度への影響</p> <p>濃度分布の観点では、試験体系が小さい場合はPAR出口からの排気がPAR入口近傍における局所的な濃度分布をもたらす、PAR入口における水素濃度の測定値と、実際にPARに流入する水素濃度との間に差異が生じることが考えられる。しかしながら、THAI試験は□³の試験容器を用いており、試験に用いたPARの発熱によるガス流量は約□³/s（試験における実測値と設備形状に基づく）であり、1秒間あたりのガス処理量は試験容器全体の約1/1000（体積比）であるため、PAR出口からの排気がPAR入口近傍における局所的な濃度分布に影響を与えることは考えにくい。</p> <p>また、実機の原子炉格納容器においては、THAI試験より大きい体系であり、PAR出口からの排気の影響がより小さいと考えられるため、PAR入口近傍における局所的な濃度分布が生じる可能性は更に小さい。</p> <p>□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.6 原子炉格納容器内水素処理装置の性能評価式のGOTHICへの適用について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>以上より、THAI試験体系においても実機体系においても、容器全体において濃度成層化は生じず、格納容器全体として混合しており、また、PAR入口近傍における局所においても濃度分布は生じていない。</p> <p>d. PAR内を上昇する流量の影響</p> <p>PAR内を上昇する流量が大きい方がPAR内部の水素濃度が高く、処理速度が高いことになる。一方、PAR内の流量が大きいと、触媒表面の除熱が促進され、触媒温度の低下に伴う処理効率低下が考えられる。図2に示すとおり、PAR触媒表面温度は、水素濃度4vol%時において約600℃まで上昇しているが、この場合にPAR出口で生じる上昇流は高々1m/s程度（試験実測値）である。一方、触媒温度を有意に低下させるようなPAR内を通過する強制対流は单相を仮定すると計算上では数十m/s程度である。大飯3号炉及び4号炉に設置するPARは、処理蒸気が上部側面から放出される設計であり、格納容器内の対流によりPAR内が強制対流となるような状況は起こりえず、触媒温度の低下に伴い水素処理効率が低下することはない。</p> <p>また、水素燃焼によりPAR及び周辺の流体状況に変化が及んだ場合も、水素処理性能に不可逆的な変化が生じていることは図3からは特段認められない。</p> <p>e. 水素濃度分布によるGOTHICコードによる評価への影響</p> <p>GOTHICコードで用いられているPARの性能評価式はPAR入口における水素体積比ではなく、PARを配置している区画の水素体積比を処理量計算の入力としているため、PAR入口近傍において水素濃度分布が生じるような体系であれば、実際の水素処理量と評価値の間に差異が生じる（PAR排気を再び吸い込むため、定性的には水素濃度がやや過小に評価される）。</p> <p>しかしながら、c.で示したとおり、実機においてもTHAI試験体系においてもPAR入口近傍の局所における水素濃度分布の影響は小さいと考えられ、GOTHICコードにおいて区画における水素体積比を入力として用いても、影響は軽微であると考ええる。</p> <p>また、d.において示したように、格納容器内部の対流がPARの水素処理能力を低下させる状況は考えにくく、GOTHICによりPARの作動を模擬する際、設置区画における流れの状態が影響を及ぼすことはないと言える。</p> <p>なお、解析においては燃焼を模擬していないため、PARにおいて燃焼が生じるような場合においては、水素処理量を小さく見積もるため、解析結果は保守的な水素濃度を与えることとなる。</p>	<p>以上より、THAI試験体系においても実機体系においても、容器全体において濃度成層化は生じず、格納容器全体として混合しており、また、PAR入口近傍における局所においても濃度分布は生じていない。</p> <p>d. PAR内を上昇する流量の影響</p> <p>PAR内を上昇する流量が大きい方がPAR内部の水素濃度が高く、処理速度が高いことになる。一方、PAR内の流量が大きいと、触媒表面の除熱が促進され、触媒温度の低下に伴う処理効率低下が考えられる。図2に示すとおり、PAR触媒表面温度は、水素濃度□vol%時において約□℃まで上昇しているが、この場合にPAR出口で生じる上昇流は高々□m/s程度（試験実測値）である。一方、触媒温度を有意に低下させるようなPAR内を通過する強制対流は单相を仮定すると計算上では数十m/s程度である。泊3号炉に設置するPARは、処理蒸気が上部側面から放出される設計であり、原子炉格納容器内の対流によりPAR内が強制対流となるような状況は起こりえず、触媒温度の低下に伴い水素処理効率が低下することはない。</p> <p>また、水素燃焼によりPAR及び周辺の流体状況に変化が及んだ場合も、水素処理性能に不可逆的な変化が生じていることは図3からは特段認められない。</p> <p>e. 水素濃度分布によるGOTHICによる評価への影響</p> <p>GOTHICで用いられているPARの性能評価式はPAR入口における水素体積比ではなく、PARを配置している区画の水素体積比を処理量計算の入力としているため、PAR入口近傍において水素濃度分布が生じるような体系であれば、実際の水素処理量と評価値の間に差異が生じる（PAR排気を再び吸い込むため、定性的には水素濃度がやや過小に評価される）。</p> <p>しかしながら、c.で示したとおり、実機においてもTHAI試験体系においてもPAR入口近傍の局所における水素濃度分布の影響は小さいと考えられ、GOTHICにおいて区画における水素体積比を入力として用いても、影響は軽微であると考ええる。</p> <p>また、d.において示したように、原子炉格納容器内部の対流がPARの水素処理能力を低下させる状況は考えにくく、GOTHICによりPARの作動を模擬する際、設置区画における流れの状態が影響を及ぼすことはないと言える。</p> <p>なお、解析においては燃焼を模擬していないため、PARにおいて燃焼が生じるような場合においては、水素処理量を小さく見積もるため、解析結果は保守的な水素濃度を与えることとなる。</p> <p style="text-align: center;">□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.6 原子炉格納容器内水素処理装置の性能評価式のGOTHICへの適用について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(5) GOTHICコードによるTHAI試験体系の模擬について</p> <p>GOTHICコードで用いられているPAR性能評価式については、THAI試験等により、その妥当性が確認されている。</p> <p>また、PARが設置されていない体系における水素拡散・混合挙動評価についてはNUPEC試験結果を用いた検証により、妥当性が確認されている。</p> <p>GOTHICコードによるPAR設置評価の検証のため、THAI試験のHR-3を対象に実験解析を実施した。HR-3は水素放出時及び停止時におけるPARによる水素処理能力を確認する試験である。</p> <p>解析はTHAI試験の試験容器を1区画の集中定数系ノードにより模擬する1区画評価と、多区画分割による多区画評価を実施した。図4に多区画評価の解析ノード図、図5に水素濃度、図6に水素処理量を示す。解析においては水素の燃焼を模擬していないため燃焼に伴う急激な温度上昇は再現していないものの、各区画の温度、圧力、水素濃度分布挙動については概ね再現する結果を得ることができた。</p> <p>(6) まとめ</p> <p>以上のとおり、PARの性能評価式は、THAI試験等によって妥当性を確認されており、そのパラメータの範囲から、実機条件での適用も可能であることが確認できた。また、THAI試験解析の結果からPARによる水素処理量の評価にGOTHICコードを適用することの妥当性を確認できた。</p> <p>したがって、実機の格納容器内流動の検証及び妥当性を確認したGOTHICコードに、この性能評価式を適用し、水素対策の有効性を評価することができる。</p> <p>なお、追加の検証等を実施することにより、知見の拡充及び評価手法の精度向上に継続して取り組んでいく。</p> <p><参考文献></p> <p>[1] Reactor Safety Research Project 150 1326 OECD-NEA THAI Project (contract 18 July 2007) Quick Look Report Hydrogen Recombiner Tests HR-1 to HR-5, HR-27 and HR-28 (Tests without steam, using an Areva PAR)</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>(5) GOTHICによるTHAI試験体系の模擬について</p> <p>GOTHICで用いられているPAR性能評価式については、THAI試験等により、その妥当性が確認されている。</p> <p>また、PARが設置されていない体系における水素拡散・混合挙動評価についてはNUPEC試験結果を用いた検証により、妥当性が確認されている。</p> <p>GOTHICによるPAR設置評価の検証のため、THAI試験のHR-3を対象に実験解析を実施した。HR-3は水素放出時及び停止時におけるPARによる水素処理能力を確認する試験である。</p> <p>解析はTHAI試験の試験容器を1区画の集中定数系ノードにより模擬する1区画評価と、多区画分割による多区画評価を実施した。図4に多区画評価の解析ノード図、図5に水素濃度、図6に水素処理量を示す。解析においては水素の燃焼を模擬していないため燃焼に伴う急激な温度上昇は再現していないものの、各区画の温度、圧力、水素濃度分布挙動については概ね再現する結果を得ることができた。</p> <p>(6) まとめ</p> <p>以上のとおり、PARの性能評価式は、THAI試験等によって妥当性を確認されており、そのパラメータの範囲から、実機条件での適用も可能であることが確認できた。また、THAI試験解析の結果からPARによる水素処理量の評価にGOTHICを適用することの妥当性を確認できた。</p> <p>したがって、実機の原子炉格納容器内流動の検証及び妥当性を確認したGOTHICに、この性能評価式を適用し、水素対策の有効性を評価することができる。</p> <p>なお、追加の検証等を実施することにより、知見の拡充及び評価手法の精度向上に継続して取り組んでいく。</p> <p><参考文献></p> <p>[1] Reactor Safety Research Project 150 1326 OECD-NEA THAI Project (contract 18 July 2007) Quick Look Report Hydrogen Recombiner Tests HR-1 to HR-5, HR-27 and HR-28 (Tests without steam, using an Areva PAR)</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.6 原子炉格納容器内水素処理装置の性能評価式のGOTHICへの適用について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="241 236 943 687" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="427 715 757 738" data-label="Caption"> <p>図1 試験容器内の各部水素体積比^[1]</p> </div> <div data-bbox="271 767 891 1177" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="443 1197 674 1220" data-label="Caption"> <p>図2 PARの温度上昇^[1]</p> </div> <div data-bbox="488 1347 1025 1377" data-label="Text"> <p>枠囲みの内容は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p> </div>	<div data-bbox="1126 236 1827 671" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1301 687 1608 711" data-label="Caption"> <p>図1 試験容器内の各部水素体積比^[1]</p> </div> <div data-bbox="1126 767 1827 1169" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1346 1174 1554 1198" data-label="Caption"> <p>図2 PARの温度上昇^[1]</p> </div> <div data-bbox="1234 1347 1821 1377" data-label="Text"> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.6 原子炉格納容器内水素処理装置の性能評価式のGOTHICへの適用について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="257 223 936 614" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="392 638 761 667" data-label="Caption"> <p>図3 水素除去率の評価式と試験の比較^[1]</p> </div> <div data-bbox="488 1385 1025 1417" data-label="Text"> <p>枠囲みの内容は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p> </div>	<div data-bbox="1146 223 1854 625" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1294 638 1646 667" data-label="Caption"> <p>図3 水素除去率の評価式と試験の比較^[1]</p> </div> <div data-bbox="1288 1391 1863 1423" data-label="Text"> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.6 原子炉格納容器内水素処理装置の性能評価式のGOTHICへの適用について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="255 223 927 1066" style="border: 2px solid black; height: 528px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="264 1109 918 1133">図4 THAI試験（HR-3）のGOTHICコードによるノーディング</p> <div data-bbox="479 1375 1016 1407" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 20px;"> 枠囲みの内容は機密に係る事項ですので公開することはできません。 </div>	<div data-bbox="1173 223 1823 1043" style="border: 2px solid black; height: 514px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="1263 1085 1715 1109">図4 THAI試験（HR-3）のGOTHICによるノーディング</p> <div data-bbox="1263 1385 1832 1417" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 20px;"> 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>	

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.6 原子炉格納容器内水素処理装置の性能評価式のGOTHICへの適用について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="219 252 967 807" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="459 826 728 853" data-label="Caption"> <p>図5 容器内水素濃度分布比較</p> </div> <div data-bbox="488 1380 1025 1412" data-label="Text"> <p>枠囲みの内容は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p> </div>	<div data-bbox="1151 245 1859 829" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1355 861 1635 885" data-label="Caption"> <p>図5 容器内水素濃度分布の比較</p> </div> <div data-bbox="1326 1391 1899 1423" data-label="Text"> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	

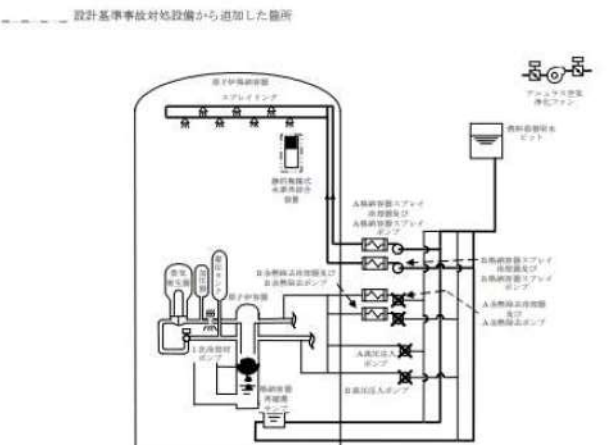
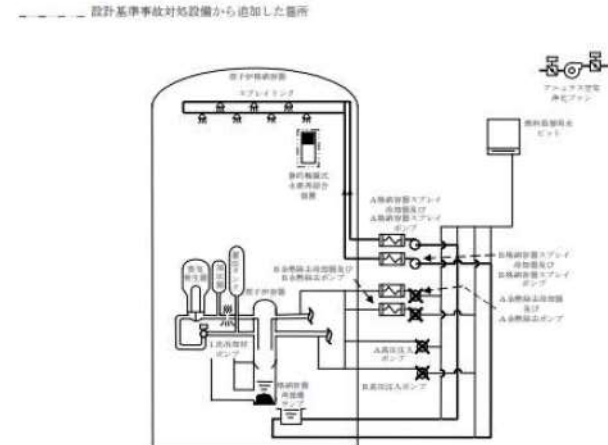
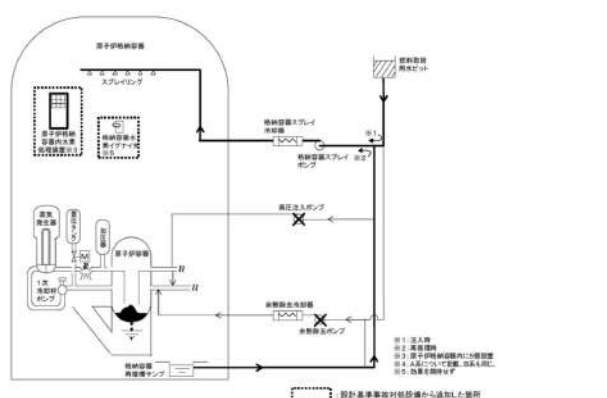
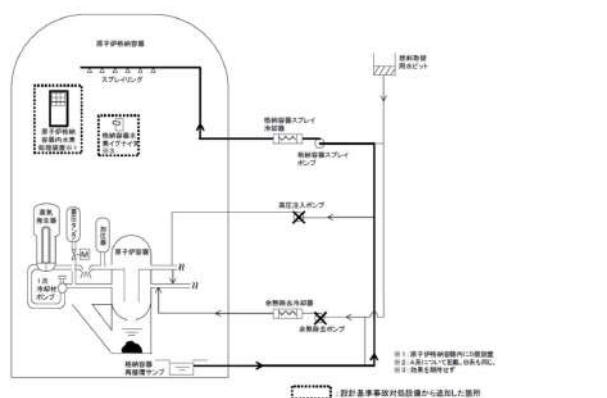
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.6 原子炉格納容器内水素処理装置の性能評価式のGOTHICへの適用について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="224 247 952 917" style="border: 2px solid black; height: 420px; width: 325px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="481 949 694 965" style="text-align: center;">図6 水素処理量の比較</p> <div data-bbox="481 1364 1019 1396" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 20px; text-align: center;">枠囲みの内容は機密に係る事項ですので公開することはできません。</div>	<div data-bbox="1153 247 1870 885" style="border: 2px solid black; height: 400px; width: 320px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="1400 917 1601 933" style="text-align: center;">図6 水素処理量の比較</p> <div data-bbox="1276 1364 1848 1396" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 20px; text-align: center;">枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</div>	

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.7 評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概要系統図について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 3.4.8</p> <p style="text-align: center;">評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」における評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故」の格納容器破損防止対策の概略系統図を以下に示す。</p>  <p style="text-align: center;">図1 水素燃焼時の格納容器破損防止対策の概要（短期対策） （大破断LOCA+ECCS注入失敗）</p>  <p style="text-align: center;">図2 水素燃焼時の格納容器破損防止対策の概要（長期対策：原子炉格納容器安定後の対策） （大破断LOCA+ECCS注入失敗）</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.2.4.7</p> <p style="text-align: center;">評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」における評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。</p>  <p style="text-align: center;">図1 「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」の 重大事故等対策の概略系統図 （原子炉格納容器水素処理装置、格納容器スプレイ及び 格納容器スプレイ再循環運転）</p>  <p style="text-align: center;">図2 「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」の 重大事故等対策の概略系統図 （原子炉格納容器水素処理装置及び格納容器スプレイ再循環運転）</p>	<p>記載方針の相違</p>

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.8 原子炉格納容器内の水素混合について）

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																			
<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.9</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器内の水素混合について</p> <p>重大事故時に発生する水素の混合挙動については、原子炉格納容器内の循環流によって濃度が均一化すると考えられているが、水素は分子量も小さいことから循環流がない場合は原子炉格納容器ドーム部の上層部で局所的に高濃度の領域が生じることが考えられる。</p> <p>財団法人原子力発電技術機構（NUPEC）の可燃性ガス濃度分布・混合挙動試験では、加圧器気相部破断のように破断位置が格納容器内の上部に位置し、さらに格納容器スプレイ等の循環流がない特殊なケースで試験を行った。その結果、破断位置より上方に熱成層化が生じ、これによりドーム部とその他の区画に濃度差が生じるという濃度成層化現象が起こった。一方、ドーム部内においては均一に混合した。</p> <p>そこで、大阪3、4号炉においてこのような上下区画間の有意な水素濃度差が生じ得るか検討を行った。検討の結果、格納容器スプレイが機能喪失した場合でも、混合促進に寄与する対策として①代替スプレイや②格納容器内自然対流冷却を整備（NUPEC 報告書*1でも提言）しており濃度成層化が生じる可能性は十分低い。さらに、③静的触媒式水素再結合装置（以下、PAR）発熱による流体の上昇流、④溶融炉心の原子炉下部キャビティ落下後の発生蒸気による上昇流、⑤SGからの放熱等による上昇流により原子炉格納容器全体での大きな循環流が形成されることにより、濃度成層化が起こることはないと考ええる。</p> <p>次頁以降において1章に NUPEC 試験の概要、2章に実機における考察、3章に感度解析結果、4章にまとめを示す。また、検討の結果を下表のとおり整理した。</p> <p>○成層化に対する混合の効果</p> <table border="1" data-bbox="212 1029 981 1197"> <thead> <tr> <th>混合の要素</th> <th>効果</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①スプレイ</td> <td>スプレイ又は格納容器内自然対流冷却の単独で原子炉格納容器全体が混合</td> <td>NUPEC 報告(H15)*1、有効性評価</td> </tr> <tr> <td>②自然対流冷却</td> <td>の単独で原子炉格納容器全体が混合</td> <td>JNES 解析(H18)*2</td> </tr> <tr> <td>③PAR</td> <td>混合に寄与</td> <td>感度解析を実施</td> </tr> <tr> <td>④蒸気流</td> <td>加圧器気相部破断以外のケースでは、蒸気流によって格納容器全体が混合</td> <td>NUPEC 報告(H15)*1</td> </tr> <tr> <td>⑤SGからの放熱等</td> <td>混合に寄与</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	混合の要素	効果	備考	①スプレイ	スプレイ又は格納容器内自然対流冷却の単独で原子炉格納容器全体が混合	NUPEC 報告(H15)*1、有効性評価	②自然対流冷却	の単独で原子炉格納容器全体が混合	JNES 解析(H18)*2	③PAR	混合に寄与	感度解析を実施	④蒸気流	加圧器気相部破断以外のケースでは、蒸気流によって格納容器全体が混合	NUPEC 報告(H15)*1	⑤SGからの放熱等	混合に寄与		<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.4.8</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器内の水素混合について</p> <p>重大事故時に発生する水素の混合挙動については、原子炉格納容器内の循環流によって濃度が均一化すると考えられているが、水素は分子量も小さいことから循環流がない場合は原子炉格納容器ドーム部の上層部で局所的に高濃度の領域が生じることが考えられる。</p> <p>財団法人原子力発電技術機構（NUPEC）の可燃性ガス濃度分布・混合挙動試験では、加圧器気相部破断のように破断位置が原子炉格納容器内の上部に位置し、さらに格納容器スプレイ等の循環流がない特殊なケースで試験を行った。その結果、破断位置より上方に熱成層化が生じ、これによりドーム部とその他の区画に濃度差が生じるという濃度成層化現象が起こった。一方、ドーム部内においては均一に混合した。</p> <p>そこで、泊3号炉においてこのような上下区画間の有意な水素濃度差が生じ得るか検討を行った。検討の結果、格納容器スプレイが機能喪失した場合でも、混合促進に寄与する対策として①代替スプレイや②格納容器内自然対流冷却を整備（NUPEC 報告書*1でも提言）しており濃度成層化が生じる可能性は十分低い。さらに、③原子炉格納容器内水素処理装置（以下、「PAR」という。）発熱による流体の上昇流、④溶融炉心の原子炉下部キャビティ落下後の発生蒸気による上昇流、⑤蒸気発生器からの放熱等による上昇流により原子炉格納容器全体での大きな循環流が形成されることにより、濃度成層化が起こることはないと考ええる。</p> <p>次頁以降において1章に NUPEC 試験の概要、2章に実機における考察、3章に感度解析結果、4章にまとめを示す。また、検討の結果を下表のとおり整理した。</p> <p style="text-align: center;">表1 成層化に対する混合の効果</p> <table border="1" data-bbox="1108 997 1921 1316"> <thead> <tr> <th>混合の要素</th> <th>効果</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①スプレイ</td> <td rowspan="2">スプレイ又は自然対流冷却の単独で原子炉格納容器全体が混合</td> <td>NUPEC 報告(H15)*1、有効性評価</td> </tr> <tr> <td>②格納容器内自然対流冷却</td> <td>JNES 解析(H18)*2</td> </tr> <tr> <td>③PAR</td> <td>混合に寄与</td> <td></td> </tr> <tr> <td>④蒸気流</td> <td>加圧器気相部破断以外のケースでは、蒸気流によって原子炉格納容器全体が混合</td> <td>NUPEC 報告(H15)*1</td> </tr> <tr> <td>⑤蒸気発生器からの放熱等</td> <td>混合に寄与</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>*1 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（平成15年3月） *2 アクシデントマネジメント知識ベース整備に関する報告書（平成18年8月）</p>	混合の要素	効果	備考	①スプレイ	スプレイ又は自然対流冷却の単独で原子炉格納容器全体が混合	NUPEC 報告(H15)*1、有効性評価	②格納容器内自然対流冷却	JNES 解析(H18)*2	③PAR	混合に寄与		④蒸気流	加圧器気相部破断以外のケースでは、蒸気流によって原子炉格納容器全体が混合	NUPEC 報告(H15)*1	⑤蒸気発生器からの放熱等	混合に寄与		<p>設備名称の相違</p>
混合の要素	効果	備考																																			
①スプレイ	スプレイ又は格納容器内自然対流冷却の単独で原子炉格納容器全体が混合	NUPEC 報告(H15)*1、有効性評価																																			
②自然対流冷却	の単独で原子炉格納容器全体が混合	JNES 解析(H18)*2																																			
③PAR	混合に寄与	感度解析を実施																																			
④蒸気流	加圧器気相部破断以外のケースでは、蒸気流によって格納容器全体が混合	NUPEC 報告(H15)*1																																			
⑤SGからの放熱等	混合に寄与																																				
混合の要素	効果	備考																																			
①スプレイ	スプレイ又は自然対流冷却の単独で原子炉格納容器全体が混合	NUPEC 報告(H15)*1、有効性評価																																			
②格納容器内自然対流冷却		JNES 解析(H18)*2																																			
③PAR	混合に寄与																																				
④蒸気流	加圧器気相部破断以外のケースでは、蒸気流によって原子炉格納容器全体が混合	NUPEC 報告(H15)*1																																			
⑤蒸気発生器からの放熱等	混合に寄与																																				

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.8 原子炉格納容器内の水素混合について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>（成層化なし）</p> <p>（成層化あり）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドーム部が成層化（ドーム部内は均一に混合） ・下部に対して高濃度 ・全体がほぼ均一に混合される ・下部区画でも混合 ・低濃度 	<p>（成層化なし）</p> <p>（成層化あり）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドーム部が成層化（ドーム部内は均一に混合） ・下部に対して高濃度 ・全体がほぼ均一に混合される ・下部区画でも混合 ・低濃度 	
<p>1. NUPEC 試験で得られた知見の概要</p> <p>NUPEC において可燃性ガス濃度分布・混合挙動試験が行われ、原子炉格納容器内での混合挙動に関する試験結果が報告されている。</p> <p>M-8-1 試験は、加圧器気相部破断を想定し、ヘリウム（水素の代替として使用）ガス・水蒸気の放出を模擬、格納容器スプレイ不作用の試験であり、原子炉格納容器内壁が過熱され、ドーム部とループ室・一般部の間に生じた温度差により対流が生じず、ドーム部で熱成層が生じた結果、ドーム部の濃度が高くなったとされている。また、ドーム部内では高さ方向で均一に混合し、その他の区画はドーム部より低濃度を維持している。</p> <p>一方、M-8-1 試験と同様の試験条件においてスプレートを作動させた場合（M-8-2 試験）又はスプレイ不作用の場合でも破断箇所としてループ室や一般部下部（加圧器逃がシタンク）を想定した試験では、原子炉格納容器全体として良好な対流が発生し、成層化は認められていない。</p> <p>2. 実機での成層化に係る考察</p> <p>NUPEC 試験体系と実機の比較を表-1 に示す。NUPEC 試験のうち M-8-1 試験では濃度成層化が生じたが、NUPEC 報告書では、蒸気によりドームの上部壁が過熱され下部との温度差が発生し、対流効果が期待出来なくなったと考察している。すなわち、M-8-1 試験で温度差が生じた原因は、当該試験装置では実機において混合にも寄与する主要なヒートシンクを模擬しておらず、また、外気の影響を受けない断熱された熱成層が生じやすい体系であったことが考えられる。一方、実機の原子炉格納容器の構造としては熱容量が大きく、さらに外気への放熱に期待できることからドーム部のみ温度上昇することはないと考えられる。</p> <p>このため、実機の原子炉格納容器のドーム部で成層化が生じる可能性は低い。これは、平成 18 年に JNES で実施された実機体系で加圧器気相部破断・スプレイ不作用を想定した解析^{*2}によっても確認されている（ドーム部とループ室・一般部の間に生じた温度差は、NUPEC 試験同ケースで約 65℃ に対して、解析の結果は 10℃ 以下）。</p> <p>なお、実機においては、格納容器スプレイが不作用の場合においても、恒設代替低圧注入ポンプによる代替スプレイ又は再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却による循環流によって原子炉</p>	<p>1. NUPEC 試験で得られた知見の概要</p> <p>NUPEC において可燃性ガス濃度分布・混合挙動試験が行われ、原子炉格納容器内での混合挙動に関する試験結果が報告されている。</p> <p>M-8-1 試験は、加圧器気相部破断を想定し、ヘリウム（水素の代替として使用）ガス・水蒸気の放出を模擬、格納容器スプレイ不作用の試験であり、原子炉格納容器内壁が過熱され、ドーム部とループ室・一般部の間に生じた温度差により対流が生じず、ドーム部で熱成層が生じた結果、ドーム部の濃度が高くなったとされている。また、ドーム部内では高さ方向で均一に混合し、その他の区画はドーム部より低濃度を維持している。</p> <p>一方、M-8-1 試験と同様の試験条件においてスプレートを作動させた場合（M-8-2 試験）又はスプレイ不作用の場合でも破断箇所としてループ室や一般部下部（加圧器逃がシタンク）を想定した試験では、原子炉格納容器全体として良好な対流が発生し、成層化は認められていない。</p> <p>2. 実機での成層化に係る考察</p> <p>NUPEC 試験体系と実機の比較を表 2 に示す。NUPEC 試験のうち M-8-1 試験では濃度成層化が生じたが、NUPEC 報告書では、蒸気によりドームの上部壁が過熱され下部との温度差が発生し、対流効果が期待出来なくなったと考察している。すなわち、M-8-1 試験で温度差が生じた原因は、当該試験装置では実機において混合にも寄与する主要なヒートシンクを模擬しておらず、また、外気の影響を受けない断熱された熱成層が生じやすい体系であったことが考えられる。一方、実機の原子炉格納容器の構造としては熱容量が大きく、さらに外気への放熱に期待できることからドーム部のみ温度上昇することはないと考えられる。</p> <p>このため、実機の原子炉格納容器のドーム部で成層化が生じる可能性は低い。これは、平成 18 年に JNES で実施された実機体系で加圧器気相部破断・スプレイ不作用を想定した解析^{*2}によっても確認されている（ドーム部とループ室・一般部の間に生じた温度差は、NUPEC 試験同ケースで約 65℃ に対して、解析の結果は 10℃ 以下）。</p> <p>なお、実機においては、格納容器スプレイが不作用の場合においても、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ又は格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却による</p>	<p>設備名称の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.8 原子炉格納容器内の水素混合について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>格納容器全体での混合に寄与することとなる。</p> <p>また、NUPEC 報告書においても実炉の対策への提言として、以下の趣旨での整理もされており、これは上述の考察の結果とも一致している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水素混合挙動が問題となるシビアアクシデント時には水素とともに大量の水蒸気が放出され、格納容器内は自然循環による対流が促進されるため水素が均一に混合。 ・格納容器スプレイや再循環ファン投入はより混合を促進。 ・加圧器上部の破断を想定した場合、水素・水蒸気の混合ガスが成層化する可能性はあるが、大量の水蒸気存在により爆轟等による原子炉格納容器への脅威とはならない。 ・水素放出後の長期的な安全確保のため格納容器スプレイ、再循環ファンによる混合、間欠スプレイ等が有効。 <p>さらに、実機の格納容器内にはPARを設置している。PARは、原子炉格納容器内に一定濃度以上の水素が存在する限り、長期にわたって水素を処理する装置であり、PAR自身の発熱による上昇流が原子炉格納容器内の対流効果に寄与すると考えられる。</p> <p>*1 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（平成15年3月） *2 アクシデントマネジメント知識ベースに関する報告書（平成18年8月）</p>	<p>循環流によって原子炉格納容器全体での混合に寄与することとなる。</p> <p>また、NUPEC 報告書においても実炉の対策への提言として、以下の趣旨での整理もされており、これは上述の考察の結果とも一致している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水素混合挙動が問題となるシビアアクシデント時には水素とともに大量の水蒸気が放出され、原子炉格納容器内は自然循環による対流が促進されるため水素が均一に混合。 ・格納容器スプレイや再循環ファン投入により混合を促進。 ・加圧器上部の破断を想定した場合、水素・水蒸気の混合ガスが成層化する可能性はあるが、大量の水蒸気存在により爆轟等による原子炉格納容器への脅威とはならない。 ・水素放出後の長期的な安全確保のため、格納容器スプレイ、再循環ファンによる混合、間欠スプレイ等が有効。 <p>さらに、実機の原子炉格納容器内にはPARを設置している。PARは、原子炉格納容器内に一定濃度以上の水素が存在する限り、長期にわたって水素を処理する装置であり、PAR自身の発熱による上昇流が原子炉格納容器内の対流効果に寄与すると考えられる。</p>	<p>相違理由</p> <p>記載箇所の相違 ・泊は参照した表の下に記載（①）</p>

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.8 原子炉格納容器内の水素混合について）

大飯発電所3/4号炉			泊発電所3号炉			相違理由																																																												
<p>表1 NUPEC試験体系と実機体系の比較</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>NUPEC試験</th> <th>大飯3、4号炉</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>使用ガス</td> <td>ヘリウム</td> <td>水素</td> </tr> <tr> <td>格納容器体積</td> <td>約1,600m³</td> <td>約72,900m³</td> </tr> <tr> <td>内径</td> <td>約10m</td> <td>約43m</td> </tr> <tr> <td>ヒートシンク</td> <td>格納容器(鋼製) 鋼製隔壁</td> <td>7レベルシフト製格納容器 外部遮蔽建屋(鉄筋コンクリート製) 隔壁・ループ基礎部(鉄筋コンクリート製) 燃料取替キャビティ(鉄筋コンクリート製) アニュラ(鉄筋コンクリート製)</td> </tr> <tr> <td>格納容器の外気断熱性</td> <td>有り(硬質ウレタン)</td> <td>なし</td> </tr> <tr> <td>水蒸気</td> <td>0kg/s (M-2-2, M-2-3, M-5-1) 0.03kg/s (M-7-1, M-8-2) 0.04kg/s (M-4-1) 0.33kg/s (M-4-3, M-8-1)</td> <td>ドーム部の水蒸気量: 約30~500kg/s (NUPEC試験体系の大きさでは約0.7kg/s~11kg/sに相当*) 破断箇所の水蒸気量: 約1.3×10⁵~2.2×10⁶m³/h (110℃)</td> </tr> <tr> <td>スプレー</td> <td>0 m³/h (M-2-2, M-2-3, M-4-1, M-4-3, M-8-1) 18m³/h (M-5-1) 70m³/h (M-7-1, M-8-2)</td> <td>約1,200m³/h (2台) (NUPEC試験体系の大きさでは約65m³/hに相当**) (恒設代替低圧注水ポンプによるスプレーの場合130m³/h)</td> </tr> <tr> <td>触媒型静的水素再結合装置</td> <td>なし</td> <td>約300m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>自然対流冷却</td> <td>なし</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>* : 30×1,600/72,900=0.7 ~ 500×1,600/72,900=11 ** : (10/43)²×1,200=65 (10m/43mは試験装置/格納容器の内径)</p>			NUPEC試験	大飯3、4号炉	備考	使用ガス	ヘリウム	水素	格納容器体積	約1,600m ³	約72,900m ³	内径	約10m	約43m	ヒートシンク	格納容器(鋼製) 鋼製隔壁	7レベルシフト製格納容器 外部遮蔽建屋(鉄筋コンクリート製) 隔壁・ループ基礎部(鉄筋コンクリート製) 燃料取替キャビティ(鉄筋コンクリート製) アニュラ(鉄筋コンクリート製)	格納容器の外気断熱性	有り(硬質ウレタン)	なし	水蒸気	0kg/s (M-2-2, M-2-3, M-5-1) 0.03kg/s (M-7-1, M-8-2) 0.04kg/s (M-4-1) 0.33kg/s (M-4-3, M-8-1)	ドーム部の水蒸気量: 約30~500kg/s (NUPEC試験体系の大きさでは約0.7kg/s~11kg/sに相当*) 破断箇所の水蒸気量: 約1.3×10 ⁵ ~2.2×10 ⁶ m ³ /h (110℃)	スプレー	0 m ³ /h (M-2-2, M-2-3, M-4-1, M-4-3, M-8-1) 18m ³ /h (M-5-1) 70m ³ /h (M-7-1, M-8-2)	約1,200m ³ /h (2台) (NUPEC試験体系の大きさでは約65m ³ /hに相当**) (恒設代替低圧注水ポンプによるスプレーの場合130m ³ /h)	触媒型静的水素再結合装置	なし	約300m ³ /h/台	自然対流冷却	なし		<p>表2 NUPEC試験体系と実機体系の比較</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>NUPEC試験</th> <th>泊3号炉</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>使用ガス</td> <td>ヘリウム</td> <td>水素</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器体積</td> <td>約1,600m³</td> <td>約65,500m³</td> </tr> <tr> <td>内径</td> <td>約10m</td> <td>約40m</td> </tr> <tr> <td>ヒートシンク</td> <td>原子炉格納容器(鋼製) 鋼製隔壁</td> <td>原子炉格納容器(鋼製) 外部遮蔽建屋(鉄筋コンクリート製) 隔壁・ループ基礎部(鉄筋コンクリート製) 燃料取替キャビティ(鉄筋コンクリート製) アニュラ(鉄筋コンクリート製)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器の外気断熱性</td> <td>有り(硬質ウレタン)</td> <td>なし</td> </tr> <tr> <td>水蒸気</td> <td>0kg/s (M-2-2, M-2-3, M-5-1) 0.03kg/s (M-7-1, M-8-2) 0.04kg/s (M-4-1) 0.33kg/s (M-4-3, M-8-1)</td> <td>ドーム部の水蒸気量: 約30~400kg/s (NUPEC試験体系の大きさでは約0.7~9.8kg/sに相当*) 破断箇所の水蒸気量: 約1×10⁵~1.3×10⁶m³/h (120℃)</td> </tr> <tr> <td>スプレー</td> <td>0 m³/h (M-2-2, M-2-3, M-4-1, M-4-3, M-8-1) 18m³/h (M-5-1) 70m³/h (M-7-1, M-8-2)</td> <td>約940m³/h (2台) (NUPEC試験体系の大きさでは約60m³/hに相当**) (代替格納容器スプレーポンプによるスプレーの場合140m³/h)</td> </tr> <tr> <td>PAR</td> <td>なし</td> <td>約300m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>自然対流冷却</td> <td>なし</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>* : 30×1,600/65,500=0.7 ~ 400×1,600/65,500=9.8 ** : (10/40)²×940=60 (10m/40mは試験装置/原子炉格納容器の内径)</p>			NUPEC試験	泊3号炉	備考	使用ガス	ヘリウム	水素	原子炉格納容器体積	約1,600m ³	約65,500m ³	内径	約10m	約40m	ヒートシンク	原子炉格納容器(鋼製) 鋼製隔壁	原子炉格納容器(鋼製) 外部遮蔽建屋(鉄筋コンクリート製) 隔壁・ループ基礎部(鉄筋コンクリート製) 燃料取替キャビティ(鉄筋コンクリート製) アニュラ(鉄筋コンクリート製)	原子炉格納容器の外気断熱性	有り(硬質ウレタン)	なし	水蒸気	0kg/s (M-2-2, M-2-3, M-5-1) 0.03kg/s (M-7-1, M-8-2) 0.04kg/s (M-4-1) 0.33kg/s (M-4-3, M-8-1)	ドーム部の水蒸気量: 約30~400kg/s (NUPEC試験体系の大きさでは約0.7~9.8kg/sに相当*) 破断箇所の水蒸気量: 約1×10 ⁵ ~1.3×10 ⁶ m ³ /h (120℃)	スプレー	0 m ³ /h (M-2-2, M-2-3, M-4-1, M-4-3, M-8-1) 18m ³ /h (M-5-1) 70m ³ /h (M-7-1, M-8-2)	約940m ³ /h (2台) (NUPEC試験体系の大きさでは約60m ³ /hに相当**) (代替格納容器スプレーポンプによるスプレーの場合140m ³ /h)	PAR	なし	約300m ³ /h/台	自然対流冷却	なし		
NUPEC試験	大飯3、4号炉	備考																																																																
使用ガス	ヘリウム	水素																																																																
格納容器体積	約1,600m ³	約72,900m ³																																																																
内径	約10m	約43m																																																																
ヒートシンク	格納容器(鋼製) 鋼製隔壁	7レベルシフト製格納容器 外部遮蔽建屋(鉄筋コンクリート製) 隔壁・ループ基礎部(鉄筋コンクリート製) 燃料取替キャビティ(鉄筋コンクリート製) アニュラ(鉄筋コンクリート製)																																																																
格納容器の外気断熱性	有り(硬質ウレタン)	なし																																																																
水蒸気	0kg/s (M-2-2, M-2-3, M-5-1) 0.03kg/s (M-7-1, M-8-2) 0.04kg/s (M-4-1) 0.33kg/s (M-4-3, M-8-1)	ドーム部の水蒸気量: 約30~500kg/s (NUPEC試験体系の大きさでは約0.7kg/s~11kg/sに相当*) 破断箇所の水蒸気量: 約1.3×10 ⁵ ~2.2×10 ⁶ m ³ /h (110℃)																																																																
スプレー	0 m ³ /h (M-2-2, M-2-3, M-4-1, M-4-3, M-8-1) 18m ³ /h (M-5-1) 70m ³ /h (M-7-1, M-8-2)	約1,200m ³ /h (2台) (NUPEC試験体系の大きさでは約65m ³ /hに相当**) (恒設代替低圧注水ポンプによるスプレーの場合130m ³ /h)																																																																
触媒型静的水素再結合装置	なし	約300m ³ /h/台																																																																
自然対流冷却	なし																																																																	
NUPEC試験	泊3号炉	備考																																																																
使用ガス	ヘリウム	水素																																																																
原子炉格納容器体積	約1,600m ³	約65,500m ³																																																																
内径	約10m	約40m																																																																
ヒートシンク	原子炉格納容器(鋼製) 鋼製隔壁	原子炉格納容器(鋼製) 外部遮蔽建屋(鉄筋コンクリート製) 隔壁・ループ基礎部(鉄筋コンクリート製) 燃料取替キャビティ(鉄筋コンクリート製) アニュラ(鉄筋コンクリート製)																																																																
原子炉格納容器の外気断熱性	有り(硬質ウレタン)	なし																																																																
水蒸気	0kg/s (M-2-2, M-2-3, M-5-1) 0.03kg/s (M-7-1, M-8-2) 0.04kg/s (M-4-1) 0.33kg/s (M-4-3, M-8-1)	ドーム部の水蒸気量: 約30~400kg/s (NUPEC試験体系の大きさでは約0.7~9.8kg/sに相当*) 破断箇所の水蒸気量: 約1×10 ⁵ ~1.3×10 ⁶ m ³ /h (120℃)																																																																
スプレー	0 m ³ /h (M-2-2, M-2-3, M-4-1, M-4-3, M-8-1) 18m ³ /h (M-5-1) 70m ³ /h (M-7-1, M-8-2)	約940m ³ /h (2台) (NUPEC試験体系の大きさでは約60m ³ /hに相当**) (代替格納容器スプレーポンプによるスプレーの場合140m ³ /h)																																																																
PAR	なし	約300m ³ /h/台																																																																
自然対流冷却	なし																																																																	
<p>枠囲いの内容は、機密に属しますので公開できません。</p>			<p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>																																																															

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.8 原子炉格納容器内の水素混合について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>EL.19400 (1点) 田 (F-4部頂部) EL.18704 (4点) 田-田 (F-4部) EL.12350 (1点) 田 (F-4部追加位置) EL.9150 (1点) (加圧器室上部) EL.8010 (4点) (SG燃室) EL.6375 (8点) (加圧器室下部、一般炉内) EL.4312.5 (10点) (炉内計装F.1A) EL.2032.5 (1点) (炉内計装F.1A)</p> <p>★ H.濃度計測点 (現状) ☆ H.濃度計測点 (追加) ● 圧力計測点</p> <p>放出箇所より上部では、均一に混合している。 放出箇所より下部では、上部より濃度が低い。</p>	<p>EL.19400 (1点) 田 (F-4部頂部) EL.18704 (4点) 田-田 (F-4部) EL.12350 (1点) 田 (F-4部追加位置) EL.9150 (1点) (加圧器室上部) EL.8010 (4点) (SG燃室) EL.6375 (8点) (加圧器室下部、一般炉内) EL.4312.5 (10点) (炉内計装F.1A) EL.2032.5 (1点) (炉内計装F.1A)</p> <p>★ H.濃度計測点 (現状) ☆ H.濃度計測点 (追加) ● 圧力計測点</p> <p>放出箇所より上部では、均一に混合している。 放出箇所より下部では、上部より濃度が低い。</p>	
<p>図1 (a) He 濃度計測点配置図(上部区画での放出試験) 試験 M-8-1</p>	<p>図1 (a) He 濃度計測点配置図(上部区画での放出試験) 試験 M-8-1</p>	
<p>放出箇所より上部では、均一に混合している。 放出箇所より下部では、上部より濃度が低い。 試験 M-8-1 においても放出箇所上部のドーム部では均一な混合を確認 (図1(b))</p>	<p>放出箇所より上部では、均一に混合している。 放出箇所より下部では、上部より濃度が低い。 試験 M-8-1 においても放出箇所上部のドーム部では均一な混合を確認 (図1(b))</p>	
<p>図1 (b) He 濃度計測結果(ドーム部及び頂部) 試験 M-8-1</p>	<p>図1 (b) He 濃度計測結果(ドーム部及び頂部) 試験 M-8-1</p>	

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.8 原子炉格納容器内の水素混合について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. 実機における感度解析</p> <p>前述のとおり、スプレイ又は自然対流冷却の効果によって格納容器全体の混合が行われるものと考えられるが、以下のとおり、より厳しい条件を想定したケースにおける混合挙動解析を実施した。</p> <p>なお、GOTHIC コードは、成層化の生じなかった M-7-1 試験、M-4-3 試験及び成層化の生じた M-8-1 試験に対して検証解析を行っている。M-8-1 試験に対する検証結果については別紙 1 のとおり、破断位置より上部においてヘリウムは高い濃度で均一になっており、成層化の傾向を模擬できている。</p> <p>図 2～4 に示すとおり、解析の結果、格納容器スプレイ停止後においても格納容器内には循環流が形成されており、再循環ユニットの起動以前において既にドライ水素濃度は均一化されている結果となった。</p> <p>また、図 5 に示す長期間の解析結果から、長期的にも成層化が生じないことが確認される。これは、水素の分子速度は約 2,000m/s(室温)と非常に大きく一旦拡散して空気・水蒸気と混合した水素分子が格納容器内で再び偏在するような現象が起こらないことを示している。</p> <p>なお、上部区画と下部区画のウェット水素濃度に差が確認されるが、こちらは水蒸気濃度の違いが起因しているものであり、ドライ水素濃度については有意な差異はないことがわかる。</p> <p>原子炉容器破損後、主に原子炉下部キャビティにおいて水の放射線分解等で発生する微量な水素は、隣接する区画に拡散するとともに、浮力により上昇する過程で一般部(ループ室等)を通過するので、その後は NUPEC 試験で示された結果と同等の混合挙動となり、水素の混合は長期的にも継続される。</p>	<p>3. 実機における感度解析</p> <p>前述のとおり、格納容器スプレイ又は格納容器内自然対流冷却の効果によって原子炉格納容器全体の混合が行われるものと考えられるが、以下のとおり、より厳しい条件を想定したケース「大 LOCA + ECCS 注入失敗」時に格納容器スプレイ再循環に失敗するシーケンスで原子炉格納容器内の水素混合挙動の解析を実施した。</p> <p>なお、GOTHIC は、NUPEC 報告書において成層化の生じなかった M-7-1、M-4-3 及び成層化の生じた M-8-1 に対して検証解析を行っている。M-8-1 に対する検証結果については別紙 1 のとおり、破断位置より上部においてヘリウムは高い濃度で均一になっており、成層化の傾向を模擬できている。</p> <p>図 2 及び図 3 (3 ループプラント) に示すとおり、3 ループプラントにおける解析の結果、格納容器スプレイ停止後においても原子炉格納容器内には循環流が形成されており、格納容器再循環ユニットの起動以前において既にドライ水素濃度は均一化されている結果となった。また、表 3 に示すとおり、3 ループプラントと泊 3 号炉における申請ケースの解析条件等から、泊 3 号炉において格納容器スプレイが停止する条件とした場合においても、同様にドライ水素濃度が均一化されると考えられる。</p> <p>図 5 に示す長期間の解析結果から、長期的にも成層化が生じないことが確認される。これは、水素の分子速度は約 2,000m/s(室温)と非常に大きく一旦拡散して空気・水蒸気と混合した水素分子が原子炉格納容器内で再び偏在するような現象が起こらないことを示している。</p> <p>なお、上部区画と下部区画のウェット水素濃度に差が確認されるが、こちらは水蒸気濃度の違いが起因しているものであり、ドライ水素濃度については有意な差異はないことがわかる。</p> <p>原子炉容器破損後、主に原子炉下部キャビティにおいて水の放射線分解等で発生する微量な水素は、隣接する区画に拡散するとともに、浮力により上昇する過程で一般部(ループ室等)を通過するので、その後は NUPEC 試験で示された結果と同等の混合挙動となり、水素の混合は長期的にも継続される。</p> <p>なお、GOTHIC は、NUPEC 報告書において成層化の生じなかった M-7-1、M-4-3 及び成層化の生じた M-8-1 に対して検証解析を行っている。M-8-1 に対する検証結果については別紙 1 のとおり、破断位置より上部においてヘリウムは高い濃度で均一になっており、成層化の傾向を模擬できている。</p> <p>また、感度解析結果において原子炉下部キャビティ区画の水素濃度がその他の区画と比較して高くなっているが、爆轟の可能性が低いことを別紙 2 に示す。</p>	<p>記載表現の相違</p> <p>記載方針の相違 (伊方と同様)</p> <p>記載方針の相違 (伊方と同様)</p> <p>記載方針の相違 (高浜3/4号炉と同様)</p>

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.8 原子炉格納容器内の水素混合について）

大飯発電所3/4号炉

申請書解析と感度解析の事象シーケンス比較

申請書ケース (AEI)	感度ケース (AEM)
評価シーケンス 大 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器 スプレイ再循環成功	大 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器 スプレイ再循環失敗
格納容器スプレイ 再循環成功のため、格納容器スプレ イが継続 (水蒸気の凝縮により水素濃度が相 対的に高くなる事象を想定)	再循環失敗のため、約 30 分でスプレ イ停止 (スプレイによる混合効果を排除 するため)
PAR	有
解析結果 Zr-水反応による水素放出終了時 点でスプレイは継続しており、格納 容器内のドライ水素濃度は速やかに 均一化した。	Zr-水反応による水素放出終了 時点でスプレイは停止している が、格納容器内には循環流が形成 されており、格納容器内のドライ 水素濃度は速やかに均一化した。

泊発電所3号炉

相違理由

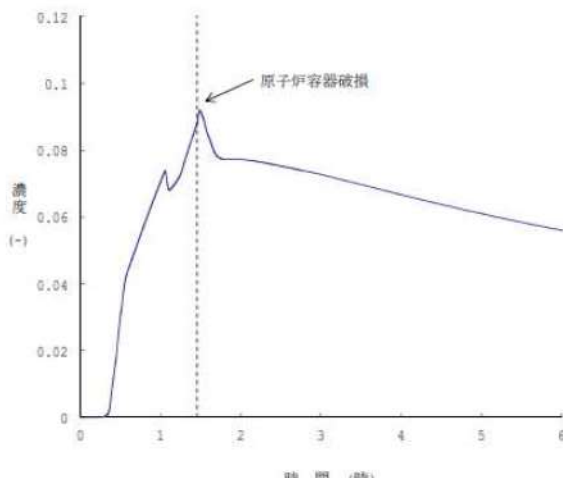
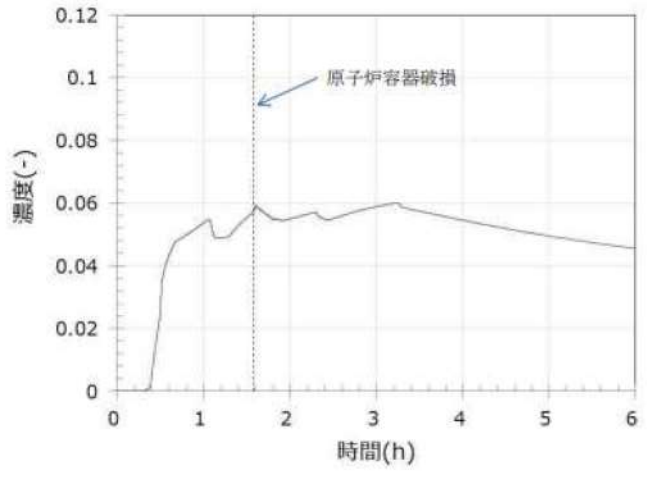
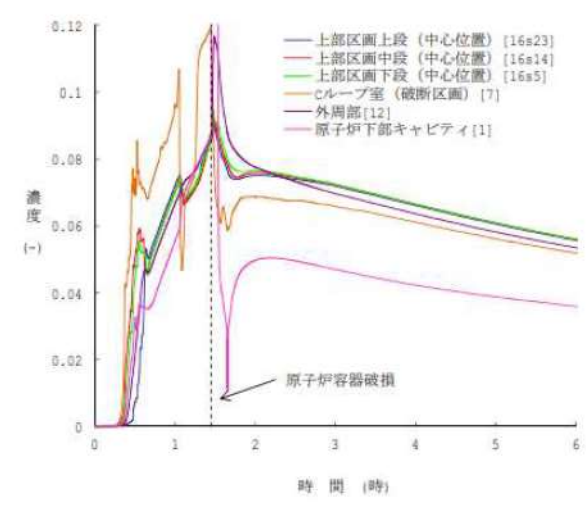
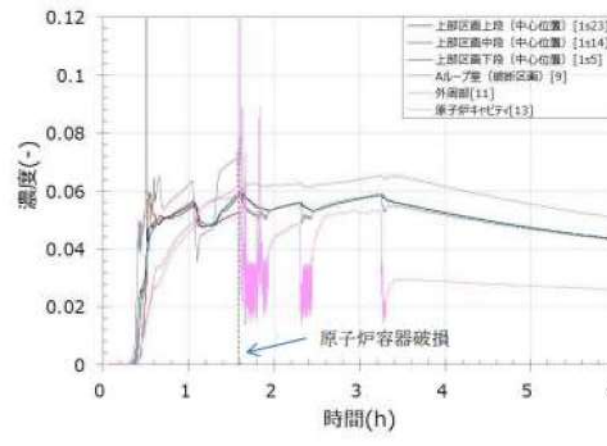
表 3 申請書解析と感度解析の事象シーケンス比較

項目	3ルーブプラント		泊3号炉	考察
	申請書ケース (AEI)	感度ケース (AEM)		
事故シーケンス	大 LOCA+ECCS 注入失敗+格 納容器スプレイ再循環成功 (水蒸気の凝縮により水素濃度 が相対的に高くなる事象を想定)	大 LOCA+ECCS 注入失敗+格 納容器スプレイ再循環失敗 (スプレイによる混合効果を排 除するため)	申請書ケースの事故シーケンス は同様。	3ルーブプラントと同様の格納 容器スプレイ流量
	格納容器スプレイ	格納容器スプレイ		3ルーブプラントと同様の格納 容器スプレイ流量
	破断位置	高温側配管の完全両端破断	高温側配管の完全両端破断	3ルーブプラントと同様の破断 位置
	格納容器自由体積	67,400m ³	67,400m ³	3ルーブプラントと同等の格納 容器自由体積
PAR	有 (5台)	有 (5台)	有 (5台)	3ルーブプラントと同様の性能 の PAR を同様の台数配置
解析結果	格納容器内スプレイは再循環運 転成功により継続	格納容器内スプレイは約 40 分 で再循環運転に失敗することによ り停止	申請書ケースに対して、格納容器スプレイ再循環運転及び再循環失敗 を考慮した場合は、同様の挙動になると考えられる。	申請書ケースとして、格納容器スプレイ再循環運転を考慮した場合、 図 4 に示すとおろ、炉心溶融開始に伴い破断区画の水素濃度が上昇し、 その後原子炉容器破損に伴い原子炉下部キャビティ区画の水素濃度が 上昇する。その後、水素生成が低下することで各区画が均一化される という一連の挙動は同様であり、再循環失敗を考慮した場合には、 同様の混合挙動になると考えられる。
	格納容器内スプレイは再循環運 転成功により継続	格納容器内スプレイは再循環運 転成功により継続	格納容器内スプレイは再循環運 転成功により継続	格納容器内スプレイは再循環運 転成功により継続

□：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。

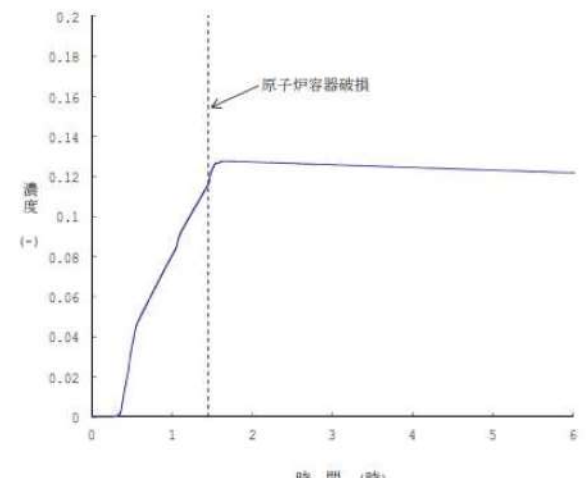
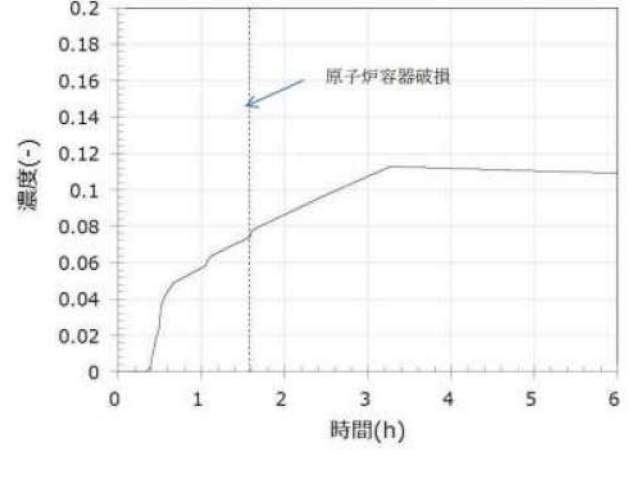
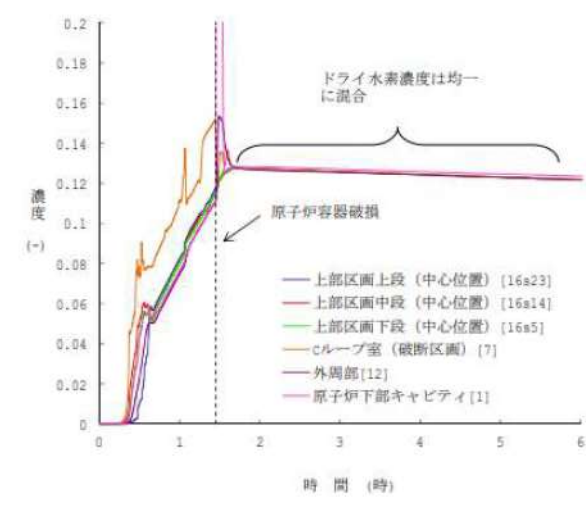
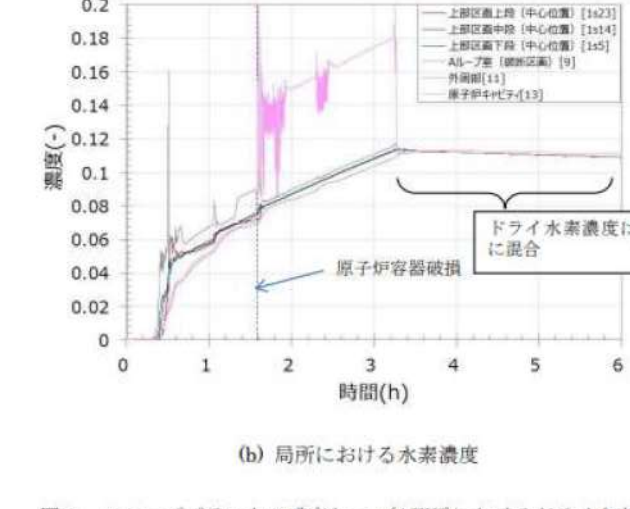
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.8 原子炉格納容器内の水素混合について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図2 (a) 感度ケース(AEW)におけるウェット水素濃度 (格納容器内平均濃度)</p>	 <p>(a) 原子炉格納容器内平均濃度</p>	
 <p>図2 (b) 感度ケース(AEW)におけるウェット水素濃度 (局所における水素濃度)</p>	 <p>(b) 局所における水素濃度</p> <p>図2 3ループプラントの感度ケース(AEW)におけるウェット水素濃度</p>	

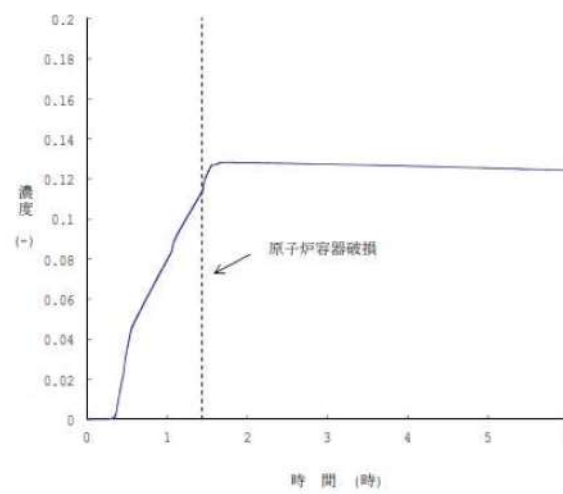
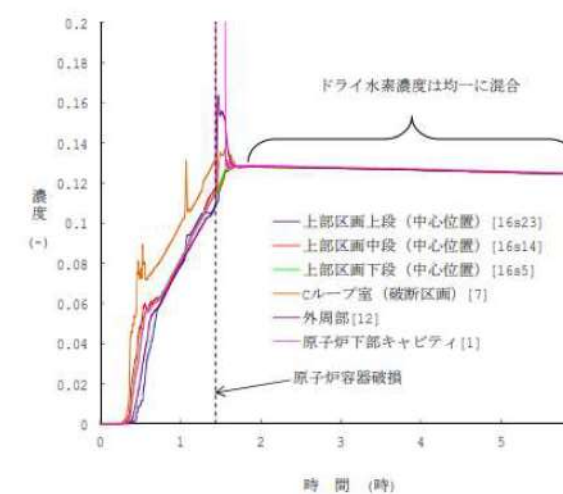
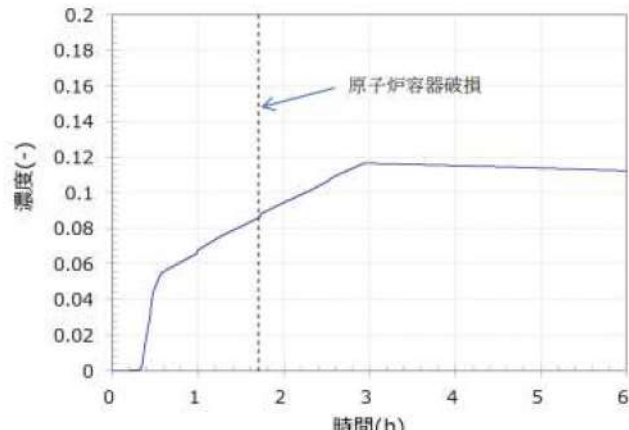
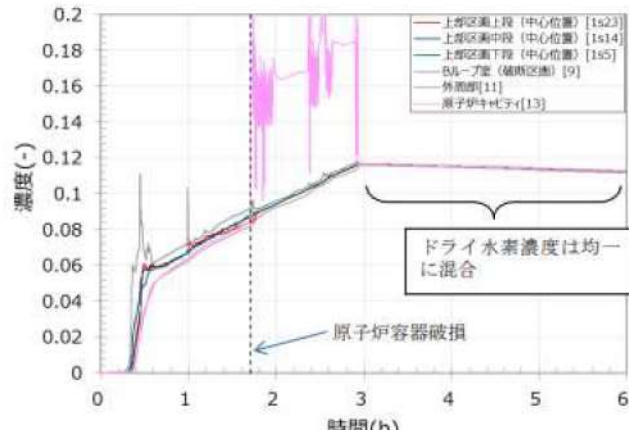
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.8 原子炉格納容器内の水素混合について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図3 (a) 感度ケース(AEW)におけるドライ水素濃度 (格納容器内平均濃度)</p>	 <p>(a) 原子炉格納容器内平均濃度</p>	
 <p>図3 (b) 感度ケース(AEW)におけるドライ水素濃度 (局所における水素濃度)</p>	 <p>(b) 局所における水素濃度</p> <p>図3 3ループプラントの感度ケース(AEW)におけるドライ水素濃度</p>	

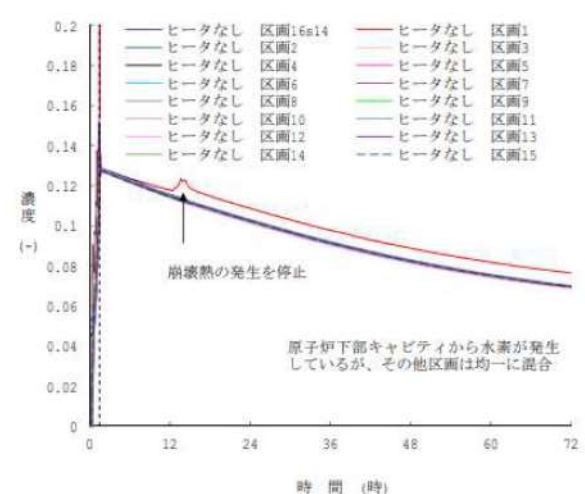
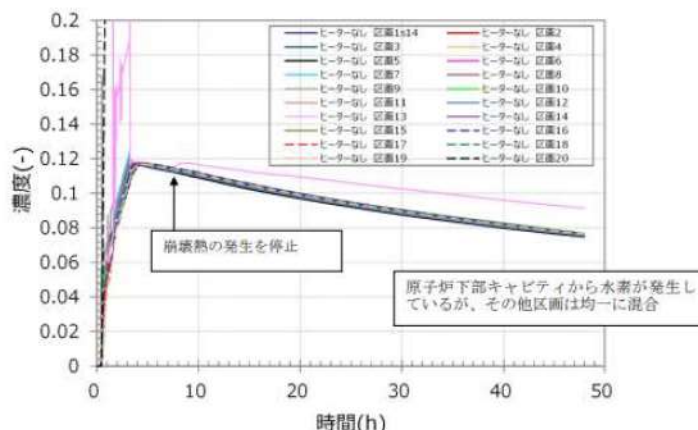
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.8 原子炉格納容器内の水素混合について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図4 (a) 申請書ケース(AEI)におけるドライ水素濃度 (格納容器内平均濃度)</p>  <p>図4 (b) 申請書ケース(AEI)におけるドライ水素濃度 (局所における水素濃度)</p>	 <p>(a) 原子炉格納容器内平均濃度</p>  <p>(b) 局所における水素濃度</p> <p>図4 泊3号炉の申請書ケース(AED)におけるドライ水素濃度</p>	

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.8 原子炉格納容器内の水素混合について）

大阪発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図5 感度ケース(AEW)※におけるドライ水素濃度 ※ 1Pd到達時に崩壊熱をなくした条件</p>	 <p>図5 3ループプラントの感度ケース(AEW)※におけるドライ水素濃度 ※ 1Pd到達時に崩壊熱をなくした条件</p>	
<p>4. まとめ</p> <p>NUPEC 試験において加圧器気相部を破断箇所に想定した混合挙動試験の結果、ドーム部内で均一に混合し局所的な成層化は生じていないが、ドーム部で温度差が生じたことからドーム部とループ室・一般部の間に濃度成層化が生じたことが確認された。</p> <p>実機においては格納容器のヒートシンクの熱容量が大きく放出蒸気により発生する温度勾配は小さく、また、自然対流冷却や代替スプレイによって格納容器全体での循環流を発生させることにより濃度成層化が起こることはないものとする。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>4. まとめ</p> <p>NUPEC 試験において加圧器気相部を破断箇所に想定した混合挙動試験の結果、ドーム部内で均一に混合し局所的な成層化は生じていないが、ドーム部で温度差が生じたことからドーム部とループ室・一般部の間に濃度成層化が生じたことが確認された。</p> <p>実機においては原子炉格納容器のヒートシンクの熱容量が大きく放出蒸気により発生する温度勾配は小さく、また、格納容器内自然対流冷却や代替格納容器スプレイによって原子炉格納容器全体での循環流を発生させることにより濃度成層化が起こることはないものとする。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.8 原子炉格納容器内の水素混合について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別紙1</p> <p style="text-align: center;">GOTHIC コードによる NUPEC 試験(M-8-1)の検証結果について</p> <p>NUPEC 試験のうち濃度成層化の生じた M-8-1 試験に対して、GOTHIC コードを用いた再現解析を実施した。</p> <p>M-8-1 試験は、加圧器気相部破断を想定したものであり、加圧器室内で発生したヘリウム（水素模擬）及び水蒸気は、加圧器室上端の開口部を經由して格納容器上部ドーム部へ直接放出されることから、ドーム部のヘリウム濃度が顕著に高くなることが同試験の特徴となる。</p> <p>この挙動を GOTHIC コードで模擬するためには、加圧器室開口部からドーム部への流れを適切に模擬する必要があり、で分割して検証解析を行った。</p> <p>別図1に GOTHIC コードによる検証結果を示す。格納容器上下部の濃度差については、試験結果で確認される顕著な濃度差の予測には至らないが、下部区画と比較してドーム部でよりヘリウム濃度が高くなる傾向は再現されている。また、破断位置より上部においてヘリウムは高い濃度で均一になっており、成層化の傾向を模擬できている。</p> <p style="text-align: right;"> 枠囲いの内容は、機密に属しますので公開できません。</p>	<p style="text-align: right;">別紙1</p> <p style="text-align: center;">GOTHIC による NUPEC 試験(M-8-1)の検証結果について</p> <p>NUPEC 試験のうち濃度成層化の生じた M-8-1 試験に対して、GOTHIC を用いた再現解析を実施した。</p> <p>M-8-1 試験は、加圧器気相部破断を想定したものであり、加圧器室内で発生したヘリウム（水素模擬）及び水蒸気は、加圧器室上端の開口部を經由して原子炉格納容器上部ドーム部へ直接放出されることから、ドーム部のヘリウム濃度が顕著に高くなることが同試験の特徴となる。</p> <p>この挙動を GOTHIC で模擬するためには、加圧器室開口部からドーム部への流れを適切に模擬する必要があり、で分割して検証解析を行った。</p> <p>別図1に GOTHIC による検証結果を示す。原子炉格納容器上下部の濃度差については、試験結果で確認される顕著な濃度差の予測には至らないが、下部区画と比較してドーム部でよりヘリウム濃度が高くなる傾向は再現されている。また、破断位置より上部においてヘリウムは高い濃度で均一になっており、成層化の傾向を模擬できている。</p> <p style="text-align: right;"> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.8 原子炉格納容器内の水素混合について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="320 233 835 619" style="border: 2px solid black; height: 242px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="479 628 689 646" style="text-align: center;">(a)NUPEC 試験結果(M-8-1 試験)</div> <div data-bbox="320 671 835 1058" style="border: 2px solid black; height: 242px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="436 1062 745 1082" style="text-align: center;">(b)GOTHIC コードによる検証結果(M-8-1 試験)</div> <div data-bbox="407 1110 763 1129" style="text-align: center;">別図1 GOTHIC コードによるM-8-1 試験の解析結果</div> <div data-bbox="629 1401 1021 1425" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 20px;">枠囲いの内容は、機密に属しますので公開できません。</div>	<div data-bbox="1229 223 1816 663" style="border: 2px solid black; height: 276px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="1413 679 1673 699" style="text-align: center;">(a)NUPEC 試験結果(M-8-1 試験)</div> <div data-bbox="1229 727 1816 1153" style="border: 2px solid black; height: 267px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="1382 1169 1706 1189" style="text-align: center;">(b)GOTHIC による検証結果(M-8-1 試験)</div> <div data-bbox="1377 1224 1711 1243" style="text-align: center;">別図1 GOTHIC によるM-8-1 の解析結果</div> <div data-bbox="1258 1393 1830 1417" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 20px;">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>	

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.8 原子炉格納容器内の水素混合について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="302 268 694 614" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="302 630 779 1173" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="526 1193 689 1217" data-label="Caption"> <p>解析モデルイメージ図</p> </div> <div data-bbox="629 1396 1021 1420" data-label="Text"> <p>枠囲いの内容は、機密に属しますので公開できません。</p> </div>	<div data-bbox="1220 255 1635 630" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="1198 630 1720 1228" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1411 1244 1680 1268" data-label="Caption"> <p>別図2 解析モデルイメージ図</p> </div> <div data-bbox="1238 1396 1809 1420" data-label="Text"> <p>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>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

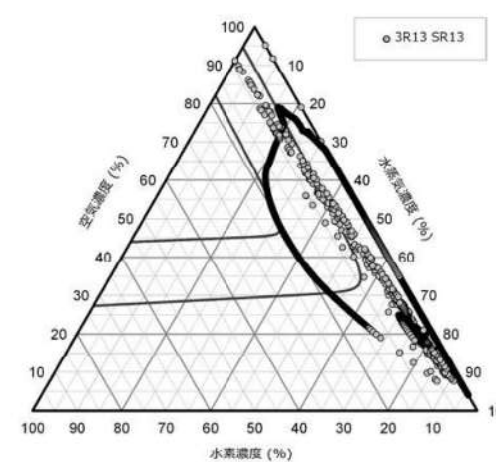
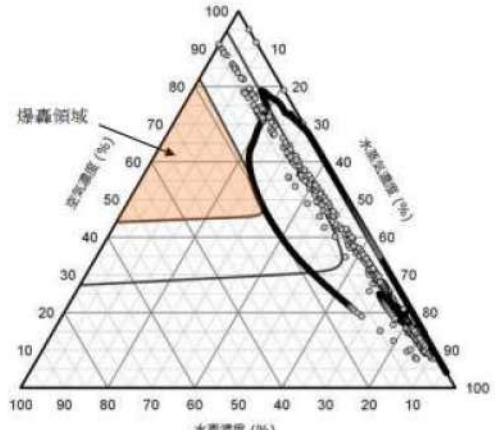
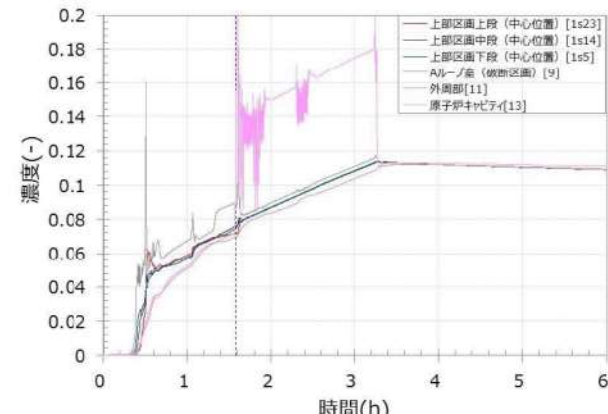
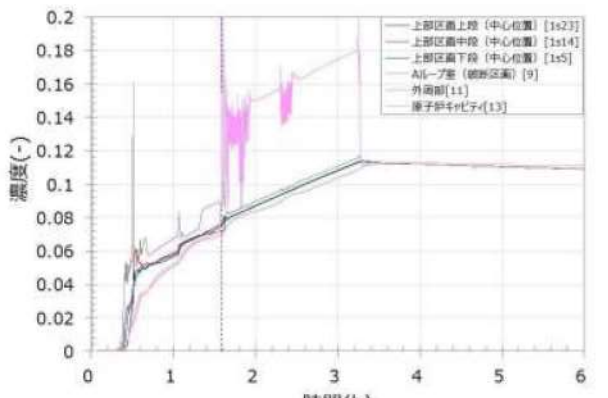
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.8 原子炉格納容器内の水素混合について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【別紙2については、泊と同様の記載をしている高浜3 / 4号炉を記載】</p> <p style="text-align: right;">別紙2</p> <p>感度解析ケース(AEW)の原子炉キャビティ区画における爆轟の可能性について</p> <p>原子炉容器破損後は、原子炉キャビティ区画が主な水素発生源となり、その他の区画と比較して水素が高濃度で推移するため、爆轟の影響について検討した。</p> <p>原子炉キャビティ区画の気相部の挙動としては、原子炉容器破損直後に原子炉容器から水素と水蒸気が発生し、その後は、熔融デブリの落下に伴う蒸気発生により長期にわたり水蒸気雰囲気となる。</p> <p>別図2に感度ケース(AEW)の原子炉キャビティ区画に三元図及びドライ水素濃度を示す。別図2(a)のとおり、原子炉容器破損直後に約15秒間爆轟領域に入るものの、その後は速やかに水蒸気雰囲気となる。</p> <p>なお、本評価は、ジルコニウム-水反応による水素発生量を75%に補正しているため、水素発生源である原子炉キャビティ区画の水素濃度が相対的に高くなっている。別図3に75%補正をしない場合の三元図及びドライ水素濃度を示す。この結果、爆轟領域に至っていないことがわかる。</p>	<p style="text-align: right;">別紙2</p> <p>感度ケース(AEW)の原子炉下部キャビティ区画における爆轟の可能性について</p> <p>原子炉容器破損後は、原子炉下部キャビティ区画が主な水素発生源となり、その他の区画と比較して水素が高濃度で推移するため、爆轟の影響について検討した。</p> <p>原子炉下部キャビティ区画の気相部の挙動としては、原子炉容器破損直後に原子炉容器から水素と水蒸気が発生し、その後は、熔融デブリの落下に伴う蒸気発生により長期にわたり水蒸気雰囲気となる。</p> <p>別図3に感度ケース(AEW)の原子炉下部キャビティ区画の三元図及びドライ水素濃度を示す。別図3(a)のとおり、原子炉容器破損直後に約15秒間爆轟領域に入るものの、その後は速やかに水蒸気雰囲気となる。</p> <p>なお、本評価は、ジルコニウム-水反応による水素発生量を75%に補正しているため、水素発生源である原子炉下部キャビティ区画の水素濃度が相対的に高くなっている。別図4に75%補正をしない場合の三元図及びドライ水素濃度を示す。この結果、爆轟領域に至っていないことがわかる。</p>	

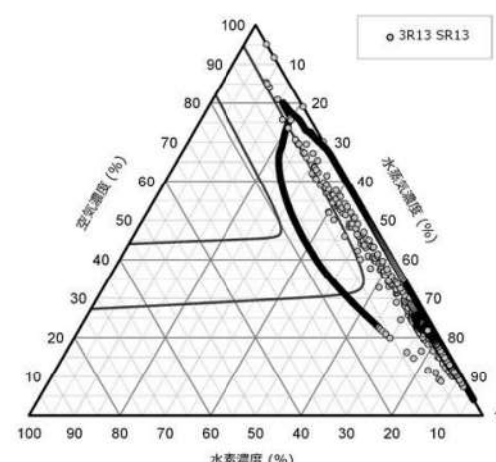
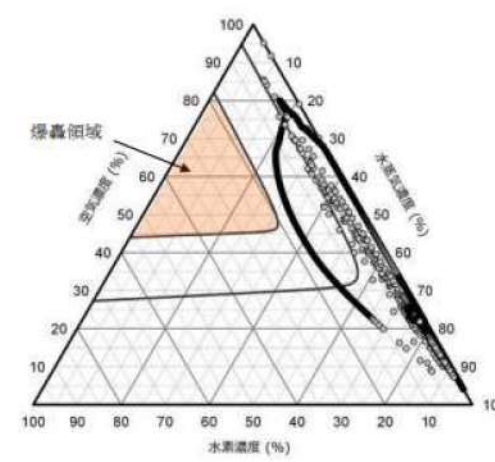
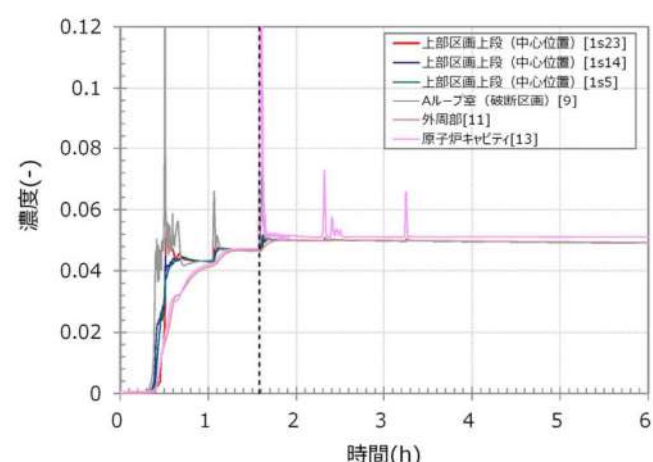
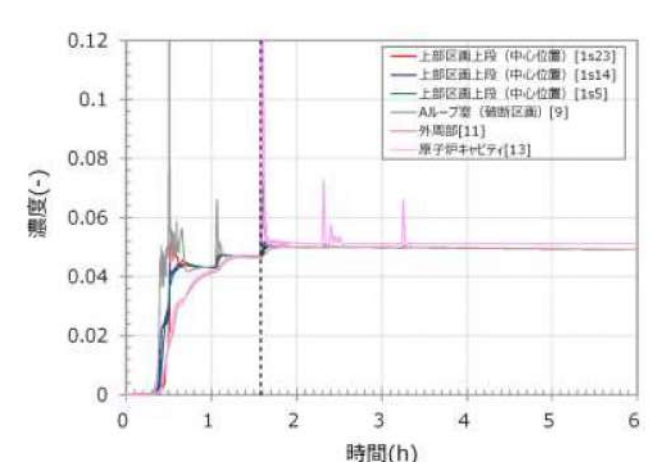
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.8 原子炉格納容器内の水素混合について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>(a) キャビティ三元図</p>	 <p>(a)原子炉下部キャビティ三元図</p>	
 <p>(b) ドライ水素濃度</p>	 <p>(b) ドライ水素濃度</p>	
<p>別図2 感度ケース（75%補正有）</p>	<p>別図3 3ループプラントの感度ケース(AEW)における原子炉下部キャビティ三元図及びドライ水素濃度(75%補正有)</p>	

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.8 原子炉格納容器内の水素混合について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>(a) キャビティ三元図</p>	 <p>(a) 原子炉下部キャビティ三元図</p>	
 <p>(b) ドライ水素濃度</p>	 <p>(b) ドライ水素濃度</p>	
<p>別図3 感度ケース（75%補正無）</p>	<p>別図4 3ループプラント感度ケース(AEW)における原子炉下部キャビティ三元図及びドライ水素濃度（75%補正無し）</p>	

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.8 原子炉格納容器内の水素混合について）

大飯発電所3 / 4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

(参考) NUPEC試験条件

試験条件	NO	CV初期 温度 ℃		He放出		水蒸気放出		スプレイ水		He、水蒸気放出位置
		流量 kg/s	時間 min	流量 kg/s	時間 min	流量 kg/s	時間 min	流量 kg/s	時間 min	
1. CV内He濃度分布・混合試験	M-2-2	RT	0.027	30	—	—	—	—	—	SG基礎部D
	M-2-3	RT	0.027	30	—	—	—	—	—	加圧器逃がしタンク
4. 放出水蒸気による濃度分布・混合試験	M-4-1	RT	0.027	30	0.04	30	60	—	—	SG基礎部D
	M-4-3	RT	0.027	30	0.33	30	115	—	—	SG基礎部D
5. スプレイによるHe濃度分布・混合試験	M-5-1	RT	0.027	30	—	—	—	5 (18m ³ /h)	30	加圧器逃がしタンク
	M-7-1	(初期) ~70	0.0	0	0.08	0	~110	19.4 ↓ 40	0 ↓ 30	SG基礎部D
6. 上部破断による混合試験	M-8-1	RT	0.027	30	0.33	30	115	—	—	加圧器逃がし弁(加圧器室)
	M-8-2	(初期) ~70	0	0	0	0	90	19.4 ↓ 40	0 ↓ 30	加圧器逃がし弁(加圧器室)

①：成層化現象は確認されていない
 ②：成層化現象は確認されていない
 ③：ドーム部内放出箇所の上下で成層化を確認（上部では均一に混合）

(参考) NUPEC試験条件

試験条件	NO	CV初期 温度 ℃		He放出		水蒸気放出		スプレイ水		He、水蒸気放出位置
		流量 kg/s	時間 min	流量 kg/s	時間 min	流量 kg/s	時間 min	流量 kg/s	時間 min	
2. CV内He濃度分布・混合試験	M-2-2	RT	0.027	30	—	—	—	—	—	SG基礎部D
	M-2-3	RT	0.027	30	—	—	—	—	—	加圧器逃がしタンク
4. 放出水蒸気による濃度分布・混合試験	M-4-1	RT	0.027	30	0.04	30	68	—	—	SG基礎部D
	M-4-3	RT	0.027	30	0.33	30	115	—	—	SG基礎部D
5. スプレイによるHe濃度分布・混合試験	M-5-1	RT	0.027	30	—	—	—	5 (18m ³ /h)	30	加圧器逃がしタンク
	M-7-1	(初期) ~70	0.0	0	0.08	0	~110	19.4 ↓ 40	0 ↓ 30	SG基礎部D
7. スプレイによるHe濃度分布・混合試験	M-8-1	RT	0.027	30	0.33	30	115	—	—	加圧器逃がし弁(加圧器室)
	M-8-2	(初期) ~70	0	0	0	0.08	90	19.4 ↓ 40	0 ↓ 30	加圧器逃がし弁(加圧器室)

①：成層化現象は確認されていない
 ②：ドーム部内放出箇所の上下で成層化を確認（上部では均一に混合）

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.9 AICC 評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																				
<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.10</p> <p style="text-align: center;">AICC 評価について</p> <p>1. はじめに 本評価では、可燃性ガスが蓄積し、その可燃性ガスが燃焼した場合の原子炉格納容器内圧力として、断熱等積完全燃焼（AICC: adiabatic isochoric complete combustion）を想定した評価を実施した。</p> <p>2. 評価の想定 全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生すると想定した場合に、これがすべて燃焼に寄与することを想定し、その際の原子炉格納容器バウダリにかかる圧力を評価した。</p> <p>3. 評価方法 (1) 評価条件 全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応した際に生成される水素の燃焼による AICC 時の原子炉格納容器内の圧力上昇を評価する。主要な評価条件を表1に示す。 AICC の評価にあたっては、保守的に燃焼後の圧力が高くなるように、燃焼前の水蒸気濃度は、原子炉格納容器全体燃焼が生じ得る最小限の水素濃度（ウェット水素濃度 8vol%）となる水蒸気濃度とする。</p> <p style="text-align: center;">表1 評価条件</p> <table border="1" data-bbox="246 925 952 1388"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>値</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>全炉心内 Zr 質量</td> <td>24,800kg</td> <td>燃料集合体のみの最大全炉心内ジルコニウム質量</td> </tr> <tr> <td>初期原子炉格納容器雰囲気温度</td> <td>49℃ (322.15K)</td> <td>空気が少なくなり同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に高めの値として、添付書類十解析の原子炉格納容器健全性評価と同じ値</td> </tr> <tr> <td>初期原子炉格納容器内圧力</td> <td>大気圧 (101.325Pa[abs])</td> <td>空気が少なくなり同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に低めの値として、添付書類十解析の ECCS 性能評価、原子炉格納容器健全性評価と同じ値</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器自由体積</td> <td>72,900m³</td> <td>同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に小さめの値として、添付書類十解析の原子炉格納容器健全性評価と同じ値（最小自由体積）</td> </tr> <tr> <td>燃焼前ウェット水素濃度</td> <td>8vol%</td> <td>火災の下方伝搬により原子炉格納容器全体燃焼が生じ原子炉格納容器の圧力上昇が高くなる水素濃度</td> </tr> </tbody> </table>	項目	値	備考	全炉心内 Zr 質量	24,800kg	燃料集合体のみの最大全炉心内ジルコニウム質量	初期原子炉格納容器雰囲気温度	49℃ (322.15K)	空気が少なくなり同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に高めの値として、添付書類十解析の原子炉格納容器健全性評価と同じ値	初期原子炉格納容器内圧力	大気圧 (101.325Pa[abs])	空気が少なくなり同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に低めの値として、添付書類十解析の ECCS 性能評価、原子炉格納容器健全性評価と同じ値	原子炉格納容器自由体積	72,900m ³	同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に小さめの値として、添付書類十解析の原子炉格納容器健全性評価と同じ値（最小自由体積）	燃焼前ウェット水素濃度	8vol%	火災の下方伝搬により原子炉格納容器全体燃焼が生じ原子炉格納容器の圧力上昇が高くなる水素濃度	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.4.9</p> <p style="text-align: center;">AICC 評価について</p> <p>1. はじめに 本評価では、可燃性ガスが蓄積し、その可燃性ガスが燃焼した場合の原子炉格納容器内圧力として、断熱等積完全燃焼（AICC: adiabatic isochoric complete combustion）を想定した評価を実施した。</p> <p>2. 評価の想定 全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生すると想定した場合に、これがすべて燃焼に寄与することを想定し、その際の原子炉格納容器バウダリにかかる圧力を評価した。</p> <p>3. 評価方法 (1) 評価条件 全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応した際に生成される水素の燃焼による AICC 時の原子炉格納容器（以下、「CV」という。）内の圧力上昇を評価する。主要な評価条件を表1に示す。 AICC の評価にあたっては、保守的に燃焼後の圧力が高くなるように、燃焼前の水蒸気濃度は、CV 全体燃焼が生じ得る最小限の水素濃度（ウェット水素濃度 8 vol%）となる水蒸気濃度とする。</p> <p style="text-align: center;">表1 評価条件</p> <table border="1" data-bbox="1164 925 1870 1388"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>値</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>全炉心内 Zr 質量</td> <td>20,200kg</td> <td>燃料集合体のみの最大全炉心内ジルコニウム質量</td> </tr> <tr> <td>初期 CV 内温度</td> <td>49℃ (322.15K)</td> <td>空気が少なくなり同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に高めの値として、添付書類十解析の原子炉格納容器健全性評価と同じ値</td> </tr> <tr> <td>初期 CV 内圧力</td> <td>大気圧 (101,325Pa[abs])</td> <td>空気が少なくなり同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に低めの値として、添付書類十解析の ECCS 性能評価、原子炉格納容器健全性評価と同じ値</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器自由体積</td> <td>65,500m³</td> <td>同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に小さめの値として、添付書類十解析の原子炉格納容器健全性評価と同じ値（最小自由体積）</td> </tr> <tr> <td>燃焼前ウェット水素濃度</td> <td>8 vol%</td> <td>火災の下方伝搬により CV 全体燃焼が生じ CV の圧力上昇が高くなる水素濃度</td> </tr> </tbody> </table>	項目	値	備考	全炉心内 Zr 質量	20,200kg	燃料集合体のみの最大全炉心内ジルコニウム質量	初期 CV 内温度	49℃ (322.15K)	空気が少なくなり同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に高めの値として、添付書類十解析の原子炉格納容器健全性評価と同じ値	初期 CV 内圧力	大気圧 (101,325Pa[abs])	空気が少なくなり同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に低めの値として、添付書類十解析の ECCS 性能評価、原子炉格納容器健全性評価と同じ値	原子炉格納容器自由体積	65,500m ³	同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に小さめの値として、添付書類十解析の原子炉格納容器健全性評価と同じ値（最小自由体積）	燃焼前ウェット水素濃度	8 vol%	火災の下方伝搬により CV 全体燃焼が生じ CV の圧力上昇が高くなる水素濃度	
項目	値	備考																																				
全炉心内 Zr 質量	24,800kg	燃料集合体のみの最大全炉心内ジルコニウム質量																																				
初期原子炉格納容器雰囲気温度	49℃ (322.15K)	空気が少なくなり同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に高めの値として、添付書類十解析の原子炉格納容器健全性評価と同じ値																																				
初期原子炉格納容器内圧力	大気圧 (101.325Pa[abs])	空気が少なくなり同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に低めの値として、添付書類十解析の ECCS 性能評価、原子炉格納容器健全性評価と同じ値																																				
原子炉格納容器自由体積	72,900m ³	同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に小さめの値として、添付書類十解析の原子炉格納容器健全性評価と同じ値（最小自由体積）																																				
燃焼前ウェット水素濃度	8vol%	火災の下方伝搬により原子炉格納容器全体燃焼が生じ原子炉格納容器の圧力上昇が高くなる水素濃度																																				
項目	値	備考																																				
全炉心内 Zr 質量	20,200kg	燃料集合体のみの最大全炉心内ジルコニウム質量																																				
初期 CV 内温度	49℃ (322.15K)	空気が少なくなり同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に高めの値として、添付書類十解析の原子炉格納容器健全性評価と同じ値																																				
初期 CV 内圧力	大気圧 (101,325Pa[abs])	空気が少なくなり同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に低めの値として、添付書類十解析の ECCS 性能評価、原子炉格納容器健全性評価と同じ値																																				
原子炉格納容器自由体積	65,500m ³	同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に小さめの値として、添付書類十解析の原子炉格納容器健全性評価と同じ値（最小自由体積）																																				
燃焼前ウェット水素濃度	8 vol%	火災の下方伝搬により CV 全体燃焼が生じ CV の圧力上昇が高くなる水素濃度																																				

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.9 AICC 評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 評価モデル</p> <p>(a) 計算条件及び記号</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内が飽和状態であると想定した上で燃焼前ウェット水素濃度 8vol%になる水蒸気濃度 通常運転時の初期圧力 =101,325 (Pa) 通常運転時の初期温度 =49 (°C) 全炉心内ジルコニウム質量 =24,800 (kg) 断熱等積完全燃焼(AICC: adiabatic isochoric complete combustion) 燃焼前の化学種は水素、酸素、窒素、水蒸気分子、燃焼後の化学種は酸素、窒素、水蒸気分子のみを仮定し、化学平衡計算は実施しない。 化学種の定容比熱は定数とする^[1] AICCの仮定により、水素燃焼時の発熱量は水蒸気が凝縮しないとして水素低発熱量を使用 <p>(記号)</p> <p>V_{cv}: 原子炉格納容器自由体積(m³)</p> <p>P_{cv}: 圧力(Pa)</p> <p>T_{cv}: 温度(K)</p> <p>n: ガス分子数(-)</p> <p>m: ガス質量(kg)</p> <p>M: 分子量(kg/kmol)</p> <p>Q_H: 水素の低発熱量 (1.209×10⁸J/kg)</p> <p>C_v: 定容比熱(J/kgK)</p> <p>ρ_0: 理想気体の単位体積当たりのモル数(kmol/m³)</p> <p>R_0: 一般ガス定数 (8,314J/kmolK)</p> <p>$P_{sat}(T)$: 温度Tにおける水蒸気飽和圧力 (Pa)</p> <p>()₀: 運転時の状態</p> <p>()_i: i 化学種の値 i=O(酸素)、i=N(窒素)、i=H(水素)、i=S(水蒸気)、i=air(空気)、 i=Zr(ジルコニウム)</p> <p>()': 燃焼後の値</p> <p>(b) 原子炉格納容器内の酸素、窒素および水素質量</p> <p>水素燃焼前の酸素、窒素および水素質量を算出する。これらは解析条件及び気体の状態方程式から以下のように算出できる。</p> $\rho_0 = \frac{P_0}{R_0 T_0}$ $m_N = 0.78 V_{cv} \rho_0 M_{N_2}$ $m_O = 0.22 V_{cv} \rho_0 M_{O_2}$ $m_H = 2 \frac{m_Zr}{M_{Zr}} M_H$	<p>(2) 評価モデル</p> <p>(a) 計算条件及び記号</p> <ul style="list-style-type: none"> CV内が飽和状態であると想定した上で燃焼前ウェット水素濃度 8vol%になる水蒸気濃度 通常運転時の初期圧力 =101,325 (Pa) 通常運転時の初期温度 =49 (°C) 全炉心内ジルコニウム質量 =20,200 (kg) 断熱等積完全燃焼(AICC: adiabatic isochoric complete combustion) 燃焼前の化学種は水素、酸素、窒素、水蒸気分子、燃焼後の化学種は酸素、窒素、水蒸気分子のみを仮定し、化学平衡計算は実施しない 化学種の定容比熱は定数とする^[1] AICCの仮定により、水素燃焼時の発熱量は水蒸気が凝縮しないとして水素低発熱量を使用 <p>(記号)</p> <p>V_{cv}: 原子炉格納容器自由体積(m³)</p> <p>P_{cv}: 圧力(Pa)</p> <p>T_{cv}: 温度(K)</p> <p>n: ガス分子数(-)</p> <p>m: ガス質量(kg)</p> <p>M: 分子量(kg/kmol)</p> <p>Q_H: 水素の低発熱量 (1.209×10⁸J/kg)^[2]</p> <p>C_v: 定容比熱(J/kgK)</p> <p>ρ_0: 理想気体の単位体積当たりのモル数(kmol/m³)</p> <p>R_0: 一般ガス定数 (8,314J/kmol・K)</p> <p>$P_{sat}(T)$: 温度Tにおける水蒸気飽和圧力 (Pa)^[3]</p> <p>()₀: 運転時の状態</p> <p>()_i: i 化学種の値 i=O(酸素)、i=N(窒素)、i=H(水素)、i=S(水蒸気)、 i=air(空気)、i=Zr(ジルコニウム)</p> <p>()': 燃焼後の値</p> <p>(b) CV内の酸素、窒素および水素質量</p> <p>水素燃焼前の酸素、窒素および水素質量を算出する。これらは解析条件及び気体の状態方程式から以下のように算出できる。</p> $\rho_0 = \frac{P_0}{R_0 T_0}$ $m_N = 0.78 V_{cv} \rho_0 M_{N_2}$ $m_O = 0.22 V_{cv} \rho_0 M_{O_2}$ $m_H = 2 \frac{m_{Zr}}{M_{Zr}} M_H$	<p>設計の相違</p>

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.9 AICC 評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(c) 水素燃焼前の状態計算</p> <p>水素燃焼前の水蒸気質量は、原子炉格納容器内が飽和状態であると想定した上でウェット水素濃度が8vol%であることを条件に、状態方程式から求める。</p> $\frac{\frac{m_H}{M_H}}{\frac{V_{CV} P_{sat}(T_{CV})}{R_0 T_{CV}} + \sum_{i=N,O,H} \frac{m_i}{M_i}} = 0.08$ $m_S = \frac{V_{CV} P_{sat}(T_{CV})}{R_0 T_{CV}} M_S$ $P_{CV} = P_{sat}(T_{CV}) + \frac{R_0 T_{CV}}{V_{CV}} \sum_{i=N,O,H} \frac{m_i}{M_i}$ <p>(d) 水素燃焼後の状態計算</p> <p>水素燃焼後の状態を計算する。酸水素反応の化学量論的關係は次式で与えられる。</p> $2H_2 + O_2 \rightarrow 2H_2O + Q$ $2 \frac{m_H}{M_H} + \frac{m_O}{M_O} \rightarrow 2 \frac{m_S}{M_S} + 2m_H Q_H$ <p>上記の關係から、酸素に対して水素が不足している状態における化学種の質量は次式で与えられる。ただし、燃焼後の反応に関係しない窒素を除く。</p> $m'_H = 0$ $m'_S = m_S + m_H \frac{M_S}{M_H}$ $m'_O = m_O - 0.5m_H \frac{M_O}{M_H}$ <p>燃焼前後のエネルギー保存は次式で与えられる。</p> $T_{CV}' \sum_{i=N,O,S} m_i' C_{v,i} = T_{CV} \sum_{i=N,O,H,S} m_i C_{v,i} + m_H Q_H$ <p>※本式右辺の燃焼の定容比熱については、燃焼後の比熱を使用する方が保守的な評価となるため以降の評価では燃焼後の定容比熱を使用することとする。</p> <p>上式から燃焼後の断熱温度が次式により求められる。</p> $T_{CV}' = \frac{T_{CV} \sum_{i=N,O,H,S} m_i C_{v,i} + m_H Q_H}{\sum_{i=N,O,S} m_i' C_{v,i}}$	<p>(c) 水素燃焼前の状態計算</p> <p>水素燃焼前の水蒸気質量は、CV内が飽和状態であると想定した上でウェット水素濃度が8vol%であることを条件に、状態方程式から求める。</p> $\frac{\frac{m_H}{M_H}}{\frac{V_{CV} P_{sat}(T_{CV})}{R_0 T_{CV}} + \sum_{i=N,O,H} \frac{m_i}{M_i}} = 0.08$ $m_S = \frac{V_{CV} P_{sat}(T_{CV})}{R_0 T_{CV}} M_S$ $P_{CV} = P_{sat}(T_{CV}) + \frac{R_0 T_{CV}}{V_{CV}} \sum_{i=N,O,H} \frac{m_i}{M_i}$ <p>(d) 水素燃焼後の状態計算</p> <p>水素燃焼後の状態を計算する。酸水素反応の化学量論的關係は次式で与えられる。</p> $2H_2 + O_2 \rightarrow 2H_2O + Q$ $2 \frac{m_H}{M_H} + \frac{m_O}{M_O} \rightarrow 2 \frac{m_S}{M_S} + 2m_H Q_H$ <p>上記の關係から、酸素に対して水素が不足している状態における化学種の質量は次式で与えられる。ただし、燃焼後の反応に関係しない窒素を除く。</p> $m'_H = 0$ $m'_S = m_S + m_H \frac{M_S}{M_H}$ $m'_O = m_O - 0.5m_H \frac{M_O}{M_H}$ <p>燃焼前後のエネルギー保存は次式で与えられる。</p> $T_{CV}' \sum_{i=N,O,S} m_i' C_{v,i} = T_{CV} \sum_{i=N,O,H,S} m_i C_{v,i} + m_H Q_H$ <p>※本式右辺の燃焼の定容比熱については、燃焼後の比熱を使用する方が保守的な評価となるため以降の評価では燃焼後の定容比熱を使用することとする。</p> <p>上式から燃焼後の断熱温度が次式により求められる。</p> $T_{CV}' = \frac{T_{CV} \sum_{i=N,O,H,S} m_i C_{v,i} + m_H Q_H}{\sum_{i=N,O,S} m_i' C_{v,i}}$	

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.9 AICC 評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>また、この時の圧力は次式より求められる。</p> $P_{cv}' = P_{cv} \frac{n' T_{cv}'}{n T_{cv}} = P_{cv} \frac{T_{cv}' \sum_{i=N,D,S} \frac{m_i}{M_i}}{T_{cv} \sum_{i=N,D,H,S} \frac{m_i}{M_i}}$ <p>4. 検討結果</p> <p>検討手順に基づいて、大飯3、4号炉を対象に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応することを想定した場合に、発生した水素の燃焼による原子炉格納容器内の圧力上昇の算出結果を以下に示す。（ケース1）</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃焼前の原子炉格納容器内ウェット水素濃度：8vol% （ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度約12.88vol%） 燃焼前の圧力：0.11MPa[gage] 燃焼後の圧力：0.50MPa[gage] < 最高使用圧力の2倍：0.78MPa[gage] <p>以上から、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応することを想定した場合に、発生した水素の燃焼による原子炉格納容器内の圧力上昇を算出した結果、最高使用圧力の2倍以下となった。したがって、大飯3、4号機が、本事象についての判断基準を満たすことを確認した。</p> <p>5. 感度解析</p> <p>GOTHICコードによる解析で、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応する時点での、ウェット水素濃度約10.0vol%における評価結果は以下の通りである。（ケース2）</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃焼前の原子炉格納容器内ウェット水素濃度：約10.0vol% （ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度約12.83vol%） 燃焼前の圧力：0.057MPa[gage] 燃焼後の圧力：0.41MPa[gage] < 最高使用圧力の2倍：0.78MPa[gage] <p>なお、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応した際に、水蒸気が無い、ドライ状態での評価結果は以下のとおりであり、燃焼前の格納容器内をウェット水素濃度8vol%相当まで水蒸気で加圧した条件が厳しくなることがわかる。（ケース3）</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃焼前の水蒸気濃度 0vol% （ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度約12.88vol%） 燃焼前の圧力：0.015MPa[gage] 燃焼後の圧力：0.41MPa[gage] < 最高使用圧力の2倍：0.78MPa[gage] 	<p>また、この時の圧力は次式より求められる。</p> $P_{cv}' = P_{cv} \frac{n' T_{cv}'}{n T_{cv}} = P_{cv} \frac{T_{cv}' \sum_{i=N,D,S} \frac{m_i}{M_i}}{T_{cv} \sum_{i=N,D,H,S} \frac{m_i}{M_i}}$ <p>4. 検討結果</p> <p>検討手順に基づいて、泊3号炉を対象に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応することを想定した場合に、発生した水素の燃焼によるCV内の圧力上昇の算出結果を以下に示す。（ケース1）</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃焼前のCV内ウェット水素濃度：8vol% （ドライ条件に換算したCV内水素濃度約11.82vol%） 燃焼前の圧力：0.088MPa[gage] 燃焼後の圧力：0.443MPa[gage] < 原子炉格納容器の限界圧力0.566MPa[gage] <p>以上から、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応することを想定した場合に、発生した水素の燃焼による原子炉格納容器内の圧力上昇を算出した結果、最高使用圧力の2倍以下となった。したがって、本事象についての判断基準を満たすことを確認した。</p> <p>5. 感度解析</p> <p>GOTHICによる解析で、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応する時点での、ウェット水素濃度約9.2vol%における評価結果は以下の通りである。（ケース2）</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃焼前のCV内ウェット水素濃度：約9.2vol% （ドライ条件に換算したCV内水素濃度約11.65vol%） 燃焼前の圧力：0.057MPa[gage] 燃焼後の圧力：0.421MPa[gage] < 原子炉格納容器の限界圧力0.566MPa[gage] <p>なお、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応した際に、水蒸気が無い、ドライ状態での評価結果は以下のとおりであり、燃焼前の原子炉格納容器内をウェット水素濃度8vol%相当まで水蒸気で加圧した条件が厳しくなることがわかる。（ケース3）</p> <ul style="list-style-type: none"> 燃焼前の水蒸気濃度：0vol% （ドライ条件に換算したCV内水素濃度約11.82vol%） 燃焼前の圧力：0.014MPa[gage] 燃焼後の圧力：0.376MPa[gage] < 原子炉格納容器の限界圧力0.566MPa[gage] 	<p></p> <p>解析結果の相違</p> <p>設計の相違</p> <p></p> <p>解析結果の相違</p> <p>設計の相違</p> <p></p> <p>解析結果の相違</p> <p>設計の相違</p>

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.9 AICC 評価について）

大飯発電所3 / 4号炉						泊発電所3号炉						相違理由
各ケースの評価結果を表2にまとめる。						各ケースの評価結果を表2にまとめる。						
表2 各ケースの評価結果						表2 各ケースの評価結果						
ケース	想定ジルコニウム-水反応割合	初期水素濃度	燃焼前圧力 MPa[gage]	燃焼後圧力 MPa[gage]	圧力上昇幅 MPa	ケース	想定Zr-水反応割合	初期水素濃度	燃焼前圧力 MPa[gage]	燃焼後圧力 MPa[gage]	圧力上昇幅 MPa	
1	75%	ウェット8vol% (水素：407.8[kmol]) (空気：2,757.9[kmol]) (水蒸気：1,928.8[kmol])	0.11	0.50	0.39	1	75%	ウェット8 vol% (水素：332.1[kmol]) (空気：2477.9[kmol]) (水蒸気：1341.6[kmol])	0.088	0.443	0.355	
2	75%	ウェット約10.0vol% (水素：405.8[kmol]) ^{※1} (空気：2,757.7[kmol]) (水蒸気：879.7[kmol])	0.057	0.41	0.36	2	75%	ウェット約9.2vol% (水素：326.8[kmol]) [※] (空気：2477.8[kmol]) (水蒸気：764.9[kmol])	0.057	0.421	0.364	
3	75%	ドライ約12.88vol% (水素：407.8[kmol]) (空気：2,757.9[kmol]) (水蒸気：-)	0.015	0.41	0.39	3	75%	ドライ約11.8vol% (水素：332.1[kmol]) (空気：2477.9[kmol]) (水蒸気：-)	0.014	0.376	0.362	
<p>※1：GOTHIC 評価結果から引用しており、約1.6時間時点までのPARによる水素の処理を考慮</p>						<p>※：GOTHIC 評価結果から引用しており、約2.9時間時点までの原子炉格納容器内水素処理装置（PAR）による水素の処理を考慮</p>						
<p>6. 参考文献</p> <p>[1] 伝熱工学資料, 日本機械学会</p> <p>[2] 燃焼工学ハンドブック, 日本機会学会</p> <p>[3] 日本機械学会蒸気表, 日本機会学会</p>						<p>6. 参考文献</p> <p>[1] 伝熱工学資料, 日本機械学会</p> <p>[2] 燃焼工学ハンドブック, 日本機会学会</p> <p>[3] 日本機械学会蒸気表, 日本機会学会</p>						

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.9 AICC 評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																								
(参考1) 評価条件及び計算結果の比較（ケース1、ケース3）	(参考1)																																																																																																																																																																									
<p>表1 評価条件及び計算結果の比較（ケース1、ケース3）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>パラメータ</th> <th>ケース1</th> <th>ケース3</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>P₀</td><td>初期 CV 内圧力(Pa[abs])</td><td>101,325 ←</td></tr> <tr><td>R₀</td><td>一般ガス定数 (J/kmolK)</td><td>8,314 ←</td></tr> <tr><td>T₀</td><td>初期 CV 内温度 (K)</td><td>322.15 ←</td></tr> <tr><td>p₀</td><td>理想気体の単位体積当たりのモル数(kmol/m³)</td><td>0.037831 ←</td></tr> <tr><td>V_{cv}</td><td>原子炉格納容器自由体積(m³)</td><td>72,900 ←</td></tr> <tr><td>M_N</td><td>窒素分子量 (kg/kmol)</td><td>28.0134 ←</td></tr> <tr><td>m_N</td><td>(燃焼前) 窒素質量 (kg)</td><td>60,261 ←</td></tr> <tr><td>M_O</td><td>酸素分子量 (kg/kmol)</td><td>31.9988 ←</td></tr> <tr><td>m_O</td><td>(燃焼前) 酸素質量(kg)</td><td>19,415 ←</td></tr> <tr><td>m_{Zr}</td><td>全炉心内 Zr 量の 75%質量 (kg)</td><td>18,600 ←</td></tr> <tr><td>M_{Zr}</td><td>ジルコニウム分子量(kg/kmol)</td><td>91.224 ←</td></tr> <tr><td>M_H</td><td>水素分子量 (kg/kmol)</td><td>2.01588 ←</td></tr> <tr><td>m_H</td><td>(燃焼前) 水素質量(kg)</td><td>822.1 ←</td></tr> <tr><td>T_{cv}</td><td>(燃焼前) CV 内温度 (K)</td><td>366.9 ←</td></tr> <tr><td>P_{sat}(T_{cv})</td><td>温度 T における水蒸気飽和圧力 (Pa)</td><td>80,709 ←</td></tr> <tr><td>m_s</td><td>(燃焼前) 水蒸気質量(kg)</td><td>34,748 0</td></tr> <tr><td>P_{cv}</td><td>(燃焼前) CV 内圧力 (MPa[gage])</td><td>0.112 0.015</td></tr> <tr><td>m_s'</td><td>(燃焼後) 水蒸気質量(kg)</td><td>42,095 7,346</td></tr> <tr><td>m_o'</td><td>(燃焼後) 酸素質量(kg)</td><td>12,890 ←</td></tr> <tr><td>C_{v,N}</td><td>窒素の定容比熱(J/kgK)^{*1}</td><td>875.9204 944.5872</td></tr> <tr><td>C_{v,O}</td><td>酸素の定容比熱(J/kgK)^{*1}</td><td>833.213 880.5261</td></tr> <tr><td>C_{v,H}</td><td>水蒸気の定容比熱(J/kgK)^{*1}</td><td>1,847.723 2,139.138</td></tr> <tr><td>C_{v,H}</td><td>水素の定容比熱(J/kgK)^{*1}</td><td>10,902.95 11,828.275</td></tr> <tr><td>Q_H</td><td>水素の低発熱量(J/kg)^{*2}</td><td>1.209×10⁸ ←</td></tr> <tr><td>T_{cv}'</td><td>(燃焼後) CV 内温度(K)</td><td>1,072 1,505</td></tr> <tr><td>P_{cv}'</td><td>(燃焼後) CV 内圧力(MPa[gage])</td><td>0.497 0.407</td></tr> <tr><td>P_{cv}' - P_{cv}</td><td>圧縮上昇幅(MPa[gage])</td><td>0.385 0.392</td></tr> </tbody> </table>	パラメータ	ケース1	ケース3	P ₀	初期 CV 内圧力(Pa[abs])	101,325 ←	R ₀	一般ガス定数 (J/kmolK)	8,314 ←	T ₀	初期 CV 内温度 (K)	322.15 ←	p ₀	理想気体の単位体積当たりのモル数(kmol/m ³)	0.037831 ←	V _{cv}	原子炉格納容器自由体積(m ³)	72,900 ←	M _N	窒素分子量 (kg/kmol)	28.0134 ←	m _N	(燃焼前) 窒素質量 (kg)	60,261 ←	M _O	酸素分子量 (kg/kmol)	31.9988 ←	m _O	(燃焼前) 酸素質量(kg)	19,415 ←	m _{Zr}	全炉心内 Zr 量の 75%質量 (kg)	18,600 ←	M _{Zr}	ジルコニウム分子量(kg/kmol)	91.224 ←	M _H	水素分子量 (kg/kmol)	2.01588 ←	m _H	(燃焼前) 水素質量(kg)	822.1 ←	T _{cv}	(燃焼前) CV 内温度 (K)	366.9 ←	P _{sat} (T _{cv})	温度 T における水蒸気飽和圧力 (Pa)	80,709 ←	m _s	(燃焼前) 水蒸気質量(kg)	34,748 0	P _{cv}	(燃焼前) CV 内圧力 (MPa[gage])	0.112 0.015	m _s '	(燃焼後) 水蒸気質量(kg)	42,095 7,346	m _o '	(燃焼後) 酸素質量(kg)	12,890 ←	C _{v,N}	窒素の定容比熱(J/kgK) ^{*1}	875.9204 944.5872	C _{v,O}	酸素の定容比熱(J/kgK) ^{*1}	833.213 880.5261	C _{v,H}	水蒸気の定容比熱(J/kgK) ^{*1}	1,847.723 2,139.138	C _{v,H}	水素の定容比熱(J/kgK) ^{*1}	10,902.95 11,828.275	Q _H	水素の低発熱量(J/kg) ^{*2}	1.209×10 ⁸ ←	T _{cv} '	(燃焼後) CV 内温度(K)	1,072 1,505	P _{cv} '	(燃焼後) CV 内圧力(MPa[gage])	0.497 0.407	P _{cv} ' - P _{cv}	圧縮上昇幅(MPa[gage])	0.385 0.392	<p>表3 評価条件及び計算結果の比較（ケース1、ケース3）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>パラメータ</th> <th>ケース1</th> <th>ケース3</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>P₀</td><td>初期 CV 内圧力(Pa[abs])</td><td>101,325 ←</td></tr> <tr><td>R₀</td><td>一般ガス定数 (J/kmol・K)</td><td>8,314 ←</td></tr> <tr><td>T₀</td><td>初期 CV 内温度 (K)</td><td>322.15 ←</td></tr> <tr><td>p₀</td><td>理想気体の単位体積当たりのモル数 (kmol/m³)</td><td>0.037831 ←</td></tr> <tr><td>V_{cv}</td><td>原子炉格納容器自由体積(m³)</td><td>65,500 ←</td></tr> <tr><td>M_N</td><td>窒素分子量 (kg/kmol)</td><td>28.0134 ←</td></tr> <tr><td>m_N</td><td>(燃焼前) 窒素質量 (kg)</td><td>54,144 ←</td></tr> <tr><td>M_O</td><td>酸素分子量 (kg/kmol)</td><td>31.9988 ←</td></tr> <tr><td>m_O</td><td>(燃焼前) 酸素質量(kg)</td><td>17,444 ←</td></tr> <tr><td>m_{Zr}</td><td>全炉心内 Zr 量の 75%質量 (kg)</td><td>15,150 ←</td></tr> <tr><td>M_{Zr}</td><td>ジルコニウム分子量(kg/kmol)</td><td>91.224 ←</td></tr> <tr><td>M_H</td><td>水素分子量 (kg/kmol)</td><td>2.01588 ←</td></tr> <tr><td>m_H</td><td>(燃焼前) 水素質量(kg)</td><td>669.6 ←</td></tr> <tr><td>T_{cv}</td><td>(燃焼前) CV 内温度 (K)</td><td>359.63 ←</td></tr> <tr><td>P_{sat}(T_{cv})</td><td>温度 T における水蒸気飽和圧力 (Pa)</td><td>61,241 ←</td></tr> <tr><td>m_s</td><td>(燃焼前) 水蒸気質量(kg)</td><td>24,169 0</td></tr> <tr><td>P_{cv}</td><td>(燃焼前) CV 内圧力 (MPa[gage])</td><td>0.088 0.014</td></tr> <tr><td>m_s'</td><td>(燃焼後) 水蒸気質量(kg)</td><td>30,153 5,984</td></tr> <tr><td>m_o'</td><td>(燃焼後) 酸素質量(kg)</td><td>12,130 ←</td></tr> <tr><td>C_{v,N}</td><td>窒素の定容比熱 (J/kgK)^{*1}</td><td>875.9204 932.4449</td></tr> <tr><td>C_{v,O}</td><td>酸素の定容比熱 (J/kgK)^{*1}</td><td>833.2130 872.1521</td></tr> <tr><td>C_{v,H}</td><td>水蒸気の定容比熱 (J/kgK)^{*1}</td><td>1,847.723 2,080.520</td></tr> <tr><td>C_{v,H}</td><td>水素の定容比熱 (J/kgK)^{*1}</td><td>10,902.95 11,614.74</td></tr> <tr><td>Q_H</td><td>水素の低発熱量 (J/kg)^{*2}</td><td>1.209×10⁸ ←</td></tr> <tr><td>T_{cv}'</td><td>(燃焼後) CV 内温度 (K)</td><td>1,077 1,423</td></tr> <tr><td>P_{cv}'</td><td>(燃焼後) CV 内圧力 (MPa[gage])</td><td>0.443 0.376</td></tr> <tr><td>P_{cv}' - P_{cv}</td><td>圧縮上昇幅 (MPa[gage])</td><td>0.355 0.362</td></tr> </tbody> </table>	パラメータ	ケース1	ケース3	P ₀	初期 CV 内圧力(Pa[abs])	101,325 ←	R ₀	一般ガス定数 (J/kmol・K)	8,314 ←	T ₀	初期 CV 内温度 (K)	322.15 ←	p ₀	理想気体の単位体積当たりのモル数 (kmol/m ³)	0.037831 ←	V _{cv}	原子炉格納容器自由体積(m ³)	65,500 ←	M _N	窒素分子量 (kg/kmol)	28.0134 ←	m _N	(燃焼前) 窒素質量 (kg)	54,144 ←	M _O	酸素分子量 (kg/kmol)	31.9988 ←	m _O	(燃焼前) 酸素質量(kg)	17,444 ←	m _{Zr}	全炉心内 Zr 量の 75%質量 (kg)	15,150 ←	M _{Zr}	ジルコニウム分子量(kg/kmol)	91.224 ←	M _H	水素分子量 (kg/kmol)	2.01588 ←	m _H	(燃焼前) 水素質量(kg)	669.6 ←	T _{cv}	(燃焼前) CV 内温度 (K)	359.63 ←	P _{sat} (T _{cv})	温度 T における水蒸気飽和圧力 (Pa)	61,241 ←	m _s	(燃焼前) 水蒸気質量(kg)	24,169 0	P _{cv}	(燃焼前) CV 内圧力 (MPa[gage])	0.088 0.014	m _s '	(燃焼後) 水蒸気質量(kg)	30,153 5,984	m _o '	(燃焼後) 酸素質量(kg)	12,130 ←	C _{v,N}	窒素の定容比熱 (J/kgK) ^{*1}	875.9204 932.4449	C _{v,O}	酸素の定容比熱 (J/kgK) ^{*1}	833.2130 872.1521	C _{v,H}	水蒸気の定容比熱 (J/kgK) ^{*1}	1,847.723 2,080.520	C _{v,H}	水素の定容比熱 (J/kgK) ^{*1}	10,902.95 11,614.74	Q _H	水素の低発熱量 (J/kg) ^{*2}	1.209×10 ⁸ ←	T _{cv} '	(燃焼後) CV 内温度 (K)	1,077 1,423	P _{cv} '	(燃焼後) CV 内圧力 (MPa[gage])	0.443 0.376	P _{cv} ' - P _{cv}	圧縮上昇幅 (MPa[gage])	0.355 0.362	
パラメータ	ケース1	ケース3																																																																																																																																																																								
P ₀	初期 CV 内圧力(Pa[abs])	101,325 ←																																																																																																																																																																								
R ₀	一般ガス定数 (J/kmolK)	8,314 ←																																																																																																																																																																								
T ₀	初期 CV 内温度 (K)	322.15 ←																																																																																																																																																																								
p ₀	理想気体の単位体積当たりのモル数(kmol/m ³)	0.037831 ←																																																																																																																																																																								
V _{cv}	原子炉格納容器自由体積(m ³)	72,900 ←																																																																																																																																																																								
M _N	窒素分子量 (kg/kmol)	28.0134 ←																																																																																																																																																																								
m _N	(燃焼前) 窒素質量 (kg)	60,261 ←																																																																																																																																																																								
M _O	酸素分子量 (kg/kmol)	31.9988 ←																																																																																																																																																																								
m _O	(燃焼前) 酸素質量(kg)	19,415 ←																																																																																																																																																																								
m _{Zr}	全炉心内 Zr 量の 75%質量 (kg)	18,600 ←																																																																																																																																																																								
M _{Zr}	ジルコニウム分子量(kg/kmol)	91.224 ←																																																																																																																																																																								
M _H	水素分子量 (kg/kmol)	2.01588 ←																																																																																																																																																																								
m _H	(燃焼前) 水素質量(kg)	822.1 ←																																																																																																																																																																								
T _{cv}	(燃焼前) CV 内温度 (K)	366.9 ←																																																																																																																																																																								
P _{sat} (T _{cv})	温度 T における水蒸気飽和圧力 (Pa)	80,709 ←																																																																																																																																																																								
m _s	(燃焼前) 水蒸気質量(kg)	34,748 0																																																																																																																																																																								
P _{cv}	(燃焼前) CV 内圧力 (MPa[gage])	0.112 0.015																																																																																																																																																																								
m _s '	(燃焼後) 水蒸気質量(kg)	42,095 7,346																																																																																																																																																																								
m _o '	(燃焼後) 酸素質量(kg)	12,890 ←																																																																																																																																																																								
C _{v,N}	窒素の定容比熱(J/kgK) ^{*1}	875.9204 944.5872																																																																																																																																																																								
C _{v,O}	酸素の定容比熱(J/kgK) ^{*1}	833.213 880.5261																																																																																																																																																																								
C _{v,H}	水蒸気の定容比熱(J/kgK) ^{*1}	1,847.723 2,139.138																																																																																																																																																																								
C _{v,H}	水素の定容比熱(J/kgK) ^{*1}	10,902.95 11,828.275																																																																																																																																																																								
Q _H	水素の低発熱量(J/kg) ^{*2}	1.209×10 ⁸ ←																																																																																																																																																																								
T _{cv} '	(燃焼後) CV 内温度(K)	1,072 1,505																																																																																																																																																																								
P _{cv} '	(燃焼後) CV 内圧力(MPa[gage])	0.497 0.407																																																																																																																																																																								
P _{cv} ' - P _{cv}	圧縮上昇幅(MPa[gage])	0.385 0.392																																																																																																																																																																								
パラメータ	ケース1	ケース3																																																																																																																																																																								
P ₀	初期 CV 内圧力(Pa[abs])	101,325 ←																																																																																																																																																																								
R ₀	一般ガス定数 (J/kmol・K)	8,314 ←																																																																																																																																																																								
T ₀	初期 CV 内温度 (K)	322.15 ←																																																																																																																																																																								
p ₀	理想気体の単位体積当たりのモル数 (kmol/m ³)	0.037831 ←																																																																																																																																																																								
V _{cv}	原子炉格納容器自由体積(m ³)	65,500 ←																																																																																																																																																																								
M _N	窒素分子量 (kg/kmol)	28.0134 ←																																																																																																																																																																								
m _N	(燃焼前) 窒素質量 (kg)	54,144 ←																																																																																																																																																																								
M _O	酸素分子量 (kg/kmol)	31.9988 ←																																																																																																																																																																								
m _O	(燃焼前) 酸素質量(kg)	17,444 ←																																																																																																																																																																								
m _{Zr}	全炉心内 Zr 量の 75%質量 (kg)	15,150 ←																																																																																																																																																																								
M _{Zr}	ジルコニウム分子量(kg/kmol)	91.224 ←																																																																																																																																																																								
M _H	水素分子量 (kg/kmol)	2.01588 ←																																																																																																																																																																								
m _H	(燃焼前) 水素質量(kg)	669.6 ←																																																																																																																																																																								
T _{cv}	(燃焼前) CV 内温度 (K)	359.63 ←																																																																																																																																																																								
P _{sat} (T _{cv})	温度 T における水蒸気飽和圧力 (Pa)	61,241 ←																																																																																																																																																																								
m _s	(燃焼前) 水蒸気質量(kg)	24,169 0																																																																																																																																																																								
P _{cv}	(燃焼前) CV 内圧力 (MPa[gage])	0.088 0.014																																																																																																																																																																								
m _s '	(燃焼後) 水蒸気質量(kg)	30,153 5,984																																																																																																																																																																								
m _o '	(燃焼後) 酸素質量(kg)	12,130 ←																																																																																																																																																																								
C _{v,N}	窒素の定容比熱 (J/kgK) ^{*1}	875.9204 932.4449																																																																																																																																																																								
C _{v,O}	酸素の定容比熱 (J/kgK) ^{*1}	833.2130 872.1521																																																																																																																																																																								
C _{v,H}	水蒸気の定容比熱 (J/kgK) ^{*1}	1,847.723 2,080.520																																																																																																																																																																								
C _{v,H}	水素の定容比熱 (J/kgK) ^{*1}	10,902.95 11,614.74																																																																																																																																																																								
Q _H	水素の低発熱量 (J/kg) ^{*2}	1.209×10 ⁸ ←																																																																																																																																																																								
T _{cv} '	(燃焼後) CV 内温度 (K)	1,077 1,423																																																																																																																																																																								
P _{cv} '	(燃焼後) CV 内圧力 (MPa[gage])	0.443 0.376																																																																																																																																																																								
P _{cv} ' - P _{cv}	圧縮上昇幅 (MPa[gage])	0.355 0.362																																																																																																																																																																								
<p>*1 燃焼後の定容比熱を使用。</p> <p>*2 発熱量には燃焼時に発生する水蒸気の凝縮潜熱を含めた高発熱量と凝縮潜熱を含めない低発熱量がある。 本評価では、AICC の仮定により、水素燃焼時の発熱量は 水蒸気が凝縮しないとして水素低発熱量を使用。</p>	<p>*1 燃焼後の定容比熱を使用。</p> <p>*2 発熱量には燃焼時に発生する水蒸気の凝縮潜熱を含めた高発熱量と凝縮潜熱を含めない低発熱量がある。 本評価では、AICC の仮定により、水素燃焼時の発熱量は水蒸気が凝縮しないとして水素低発熱量を使用。</p>																																																																																																																																																																									

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.9 AICC 評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																												
<p>(参考2) 燃焼後の温度算出式において燃焼後の定容比熱を使用している理由について</p> <p>燃焼前後のエネルギー保存式から求めた以下の燃焼後の温度の算出式において、分子は燃焼前の混合気体全体の内部エネルギーと燃焼エネルギーの和であり、分母は燃焼後の混合気体全体の熱容量を表している。</p> $T_{cv}' = \frac{T_{cv} \sum_{i=N,O,H,S} m_i C_{v,i} + m_H Q_H}{\sum_{i=N,O,S} m_i C_{v,i}'}$ <p>今回の評価においては、内部エネルギーを最大化して保守的な評価を行えるように、分子に燃焼後の大きな比熱を与えることで、燃焼前の比熱を使用した場合に比べ表2-1及び表2-2に比べ燃焼後の温度は保守的な値となっている。上記の計算に使用した格納容器気体の燃焼前後の質量・比熱・熱容量については表2-3に示すとおりである。</p> <p>また、圧力については以上のように保守的に求めた燃焼後の温度を用いて、以下の式より燃焼後の圧力を用いている。表2-4に計算結果を示す。</p> $P_{cv}' = P_{cv} \frac{n' T_{cv}'}{n T_{cv}} = P_{cv} \frac{T_{cv}' \sum_{i=N,O,S} \frac{m_i}{M_i}}{T_{cv} \sum_{i=N,O,H,S} \frac{m_i}{M_i}}$ <p>上記の式より、圧力に対しても保守的に求められた燃焼後の温度を使用することで、保守的な燃焼後の圧力を得ることができる。</p> <p>表2-1 比熱条件と燃焼後の温度、圧力 ケース1（ウェット）</p> <table border="1" data-bbox="219 1066 898 1157"> <thead> <tr> <th>比熱(分子)</th> <th>比熱(分母)</th> <th>温度(K)</th> <th>圧力(MPa[gage])</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃焼後</td> <td>燃焼後</td> <td>1,072</td> <td>0.50</td> <td>今回の評価</td> </tr> <tr> <td>燃焼前</td> <td>燃焼後</td> <td>1,005</td> <td>0.46</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>表2-2 比熱条件と燃焼後の温度、圧力 ケース3（ドライ）</p> <table border="1" data-bbox="219 1252 898 1343"> <thead> <tr> <th>比熱(分子)</th> <th>比熱(分母)</th> <th>温度(K)</th> <th>圧力(MPa[gage])</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃焼後</td> <td>燃焼後</td> <td>1,505</td> <td>0.41</td> <td>今回の評価</td> </tr> <tr> <td>燃焼前</td> <td>燃焼後</td> <td>1,437</td> <td>0.38</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	比熱(分子)	比熱(分母)	温度(K)	圧力(MPa[gage])	備考	燃焼後	燃焼後	1,072	0.50	今回の評価	燃焼前	燃焼後	1,005	0.46		比熱(分子)	比熱(分母)	温度(K)	圧力(MPa[gage])	備考	燃焼後	燃焼後	1,505	0.41	今回の評価	燃焼前	燃焼後	1,437	0.38		<p>(参考2)</p> <p>燃焼後の温度算出式において燃焼後の定容比熱を使用している理由について</p> <p>燃焼前後のエネルギー保存式から求めた以下の燃焼後の温度の算出式において、分子は燃焼前の混合気体全体の内部エネルギーと燃焼エネルギーの和であり、分母は燃焼後の混合気体全体の熱容量を表している。</p> $T_{cv}' = \frac{T_{cv} \sum_{i=N,O,H,S} m_i C_{v,i} + m_H Q_H}{\sum_{i=N,O,S} m_i C_{v,i}'}$ <p>今回の評価においては、内部エネルギーを最大化して保守的な評価を行えるように、分子に燃焼後の大きな比熱を与えることで、燃焼前の比熱を使用した場合に比べ表4及び表5に示すとおり燃焼後の温度は保守的な値となっている。上記の計算に使用した原子炉格納容器気体の燃焼前後の質量・比熱・熱容量については表6及び表7に示すとおりである。</p> <p>また、圧力については以上のように保守的に求めた燃焼後の温度を用いて、以下の式より燃焼後の圧力を用いている。表8に計算結果を示す。</p> $P_{cv}' = P_{cv} \frac{n' T_{cv}'}{n T_{cv}} = P_{cv} \frac{T_{cv}' \sum_{i=N,O,S} \frac{m_i}{M_i}}{T_{cv} \sum_{i=N,O,H,S} \frac{m_i}{M_i}}$ <p>上記の式より、圧力に対しても保守的に求められた燃焼後の温度を使用することで、保守的な燃焼後の圧力を得ることができる。</p> <p>表4 比熱条件と燃焼後の温度、圧力 ケース1（ウェット）</p> <table border="1" data-bbox="1187 1045 1774 1136"> <thead> <tr> <th>比熱(分子)</th> <th>比熱(分母)</th> <th>温度(K)</th> <th>圧力(MPa[gage])</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃焼後</td> <td>燃焼後</td> <td>1077</td> <td>0.443</td> <td>今回の評価</td> </tr> <tr> <td>燃焼前</td> <td>燃焼後</td> <td>1012</td> <td>0.411</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>表5 比熱条件と燃焼後の温度、圧力 ケース3（ドライ）</p> <table border="1" data-bbox="1187 1232 1774 1323"> <thead> <tr> <th>比熱(分子)</th> <th>比熱(分母)</th> <th>温度(K)</th> <th>圧力(MPa[gage])</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃焼後</td> <td>燃焼後</td> <td>1423</td> <td>0.376</td> <td>今回の評価</td> </tr> <tr> <td>燃焼前</td> <td>燃焼後</td> <td>1358</td> <td>0.354</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	比熱(分子)	比熱(分母)	温度(K)	圧力(MPa[gage])	備考	燃焼後	燃焼後	1077	0.443	今回の評価	燃焼前	燃焼後	1012	0.411		比熱(分子)	比熱(分母)	温度(K)	圧力(MPa[gage])	備考	燃焼後	燃焼後	1423	0.376	今回の評価	燃焼前	燃焼後	1358	0.354		<p></p>
比熱(分子)	比熱(分母)	温度(K)	圧力(MPa[gage])	備考																																																										
燃焼後	燃焼後	1,072	0.50	今回の評価																																																										
燃焼前	燃焼後	1,005	0.46																																																											
比熱(分子)	比熱(分母)	温度(K)	圧力(MPa[gage])	備考																																																										
燃焼後	燃焼後	1,505	0.41	今回の評価																																																										
燃焼前	燃焼後	1,437	0.38																																																											
比熱(分子)	比熱(分母)	温度(K)	圧力(MPa[gage])	備考																																																										
燃焼後	燃焼後	1077	0.443	今回の評価																																																										
燃焼前	燃焼後	1012	0.411																																																											
比熱(分子)	比熱(分母)	温度(K)	圧力(MPa[gage])	備考																																																										
燃焼後	燃焼後	1423	0.376	今回の評価																																																										
燃焼前	燃焼後	1358	0.354																																																											

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.9 AICC 評価について）

大飯発電所3 / 4号炉

表2-3 燃焼前後の質量、定容比熱及び熱容量 ケース1（ウェット）

ケース1 (ウェット)	燃焼前	質量(kg)	窒素	酸素	水素	水蒸気	合計
		比熱(J/kgK)	7.45E+02	6.78E+02	1.03E+04	1.43E+03	1.01E+03
	熱容量(J/K)	4.49E+07	1.32E+07	8.48E+06	4.96E+07	1.16E+08	1.16E+08
燃焼後	質量(kg)	6.03E+04	1.29E+04	0.00E+00	4.21E+04	1.15E+05	1.15E+05
	比熱(J/kgK)	8.76E+02	8.33E+02	1.09E+04	1.85E+03	1.23E+03	1.23E+03
	熱容量(J/K)	5.28E+07	1.07E+07	0.00E+00	7.78E+07	1.41E+08	1.41E+08
ケース3 (ドライ)	燃焼前	質量(kg)	6.03E+04	1.94E+04	8.22E+02	0.00E+00	8.05E+04
		比熱(J/kgK)	7.43E+02	6.62E+02	1.02E+04	1.41E+03	8.20E+02
	熱容量(J/K)	4.48E+07	1.28E+07	8.41E+06	0.00E+00	6.60E+07	
	燃焼後	質量(kg)	6.03E+04	1.29E+04	0.00E+00	7.35E+03	8.05E+04
比熱(J/kgK)		9.45E+02	8.81E+02	1.18E+04	2.14E+03	1.04E+03	
熱容量(J/K)		5.69E+07	1.14E+07	0.00E+00	1.57E+07	8.40E+07	

注：水素が半分燃焼した状態を中間としている。比熱の合計は加重平均を記載。

泊発電所3号炉

表6 燃焼前後の質量、定容比熱及び熱容量 ケース1（ウェット）

		窒素	酸素	水素	水蒸気	合計
燃焼前	質量(kg)	6.03E+04	1.94E+04	8.22E+02	0.00E+00	8.05E+04
	比熱(J/kgK)	7.45E+02	6.78E+02	1.03E+04	1.43E+03	1.01E+03
	熱容量(J/K)	4.49E+07	1.32E+07	8.48E+06	4.96E+07	1.16E+08
中間	質量(kg)	5.41E+04	1.48E+04	3.33E+02	2.72E+04	9.69E+04
	比熱(J/kgK)	8.06E+02	7.77E+02	1.09E+04	1.64E+03	1.97E+03
	熱容量(J/K)	4.37E+07	1.13E+07	3.52E+06	4.43E+07	1.03E+08
燃焼後	質量(kg)	6.03E+04	1.29E+04	0.00E+00	7.35E+03	8.05E+04
	比熱(J/kgK)	9.45E+02	8.81E+02	1.18E+04	2.14E+03	1.04E+03
	熱容量(J/K)	5.69E+07	1.14E+07	0.00E+00	1.57E+07	8.40E+07

注：水素が半分燃焼した状態を中間としている。比熱の合計は加重平均を記載。

表7 燃焼前後の質量、定容比熱及び熱容量 ケース3（ドライ）

		窒素	酸素	水素	水蒸気	合計
燃焼前	質量(kg)	6.03E+04	1.94E+04	8.22E+02	0.00E+00	8.05E+04
	比熱(J/kgK)	7.43E+02	6.62E+02	1.02E+04	1.41E+03	8.20E+02
	熱容量(J/K)	4.48E+07	1.28E+07	8.41E+06	0.00E+00	6.60E+07
中間	質量(kg)	5.41E+04	1.48E+04	3.33E+02	2.99E+03	7.23E+04
	比熱(J/kgK)	8.02E+02	8.10E+02	1.07E+04	1.70E+03	9.12E+02
	熱容量(J/K)	4.63E+07	1.23E+07	3.50E+06	5.32E+06	6.73E+07
燃焼後	質量(kg)	6.03E+04	1.29E+04	0.00E+00	7.35E+03	8.05E+04
	比熱(J/kgK)	9.45E+02	8.81E+02	1.18E+04	2.14E+03	1.04E+03
	熱容量(J/K)	5.69E+07	1.14E+07	0.00E+00	1.57E+07	8.40E+07

注：水素が半分燃焼した状態を中間としている。比熱の合計は加重平均を記載。

相違理由

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.10 安定状態について）

大阪発電所3/4号炉	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;">添付資料 3.4.11</p> <p style="text-align: center;">安定状態について</p> <p>水素燃焼（大破断LOCA+ECCS注入失敗）時の安定状態については以下のとおり。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>原子炉格納容器安定状態：原子炉格納容器圧力及び温度の安定又は低下傾向</p> <p>原子炉格納容器安定状態の確立について</p> <p>【格納容器スプレイ再循環運転が可能な場合】</p> <p>第 3.4.13 図及び第 3.4.14 図の解析結果より、格納容器スプレイ再循環運転を開始することで、事象発生約 2 時間後においても原子炉格納容器圧力及び温度が低下傾向を示し、事象発生約 2 時間後を原子炉格納容器の安定状態とした。</p> <p>【格納容器スプレイ再循環運転が不可能な場合】</p> <p>事象発生から格納容器内自然対流冷却を開始するまでの時間（約 1.4 時間）に、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を開始後、原子炉格納容器圧力及び温度が低下に転じる時間（約 2 時間*）を足した、事象発生約 3.4 時間後を原子炉格納容器の安定状態とした。</p> <p>格納容器スプレイ再循環又は格納容器内自然対流冷却による長期安定状態の維持について</p> <p>格納容器スプレイ再循環運転又は格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器内の冷却又は除熱を継続して行うことが可能であることから、原子炉格納容器の安定状態を長期にわたり維持可能である。</p> <p>*重要事故シナシス「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」を参考として、第 3.1.1.9 図及び第 3.1.1.10 図の原子炉格納容器圧力及び温度解析結果より、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始から原子炉格納容器圧力及び温度が安定し低下に転じる時間。</p> </div>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.3</p> <p style="text-align: center;">安定状態について</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」時の安定状態については、以下のとおり。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>格納容器安定状態：本評価では、事象発生から 24 時間で原子炉補機代替冷却系を接続し、代替循環冷却系による格納容器除熱を実施する。これにより、7 日後まで格納容器ペントを実施しない状態で格納容器の機能を維持可能な事象進展となっている。</p> <p>【安定状態の維持について】</p> <p>本評価における格納容器ペントを実施しない状態を 7 日以降も継続する場合、事象発生から 100 日後時点における酸素濃度はドライ条件を仮定した場合であってもドライウェルで約 2.7vol%、サブプレッションチェンバで約 2.0vol%であり、5 vol%に到達していないことから、可燃限界に到達するのは事象発生から 100 日以降である。</p> <p>このため、事象発生から 7 日間が経過した以降も水素濃度及び酸素濃度を監視するとともに、状況に応じて酸素濃度の低減（可燃性ガス濃度制御系の運転等）を行い、格納容器内が可燃限界の濃度に到達することを防止する。また、重大事故等対処設備以外の設備の機能の復旧等も考慮し、格納容器圧力及び温度の低下操作や格納容器内の窒素置換を試みる。これらの対応が困難であり、格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃限界に到達する場合には、格納容器ペントにより、その水素及び酸素濃度を低減することにより安定状態を維持できる。</p> </div>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.4.10</p> <p style="text-align: center;">安定状態について</p> <p>水素燃焼（大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故）時の安定状態については以下のとおり。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>原子炉格納容器安定状態：損傷炉心を冠水させた後に、重大事故等対処設備を用いた原子炉格納容器除熱機能により、原子炉格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、除熱のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定状態が確立されたものとする。</p> <p>【安定状態の確立について】</p> <p>原子炉格納容器安定状態の確立について</p> <p>【格納容器スプレイ再循環運転が可能な場合】</p> <p>第 7.2.4.13 図及び第 7.2.4.14 図の解析結果より、格納容器スプレイ再循環運転を開始することで原子炉格納容器の圧力及び温度が低下に転じる。事象発生約 3 時間後を原子炉格納容器の安定状態とした。</p> <p>【格納容器スプレイ再循環運転が不可能な場合】</p> <p>事象発生から格納容器内自然対流冷却を開始するまでの時間（約 2 時間）に、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を開始後、原子炉格納容器圧力及び温度が低下に転じるまでの時間（約 25 時間*）を足した事象発生約 27 時間後を原子炉格納容器の安定状態とした。</p> <p>※評価事故シナシス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を参考として、第 7.2.1.1.9 図及び第 7.2.1.1.10 図の原子炉格納容器圧力及び温度の解析結果より、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始から原子炉格納容器圧力及び温度が安定し、低下に転じる時間。</p> <p>また、重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>【安定状態の維持について】</p> <p>上記の格納容器破損防止対策により安定状態を維持できる。</p> </div>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.11 熔融炉心・コンクリート相互作用による水素の発生を考慮した場合の原子炉格納容器内水素濃度について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.12</p> <p style="text-align: center;">熔融炉心・コンクリート相互作用による水素の発生を考慮した場合の 原子炉格納容器内水素濃度について</p> <p>1. はじめに 熔融炉心・コンクリート相互作用（以下、「MCCI」という。）によるコンクリート侵食及びそれに伴う水素の追加発生を考慮した場合、原子炉格納容器内の水素濃度が上昇し、有効性評価で示す評価結果を上回る可能性があると考えられる。 したがって、以下のとおり MCCI の現象の不確かさを考察した上で、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり面積を小さく設定した極端な解析条件における感度解析を実施し、有効性評価結果への影響を確認した。 その結果、ドライ条件に換算した水素濃度は、有効性評価において約 12.8vol% であるのに対して、MCCI による追加水素を考慮した場合においても、静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置により水素濃度を抑制することができ、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>2. MCCI の現象の不確かさについて コンクリート侵食に至る過程は、 ① 熔融炉心の原子炉下部キャビティへの堆積過程 ② 熔融炉心の冷却過程 ③ コンクリートの侵食過程 のように段階的に進展する。それぞれの現象の不確かさによる影響と、解析上の取り扱いは、以下のとおりである。</p> <p>① 熔融炉心の原子炉下部キャビティへの堆積過程 熔融炉心の拡がり面積により、水・コンクリートへの伝熱面積に影響が生じる。 解析上の熔融炉心の拡がり面積は、PULiMS 実験により得られた知見に基づいて設定している。 実機条件においては、熔融炉心の落下過程において細粒化する熔融炉心の量はわずかであるため、相当量の熔融炉心が固化されないまま原子炉下部キャビティ床に堆積する。このため、PULiMS 実験による知見から、実機条件においては熔融炉心の拡がり面積は大きくなると考えられるが、MCCI の観点で厳しくなるように拡がり面積を極端に小さく設定した場合の感度解析を3項において実施する。</p> <p>② 熔融炉心の冷却過程 水-熔融炉心間の冷却により、コンクリートへの伝熱量に影響が生じる。 実現象としては、クラスト表面に亀裂が生じることによるクラストへの浸水及びクラストの表</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.4.11</p> <p style="text-align: center;">熔融炉心・コンクリート相互作用による水素の発生を考慮した場合の 原子炉格納容器内水素濃度について</p> <p>1. はじめに 熔融炉心・コンクリート相互作用（以下、「MCCI」という。）によるコンクリート侵食及びそれに伴う水素の追加発生を考慮した場合、原子炉格納容器内の水素濃度が上昇し、有効性評価で示す評価結果を上回る可能性があると考えられる。 したがって、以下のとおり MCCI の現象の不確かさを考察した上で、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり面積を小さく設定した極端な解析条件における感度解析を実施し、有効性評価結果への影響を確認した。 その結果、ドライ条件に換算した水素濃度は、有効性評価において約 11.7vol% 以下であるのに対して、MCCI による追加水素を考慮した場合においても約 12.5vol% 以下となり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>2. MCCI の現象の不確かさについて コンクリート侵食に至る過程は、 ① 熔融炉心の原子炉下部キャビティへの堆積過程 ② 熔融炉心の冷却過程 ③ コンクリートの侵食過程 のように段階的に進展する。それぞれの現象の不確かさによる影響と、解析上の取り扱いは、以下のとおりである。</p> <p>① 熔融炉心の原子炉下部キャビティへの堆積過程 熔融炉心の拡がり面積により、水・コンクリートへの伝熱面積に影響が生じる。 解析上の熔融炉心の拡がり面積は、PULiMS 実験により得られた知見に基づいて設定している。 実機条件においては、熔融炉心の落下過程において細粒化する熔融炉心の量はわずかであるため、相当量の熔融炉心が固化されないまま原子炉下部キャビティ床に堆積する。このため、PULiMS 実験による知見から、実機条件においては熔融炉心の拡がり面積は大きくなると考えられるが、MCCI の観点で厳しくなるように拡がり面積を極端に小さく設定した場合の感度解析を3項において実施する。</p> <p>② 熔融炉心の冷却過程 水-熔融炉心間の冷却により、コンクリートへの伝熱量に影響が生じる。 実現象としては、クラスト表面に亀裂</p>	<p>解析結果の相違 ・MCCIによる追加水素の評価に置いて、大飯はイグナイタに期待しているのに対して泊はイグナイタに期待せずとも PAR のみで 13vol% 以下となる（伊方と同様）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.11 溶融炉心・コンクリート相互作用による水素の発生を考慮した場合の原子炉格納容器内水素濃度について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>面形状の凹凸による伝熱面積の増加により、溶融炉心の冷却は促進されるが、解析上は、これらの現象を取り扱っていない保守的なモデルとなっており、発熱体を平板状と模擬し、Kutateladzeの相関式によって伝熱量を評価したモデルとなっている。</p> <p>3項において、水-溶融炉心間の熱流束の影響を考慮した条件も組み合わせて感度解析を実施する。</p> <p>③ コンクリートの侵食過程</p> <p>溶融炉心とコンクリートの伝熱については、実現象としては、溶融炉心の表面形状により発熱体とコンクリートの接触面積の不確かさが存在するが、解析上は、平板状の発熱体がコンクリートと密着した保守的なモデルになっている。</p> <p>また、溶融炉心からの伝熱によるコンクリート侵食量については、コンクリートの組成、融点等の物性値が把握されていることから、評価上の不確かさは存在しない。さらに、コンクリート溶融により発生する水蒸気等のガスの全量が、溶融炉心に侵入するように保守的なモデルとなっており、溶融炉心内におけるガスと金属との化学反応による水素発生量を化学平衡計算により評価している。</p> <p>3. 追加水素発生による影響評価</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」における評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故(AEI)」は、原子炉下部キャビティ水位が高く、かつ、水温が低くキャビティ水の密度が大きいことから、溶融炉心の冷却が促進され、MCCIの観点では厳しくならない。</p> <p>一方、MCCIの観点で厳しい評価事故シーケンスは、「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故(AED)」である。</p> <p>このため、水素濃度をより厳しい条件で評価する観点から、表1のとおり、AEDにおいて原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり小さく、局所的に溶融炉心が堆積するような極端な条件で感度解析を実施し、そこで得られた水素発生量を AEI による水素濃度評価に足合わせることで原子炉格納容器内水素濃度評価を実施した。なお、MAAPコードによる解析で考慮しているコンクリート含有成分及びその比率は、表2に示すとおりである。</p> <p>感度解析の結果を図1、図2及び図3に示す。約17cmのコンクリート侵食が生じ、水素が生成されるが、コンクリート侵食の停止に伴い水素の発生が停止している。水素発生量は表3のとおり、ジルコニウムに起因するものであり、全炉心内のジルコニウム量の約6%が反応している。</p> <p>このMCCIによる追加水素発生量を加えた場合においても、図4に示すとおり、静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置によりドライ条件に換算した水素濃度は13vol%を下回ることを確認した。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>が生じることによるクラストへの浸水及びクラストの表面形状の凹凸による伝熱面積の増加により、溶融炉心の冷却は促進されるが、解析上は、これらの現象を取り扱っていない保守的なモデルとなっており、発熱体を平板状と模擬し、Kutateladzeの相関式によって伝熱量を評価したモデルとなっている。</p> <p>3項において、水-溶融炉心間の熱流束の影響を考慮した条件も組み合わせて感度解析を実施する。</p> <p>③ コンクリートの侵食過程</p> <p>コンクリートの侵食により、追加水素の発生量に影響が生じる。</p> <p>溶融炉心とコンクリートの伝熱については、実現象としては、溶融炉心の表面形状により発熱体とコンクリートの接触面積の不確かさが存在するが、解析上は、平板状の発熱体がコンクリートと密着した保守的なモデルになっている。</p> <p>また、溶融炉心からの伝熱によるコンクリート侵食量については、コンクリートの組成、融点等の物性値が把握されていることから、評価上の不確かさは存在しない。さらに、コンクリート溶融により発生する水蒸気等のガスの全量が、溶融炉心に侵入するように保守的なモデルとなっており、溶融炉心内におけるガスと金属との化学反応による水素発生量を化学平衡計算により評価している。</p> <p>3. 追加水素発生による影響評価</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」における評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故(AEI)」は、原子炉下部キャビティ水位が高く、かつ、水温が低くキャビティ水の密度が大きいことから、溶融炉心の冷却が促進され、MCCIの観点では厳しくならない。</p> <p>一方、MCCIの観点で厳しい評価事故シーケンスは、「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故(AED)」である。</p> <p>このため、水素濃度をより厳しい条件で評価する観点から、表1のとおり、AEDにおいて原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり小さく、局所的に溶融炉心が堆積するような極端な条件で感度解析を実施し、そこで得られた水素発生量を AEI による水素濃度評価に足合わせることで原子炉格納容器内水素濃度評価を実施した。なお、MAAPコードによる解析で考慮しているコンクリート含有成分及びその比率は、表2に示すとおりである。</p> <p>感度解析の結果を図1、図2及び図3に示す。床面で約18cm、壁面で約18cmのコンクリート侵食が生じ、水素が生成されるが、コンクリート侵食の停止に伴い水素の発生が停止している。水素発生量は表3のとおり、ジルコニウムに起因するものであり、全炉心内のジルコニウム量の約6%が反応している。</p> <p>このMCCIによる追加水素発生量を加えた場合においても、図4に示すとおり、ドライ条件に換算した水素濃度は約12.5vol%以下となり、13vol%を下回ることを確認した。</p>	<p>解析結果の相違</p> <p>解析条件の相違 ・相違理由はPIのとおり</p>

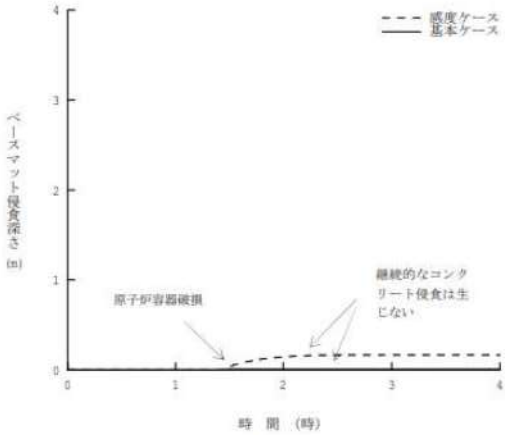
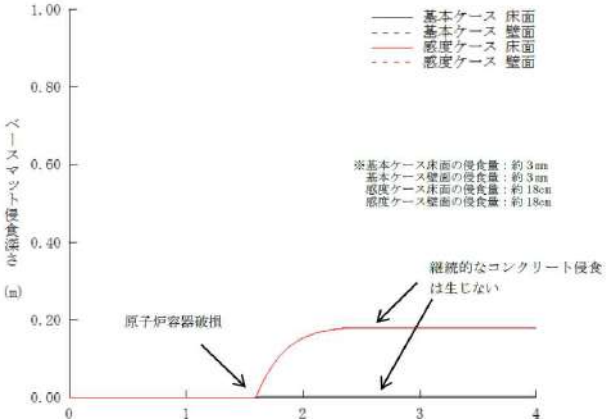
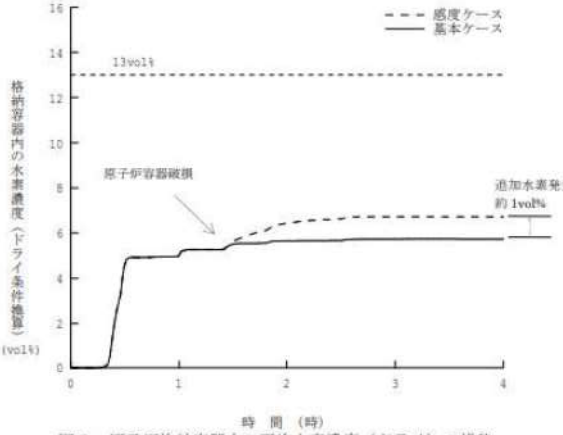
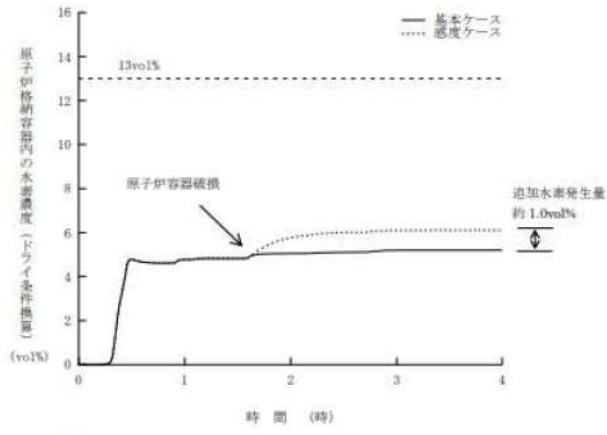
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.4. 水素燃焼 (添付資料 7.2.4.11 溶融炉心・コンクリート相互作用による水素の発生を考慮した場合の原子炉格納容器内水素濃度について)

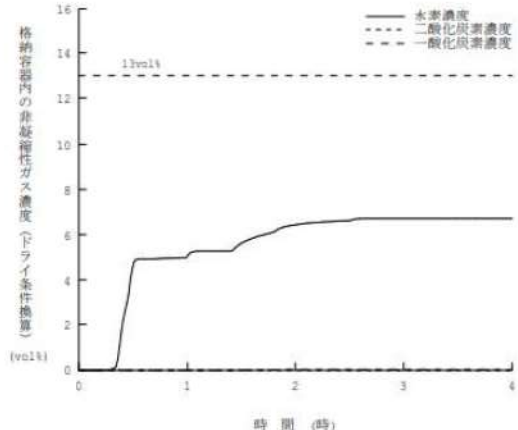
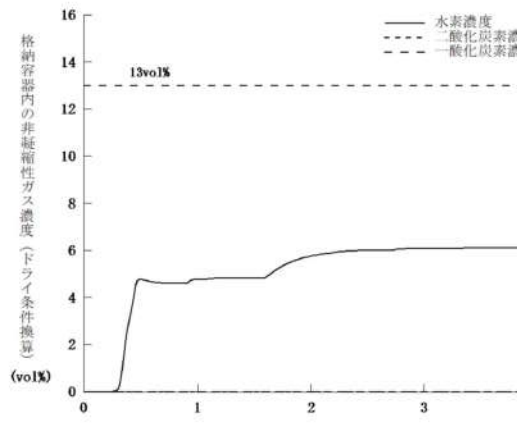
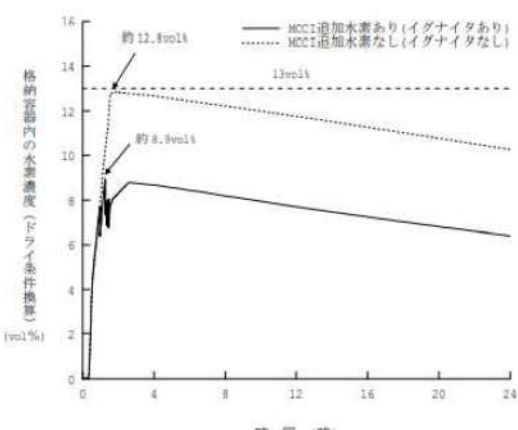
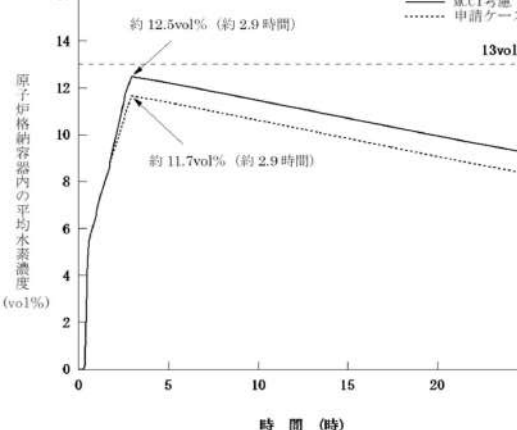
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4号炉		泊発電所3号炉		相違理由																																										
表1 感度ケースの解析条件		表1 感度ケースの解析条件		以上																																										
項目	パラメータ	設定値	設定根拠																																											
基本ケース	格納容器代替スプレイ作動	炉心溶融後 30分	運転員操作余裕時間として設定																																											
	エントレインメント係数	□	当該変数推奨範囲の最確値																																											
	溶融炉心の拡がり面積	キャビティ床面積の 1/1	キャビティ区画床全面とする																																											
	Kutateladze 係数	0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注))	水による冷却を伴ったデブリとコンクリートの相互作用に関する実験に基づく値																																											
感度ケース	格納容器代替スプレイ作動	炉心溶融後 30分	運転員操作余裕時間として設定																																											
	エントレインメント係数	□	当該変数推奨範囲の最大値																																											
	溶融炉心の拡がり面積	キャビティ床面積の約 1/10 から落下量に応じて拡大	落下時に細粒化などにより冷却が進む																																											
	Kutateladze 係数	溶融物存在時 0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注)) 全体固化時 0.0625 (0.5 MW/m ² 相当 ^(注)) コンクリート 15%混入時 0.015625 (0.125 MW/m ² 相当 ^(注))	CCI 実験、SSWICS 実験に基づく熱流束を設定																																											
(注) 大気圧条件		(注) 大気圧条件																																												
表2 MAAPコードによる解析で考慮しているコンクリート含有成分及びその比率		表2 MAAPコードによる解析で考慮しているコンクリート含有成分及びその比率																																												
<table border="1"> <thead> <tr><th>成分</th><th>比率</th></tr> </thead> <tbody> <tr><td>SiO₂</td><td>0.67</td></tr> <tr><td>CaO</td><td>0.10</td></tr> <tr><td>Al₂O₃</td><td>0.06</td></tr> <tr><td>K₂O</td><td>0.04</td></tr> <tr><td>MgO, MnO, TiO₂</td><td>0.01</td></tr> <tr><td>Fe₂O₃</td><td>0.03</td></tr> <tr><td>H₂O</td><td>0.08</td></tr> <tr><td>CO₂</td><td>0.01</td></tr> </tbody> </table>		成分	比率	SiO ₂	0.67	CaO	0.10	Al ₂ O ₃	0.06	K ₂ O	0.04	MgO, MnO, TiO ₂	0.01	Fe ₂ O ₃	0.03	H ₂ O	0.08	CO ₂	0.01	<table border="1"> <thead> <tr><th>成分</th><th>比率</th></tr> </thead> <tbody> <tr><td>SiO₂</td><td>0.67</td></tr> <tr><td>CaO</td><td>0.10</td></tr> <tr><td>Al₂O₃</td><td>0.06</td></tr> <tr><td>K₂O</td><td>0.04</td></tr> <tr><td>MgO, MnO, TiO₂</td><td>0.01</td></tr> <tr><td>Fe₂O₃</td><td>0.03</td></tr> <tr><td>H₂O</td><td>0.08</td></tr> <tr><td>CO₂</td><td>0.01</td></tr> </tbody> </table>		成分	比率	SiO ₂	0.67	CaO	0.10	Al ₂ O ₃	0.06	K ₂ O	0.04	MgO, MnO, TiO ₂	0.01	Fe ₂ O ₃	0.03	H ₂ O	0.08	CO ₂	0.01							
成分	比率																																													
SiO ₂	0.67																																													
CaO	0.10																																													
Al ₂ O ₃	0.06																																													
K ₂ O	0.04																																													
MgO, MnO, TiO ₂	0.01																																													
Fe ₂ O ₃	0.03																																													
H ₂ O	0.08																																													
CO ₂	0.01																																													
成分	比率																																													
SiO ₂	0.67																																													
CaO	0.10																																													
Al ₂ O ₃	0.06																																													
K ₂ O	0.04																																													
MgO, MnO, TiO ₂	0.01																																													
Fe ₂ O ₃	0.03																																													
H ₂ O	0.08																																													
CO ₂	0.01																																													
表3 MCCIによる水素発生量の推移		表3 MCCIによる水素発生量の推移																																												
<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">時刻</th> <th rowspan="2"></th> <th>RV 破損前</th> <th>RV 破損後 30分</th> <th>RV 破損後後期</th> </tr> <tr> <th>1.4 時間</th> <th>1.9 時間</th> <th>10 時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">MCCI</td> <td>ジルコニウム</td> <td>0.0kg (0.0%)</td> <td>49.2kg (4.5%)</td> <td>66.4kg (6.1%)</td> </tr> <tr> <td>ステンレス</td> <td>0.0kg (0.0%)</td> <td>0.0kg (0.0%)</td> <td>0.0kg (0.0%)</td> </tr> <tr> <td>小計</td> <td>0.0kg (0.0%)</td> <td>49.2kg (4.5%)</td> <td>66.4kg (6.1%)</td> </tr> </tbody> </table>		時刻		RV 破損前	RV 破損後 30分	RV 破損後後期	1.4 時間	1.9 時間	10 時間	MCCI	ジルコニウム	0.0kg (0.0%)	49.2kg (4.5%)	66.4kg (6.1%)	ステンレス	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)	小計	0.0kg (0.0%)	49.2kg (4.5%)	66.4kg (6.1%)	<table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">時刻</th> <th rowspan="2"></th> <th>RV 破損前</th> <th>RV 破損後 30分</th> <th>RV 破損後後期</th> </tr> <tr> <th>1.6 時間</th> <th>2.1 時間</th> <th>10 時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">MCCI</td> <td>ジルコニウム</td> <td>0.0kg (0.0%)</td> <td>48.1kg (5.4%)</td> <td>53.5kg (6.1%)</td> </tr> <tr> <td>ステンレス</td> <td>0.0kg (0.0%)</td> <td>0.0kg (0.0%)</td> <td>0.0kg (0.0%)</td> </tr> <tr> <td>小計</td> <td>0.0kg (0.0%)</td> <td>48.1kg (5.4%)</td> <td>53.5kg (6.1%)</td> </tr> </tbody> </table>		時刻		RV 破損前	RV 破損後 30分	RV 破損後後期	1.6 時間	2.1 時間	10 時間	MCCI	ジルコニウム	0.0kg (0.0%)	48.1kg (5.4%)	53.5kg (6.1%)	ステンレス	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)	小計	0.0kg (0.0%)	48.1kg (5.4%)	53.5kg (6.1%)	
時刻				RV 破損前	RV 破損後 30分	RV 破損後後期																																								
		1.4 時間	1.9 時間	10 時間																																										
MCCI	ジルコニウム	0.0kg (0.0%)	49.2kg (4.5%)	66.4kg (6.1%)																																										
	ステンレス	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)																																										
	小計	0.0kg (0.0%)	49.2kg (4.5%)	66.4kg (6.1%)																																										
時刻		RV 破損前	RV 破損後 30分	RV 破損後後期																																										
		1.6 時間	2.1 時間	10 時間																																										
MCCI	ジルコニウム	0.0kg (0.0%)	48.1kg (5.4%)	53.5kg (6.1%)																																										
	ステンレス	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)																																										
	小計	0.0kg (0.0%)	48.1kg (5.4%)	53.5kg (6.1%)																																										
※ () 内は全炉心ジルコニウム量の 100%が反応した場合の水素発生量に対する割合		※ () 内は全炉心ジルコニウム量の 100%が反応した場合の水素発生量 (約 882.6kg) に対する割合																																												
□ 枠囲いの内容は、機密に属しますので公開できません。		□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。																																												

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図1 ベースマット侵食深さの推移 (感度ケースにおける追加水素発生量)</p>	 <p>図1 ベースマット侵食深さの推移 (感度ケースにおける追加水素発生量)</p>	
 <p>図2 原子炉格納容器内の平均水素濃度 (ドライ) の推移 (感度ケースにおける追加水素発生量)</p>	 <p>図2 原子炉格納容器内の平均水素濃度 (ドライ) の推移 (感度ケースにおける追加水素発生量)</p>	

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図3 非凝縮性ガスの濃度の推移 (MCCIの観点で厳しくなる感度解析ケース)</p>	 <p>図3 非凝縮性ガスの濃度の推移 (MCCIの観点で厳しくなる感度ケース)</p>	
 <p>図4 原子炉格納容器内の平均水素濃度 (ドライ) の推移</p>	 <p>図4 原子炉格納容器内の平均水素濃度 (ドライ) の推移</p>	<p>解析条件の相違 ・相違理由はPI のとおり</p>

※保守的に、MCCIによる追加発生分に対する水素処理は考慮していない。

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.11 溶融炉心・コンクリート相互作用による水素の発生を考慮した場合の原子炉格納容器内水素濃度について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【参考までに女川のMCCIの感度解析に関する添付資料を掲載】</p> <p>添付資料 3.5.3</p> <p>溶融炉心の崩壊熱及び溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合並びに格納容器下部床面での溶融炉心の拡がりを抑制した場合のコンクリート侵食量及び溶融炉心・コンクリート相互作用によって発生する非凝縮性ガスの影響評価</p> <p>1. 評価の目的</p> <p>今回の申請において示した解析ケース（以下「ベースケース」という。）では、プラント損傷状態をTQUVとしており、溶融炉心から格納容器下部のプール水への熱流束は、その格納容器圧力への依存性を考慮している。これは、より厳しいプラント損傷状態を設定した上で、より現実的に溶融炉心からの除熱量を評価する観点で設定したものである。</p> <p>ベースケースの条件設定に対し、崩壊熱又は溶融炉心からプール水への熱流束についてコンクリート侵食量に対する感度を確認した。崩壊熱についての感度を確認した理由は、プラント損傷状態をLOCAとする場合はTQUVの場合よりも早く原子炉圧力容器が破損に至ることを確認したためである。</p> <p>溶融炉心からプール水への熱流束についての感度を確認した理由は、「付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて 第5部 MAA P 添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について」において、解析モデルの不確かさを整理し、感度解析対象として抽出し、その感度を確認したエントレインメント係数、溶融炉心からプール水への熱流束（上面熱流束）及び溶融プールークラスト間の熱伝達係数のうち、溶融炉心からプール水への熱流束がコンクリート侵食量に対して影響の大きいパラメータであることを確認したためである。また、原子炉格納容器下部に落下した溶融炉心について、ベースケースでは床面に一様に拡がる評価モデルとして扱っているが、その挙動には不確かさがあると考えられる。この溶融炉心が均一に拡がらない場合の影響を確認するため、溶融炉心の拡がりが抑制された場合について、評価を実施した。</p> <p>溶融炉心が格納容器下部に落下する場合には、格納容器下部注水により水位が形成されており、溶融炉心の冷却が促進し粘性が増加すること及び格納容器下部とドレンサンプを接続しているドレン配管は約10mの長さがあることから、格納容器下部に落下した溶融炉心がドレンサンプに流入する可能性は低いと考えられる。しかし、ドレンサンプ底面から原子炉格納容器バウンダリまでの距離及びドレンサンプ壁面から外側鋼板までの距離が小さいことから、コンクリートの侵食により原子炉格納容器のバウンダリ機能及び原子炉圧力容器の支持機能が損なわれるおそれがあることを考慮し、仮にドレンサンプへの溶融炉心の流入を考慮する場合の評価を実施した。</p>	<p>溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合のコンクリート侵食量及び溶融炉心・コンクリート相互作用によって発生する非凝縮性ガスの影響評価</p> <p>1. はじめに</p> <p>事前水張された原子炉下部キャピティのプール水中に落下する溶融炉心は、一部が細粒化し、残りは連続層として原子炉下部キャピティ床に堆積する。溶融炉心の細粒化の挙動は水深とジェット径に依存するが、スウェーデン王立工科大学（KTH）の解析研究により得られた凝集モードマップ^[1]に基づく、実機条件では、ジェット径に比べて水深が浅いため、原子炉下部キャピティ床に到達した時点では、ほぼすべての溶融炉心が連続層として堆積（ケーキ状）する。</p> <p>一方、細粒化及び堆積挙動には不確かさがあることから、連続層表面に粒子状デブリが形成する可能性はある。粒子状デブリは連続層に比べて空隙が大きく、冷却材を浸透しやすいため、冷却の観点で有利と考えられるが、仮に空隙が小さいと、冷却材の浸透性が悪くなる恐れもある。</p> <p>以上を踏まえ、原子炉下部キャピティ床に溶融炉心が落下した時点から、連続層上部に粒子状ベッドが形成した条件にて影響を確認する。</p>	<p>別紙</p> <p>※女川のMCCIの感度解析評価と比較し、追加で影響確認が必要と考える溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合の影響評価について泊では追加した</p> <p>※女川の崩壊熱に関しては、泊では解析条件がLOCAであり崩壊熱も保守的に高めの値としていることから感度解析は不要（相違理由①）</p> <p>※女川のエントレインメント係数及び溶融プールークラスト間の熱伝達係数に関しては、泊でも影響が大きくないことを確認済み</p> <p>※女川の溶融炉心の拡がりが抑制された場合については、泊では本添付資料にて影響を確認済み（相違理由②）</p> <p>※女川のドレン</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.4. 水素燃焼 (添付資料 7.2.4.11 溶融炉心・コンクリート相互作用による水素の発生を考慮した場合の原子炉格納容器内水素濃度について)

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 評価条件</p> <p>ベースケースの評価条件に対する変更点は以下の通り。その他の評価条件は、ベースケースと同等である。</p> <p>(1) 格納容器下部の評価において溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合</p> <ul style="list-style-type: none"> 起因事象の不確かさを保守的に評価するため、事故シーケンスを「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」とし、電源の有無に係らず本評価事故シーケンスの評価条件と同様に重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても原子炉圧力容器破損まで使用できないものと仮定した。その場合、事象発生直後から原子炉冷却材が格納容器内に流出するため、原子炉圧力容器破損までの時間が約3.0時間となる。 <p>(2) 格納容器下部の評価において溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器下部に落下した後の溶融炉心からプール水への熱流束をベースケースから変更し、800kW/m²一定とした。これはKutateladze型の水平平板限界熱流束相関式において大気圧状態を想定した場合、溶融炉心からプール水への熱流束が800kW/m²程度であることを考慮し、保守的に設定した値である。なお、ベースケースでは溶融炉心からプール水への熱流束を800kW/m²(圧力依存有り)としている。ベースケースにおける原子炉圧力容器破損後の格納容器圧力は、約0.4MPa[abs]以上で制御されていることから、ベースケースにおける溶融炉心からプール水への熱流束は、約1400kW/m²(格納容器圧力約0.4MPa[abs]において)以上となる。 <p>【女川の「付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて 第5部 MAAP 添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について」より抜粋】</p> <p><u>デブリから水への熱伝達</u></p>	<p>2. 評価条件</p> <p>基本ケースの評価条件に対する変更点を表1にまとめる。粒子状ベッドのドライアウト熱流束を評価する解析モデルがいくつか提案されているが、Lipinski 0-Dモデル^{[2][3]}が広く使われている。ここでは、Lipinski 0-Dモデルにより粒子状ベッドのドライアウト熱流束を保守的に評価し、その結果を参考にKutateladze係数を0.05と設定することで、保守的な評価条件とした。詳細は以下の通り。</p>	<p>サンプルへの溶融炉心の流入を考慮する場合には、泊は溶融炉心がドレン配管内で凝固すること及びCVサンプルからCVバウンダリまでの距離が十分確保されていることから影響確認は実施していない(添付資料7.2.5.4参照)(相違理由③)</p> <p>相違理由①</p> <p>※泊と女川で評価条件は異なるが、Lipinski 0-Dモデルを用いてドライアウト熱流束を評価し保守的な設定で感度解析を行っている点では同様</p>

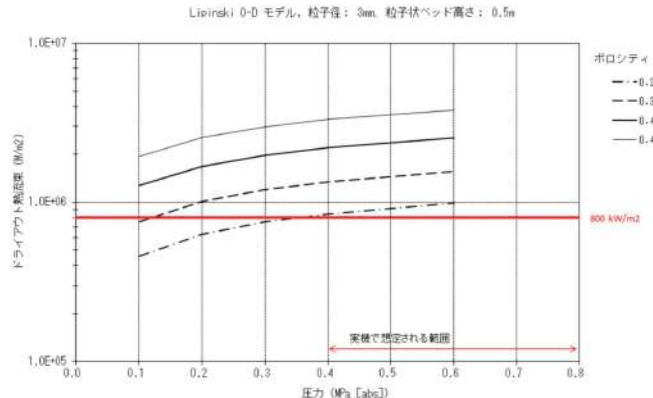
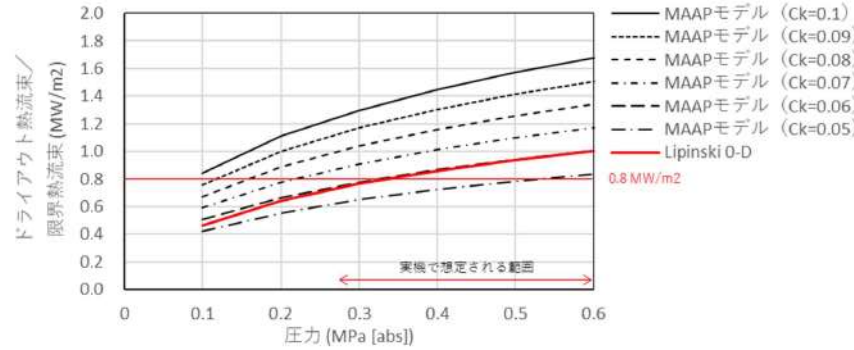
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

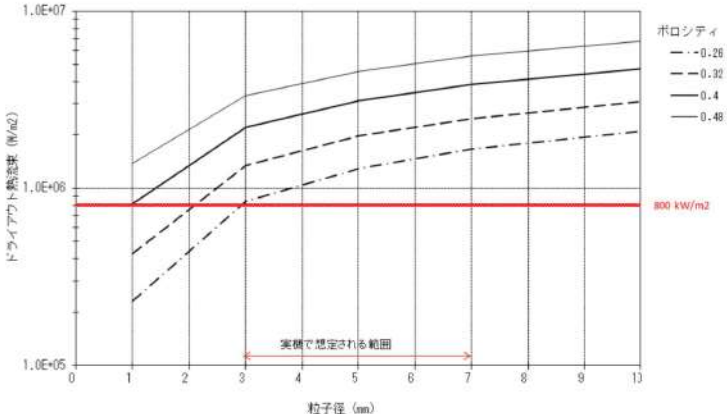
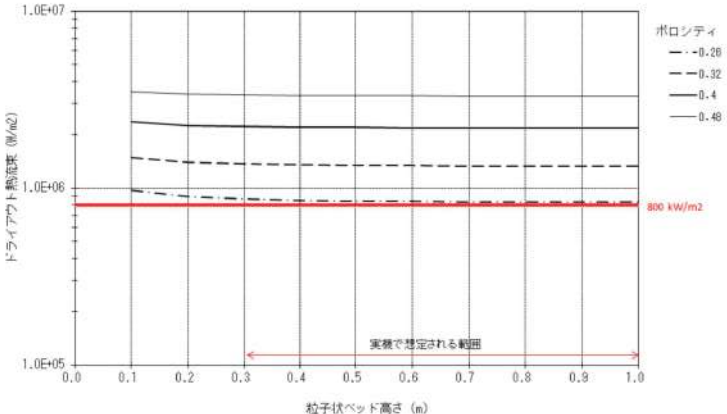
7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.11 溶融炉心・コンクリート相互作用による水素の発生を考慮した場合の原子炉格納容器内水素濃度について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>デブリベッドから水への熱流束は、溶融炉心上面の性状により大きく影響されるため、大きな不確かさが想定される。</p> <p>評価モデル：溶融炉心上面から水への熱流束は、上部クラストー水プール間の熱伝達モデルである Kutateladze 型の水平平板限界熱流束相関式（Kutateladze 式）で与えられるが、係数 F_{chr} を調整することにより、溶融炉心上面の性状に応じた熱流束を設定することが可能である。これは、上面の性状に応じて水への熱流束が内部で計算されるモデルではなく、Kutateladze 式による限界熱流束で与えるモデルとなっているためである。</p> <p>評価条件：事前水張り対策により溶融炉心の一部は粒子化して、デブリ上部に粒子状ベッドを形成し、下部には粒子化しなかった溶融炉心が溶融プールを形成すると想定される。これは、水中に溶融炉心を落下させた実験的知見^{[14][15][16]}（付録3参照）から、安定クラストは形成されず、粒子状ベッドが形成されていることから妥当と考えられる。なお、SSWICS 実験では、コンクリートがデブリに含有されると上面熱流束が低下する結果が得られているが、これは火山型クラストが形成された場合の知見であり、粒子状ベッドに対する知見ではないと判断される。</p> <p>デブリ上面に粒子状ベッドが形成されることを想定し、粒子状ベッドから水への熱流束の不確かさを評価する。ここでは、Lipinski 0-D モデル^[24]を使用し、主なパラメータである粒子径、ポロシティ、堆積高さ、圧力を変えた場合の粒子状ベッドのドライアウト熱流束の不確かさを評価した。以下のように各パラメータを想定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 粒子径は、これまでの実験等の知見により 3～7mm と報告されているため^[39]、この範囲を不確かさの範囲と想定する。 ポロシティは、おおむね 0.3 以上が報告されているが^[39]、粒子の充填状態の幅を考慮して、0.26（面心立方格子、最稠密）、0.32（体心立方格子）、0.4（MAAP標準値）、0.48（単純立方格子）の範囲を想定する（図 4-6 参照）。 粒子状ベッドの堆積高さは、全炉心相当が落下した場合の堆積高さは1m 以上となるが、破損口径の拡大を考慮しても 33%以上の粒子化が想定されるため、0.3m 以上とする。 圧力は、MCCI が発生する時間では格納容器圧力は 0.4MPa[abs]以上となっているため（図 4-7a 及び図 4-7b 参照）、0.4MPa[abs]以上とする。 <p>Lipinski 0-D モデルによる評価結果を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 図 4-8a にドライアウト熱流束の圧力依存性を示す。上記のパラメータの範囲から、粒子径 3mm、ポロシティ 0.32 の熱流束特性が、現実的な範囲内で保守側の特性と想定され、そのときの熱流束は、大気圧状態で 800kW/m² 程度となる。また、圧力が 0.4MPa[abs]以上での下限値としては、ポロシティの最も小さい 0.26 のケースで 800kW/m² 程度のドライアウト熱流束となっている。 図 4-8b にドライアウト熱流束の粒子径依存性を示す。粒子径が 3mm 以上での下限値としては、ポロシティの最も小さい 0.26 のケースで 800kW/m² 程度のドライアウト熱流束となっている。 図 4-8c にドライアウト熱流束の粒子径高さ依存性を示す。粒子径高さ、0.3m 以上 	<p>Lipinski 0-D モデルでは主なパラメータは粒子径、空隙率、堆積高さ、圧力があり、ドライアウト熱流束を保守的に予測する観点から、各パラメータを以下のように想定した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 粒子径は、これまでの実験等の知見により 3～7mm と報告されており^[4]、小さい方が保守的であるため 3mm を想定する。 空隙率は、おおむね 0.3 以上が報告されているが^[4]、小さい方が保守的であるため、粒子の充填状態の幅を考慮して 0.26（面心立方格子、最稠密）を想定する。 粒子状ベッドの堆積高さは、空隙率とデブリ総量に依存する。基本ケースにおいて、原子炉容器から溶融炉心の流出は約 2.8 時間で停止し、その時点で流出総量は約 <input type="text"/> t である。堆積高さは高いほど保守的であるため、ここでは全量の細粒化を想定し、上記で設定した空隙率を用いて堆積高さを <input type="text"/> m と想定する。 圧力は、事象進展により変化することからパラメータとする。 <p><input type="text"/> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p>※ 泊 では Lipinski 0-D モデルの各パラメータを保守的に設定しているのに対して、女川では解析コードの資料でもあり不確かさの範囲を想定した上で有効性評価の設定値の妥当性を述べている</p>

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																
<p>ではドライアウト熱流束はほとんど変化がなく、下限値としては、ポロシティの最も小さい0.26のケースで800kW/m²程度のドライアウト熱流束となっている。</p> <p>以上の粒子状ベッドから水への熱流束の不確かさ評価結果より、有効性評価条件として、大気圧状態で800kW/m²で圧力依存性を考慮した上面熱流束を使用することは、妥当と判断される。これは、MAAPコードのKutateladze式の係数F_{air}をデフォルトの0.1に設定することに相当する。また、デブリ上面熱流束の不確かさの下限値は、800kW/m²程度と考えられるため、粒子径、ポロシティ等の不確かさによる上面熱流束の不確かさの影響を確認するため、800kW/m²一定を仮定した感度解析を実施する。</p> <p>なお、MAAPコードのF_{air}のデフォルト値0.1は、安定クラストが形成されたSWISS実験の知見を元に設定されたものであるが、SSWICS実験の知見より実機では溶融物上面に安定なハードクラストは形成されず、クラストに生じる亀裂から冷却水が内部に浸入することで、デブリの冷却は促進されるものと考えられる。</p>	<p>上記の保守的な粒子状ベッド条件においてLipinski 0-Dモデルによりドライアウト熱流束を評価し、MAAPに適用されているKutateladze型の水平平板限界熱流束と比較した結果を図1に示す。Lipinski 0-Dモデルにより評価された保守的なドライアウト熱流束は、Kutateladze係数0.05~0.06に相当する。このため、本感度解析ではKutateladze係数を0.05と設定した。</p>	<p>※泊では保守的な粒子状ベッド条件よりも厳しい条件で感度解析を実施しているのに対して、女川では不確かさの下限値一定で感度解析を実施している。条件は異なるもののLipinski 0-Dモデルから保守的な条件で感度解析を実施している点では同様</p>																
<p>表5-2 上面熱流束係数のベースケースと感度解析ケース</p> <table border="1" data-bbox="224 606 940 782"> <thead> <tr> <th>パラメータ</th> <th>ベースケース (有効性評価)</th> <th>感度解析ケース</th> <th>根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>② 上面熱流束係数 (F_{air})</td> <td>F_{air}=0.1 (default) 圧力依存性あり (大気圧状態で約800kW/m²)</td> <td>800kW/m² 一定</td> <td>Lipinski 0-Dモデルによる評価において、圧力0.4MPa[abs]、粒子径3mm、ポロシティ0.26のドライアウト熱流束</td> </tr> </tbody> </table>	パラメータ	ベースケース (有効性評価)	感度解析ケース	根拠	② 上面熱流束係数 (F _{air})	F _{air} =0.1 (default) 圧力依存性あり (大気圧状態で約800kW/m ²)	800kW/m ² 一定	Lipinski 0-Dモデルによる評価において、圧力0.4MPa[abs]、粒子径3mm、ポロシティ0.26のドライアウト熱流束	<p>表1 上面熱流束係数の基本ケースと感度解析ケース</p> <table border="1" data-bbox="1075 606 1926 782"> <thead> <tr> <th>パラメータ</th> <th>基本ケース</th> <th>感度解析ケース</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Kutateladze係数 (Ck)</td> <td>0.1 (0.8 MW/m²相当^(注))</td> <td>0.05 (0.4 MW/m²相当^(注))</td> <td>Lipinski 0-Dモデルによる評価において、粒子径3mm、空隙率0.26、ベッド堆積高さ <input type="text"/> mとした場合のドライアウト熱流束よりも保守的な設定</td> </tr> </tbody> </table>	パラメータ	基本ケース	感度解析ケース	設定根拠	Kutateladze係数 (Ck)	0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注))	0.05 (0.4 MW/m ² 相当 ^(注))	Lipinski 0-Dモデルによる評価において、粒子径3mm、空隙率0.26、ベッド堆積高さ <input type="text"/> mとした場合のドライアウト熱流束よりも保守的な設定	
パラメータ	ベースケース (有効性評価)	感度解析ケース	根拠															
② 上面熱流束係数 (F _{air})	F _{air} =0.1 (default) 圧力依存性あり (大気圧状態で約800kW/m ²)	800kW/m ² 一定	Lipinski 0-Dモデルによる評価において、圧力0.4MPa[abs]、粒子径3mm、ポロシティ0.26のドライアウト熱流束															
パラメータ	基本ケース	感度解析ケース	設定根拠															
Kutateladze係数 (Ck)	0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注))	0.05 (0.4 MW/m ² 相当 ^(注))	Lipinski 0-Dモデルによる評価において、粒子径3mm、空隙率0.26、ベッド堆積高さ <input type="text"/> mとした場合のドライアウト熱流束よりも保守的な設定															
<p>図4-8a 圧力とドライアウト熱流束の関係 (Lipinski 0-Dモデル)</p> 	<p>図1 Lipinski 0-Dモデルによるドライアウト熱流束評価結果 (粒子径3mm、空隙率0.26、ベッド堆積高さ <input type="text"/> m)</p>  <p><input type="text"/> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>																	
<p>(注) 大気圧条件</p>																		

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="434 225 842 240">Lipinski 0-D モデル, 圧力: 0.4 MPa(abs), 粒子状ベッド高さ: 0.5m</p>  <p data-bbox="400 683 768 730">図 4-8b 粒子径とドライアウト熱流束の関係 (Lipinski 0-D モデル)</p> <p data-bbox="434 804 775 820">Lipinski 0-D モデル, 圧力: 0.4 MPa(abs), 粒子径: 3 mm</p>  <p data-bbox="356 1262 808 1310">図 4-8c 粒子状ベッド高さ とドライアウト熱流束の関係 (Lipinski 0-D モデル)</p> <p data-bbox="517 1362 678 1386">【抜粋はここまで】</p>		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.11 溶融炉心・コンクリート相互作用による水素の発生を考慮した場合の原子炉格納容器内水素濃度について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>0.51MPa[abs]以上である。このため、仮にドライウエル内の水蒸気が凝縮してドライウエル内の圧力が低下し、相対的に水素濃度及び酸素濃度が上昇しても、ドライウエル内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を上回る前に、サブプレッションチェンバから酸素濃度が5.0vol%未満の気体が流入する。このため、この間においてドライウエルの酸素濃度が現実に可燃限界である5vol%を上回ることはない。事象発生の約23時間後以降は、ドライ条件を仮定しても酸素濃度は5.0vol%未満で推移し、事象発生から7日後の酸素濃度はドライウエルにおいて約2.3vol%、サブプレッションチェンバにおいて約3.2vol%である。したがって、格納容器スプレイの誤動作等により水蒸気量が低下しても、可燃限界である5vol%に達することはない。</p> <p>(2) 格納容器下部の評価において溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合</p> <p>評価結果を図2に示す。評価の結果、コンクリート侵食量は床面で約18cm、壁面で約18cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。本感度解析ケースでは、溶融炉心・コンクリート相互作用によって約124kgの可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、ベースケースでもジルコニウム-水反応によって約487kgの水素が発生することを考慮すると、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。</p> <p>溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が、可燃性ガスの燃焼の可能性に及ぼす影響について、格納容器下部への溶融炉心落下後の格納容器内の水素濃度は、ベースケースにおいても、ウェット条件、ドライ条件ともに13vol%を上回る。このことから、本感度解析ケースの溶融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガスをベースケースの結果に加えたとしても、格納容器内での可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。</p> <p>なお、溶融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約124kgの気体の内訳は、可燃性ガスである水素が約111kg、一酸化炭素が約14kg、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が約1kg未満である。ジルコニウム-水反応によって発生する水素も考慮すると、格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素が支配的であり、一酸化炭素の影響は無視できる。</p> <p>一方、格納容器内の酸素濃度については、溶融炉心・コンクリート相互作用では酸素は発生しないため、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスは格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度解析ケースの溶融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスをベースケースの結果に加える場合、格納容器内の酸素濃度はベースケース（「3.5.2(3)b. 評価項目等」）にて示した酸素濃度（事象発生から7日後においてウェット条件で約2.1vol%、ドライ条件で約3.2vol%）以下になるものと考えられる。このため、格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれは無い。</p>	<p>評価結果を図2に示す。感度解析では、基本ケースに比べて溶融炉心からキャビティ水への熱流束を制限していることから、溶融炉心が十分冷えるまでの時間が基本ケースに比べ長くなる。このため、本感度解析では、コンクリート侵食は大きくなるものの、原子炉下部キャビティ水により溶融炉心が冷却されることでコンクリート侵食は停止し、その値は、床面で約1.4cm、壁面で約1.4cmにとどまる。</p> <p>なお、コンクリート侵食に伴う水素発生量の増加は、長期的に原子炉格納容器圧力の上昇要因となるが、感度解析においても水素の追加発生に伴う水素濃度上昇はドライ条件換算で0.2vol%程度にとどまる。</p> <p>以上のことから、溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮した場合でも、コンクリート侵食量及びMCCIによって発生する非凝縮性ガスの影響は小さい。</p>	
<p>(3) 格納容器下部の評価において溶融炉心の拡がりを抑制する場合</p> <p>格納容器下部の評価において溶融炉心の拡がりを抑制する場合については、「付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて 第5部 MAA P 添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について」にて、代表的な1100MWe BWR-5 Mark-I改相当のプラ</p>		相違理由②

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.11 溶融炉心・コンクリート相互作用による水素の発生を考慮した場合の原子炉格納容器内水素濃度について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ントに対して、均一堆積形状（円柱）と種々の不均一な堆積形状の場合の水への伝熱面積を比較しており、その中で拡がりを抑制した場合についても比較を行っている。その結果、ベースケースで想定している均一堆積形状（円柱）に比べ、拡がりを抑制した場合、水への伝熱面積が大きくなることから、格納容器下部床面及び壁面の侵食量はベースケース（「3.5.2(3) b. 評価項目等」）にて示した侵食量（格納容器下部の床面で約2cm、壁面で約2cm）以下になるものと考えられる。</p> <p>(4) ドレンサンプへの溶融炉心の流入を考慮する場合</p> <p>ドレンサンプにおけるコンクリート侵食量の推移を図3に示す。コンクリート侵食量は、床面で約20cm、壁面で約16cmに抑えられ、ドレンサンプと原子炉格納容器バウンダリまでの距離は約0.8mであることから、原子炉格納容器バウンダリまで侵食は到達しないことを確認した。また、ドレンサンプ壁面のコンクリート侵食に対しては、コンクリート侵食が厚さ約 <input type="text" value="0.1"/> m のコンクリート部を貫通して外側鋼板まで到達しない限り、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。評価の結果、ドレンサンプ壁面のコンクリート侵食量は約16cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>コンクリート侵食量が僅かであることから、本評価における溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量は格納容器内の気相濃度に影響を与えない。このため、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う可燃性ガスの発生による格納容器圧力への影響は無く、格納容器内の気相組成の推移はベースケース（「3.5.2(3) b. 評価項目等」参照）と同じとなる。なお、ベースケースにおける格納容器下部への溶融炉心落下後の水素濃度は、ウェット条件、ドライ条件ともに13vol%を上回る。一方、ウェット条件における酸素濃度は、酸素の蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約2.1vol%であり、可燃限界を下回る。ドライ条件では、事象発生約7時間後から約23時間後までの間、ドライウエルにおける酸素濃度が可燃限界である5vol%を上回る。この間、ウェット条件では、格納容器下部への溶融炉心落下に伴う水蒸気発生によって、ドライウエルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサブプレッションチェンバに送り込まれ、供給される水蒸気でドライウエル内が満たされるため、ドライウエル内のほぼ100%が水蒸気となっている。そのため、この間のドライ条件でのドライウエル内の気体組成は、ほぼ水の放射線分解によって生じる水素及び酸素の割合となり、そのウェット条件での酸素濃度は1vol%未満（約0.004vol%）である。また、ドライウエル内の非凝縮性ガス（水素、酸素及び窒素）の分圧の和は大気圧よりも低く、0.01MPa[abs]未満（水素及び酸素の分圧の和は0.01MPa[abs]未満）である。この間のサブプレッションチェンバ内のウェット条件での水蒸気の濃度は約8.5vol%であり、サブプレッションチェンバ内の全圧が0.56MPa[abs]以上であることから、非凝縮性ガス（水素、酸素及び窒素）の分圧は少なくとも0.51MPa[abs]以上である。このため、仮にドライウエル内の水蒸気が凝縮してドライウエル内の圧力が低下し、相対的に水素濃度及び酸素濃度が上昇しても、ドライウエル内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を上回る前に、サブプレッションチェンバから酸素濃度が5.0vol%未満の気体が流入する。このため、この間においてドライウエルの酸素濃度が現実的に可燃限界である5vol%を上回ることはない。事象発生約23時間後以降は、ドライ条件を仮定しても酸素濃度は5.0vol%未満で推移し、事象発生から7日後の酸素濃度はドライウエルにおいて約2.3vol%、</p>		<p>相違理由③</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.4. 水素燃焼 (添付資料 7.2.4.11 溶融炉心・コンクリート相互作用による水素の発生を考慮した場合の原子炉格納容器内水素濃度について)

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>サブプレッションチェンバにおいて約3.2vol%である。したがって、格納容器スプレイの誤動作等により水蒸気量が低下しても、可燃限界である5vol%に達することはない。</p> <p>4. まとめ</p> <p>溶融炉心の落下時刻の不確かさの影響によって、格納容器下部のコンクリート侵食量が増大する場合の保守的な条件設定が評価結果に与える影響を確認した結果、評価項目となるコンクリート侵食量は、最もコンクリート侵食量が多い結果となった格納容器下部の評価において溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮した場合であっても格納容器下部の床面で約18cm、壁面で約18cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。また、仮にドレンサンプへの溶融炉心の流入を考慮する場合においてもドレンサンプの床面で約20cm、壁面で約16cmに抑えられ、原子炉格納容器バウンダリまで侵食は到達しないこと及び原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。</p> <p>なお、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生を考慮しても格納容器圧力に与える影響は小さく、可燃性ガスの燃焼の観点でも燃焼のリスクを高めるものではないことを確認した。</p> <p>【女川の「付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて 第5部 MAAP 添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について」より抜粋】</p> <p>参考文献:</p> <p>[14] D. Magallon, "Characteristics of corium debris bed generated in largescale fuel-coolant interaction experiments," Nucl. Eng. Design, 236 1998-2009 (2006).</p> <p>[15] M. Kato, H. Nagasaka, et al., "COTELS Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions," JAERI-Conf 2000-015 (2000).</p> <p>[16] A. Karbojian, et al., "A scoping study of debris bed formation in the DEFOR test facility," Nucl. Eng. Design 239 1653-1659, (2009).</p>	<p>参考文献:</p> <p>[1] P. Kudinov and M. Davydov "PREDICTION OF MASS FRACTION OF AGGLOMERATED DEBRIS IN A LWR SEVERE ACCIDENT", NURETH14-543</p>	<p>※女川は複数の感度解析を実施しているのに対し泊では溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合のみの感度解析のため、まとめの記載はしていない</p> <p>女川と泊の設備、想定条件の違いに伴う参考文献の相違</p> <p>・女川では文献[14]～[16]に基づき、粒子状ベッド形成を想定。泊では、ジェット径に比べて水深が浅いため、文献[1]に基づき、連続層としての堆積(ケーキ状)を想定。ただし、泊では粒子ベッドを仮定した感度解析も実施。</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.11 溶融炉心・コンクリート相互作用による水素の発生を考慮した場合の原子炉格納容器内水素濃度について）

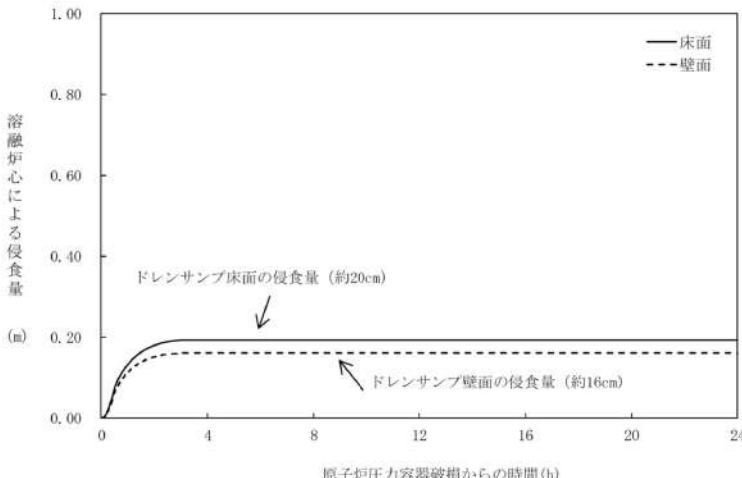
大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>[24] R. J. Lipinski, "A Model for Boiling and Dryout in Particle Beds," NUREG/CR-2646, SAND82-0765 (1982).</p> <p>[33] (財)原子力安全研究協会、「シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討」、平成13年7月 付録7-4 溶融炉心の粒子化割合、付録7-5 粒子状物質ベットの冷却性 付録7-6 粒子状物質の粒子径</p> <p style="text-align: center;">【抜粋はここまで】</p>	<p>[2] R. J. Lipinski, "A Model for Boiling and Dryout in Particle Beds", NUREG/CR-2646, SAND82-0765, R7 (1982), Sandia National Laboratory.</p> <p>[3] R. J. Lipinski, "A Particle-Bed Dryout Model with Upward and Downward Boiling," Trans. Amer. Nucl. Soc., 35, 358 (1980).</p> <p>[4] (財)原子力安全研究協会、「シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討」、平成13年7月</p>	<p>参考文献の拡充</p>

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図1 格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合)</p>	<p>図2 ベースマット侵食深さの比較</p>	<p>相違理由①</p>
<p>図2 格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合)</p>	<p>図2 ベースマット侵食深さの比較</p>	<p>相違理由①</p>

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.11 溶融炉心・コンクリート相互作用による水素の発生を考慮した場合の原子炉格納容器内水素濃度について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図3 ドレンサンプル床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (ドレンサンプルへの溶融炉心の流入を考慮する場合)</p>		相違理由③

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.12 事象初期に全炉心内の75%のジルコニウム-水反応が生じた場合のドライ水素濃度について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.13</p> <p>事象初期に全炉心75%のジルコニウム-水反応が生じた場合のドライ水素濃度について</p> <p>1. ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度（以下、「ドライ水素濃度」という）の算出方法</p> <p>事象初期に全炉心75%が水と反応した場合の原子炉格納容器内のドライ換算水素濃度は、初期の水蒸気を考慮しないドライ雰囲気における原子炉格納容器内の空気量と、発生を想定する水素モル数を用いて以下の通り算出することができる。</p> <p>なお、原子炉格納容器内の空気については理想気体として取り扱っている。</p> $n_{air,0} = \frac{P_0 V_0}{RT_0}$ $C_{H_2} = \frac{n_{H_2}}{n_{air} + n_{H_2}}$	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.4.12</p> <p>事象初期に全炉心内の75%のジルコニウム-水反応が生じた場合のドライ水素濃度について</p> <p>水素燃焼に係る有効性評価においては、審査ガイドにおいて「全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するものとする」とされている。このため、MAAPの評価結果のジルコニウム-水反応による水素生成期間において、一定速度でジルコニウム-水反応量が増加すると仮定して全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するように補正し、GOTHICにて原子炉格納容器内の水素混合気の挙動を計算している。</p> <p>ここでは、気体の状態方程式を用い、瞬時に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応した場合の原子炉格納容器内のドライ換算水素濃度を以下のとおり計算した。</p> <p>ジルコニウムの水による酸化反応は次の式で表される。</p> $Zr + 2H_2O \rightarrow ZrO_2 + 2H_2 \quad (1)$ <p>従って、ジルコニウム-水反応により生成される水素のモル数は次の式のとおりである。</p> $n_{H_2} = 2m_{Zr} / M_{Zr} \quad (W_{H_2} = 2 n_{H_2}) \quad (2)$ <p>ここで、</p> <ul style="list-style-type: none"> m_{Zr} : Zr質量 約15.15 t（全炉心ジルコニウム量の75%） M_{Zr} : Zr原子量 91.224 g/mol n_{H_2} : 生成される水素のモル数 W_{H_2} : 生成される水素の重量 <p>また、原子炉格納容器内の空気のモル数は空気を理想気体として扱うと次の式で表される。</p> $n_{Air} = PcvVcv / RTcv \quad (3)$ <p>ここで、</p> <ul style="list-style-type: none"> R : 気体定数 8.314 J / (K・mol) Tcv : 原子炉格納容器内温度 49℃ (通常運転時の原子炉格納容器内温度の最大値を使用) Pcv : 原子炉格納容器内圧力 約1.01×10⁵Pa（大気圧：1atm） Vcv : 原子炉格納容器自由体積 65,500m³ n_{Air} : 原子炉格納容器内の空気のモル数 <p>従って、保守的に水蒸気を考慮しない原子炉格納容器内ドライ換算水素濃度は(2)、(3)式の空気及び水素のモル数から次の式で表される。</p> $C_{H_2, dry} = (n_{H_2} / (n_{Air} + n_{H_2})) \times 100 = \text{約}11.82\text{vol}\%$	<p>記載方針の相違 ・資料構成が異なるが、計算方法は同様であり、結果も同等 (川内と同様)</p>

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.12 事象初期に全炉心内の75%のジルコニウム-水反応が生じた場合のドライ水素濃度について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由															
<p>ここで、各パラメータについては以下の通り設定する。</p> <p>$n_{air,0}$: 初期の水蒸気を考慮しないドライ雰囲気における原子炉格納容器内空気モル数 (mol)</p> <p>P_0 : 初期の CV 内圧力 (Pa[abs])</p> <p>V_0 : 初期の CV 自由体積 (m³)</p> <p>R : 気体定数 (8.314J/mol・K)</p> <p>T_0 : 初期の CV 内温度 (K)</p> <p>n_{H2} : 発生を想定する水素モル数 (mol)</p> <p>C_{H2} : ドライ水素濃度</p> <p>2. 評価条件</p> <p>ジルコニウム-水反応によって発生する水素を考慮して原子炉格納容器内のドライ水素濃度を評価する。評価条件を表1に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 1. 評価条件</p> <table border="1" data-bbox="168 774 1019 1013"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>値</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>全炉心ジルコニウム質量</td> <td>24,800kg</td> <td>装荷される燃料集合体の全ジルコニウム質量を保守的に高めに設定した値</td> </tr> <tr> <td>初期の原子炉格納容器雰囲気温度 T_0</td> <td>49℃ (322.15K)</td> <td>空気量が少なくなり同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に高めの値</td> </tr> <tr> <td>初期原子炉格納容器圧力 P_0</td> <td>大気圧 101,325Pa[abs]</td> <td>空気量が少なくなり同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に高めの値</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器自由体積 V_0</td> <td>72,900m³</td> <td>同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に高めの値 (最小自由体積)</td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 評価結果</p> <p>全炉心内のジルコニウムの75%が反応した場合の、原子炉格納容器内のドライ水素濃度は次の通り計算される。</p> $n_{air,0} = \frac{P_0 V_0}{RT_0} = \frac{101,325(\text{Pa[abs]}) \times 72900(\text{m}^3)}{8.314(\text{J/mol} \cdot \text{kg}) \times 322.15(\text{K})} \approx 2757.9(\text{kmol})$ $C_{H2} = \frac{n_{H2}}{n_{air,0} + n_{H2}} = \frac{\frac{24800(\text{kg}) \times 0.75}{91.224(\text{g/mol})} \times 2}{2757.9(\text{kmol}) + \frac{24800(\text{kg}) \times 0.75}{91.224(\text{g/mol})} \times 2} \times 100(\%) \approx 12.88(\%)$	項目	値	備考	全炉心ジルコニウム質量	24,800kg	装荷される燃料集合体の全ジルコニウム質量を保守的に高めに設定した値	初期の原子炉格納容器雰囲気温度 T_0	49℃ (322.15K)	空気量が少なくなり同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に高めの値	初期原子炉格納容器圧力 P_0	大気圧 101,325Pa[abs]	空気量が少なくなり同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に高めの値	原子炉格納容器自由体積 V_0	72,900m ³	同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に高めの値 (最小自由体積)	<p>ここで、</p> <p>$C_{H2,dry}$: 原子炉格納容器内ドライ換算水素濃度</p>	
項目	値	備考															
全炉心ジルコニウム質量	24,800kg	装荷される燃料集合体の全ジルコニウム質量を保守的に高めに設定した値															
初期の原子炉格納容器雰囲気温度 T_0	49℃ (322.15K)	空気量が少なくなり同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に高めの値															
初期原子炉格納容器圧力 P_0	大気圧 101,325Pa[abs]	空気量が少なくなり同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に高めの値															
原子炉格納容器自由体積 V_0	72,900m ³	同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に高めの値 (最小自由体積)															

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

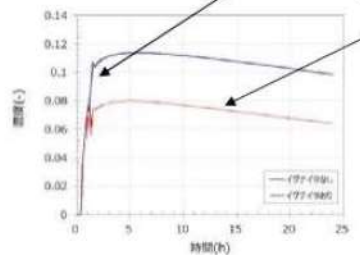
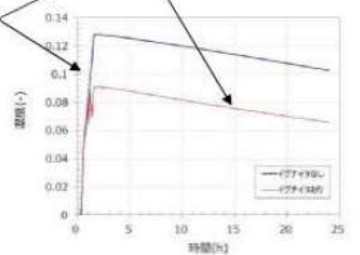
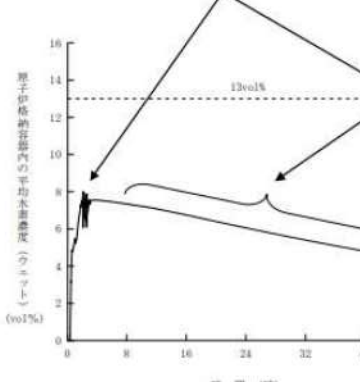
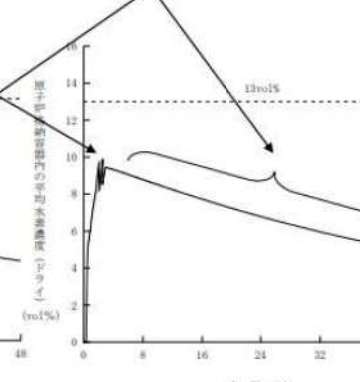
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.12 事象初期に全炉心内の75%のジルコニウム-水反応が生じた場合のドライ水素濃度について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>したがって、事象初期に全炉心内ジルコニウム量の75%が水と反応した場合においても、水素爆轟の目安となる格納容器内ドライ換算水素濃度が13%に到達することはない。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>以上のとおり、瞬時に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応した場合においても、水素爆轟の目安となる原子炉格納容器内ドライ換算水素濃度が13vol%に到達することはない。なお、水の放射線分解等によって長期的に発生する水素については、原子炉格納容器内水素処理装置（PAR）の効果により減少する。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.13 格納容器水素イグナイタの水素濃度低減効果について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.14</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器水素燃焼装置（イグナイタ）の水素濃度低減効果について</p> <p>炉心損傷時に全炉心内のジルコニウムの75%が水と反応するとした場合の原子炉格納容器内の水素発生挙動解析（MAAP/GOTHIC解析）より、原子炉格納容器内の水素を8vol%（ウェット換算）程度に抑えることができることを確認している。</p> <p>図1にイグナイタを設置した場合の原子炉格納容器内のウェット換算した水素濃度の推移、図2にイグナイタを設置した場合の原子炉格納容器内のドライ換算した水素濃度の推移を示す。同図より、イグナイタにより初期に原子炉格納容器内に大量発生する水素濃度のピークを抑える効果のあることが確認できる。</p> <p>評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・全炉心75%ジルコニウム-水反応を仮定、放射線分解、金属腐食を考慮 ・大LOCA+ECCS注入失敗のケース ・PAR5個、イグナイタ13個設置 ・水素濃度8vol%（wet）で着火するとした。 <p>水素濃度が8vol%に到達した区画から順次燃焼することで水素濃度のピークは抑えられている。 長期的にはPARでの再結合により水素濃度が低下している。</p>  <p>図1 原子炉格納容器内平均ウェット水素濃度</p>  <p>図2 原子炉格納容器内平均ドライ水素濃度</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.4.13</p> <p style="text-align: center;">格納容器水素イグナイタの水素濃度低減効果について</p> <p>炉心損傷時に溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさを考慮し全炉心内のジルコニウムの81%が水と反応するとした場合の原子炉格納容器内の水素発生挙動解析（MAAP/GOTHIC解析）より、原子炉格納容器内の水素濃度を8vol%（ウェット換算）程度に抑えることができることを確認している。</p> <p>図1に格納容器水素イグナイタ（以下、「イグナイタ」という。）を設置した場合の原子炉格納容器内のウェット換算した水素濃度の推移、図2にイグナイタを設置した場合の原子炉格納容器内のドライ換算した水素濃度の推移を示す。同図より、イグナイタにより初期に原子炉格納容器内に大量発生する水素濃度のピークを抑える効果のあることが確認できる。</p> <p>【評価条件】</p> <ul style="list-style-type: none"> ・全炉心81%ジルコニウム-水反応（溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の不確かさを考慮）を仮定、水の放射線分解、金属腐食、ヒドラジンの放射線分解を考慮 ・大LOCA+ECCS注入失敗のケース ・原子炉格納容器内水素処理装置5個、イグナイタ12個設置 ・水素濃度8vol%（ウェット換算）で着火するとした。 <p>水素濃度が8vol%に到達した区画から順次燃焼することで水素濃度のピークは抑えられている。 長期的に原子炉格納容器内水素処理装置での再結合により水素濃度が低下している。</p>  <p>図1 原子炉格納容器平均ウェット水素濃度</p>  <p>図2 原子炉格納容器平均ドライ水素濃度</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>評価条件の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊はMCCIの不確かさも考慮し最大限水素が発生する場合においてもイグナイタによりウェット8vol%に抑えられることを示している

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.14 格納容器水素イグナイタの原子炉格納容器上部への追加設置）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																		
<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.15</p> <p style="text-align: center;">イグナイタの原子炉格納容器上部への追加設置</p> <p>1. 原子炉格納容器内の水素混合について</p> <p>重大事故時に発生する原子炉格納容器内の水素の混合挙動については、原子炉格納容器内に発生する循環流によって原子炉格納容器内の水素濃度は均一化し、格納容器スプレイ等により水素の混合が促進されると考えている。</p> <p>格納容器スプレイが機能喪失した場合でも、原子炉格納容器内での水素の混合促進に寄与する対策として、①恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイや②格納容器内自然対流冷却を整備（NUPEC 報告書^{*1}でも提言）しており、原子炉格納容器内の上下区画において水素の濃度差が生じる水素の成層化が起こる可能性は十分に低い。さらに、③静的触媒式水素再結合装置（以下、PAR）の発熱による流体の上昇流、④熔融炉心の下部キャビティ落下後の発生蒸気による上昇流、⑤蒸気発生器からの放熱等による上昇流により原子炉格納容器内全体での大きな循環流が形成されることにより、水素の濃度成層化が起こることはないと考え。（表1）</p> <p style="text-align: center;">表1 成層化に対する混合の効果</p> <table border="1" data-bbox="212 726 981 1045"> <thead> <tr> <th>混合の要素</th> <th>効果</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①スプレイ</td> <td rowspan="2">スプレイ又は格納容器内自然対流冷却の単独で格納容器全体が混合</td> <td>NUPEC 報告(H15)^{*1}、有効性評価</td> </tr> <tr> <td>②格納容器内自然対流冷却</td> <td>JNES 解析(H18)^{*2}</td> </tr> <tr> <td>③PAR</td> <td>混合に寄与</td> <td></td> </tr> <tr> <td>④蒸気流</td> <td>加圧器気相部破断以外のケースでは、蒸気流によって格納容器全体が混合</td> <td>NUPEC 報告(H15)^{*1}</td> </tr> <tr> <td>⑤蒸気発生器からの放熱等</td> <td>混合に寄与</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>^{*1} 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（平成15年3月） ^{*2} アクシデントマネジメント知識ベースに関する報告書（平成18年8月）</p> <p>2. 炉心損傷時に発生する水素への対応</p> <p>大飯3、4号機は、炉心の著しい損傷時の格納容器内の水素濃度低減を図るために、水素濃度制御設備として PAR 及びイグナイタの両者を原子炉格納容器内に設置している。</p> <p>PAR 及びイグナイタは、炉心損傷時に発生する水素が原子炉格納容器内で均一に混合するというこれまでの実証試験や解析の結果を踏まえ、水素の放出される位置や、主要な通過経路等を考慮した位置に設置し、原子炉格納容器内に発生した水素の効果的な除去ができるようにしている。</p> <p>その上で、さらなる安全性向上の観点から、万一、原子炉格納容器ドーム部に水素が滞留もしくは</p>	混合の要素	効果	備考	①スプレイ	スプレイ又は格納容器内自然対流冷却の単独で格納容器全体が混合	NUPEC 報告(H15) ^{*1} 、有効性評価	②格納容器内自然対流冷却	JNES 解析(H18) ^{*2}	③PAR	混合に寄与		④蒸気流	加圧器気相部破断以外のケースでは、蒸気流によって格納容器全体が混合	NUPEC 報告(H15) ^{*1}	⑤蒸気発生器からの放熱等	混合に寄与		<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.4.14</p> <p style="text-align: center;">格納容器水素イグナイタの原子炉格納容器上部への追加設置</p> <p>1. 原子炉格納容器内の水素混合について</p> <p>重大事故時に発生する原子炉格納容器内の水素の混合挙動については、原子炉格納容器内に発生する循環流によって原子炉格納容器内の水素濃度は均一化し、格納容器スプレイ等により水素の混合が促進されると考えている。</p> <p>格納容器スプレイが機能喪失した場合でも、原子炉格納容器内での水素の混合促進に寄与する対策として、①代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイや②格納容器内自然対流冷却を整備（NUPEC 報告書^{*1}でも提言）しており、原子炉格納容器内の上下区画において水素の濃度差が生じる水素の成層化が起こる可能性は十分に低い。さらに、③原子炉格納容器内水素処理装置（以下、「PAR」という。）の発熱による流体の上昇流、④熔融炉心の原子炉下部キャビティ落下後の発生蒸気による上昇流、⑤蒸気発生器からの放熱等による上昇流により原子炉格納容器内全体での大きな循環流が形成されることにより、水素の濃度成層化が起こることはないと考え（表1）。</p> <p style="text-align: center;">表1 成層化に対する混合の効果</p> <table border="1" data-bbox="1153 710 1870 1061"> <thead> <tr> <th>混合の要素</th> <th>効果</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①スプレイ</td> <td rowspan="2">スプレイ又は格納容器内自然対流冷却の単独で原子炉格納容器全体が混合</td> <td>NUPEC 報告 (H15) ^{*1}、有効性評価</td> </tr> <tr> <td>②格納容器内自然対流冷却</td> <td>JNES 解析 (H18) ^{*2}</td> </tr> <tr> <td>③PAR</td> <td>混合に寄与</td> <td></td> </tr> <tr> <td>④蒸気流</td> <td>加圧器気相部破断以外のケースでは、蒸気流によって原子炉格納容器全体が混合</td> <td>NUPEC 報告 (H15) ^{*1}</td> </tr> <tr> <td>⑤蒸気発生器からの放熱等</td> <td>混合に寄与</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>^{*1} 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（平成15年3月） ^{*2} アクシデントマネジメント知識ベース整備に関する報告書（平成18年8月）</p> <p>2. 炉心損傷時に発生する水素への対応</p> <p>泊3号炉は、炉心の著しい損傷時の原子炉格納容器内の水素濃度低減を図るために、水素濃度制御装置として PAR 及び格納容器水素イグナイタ（以下、「イグナイタ」という。）の両者を原子炉格納容器内に設置している。</p> <p>PAR 及びイグナイタは、炉心損傷時に発生する水素が原子炉格納容器内で均一に混合するというこれまでの実証試験や解析の結果を踏まえ、水素の放出される位置や、主要な通過経路等を考慮した位置に設置し、原子炉格納容器内に発生した水素の効果的な除去ができるようにしている。</p> <p>その上で、さらなる安全性向上の観点から、万一、原子炉格納容器ドーム部に水素が滞留もしくは</p>	混合の要素	効果	備考	①スプレイ	スプレイ又は格納容器内自然対流冷却の単独で原子炉格納容器全体が混合	NUPEC 報告 (H15) ^{*1} 、有効性評価	②格納容器内自然対流冷却	JNES 解析 (H18) ^{*2}	③PAR	混合に寄与		④蒸気流	加圧器気相部破断以外のケースでは、蒸気流によって原子炉格納容器全体が混合	NUPEC 報告 (H15) ^{*1}	⑤蒸気発生器からの放熱等	混合に寄与		<p>記載表現の相違</p> <p>設備名称の相違</p>
混合の要素	効果	備考																																		
①スプレイ	スプレイ又は格納容器内自然対流冷却の単独で格納容器全体が混合	NUPEC 報告(H15) ^{*1} 、有効性評価																																		
②格納容器内自然対流冷却		JNES 解析(H18) ^{*2}																																		
③PAR	混合に寄与																																			
④蒸気流	加圧器気相部破断以外のケースでは、蒸気流によって格納容器全体が混合	NUPEC 報告(H15) ^{*1}																																		
⑤蒸気発生器からの放熱等	混合に寄与																																			
混合の要素	効果	備考																																		
①スプレイ	スプレイ又は格納容器内自然対流冷却の単独で原子炉格納容器全体が混合	NUPEC 報告 (H15) ^{*1} 、有効性評価																																		
②格納容器内自然対流冷却		JNES 解析 (H18) ^{*2}																																		
③PAR	混合に寄与																																			
④蒸気流	加圧器気相部破断以外のケースでは、蒸気流によって原子炉格納容器全体が混合	NUPEC 報告 (H15) ^{*1}																																		
⑤蒸気発生器からの放熱等	混合に寄与																																			

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.14 格納容器水素イグナイタの原子炉格納容器上部への追加設置）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																
<p>成層化した場合においても、確実に処理できるよう、原子炉格納容器ドーム部頂部付近にイグナイタ2個（うち予備1個）を追加設置する。</p> <p>3. イグナイタの追加設置による効果について</p> <p>原子炉格納容器内ドーム部の水素成層化の可能性に対応するため、原子炉格納容器ドーム部の頂部付近に2個（うち予備1個）のイグナイタを追加設置する。</p> <p>具体的な設置位置は、原子炉格納容器のスプレイリングのサポートパッドを利用することから、原子炉格納容器ドーム部の最も高い位置から少し低い位置に設置する。（図1）</p> <p>イグナイタはウェット水素濃度8vol%以下で水素を燃焼させる性能を有しており、一般的に水素燃焼時の火炎伝播は、水素濃度が約4vol%から6vol%では上方伝播のみ、約6vol%から8vol%では上方と水平方向に伝播、約8vol%以上で下方へも伝播するようになる。</p> <p>追加設置するイグナイタは、原子炉格納容器内ドーム部での水素の滞留、成層化を想定することから、できるだけ高いドーム部頂部付近とし、かつウェット水素濃度8vol%以下の低い水素濃度での燃焼による火炎の上方伝播によって成層化する水素を確実に処理できるよう最頂部から少し低い位置としている。</p> <p>なお、原子炉格納容器の健全性に影響を及ぼす水素爆発防止に対しては、今後も解析方法の不確定性や海外の技術動向も踏まえて、さらなる安全性向上のための継続的な改善検討に取り組んでいく。</p>	<p>成層化した場合においても、確実に処理できるよう、今回、さらなる安全性の向上を目的にイグナイタを原子炉格納容器ドーム部頂部付近に2個（うち予備1個）を追加設置する。（図1）</p> <p>3. イグナイタの追加設置による効果について</p> <p>原子炉格納容器内ドーム部の水素成層化の可能性に対応するため、原子炉格納容器ドーム部の頂部付近に2個（うち予備1個）のイグナイタを追加設置する。</p> <p>具体的な設置位置は、原子炉格納容器のスプレイリングのサポートパッドを利用することから、原子炉格納容器ドーム部の最も高い位置から少し低い位置に設置する（図1）。</p> <p>イグナイタはウェット水素濃度8vol%以下で水素を燃焼させる性能を有しており、一般的に水素燃焼時の火炎伝播は、水素濃度が約4vol%から可燃領域に入り、約4vol%から6vol%では上方伝播のみ、約6vol%から8vol%では上方と水平方向に伝播、約8vol%以上で下方へも伝播するようになる。</p> <p>追加設置するイグナイタは、原子炉格納容器内ドーム部での水素の滞留、成層化を想定することから、できるだけ高いドーム部頂部付近とし、かつウェット水素濃度8vol%以下の低い水素濃度での燃焼による火炎の上方伝播によって成層化する水素を確実に処理できるよう最頂部から少し低い位置としている。</p> <p>なお、原子炉格納容器の健全性に影響を及ぼす水素爆発防止に対しては、今後も解析方法の不確定性や海外の技術動向も踏まえて、さらなる安全性向上のための継続的な改善検討に取り組んでいく。</p>																																																																																																	
<table border="1" data-bbox="224 837 974 1316"> <thead> <tr> <th rowspan="2">イグナイタ設置場所</th> <th colspan="3">水素放出等の想定</th> <th rowspan="2">設置個数</th> </tr> <tr> <th>放出^{※1}</th> <th>隣接部又は通過経路^{※1}</th> <th>想定事項</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>加圧器逃がしタンク近傍</td> <td>○</td> <td></td> <td>加圧器逃がしタンクチャージイスクからの水素放出</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>ループ基礎室外周部</td> <td></td> <td>○</td> <td>加圧器逃がしタンク近傍からの水素の流入</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>加圧器室</td> <td>○</td> <td></td> <td>加圧器室内の破断口からの水素放出</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>加圧器室外上部</td> <td></td> <td>○</td> <td>加圧器室からの水素の流入 上部ドーム部への万一の水素蓄積</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>各ループ室</td> <td>○</td> <td></td> <td>RCS配管の破断口からの水素放出</td> <td>4</td> </tr> <tr> <td>炉内核計装シムプル配管室入口扉近傍</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>ICISシムプル配管室入口扉からの水素放出 加圧器逃がしタンク近傍からの水素の流入</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>炉内核計装装置のシールテーブル近傍</td> <td>○</td> <td></td> <td>ICISコンジット床面貫通部からの水素放出</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器ドーム部の頂部付近</td> <td></td> <td></td> <td>仮に原子炉格納容器ドーム部頂部に水素が滞留もしくは成層化することを想定</td> <td>2^{※2}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※：「放出」については重大事故等の事象発生直後に水素が発生すると想定される箇所を示し、「隣接部又は通過経路」については水素発生以降時間が経過した後水素が拡散すると想定される箇所を示す。</p> <p>*：2個のうち1個予備</p>	イグナイタ設置場所	水素放出等の想定			設置個数	放出 ^{※1}	隣接部又は通過経路 ^{※1}	想定事項	加圧器逃がしタンク近傍	○		加圧器逃がしタンクチャージイスクからの水素放出	1	ループ基礎室外周部		○	加圧器逃がしタンク近傍からの水素の流入	3	加圧器室	○		加圧器室内の破断口からの水素放出	1	加圧器室外上部		○	加圧器室からの水素の流入 上部ドーム部への万一の水素蓄積	1	各ループ室	○		RCS配管の破断口からの水素放出	4	炉内核計装シムプル配管室入口扉近傍	○	○	ICISシムプル配管室入口扉からの水素放出 加圧器逃がしタンク近傍からの水素の流入	1	炉内核計装装置のシールテーブル近傍	○		ICISコンジット床面貫通部からの水素放出	1	原子炉格納容器ドーム部の頂部付近			仮に原子炉格納容器ドーム部頂部に水素が滞留もしくは成層化することを想定	2 ^{※2}	<p>表2 イグナイタの設置場所及び水素放出等の想定</p> <table border="1" data-bbox="1176 845 1870 1308"> <thead> <tr> <th rowspan="2">イグナイタ設置場所</th> <th colspan="3">水素放出等の想定</th> <th rowspan="2">設置個数</th> </tr> <tr> <th>放出^{※1}</th> <th>隣接部又は通過経路^{※1}</th> <th>想定事項</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>加圧器逃がしタンク近傍</td> <td>○</td> <td></td> <td>加圧器逃がしタンクチャージイスクからの水素放出</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>ループ基礎室及びループ基礎室外周部</td> <td></td> <td>○</td> <td>加圧器逃がしタンク近傍からの水素の流入</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>加圧器室</td> <td>○</td> <td></td> <td>加圧器室内の破断口からの水素放出</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>加圧器室外上部</td> <td></td> <td>○</td> <td>加圧器室からの水素の流入 上部ドーム部への万一の水素蓄積</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>各ループ室</td> <td>○</td> <td></td> <td>RCS配管の破断口からの水素放出</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>ICISシムプル配管室入口扉近傍</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>ICISシムプル配管室入口扉からの水素放出 加圧器逃がしタンク近傍からの水素の流入</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>ICISシムプル配管のCV一般部からICISシムプル配管室への床貫通近傍</td> <td>○</td> <td></td> <td>ICISコンジット床面貫通部からの水素放出</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器ドーム部の頂部付近</td> <td></td> <td></td> <td>仮に原子炉格納容器ドーム部頂部に水素が滞留もしくは成層化することを想定</td> <td>2^{※2}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：「放出」については重大事故等の事象発生直後に水素が発生すると想定される箇所を示し、「隣接部又は通過経路」については水素発生以降時間が経過した後水素が拡散すると想定される箇所を示す。</p> <p>※2：2個のうち1個予備</p>	イグナイタ設置場所	水素放出等の想定			設置個数	放出 ^{※1}	隣接部又は通過経路 ^{※1}	想定事項	加圧器逃がしタンク近傍	○		加圧器逃がしタンクチャージイスクからの水素放出	1	ループ基礎室及びループ基礎室外周部		○	加圧器逃がしタンク近傍からの水素の流入	3	加圧器室	○		加圧器室内の破断口からの水素放出	1	加圧器室外上部		○	加圧器室からの水素の流入 上部ドーム部への万一の水素蓄積	1	各ループ室	○		RCS配管の破断口からの水素放出	3	ICISシムプル配管室入口扉近傍	○	○	ICISシムプル配管室入口扉からの水素放出 加圧器逃がしタンク近傍からの水素の流入	1	ICISシムプル配管のCV一般部からICISシムプル配管室への床貫通近傍	○		ICISコンジット床面貫通部からの水素放出	1	原子炉格納容器ドーム部の頂部付近			仮に原子炉格納容器ドーム部頂部に水素が滞留もしくは成層化することを想定	2 ^{※2}	
イグナイタ設置場所		水素放出等の想定				設置個数																																																																																												
	放出 ^{※1}	隣接部又は通過経路 ^{※1}	想定事項																																																																																															
加圧器逃がしタンク近傍	○		加圧器逃がしタンクチャージイスクからの水素放出	1																																																																																														
ループ基礎室外周部		○	加圧器逃がしタンク近傍からの水素の流入	3																																																																																														
加圧器室	○		加圧器室内の破断口からの水素放出	1																																																																																														
加圧器室外上部		○	加圧器室からの水素の流入 上部ドーム部への万一の水素蓄積	1																																																																																														
各ループ室	○		RCS配管の破断口からの水素放出	4																																																																																														
炉内核計装シムプル配管室入口扉近傍	○	○	ICISシムプル配管室入口扉からの水素放出 加圧器逃がしタンク近傍からの水素の流入	1																																																																																														
炉内核計装装置のシールテーブル近傍	○		ICISコンジット床面貫通部からの水素放出	1																																																																																														
原子炉格納容器ドーム部の頂部付近			仮に原子炉格納容器ドーム部頂部に水素が滞留もしくは成層化することを想定	2 ^{※2}																																																																																														
イグナイタ設置場所	水素放出等の想定			設置個数																																																																																														
	放出 ^{※1}	隣接部又は通過経路 ^{※1}	想定事項																																																																																															
加圧器逃がしタンク近傍	○		加圧器逃がしタンクチャージイスクからの水素放出	1																																																																																														
ループ基礎室及びループ基礎室外周部		○	加圧器逃がしタンク近傍からの水素の流入	3																																																																																														
加圧器室	○		加圧器室内の破断口からの水素放出	1																																																																																														
加圧器室外上部		○	加圧器室からの水素の流入 上部ドーム部への万一の水素蓄積	1																																																																																														
各ループ室	○		RCS配管の破断口からの水素放出	3																																																																																														
ICISシムプル配管室入口扉近傍	○	○	ICISシムプル配管室入口扉からの水素放出 加圧器逃がしタンク近傍からの水素の流入	1																																																																																														
ICISシムプル配管のCV一般部からICISシムプル配管室への床貫通近傍	○		ICISコンジット床面貫通部からの水素放出	1																																																																																														
原子炉格納容器ドーム部の頂部付近			仮に原子炉格納容器ドーム部頂部に水素が滞留もしくは成層化することを想定	2 ^{※2}																																																																																														

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.14 格納容器水素イグナイタの原子炉格納容器上部への追加設置）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="152 341 1034 762" style="border: 2px solid black; height: 264px; width: 394px;"></div> <p data-bbox="427 786 739 807">図1 大飯3号機 イグナイタ配置図</p> <div data-bbox="519 863 1010 895" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> 枠囲いの内容は、機密に属しますので公開できません。 </div>	<div data-bbox="1095 231 1910 855" style="border: 2px solid black; height: 391px; width: 364px;"></div> <div data-bbox="1326 863 1883 887" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <input type="checkbox"/> : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </div>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.15 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（水素燃焼））

大阪発電所3/4号炉	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;">添付資料 3.4.16</p> <p style="text-align: center;">解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について （水素燃焼）</p> <p>「水素燃焼」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表1から表3に示す。</p> <p>なお、枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.4</p> <p style="text-align: center;">解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について （水素燃焼）</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.4.15</p> <p style="text-align: center;">解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について （水素燃焼）</p> <p>評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表1から表3に示す。</p>	

7.2.4. 水素燃焼 (添付資料 7.2.4.15 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (水素燃焼))

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

大飯発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
項目	解析条件 (準拠条件) の相違点	項目	解析条件 (準拠条件) の相違点	項目	解析条件 (準拠条件) の相違点	
表3 解析条件を厳密条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (2/4)	運転員等操作時間	運転員等操作時間	運転員等操作時間	運転員等操作時間	運転員等操作時間	
運転員等	大飯側 LOCA 運転員等 緊急復旧	運転員等 緊急復旧	運転員等 緊急復旧	運転員等 緊急復旧	運転員等 緊急復旧	
緊急復旧の発生に 対する反応	運転員等 緊急復旧	運転員等 緊急復旧	運転員等 緊急復旧	運転員等 緊急復旧	運転員等 緊急復旧	
外部電源	外部電源あり	外部電源あり	外部電源あり	外部電源あり	外部電源あり	
水素の発生	水素の発生 水素の発生 水素の発生	水素の発生 水素の発生 水素の発生	水素の発生 水素の発生 水素の発生	水素の発生 水素の発生 水素の発生	水素の発生 水素の発生 水素の発生	

表3 解析条件を厳密条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (2/4)

項目	解析条件 (準拠条件) の相違点	相違理由
水素燃焼	大飯側 LOCA 運転員等 緊急復旧	運転員等操作時間が増える影響 運転員等操作時間が増える影響 運転員等操作時間が増える影響
緊急復旧の発生に 対する反応	運転員等 緊急復旧	運転員等操作時間が増える影響 運転員等操作時間が増える影響 運転員等操作時間が増える影響
外部電源	外部電源あり	運転員等操作時間が増える影響 運転員等操作時間が増える影響 運転員等操作時間が増える影響
水素の発生	水素の発生 水素の発生 水素の発生	運転員等操作時間が増える影響 運転員等操作時間が増える影響 運転員等操作時間が増える影響

7.2.4. 水素燃焼 (添付資料 7.2.4.15 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (水素燃焼))

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

大飯発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号炉	
項目	解析条件 (この項目の不確かさ)	解析条件 (この項目の不確かさ)	解析条件 (この項目の不確かさ)
燃料燃焼 スプレッド質量	燃料燃焼 0.0t/分 0.0t/100kW 0.3t/100kW	燃料燃焼 0.0t/分 0.0t/100kW 0.3t/100kW	燃料燃焼 0.0t/分 0.0t/100kW 0.3t/100kW
水の 放射能分解	水の放射能分解 アルミニウム 重水 表面積 燃料 表面積 体積生成割合 0.4 分子/100W ヒドランジ	水の放射能分解 アルミニウム 重水 表面積 燃料 表面積 体積生成割合 0.4 分子/100W ヒドランジ	水の放射能分解 アルミニウム 重水 表面積 燃料 表面積 体積生成割合 0.4 分子/100W ヒドランジ
余燐酸食	余燐酸食 アルミニウム 重水 表面積 燃料 表面積 体積生成割合 0.4 分子/100W ヒドランジ	余燐酸食 アルミニウム 重水 表面積 燃料 表面積 体積生成割合 0.4 分子/100W ヒドランジ	余燐酸食 アルミニウム 重水 表面積 燃料 表面積 体積生成割合 0.4 分子/100W ヒドランジ
ヒドランジの放 射能分解	ヒドランジの放 射能分解 0.4 分子/100W 700kg	ヒドランジの放 射能分解 0.4 分子/100W 700kg	ヒドランジの放 射能分解 0.4 分子/100W 700kg

表3 解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (4/4)

項目	解析条件 (この項目の不確かさ)	条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
燃料燃焼 スプレッド質量	燃料燃焼 0.0t/分 0.0t/100kW 0.3t/100kW	水素燃焼の観点で難しくなるように最大流量を設定。	燃料燃焼が水素燃焼の観点により、運転員等操作時間が増えることとなり、運転員等操作時間が増える。	燃料燃焼の観点を用いた場合、解析条件で想定している質量より大きいため、水素燃焼の観点により、運転員等操作時間が増える。
水の放射能分解	水の放射能分解 アルミニウム 重水 表面積 燃料 表面積 体積生成割合 0.4 分子/100W ヒドランジ	水の放射能分解による水素の生成割合は、設計として設定。	水の放射能分解による水素の生成割合は、設計として設定。	水の放射能分解による水素の生成割合は、設計として設定している。運転員等操作時間が増える。
余燐酸食	余燐酸食 アルミニウム 重水 表面積 燃料 表面積 体積生成割合 0.4 分子/100W ヒドランジ	余燐酸食で考慮する余燐酸食及び表面積は設計として設定。	余燐酸食で考慮する余燐酸食及び表面積は設計として設定。	余燐酸食は、運転員等操作時間が増える。
ヒドランジの放射能分解	ヒドランジの放射能分解 0.4 分子/100W 700kg	ヒドランジの放射能分解による水素の生成割合は、設計として設定。	ヒドランジの放射能分解による水素の生成割合は、設計として設定。	ヒドランジの放射能分解による水素の生成割合は、設計として設定している。運転員等操作時間が増える。

■ 評価項目の範囲は機器に係る事項で下の公開することではございません。

大飯発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号炉	
項目	解析条件 (この項目の不確かさ)	解析条件 (この項目の不確かさ)	解析条件 (この項目の不確かさ)
燃料燃焼 スプレッド質量	燃料燃焼 0.0t/分 0.0t/100kW 0.3t/100kW	燃料燃焼 0.0t/分 0.0t/100kW 0.3t/100kW	燃料燃焼 0.0t/分 0.0t/100kW 0.3t/100kW
水の放射能分解	水の放射能分解 アルミニウム 重水 表面積 燃料 表面積 体積生成割合 0.4 分子/100W ヒドランジ	水の放射能分解 アルミニウム 重水 表面積 燃料 表面積 体積生成割合 0.4 分子/100W ヒドランジ	水の放射能分解 アルミニウム 重水 表面積 燃料 表面積 体積生成割合 0.4 分子/100W ヒドランジ
余燐酸食	余燐酸食 アルミニウム 重水 表面積 燃料 表面積 体積生成割合 0.4 分子/100W ヒドランジ	余燐酸食 アルミニウム 重水 表面積 燃料 表面積 体積生成割合 0.4 分子/100W ヒドランジ	余燐酸食 アルミニウム 重水 表面積 燃料 表面積 体積生成割合 0.4 分子/100W ヒドランジ
ヒドランジの放射能分解	ヒドランジの放射能分解 0.4 分子/100W 700kg	ヒドランジの放射能分解による水素の生成割合は、設計として設定。	ヒドランジの放射能分解による水素の生成割合は、設計として設定。

表3 解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (4/4)

項目	解析条件 (この項目の不確かさ)	条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
燃料燃焼 スプレッド質量	燃料燃焼 0.0t/分 0.0t/100kW 0.3t/100kW	水素燃焼の観点で難しくなるように最大流量を設定。	燃料燃焼が水素燃焼の観点により、運転員等操作時間が増える。	燃料燃焼の観点を用いた場合、解析条件で想定している質量より大きいため、水素燃焼の観点により、運転員等操作時間が増える。
水の放射能分解	水の放射能分解 アルミニウム 重水 表面積 燃料 表面積 体積生成割合 0.4 分子/100W ヒドランジ	水の放射能分解による水素の生成割合は、水中の不純物、水の放射能分解及び水素の生成割合を考慮して設計する。	水の放射能分解による水素の生成割合は、設計として設定している。運転員等操作時間が増える。	水の放射能分解による水素の生成割合は、設計として設定している。運転員等操作時間が増える。
余燐酸食	余燐酸食 アルミニウム 重水 表面積 燃料 表面積 体積生成割合 0.4 分子/100W ヒドランジ	余燐酸食で考慮する余燐酸食及び表面積は、設計時に余裕を考慮して大きめの値として設定。	余燐酸食で考慮する余燐酸食及び表面積は、設計時に余裕を考慮して大きめの値として設定。	余燐酸食は、運転員等操作時間が増える。
ヒドランジの放射能分解	ヒドランジの放射能分解 0.4 分子/100W 700kg	ヒドランジの放射能分解による水素の生成割合は設計計算結果に設定。	ヒドランジの放射能分解による水素の生成割合は設計計算結果に設定。	ヒドランジの放射能分解による水素の生成割合は設計計算結果に設定している。運転員等操作時間が増える。

□ : 評価項目の内容は機器情報に属しますので公開できません。

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

7.2.4 水素燃焼（添付資料 7.2.4.16 燃料、電源負荷評価結果について）

大飯発電所3 / 4号炉		泊発電所3号炉		相違理由																																					
【参考：大飯の「2次冷却系からの除熱機能喪失」の添付資料の記載】 添付資料 2.1.12 燃料評価結果について		添付資料 7.2.4.16 燃料、電源負荷評価結果について （水素燃焼）		※新規作成																																					
1. 燃料消費に関する評価（2次冷却系からの除熱機能喪失） 重要事故シーケンス【主給水流量喪失+補助給水機能喪失】 プラント状況：3、4号炉運転中。 事象：仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機から給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機が全出力で運転した場合を想定する。		1. 燃料消費に関する評価 評価事故シーケンス【大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故】 事象：仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機による電源供給を想定し、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合を想定する。		記載方針の相違																																					
<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">燃料種別</th> <th colspan="2">重油</th> </tr> <tr> <th colspan="2">号炉</th> <th>3号炉</th> <th>4号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">時系列</td> <td>事象発生直後～7日間（=168h）</td> <td>非常用DG（3号炉用2台）起動 （事象発生後自動起動、燃費については定格負荷を想定＝事象発生後～事象発生後7日間（168h）） A-DG：燃費約1,770k/h×168h=約297,360k B-DG：燃費約1,770k/h×168h=約297,360k 合計：約594,720k</td> <td>非常用DG（4号炉用2台）起動 （事象発生後自動起動、燃費については定格負荷を想定＝事象発生後～事象発生後7日間（168h）） A-DG：燃費約1,770k/h×168h=約297,360k B-DG：燃費約1,770k/h×168h=約297,360k 合計：約594,720k</td> </tr> <tr> <td>事象発生直後～7日間（=160h）</td> <td>緊急時対策所用発電機（3,4号炉用1台）起動 （保守的に事象発生後すぐの起動を想定） 燃費約10.1k/h×1台×24h×7日間=約0,041k</td> <td>緊急時対策所用発電機（3,4号炉用予備1台）起動 （保守的に事象発生後すぐの起動を想定） 燃費約18.1k/h×1台×24h×7日間=約3,041k</td> </tr> <tr> <td colspan="2">合計</td> <td>7日間 3号炉で消費する重油量 約597,761k</td> <td>7日間 4号炉で消費する重油量 約597,761k</td> </tr> <tr> <td colspan="2">結果</td> <td>3号炉に備蓄している重油量の合計は重油タンク（160kL、2基）燃料油貯蔵タンク（150kL、2基）の合計より620kLであることから、7日間は十分に対応可能</td> <td>4号炉に備蓄している重油量の合計は重油タンク（160kL、2基）燃料油貯蔵タンク（150kL、2基）の合計より620kLであることから、7日間は十分に対応可能</td> </tr> </tbody> </table>		燃料種別		重油		号炉		3号炉	4号炉	時系列	事象発生直後～7日間（=168h）	非常用DG（3号炉用2台）起動 （事象発生後自動起動、燃費については定格負荷を想定＝事象発生後～事象発生後7日間（168h）） A-DG：燃費約1,770k/h×168h=約297,360k B-DG：燃費約1,770k/h×168h=約297,360k 合計：約594,720k	非常用DG（4号炉用2台）起動 （事象発生後自動起動、燃費については定格負荷を想定＝事象発生後～事象発生後7日間（168h）） A-DG：燃費約1,770k/h×168h=約297,360k B-DG：燃費約1,770k/h×168h=約297,360k 合計：約594,720k	事象発生直後～7日間（=160h）	緊急時対策所用発電機（3,4号炉用1台）起動 （保守的に事象発生後すぐの起動を想定） 燃費約10.1k/h×1台×24h×7日間=約0,041k	緊急時対策所用発電機（3,4号炉用予備1台）起動 （保守的に事象発生後すぐの起動を想定） 燃費約18.1k/h×1台×24h×7日間=約3,041k	合計		7日間 3号炉で消費する重油量 約597,761k	7日間 4号炉で消費する重油量 約597,761k	結果		3号炉に備蓄している重油量の合計は重油タンク（160kL、2基）燃料油貯蔵タンク（150kL、2基）の合計より620kLであることから、7日間は十分に対応可能	4号炉に備蓄している重油量の合計は重油タンク（160kL、2基）燃料油貯蔵タンク（150kL、2基）の合計より620kLであることから、7日間は十分に対応可能	<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">燃料種別</th> <th>軽油</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">時系列</td> <td>事象発生直後～事象発生後7日間（=168h）</td> <td>ディーゼル発電機 2台起動 （ディーゼル発電機最大負荷（100%出力）時の燃料消費量） $V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2台$ $= \frac{5,800 \times 0.2311 \times 168}{825} \times 2台$ = 約527.1kL</td> </tr> <tr> <td></td> <td>緊急時対策所用発電機（指揮所用及び待機所用各1台の計2台）起動 （緊急時対策所用発電機100%出力時の燃料消費量） 燃費約（57.1L/h×1台+57.1L/h×1台）×24h×7日間=19,185.6L=約19.2kL</td> </tr> <tr> <td colspan="2">合計</td> <td>7日間で消費する軽油量の合計 約546.3kL</td> </tr> <tr> <td colspan="2">結果</td> <td>ディーゼル発電機燃料油貯油槽（約540kL）及び燃料タンク（SA）（約50kL）の合計約590kLにて、7日間は十分に対応可能</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ ディーゼル発電機軽油消費量計算式</p> $V = \frac{N \times c \times H}{\gamma}$ <p> $\left[\begin{array}{l} V: \text{軽油必要容量 (kL)} \\ N: \text{発電機定格出力 (kW)} = 5,800 \\ H: \text{運転時間 (h)} = 168 (7 \text{日間}) \\ \gamma: \text{燃料油の密度 (kg/kL)} = 825 \\ c: \text{燃料消費率 (kg/kWh)} = 0.2311 \end{array} \right]$ </p>		燃料種別		軽油	時系列	事象発生直後～事象発生後7日間（=168h）	ディーゼル発電機 2台起動 （ディーゼル発電機最大負荷（100%出力）時の燃料消費量） $V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2台$ $= \frac{5,800 \times 0.2311 \times 168}{825} \times 2台$ = 約527.1kL		緊急時対策所用発電機（指揮所用及び待機所用各1台の計2台）起動 （緊急時対策所用発電機100%出力時の燃料消費量） 燃費約（57.1L/h×1台+57.1L/h×1台）×24h×7日間=19,185.6L=約19.2kL	合計		7日間で消費する軽油量の合計 約546.3kL	結果		ディーゼル発電機燃料油貯油槽（約540kL）及び燃料タンク（SA）（約50kL）の合計約590kLにて、7日間は十分に対応可能	設計の相違 記載表現の相違（女川実績の反映）
燃料種別		重油																																							
号炉		3号炉	4号炉																																						
時系列	事象発生直後～7日間（=168h）	非常用DG（3号炉用2台）起動 （事象発生後自動起動、燃費については定格負荷を想定＝事象発生後～事象発生後7日間（168h）） A-DG：燃費約1,770k/h×168h=約297,360k B-DG：燃費約1,770k/h×168h=約297,360k 合計：約594,720k	非常用DG（4号炉用2台）起動 （事象発生後自動起動、燃費については定格負荷を想定＝事象発生後～事象発生後7日間（168h）） A-DG：燃費約1,770k/h×168h=約297,360k B-DG：燃費約1,770k/h×168h=約297,360k 合計：約594,720k																																						
	事象発生直後～7日間（=160h）	緊急時対策所用発電機（3,4号炉用1台）起動 （保守的に事象発生後すぐの起動を想定） 燃費約10.1k/h×1台×24h×7日間=約0,041k	緊急時対策所用発電機（3,4号炉用予備1台）起動 （保守的に事象発生後すぐの起動を想定） 燃費約18.1k/h×1台×24h×7日間=約3,041k																																						
合計		7日間 3号炉で消費する重油量 約597,761k	7日間 4号炉で消費する重油量 約597,761k																																						
結果		3号炉に備蓄している重油量の合計は重油タンク（160kL、2基）燃料油貯蔵タンク（150kL、2基）の合計より620kLであることから、7日間は十分に対応可能	4号炉に備蓄している重油量の合計は重油タンク（160kL、2基）燃料油貯蔵タンク（150kL、2基）の合計より620kLであることから、7日間は十分に対応可能																																						
燃料種別		軽油																																							
時系列	事象発生直後～事象発生後7日間（=168h）	ディーゼル発電機 2台起動 （ディーゼル発電機最大負荷（100%出力）時の燃料消費量） $V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2台$ $= \frac{5,800 \times 0.2311 \times 168}{825} \times 2台$ = 約527.1kL																																							
		緊急時対策所用発電機（指揮所用及び待機所用各1台の計2台）起動 （緊急時対策所用発電機100%出力時の燃料消費量） 燃費約（57.1L/h×1台+57.1L/h×1台）×24h×7日間=19,185.6L=約19.2kL																																							
合計		7日間で消費する軽油量の合計 約546.3kL																																							
結果		ディーゼル発電機燃料油貯油槽（約540kL）及び燃料タンク（SA）（約50kL）の合計約590kLにて、7日間は十分に対応可能																																							

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

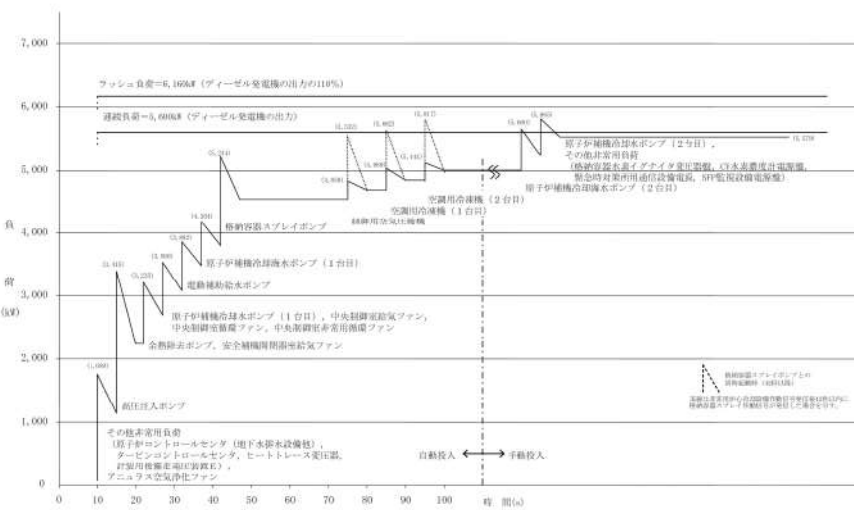
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.4 水素燃焼（添付資料 7.2.4.16 燃料、電源負荷評価結果について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由											
	<p>また、仮に全交流動力電源喪失の重量を考慮した場合、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」と同様に代替非常用発電機及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた対応となるが、ディーゼル発電機燃料油貯油槽（約540kL）及び燃料タンク（SA）（約50kL）にて合計約590kLの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、7日間の継続が可能である（合計使用量約182.3kL）。</p> <table border="1" data-bbox="1088 416 1924 991"> <thead> <tr> <th data-bbox="1088 416 1128 448">燃料種別</th> <th data-bbox="1128 416 1924 448">軽油</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1088 448 1128 876" rowspan="4">時系列 事象発生直後～ 事象発生後7日間 (=168h)</td> <td data-bbox="1128 448 1924 536">代替非常用発電機起動 2台起動 (代替非常用発電機100%出力時の燃料消費量) 燃費約411L/h×2台×24h×7日間=約138,096L=約138.1kL</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1128 536 1924 663">緊急時対策所用発電機（指揮所用及び待機所用各1台の計2台）起動 (緊急時対策所用発電機100%出力時の燃料消費量) 燃費約(57.1L/h×1台+57.1L/h×1台)×24h×7日間 =約19,185.6L=約19.2kL</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1128 663 1924 767"><格納容器内自然対流冷却> 可搬型大型送水ポンプ車 1台起動 (可搬型大型送水ポンプ車100%負荷時の燃料消費量) 燃費約74L/h×1台×24h×7日間=約12,432L=約12.5kL</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1128 767 1924 876"><使用済燃料ピット及び燃料取替用水ピットへの海水注水> 可搬型大型送水ポンプ車 1台起動 (可搬型大型送水ポンプ車100%負荷時の燃料消費量) 燃費約74L/h×1台×24h×7日間=約12,432L=約12.5kL</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1088 876 1128 935">合計</td> <td data-bbox="1128 876 1924 935">7日間で消費する軽油量の合計 約182.3kL</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1088 935 1128 991">結果</td> <td data-bbox="1128 935 1924 991">ディーゼル発電機燃料油貯油槽（約540kL）及び燃料タンク（SA）（約50kL）の合計約590kLにて、7日間は十分に対応可能</td> </tr> </tbody> </table>	燃料種別	軽油	時系列 事象発生直後～ 事象発生後7日間 (=168h)	代替非常用発電機起動 2台起動 (代替非常用発電機100%出力時の燃料消費量) 燃費約411L/h×2台×24h×7日間=約138,096L=約138.1kL	緊急時対策所用発電機（指揮所用及び待機所用各1台の計2台）起動 (緊急時対策所用発電機100%出力時の燃料消費量) 燃費約(57.1L/h×1台+57.1L/h×1台)×24h×7日間 =約19,185.6L=約19.2kL	<格納容器内自然対流冷却> 可搬型大型送水ポンプ車 1台起動 (可搬型大型送水ポンプ車100%負荷時の燃料消費量) 燃費約74L/h×1台×24h×7日間=約12,432L=約12.5kL	<使用済燃料ピット及び燃料取替用水ピットへの海水注水> 可搬型大型送水ポンプ車 1台起動 (可搬型大型送水ポンプ車100%負荷時の燃料消費量) 燃費約74L/h×1台×24h×7日間=約12,432L=約12.5kL	合計	7日間で消費する軽油量の合計 約182.3kL	結果	ディーゼル発電機燃料油貯油槽（約540kL）及び燃料タンク（SA）（約50kL）の合計約590kLにて、7日間は十分に対応可能	<p>記載方針の相違 ・格納容器破損モード「水素燃焼」はSBO時も想定していることからSBOが重畳した場合についても記載</p>
燃料種別	軽油												
時系列 事象発生直後～ 事象発生後7日間 (=168h)	代替非常用発電機起動 2台起動 (代替非常用発電機100%出力時の燃料消費量) 燃費約411L/h×2台×24h×7日間=約138,096L=約138.1kL												
	緊急時対策所用発電機（指揮所用及び待機所用各1台の計2台）起動 (緊急時対策所用発電機100%出力時の燃料消費量) 燃費約(57.1L/h×1台+57.1L/h×1台)×24h×7日間 =約19,185.6L=約19.2kL												
	<格納容器内自然対流冷却> 可搬型大型送水ポンプ車 1台起動 (可搬型大型送水ポンプ車100%負荷時の燃料消費量) 燃費約74L/h×1台×24h×7日間=約12,432L=約12.5kL												
	<使用済燃料ピット及び燃料取替用水ピットへの海水注水> 可搬型大型送水ポンプ車 1台起動 (可搬型大型送水ポンプ車100%負荷時の燃料消費量) 燃費約74L/h×1台×24h×7日間=約12,432L=約12.5kL												
合計	7日間で消費する軽油量の合計 約182.3kL												
結果	ディーゼル発電機燃料油貯油槽（約540kL）及び燃料タンク（SA）（約50kL）の合計約590kLにて、7日間は十分に対応可能												

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

7.2.4 水素燃焼（添付資料 7.2.4.16 燃料、電源負荷評価結果について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【参考：雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）の添付資料の記載】</p> <p>3. 電源に関する評価</p> <p style="text-align: center;">【記載無し】</p>	<p>2. 電源に関する評価</p> <p>評価事故シーケンス【大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故】</p> <p>事象：本評価事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機による電源供給を想定した場合を想定する。</p> <p>評価結果：本評価事故シーケンスでは低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失するものことから、重大事故等対策時の負荷は、下図の負荷曲線のうち高圧注入ポンプ及び余熱除去ポンプの負荷を除いた負荷となる。このため、重大事故等対策時に必要な負荷は、設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p>  <p>図 工学的安全施設作動時におけるB-ディーゼル発電機の負荷曲線*</p> <p>※A, B-ディーゼル発電機のうち、負荷の大きいB-ディーゼル発電機の負荷曲線を記載</p>	<p>記載方針の相違</p> <p>・重大事故等対策時に必要な負荷は、設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることを記載</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.2.4 水素燃焼（添付資料3.4.1 格納容器スプレイ動作に伴う急減圧による原子炉格納容器への影響について）

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料3.4.1</p> <p style="text-align: center;">格納容器スプレイ動作に伴う急減圧による原子炉格納容器への影響について</p> <p>全炉心内のジルコニウム量の100%が水と反応して水素が発生すると仮定した場合、全ての水素が燃焼する際に消費される酸素の量は、最大でも原子炉格納容器内の非凝縮性気体の約10%である。その後、格納容器スプレイにより水蒸気が全て凝縮すると仮定すると、原子炉格納容器の内圧は初期値約0.101MPa[abs]から約0.091MPa[abs]に低下する。 （水素以外の非凝縮性気体の生成は考慮せず、原子炉格納容器雰囲気温度50℃で評価。） 大阪3、4号機には真空破壊弁は設置されていないが、原子炉格納容器圧力が約□□MPa[abs]まで低下することが設計上許容されることから、格納容器スプレイ動作に伴う急減圧による原子炉格納容器の健全性への影響はないと考えられる。</p> <p style="text-align: center; border: 1px solid black; padding: 2px;">枠囲いの内容は、機密に属しますので公開できません。</p>	<p style="text-align: center;">【該当資料無し】</p>	<p>※大阪ではCVに真空破壊弁が設置されていないため、CVスプレイ動作に伴う急減圧によるCVへの影響を考察しているが、泊では真空逃がし装置が設置されているため本資料は作成していない（伊方と同様）</p>

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE725-9 r.12.0
提出年月日	令和5年12月22日

泊発電所3号炉
重大事故等対策の有効性評価
比較表

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

令和5年12月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
比較結果等を取りまとめた資料				
1. 先行審査実績等を踏まえた泊3号炉まとめ資料の変更状況(2017年3月以降)				
1-1) 設計方針・運用・体制などを変更し、まとめ資料を修正した箇所と理由				
a. 大飯3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし				
b. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし				
c. 他社審査会合の指摘事項等を確認した結果、変更したもの : なし				
d. 当社が自主的に変更したもの : なし				
1-2) 設計方針・運用・体制を変更するものではないが、まとめ資料の記載の充実を行った箇所と理由				
a. 大飯3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし				
b. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし				
c. 他社審査会合の指摘事項等を確認した結果、変更したもの : なし				
d. 当社が自主的に変更したもの : なし				
1-3) バックフィット関連事項				
なし				
2. 大飯3/4号炉・高浜3/4号炉まとめ資料との比較結果の概要				
2-1) 比較表の構成について				
・泊と大飯、高浜で記載が異なる箇所は右上凡例に従い色付けをし、「相違理由」欄に相違理由を記載しているプラントを【大飯】【高浜】と記載している				
2-2) 泊3号炉の特徴について				
・泊3号は他のPWR3ループプラントに比べて以下の特徴がある（添付資料6.5.8）				
●補助給水流量が小さい : 「全交流動力電源喪失」では、蒸気発生器保有水量の回復が遅くなる傾向がある				
●余熱除去ポンプの注入特性（高圧時の注入流量が若干多い） : 「ECCS注水機能喪失（2インチ破断）」では、燃料が露出せず終始冠水状態となる				
●CV関連パラメータ（CV自由体積が若干小さく、格納容器再循環ユニットの除熱特性も若干低い） : 原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器雰囲気温度が高めに推移する傾向がある				
2-3) 有効性評価の主な項目（1/2）				
項目	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
格納容器破損モードの特徴	LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、原子炉容器内の熔融炉心が原子炉下部キャビティへ流出し、緩和措置がとられない場合には、熔融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉下部キャビティのコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、原子炉格納容器の破損に至る。	LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、原子炉容器内の熔融炉心が原子炉格納容器内の床へ流出し、緩和措置がとられない場合には、熔融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器床のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、原子炉格納容器の破損に至る。	発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉容器内の熔融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し、熔融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉下部キャビティのコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能を喪失し、原子炉格納容器の破損に至る。	相違なし （記載表現は異なるが、格納容器破損モードの特徴としては同等）

泊発電所3号炉 有効性評価 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）

7.2.5 溶解炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
2-3) 有効性評価の主な項目 (2/2)				
項目	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
格納容器破損防止対策	原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、 原子炉下部キャビティ のコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスを抑制する観点から、 恒設代替低圧注水ポンプ を用いた代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。 また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、 恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬型代替低圧注水ポンプ による代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。	原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、 原子炉格納容器床 のコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスを抑制する観点から、 恒設代替低圧注水ポンプ を用いた代替格納容器スプレイによって原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。 また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、 恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬型代替低圧注水ポンプ による代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。	原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、 原子炉下部キャビティ のコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、 代替格納容器スプレイポンプ を用いた代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。 また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、 代替格納容器スプレイポンプ による代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。	設計の相違 ・代替格納容器スプレイに関しては、大飯、高浜は燃料取替用水タンク（ピット）と海水を水源とする2種類のポンプを使用するが、泊は燃料取替用水ピットを水源とする代替格納容器スプレイポンプを使用し、燃料取替用水ピットが枯渇する前までに海水を補給することでスプレイを継続する
評価事故シーケンス	「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」			相違なし
有効性評価の結果 (評価項目等)	ベースマツト侵食深さ ：代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティに落下した溶解炉心を冷却することで、 ベースマツト侵食深さは約5mmにとどまることから 、ベースマツトに有意な侵食は発生していない。	ベースマツト侵食深さ ：代替格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティに落下した溶解炉心を冷却することで、ベースマツトに有意な侵食は発生していない。	ベースマツト侵食深さ ：代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティに落下した溶解炉心を冷却することで、 ベースマツト侵食深さは床面で約3mm、壁面で約3mmにとどまることから 、ベースマツトに有意な侵食は発生していない。	解析結果の相違 ・高浜は具体的な評価値は記載していないが同程度の侵食深さ ・泊は女川同様壁面の侵食深さも記載
2-4) 主な相違				
・泊、大飯、高浜のプラント設備の相違以外で、上記2-3)に記載した事項以外の主な相違はない				
2-5) 相違理由の省略				
相違理由	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違が生じている理由
設備名称の相違	静的触媒式水素再結合装置	静的触媒式水素再結合装置	原子炉格納容器内水素処理装置	—
	原子炉格納容器水素燃焼装置	原子炉格納容器水素燃焼装置	格納容器水素イグナイタ	—
	恒設代替低圧注水ポンプ	恒設代替低圧注水ポンプ	代替格納容器スプレイポンプ	—
	大容量ポンプ	大容量ポンプ	可搬型大型送水ポンプ車	—
記載表現の相違	原子炉下部キャビティ	原子炉格納容器床	原子炉下部キャビティ	(大飯と同様)

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>3.5.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TEI、TED、SED、TEW、AEI、SEI、AED、SLI、SLW、AEW及びSEWがある。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、原子炉容器内の熔融炉心が原子炉下部キャビティへ流出し、緩和措置がとられない場合には、熔融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉下部キャビティのコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって、本格格納容器破損モードでは、原子炉下部キャビティへ注水し原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。</p>	<p>3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>3.5.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TEI、TED、SED、TEW、AEI、SEI、AED、SLI、SLW、AEW及びSEWがある。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、原子炉容器内の熔融炉心が原子炉格納容器内の床へ流出し、緩和措置がとられない場合には、熔融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器床のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって、本格格納容器破損モードでは、原子炉格納容器床へ注水し原子炉格納容器床に落下した熔融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。</p>	<p>3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>3.5.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TQUV、TQUX、長期TB、TBD、TBU、TBP、AE、S1E及びS2Eである。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」では、発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉圧力容器内の熔融炉心が格納容器内へ流れ出し、熔融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、格納容器下部のコンクリートが侵食され、格納容器の構造材の支持機能を喪失し、格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって、本格格納容器破損モードでは、原子炉圧力容器の下部から熔融炉心が落下する時点で、格納容器下部に熔融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確保し、かつ、熔融炉心の落下後は、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）によって熔融炉心を冷却することにより、格納容器の破損を防止する</p>	<p>7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>7.2.5.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TEI、TED、SED、TEW、AED、AEI、SEI、SLW、AEW、SLI及びSEWがある。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」では、発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置が取られない場合には、原子炉容器内の熔融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し、熔融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉下部キャビティのコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能を喪失し、原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって、本格格納容器破損モードでは、原子炉容器の下部から熔融炉心が落下する時点で、原子炉下部キャビティに熔融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確保し、かつ、熔融炉心の落下後は、代替格納容器スプレイによって熔融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止するとともに、熔融炉</p>	<p>【大飯、高浜】 記載順の相違</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	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、その後の原子炉格納容器圧力及び温度が緩慢に上昇することから、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、継続的に発生する水素を処理する。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シナリオに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉下部キャビティのコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性</p>	<p>また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度が緩慢に上昇することから、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、継続的に発生する水素を処理する。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シナリオに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器床のコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガス</p>	<p>とともに、溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生を抑制する。また、溶融炉心の落下後は、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）によって溶融炉心を冷却するとともに、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施する。その後、代替循環冷却系又は原子炉格納容器フィルタベント系によって格納容器の圧力及び温度を低下させる。</p> <p>なお、本格格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では、原子炉圧力容器破損までは重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し、原子炉圧力容器破損に至るものとする。一方、本格格納容器破損モードに対しては、原子炉圧力容器破損後の格納容器破損防止のための重大事故等対策の有効性についても評価するため、原子炉圧力容器破損後は重大事故等対策に係る手順に基づきプラント状態を評価することとする。</p> <p>したがって、本評価では原子炉圧力容器破損後も原子炉圧力容器内に残存する放射性物質の冷却のために原子炉に注水する対策及び手順を整備することから、これを考慮した有効性評価を実施することとする。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シナリオに対して、格納容器下部のコンクリートの侵食による原子炉圧力容器の支持機能喪失を防止するため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（復</p>	<p>心・コンクリート相互作用による水素発生を抑制する。また、溶融炉心の落下後は、代替格納容器スプレイによって溶融炉心を冷却する。</p> <p>また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度が緩慢に上昇することから、代替格納容器スプレイポンプ及びC、D-格納容器再循環ユニットによって原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、原子炉格納容器内水素処理装置によって継続的に発生する水素を処理、低減させるとともに最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シナリオに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉下部キャビティのコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性</p>	<p>【大飯 高岡】記載方針の相違（女川 実態の反映） ・女川に合わせて具体の設備及び手順を記載 【大飯 高岡】記載方針の相違 ・他事例に合わせての除熱に関して記載を追加（伊方と同様）</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ガスを抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。</p> <p>また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。</p> <p>さらに、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として原子炉格納容器水素燃焼装置を設置する。</p> <p>したがって、本格格納容器破損モードに対応する手順及び重大事故等対策は「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイによって原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。</p> <p>また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。</p> <p>さらに、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として原子炉格納容器水素燃焼装置を設置する。</p> <p>したがって、本格格納容器破損モードに対応する手順及び重大事故等対策は「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>水移送ポンプ)による格納容器下部注水手段を整備する。</p> <p>また、その後の格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器冷却手段及び代替循環冷却系による格納容器除熱手段又は原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱手段を整備する。</p> <p>なお、これらの原子炉圧力容器破損以降の格納容器過圧・過温に対応する手順及び重大事故等対策は「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」と同じである。</p> <p>本格格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格格納容器破損モードによる格納容器の破損防止及び格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概要は、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)のa. からj. に示している。このうち、本格格納容器破損モードに対する重大事故等対策は、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の3.2.1(3)に示すf. からj. である。</p> <p>本格格納容器破損モードに至るまでの事象進展への対応、本格格納容器破損モードによる格納容器の破損防止及び格納容器の破損を防止した以降の対応を含めた一連の重大事故等対策の概略系統図は「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」に示す第3.2.1図から第3.2.4図である。このうち、本格格納容器破損モードに対する重大事故等対策の</p>	<p>ガスの発生を抑制する観点から、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。</p> <p>また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を整備する。</p> <p>さらに、継続的に発生する水素を処理するため、原子炉格納容器内水素処理装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として格納容器水素イグナイタを設置する。</p> <p>したがって、本格格納容器破損モードに対応する手順及び重大事故等対策は「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>【大飯、高浜】設計の相違 ・代替格納容器スプレイに関しては、大飯、高浜は燃料取替用水タンク(ビッグ)と海水を水源とする2種類のポンプを使用するが、泊は燃料取替用水ピットを水源とするポンプを使用し、燃料取替用水ピットが枯渇する前までに海水を補給することでスプレイを継続する(1台のポンプでスプレイを継続する点では伊方と同様)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>概略系統図は第 3.2.2 図及び第 3.2.4 図である。本格納容器破損モードに対応する手順及び必要な要員と作業項目は「3.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.5.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>プラント損傷状態の選定結果については、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、破断規模の大きい「A**」が、事故進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高いため、熔融炉心によるコンクリート侵食の発生観点で厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内へ注水されない「**D」が、コンクリート侵食が抑制されないという観点からより厳しい。したがって、本格格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく、ECCS注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する「AED」である。</p> <p>このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 <p>上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは中破断LOCAに比べ破断口径が大きく事故進展が早くなり原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とした「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」である。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスにおいては、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式</p>	<p>3.5.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>プラント損傷状態の選定結果については、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、破断規模の大きい「A**」が、事故進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高いため、熔融炉心によるコンクリート侵食の発生観点で厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内へ注水されない「**D」が、コンクリート侵食が抑制されないという観点からより厳しい。したがって、本格格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく、ECCS注水機能喪失及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する「AED」である。</p> <p>このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 <p>上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは中破断LOCAに比べ破断口径が大きく事故進展が早くなり原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とした「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」である。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスにおいては、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式</p>	<p>3.5.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本格格納容器破損モードを評価する上で選定した評価事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、プラント損傷状態をTQUVとし、事象進展が早く炉心損傷までの時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因事象とし、逃がし安全弁再閉失敗を含まない「過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗（+デブリ冷却失敗）」である。ここで、逃がし安全弁再閉失敗を含まない事故シーケンスとした理由は、プラント損傷状態がTQUVであるため、事故対応に及ぼす逃がし安全弁再閉の成否の影響は小さいと考え、発生頻度の観点で大きい事故シーケンスを選定したためである。</p> <p>また、「1.2.2.1(3)e. 熔融炉心・コンクリート相互作用」に示すとおり、プラント損傷状態の選定では、LOCAとTQUVを比較し、LOCAの場合は格納容器下部に原子炉冷却材が流入することで熔融炉心・コンクリート相互作用が緩和される可能性等を考慮し、より厳しいと考えられるTQUVを選定した。</p>	<p>7.2.5.2 格納容器破損防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>プラント損傷状態の選定結果については、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、破断規模の大きい「A**」が、事故進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高いため、熔融炉心によるコンクリート侵食の発生観点で厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内へ注水されない「**D」が、コンクリート侵食が抑制されないという観点からより厳しい。したがって、本格格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく、ECCS注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する「AED」である。</p> <p>このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 <p>上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは中破断LOCAに比べ破断口径が大きく事故進展が早くなり原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とした「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」である。</p> <p>なお、本評価事故シーケンスにおいては、代替格納容器スプレイポンプによる</p>	<p>【女川】 記載方針の相違 ・PWRは初めに厳しいプラント損傷状態を選定し、その後、選定されたプラント損傷状態の中から評価事故シーケンスを選定する過程を記載</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</p> <p>【大阪、高浜】</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。</p> <p>したがって、本評価事故シーケンスは「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様のシーケンスとなる。</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて、熔融炉心・コンクリート相互作用に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 炉心における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱 ・燃料棒内温度変化 	<p>代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。</p> <p>したがって、本評価事故シーケンスは「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様のシーケンスとなる。</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて、熔融炉心・コンクリート相互作用に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 炉心における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱 ・燃料棒内温度変化 	<p>なお、本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。本格納容器破損モード及び「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」ではプラント損傷状態をTQUVとし、「3.2 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」ではプラント損傷状態をTQUXとしており、異なるプラント損傷状態を選定している。しかしながら、どちらのプラント損傷状態であっても原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁（自動減圧機能）の手動開操作によって原子炉減圧する手順であり、原子炉減圧以降も、熔融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、これらの格納容器破損モードについては同様のシーケンスで評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション</p>	<p>代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。</p> <p>したがって、本評価事故シーケンスは、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて、熔融炉心・コンクリート相互作用に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 炉心における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱 ・燃料棒内温度変化 	<p>設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・差異理由は前述どおり（3 ページ参照） <p>【大飯、高浜】 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</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWR は炉心や原子炉容器などの分類の重要現象を箇条書きにし

泊発電所3号炉 有効性評価 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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>・燃料棒表面熱伝達</p> <p>・燃料被覆管酸化</p> <p>・燃料被覆管変形</p> <p>・沸騰・ボイド率変化</p> <p>・気液分離・対向流</p> <p>b. 原子炉容器、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象</p> <p>・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション</p> <p>・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達</p> <p>・炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・熔融</p> <p>・炉心損傷後の原子炉容器における1次系内核分裂生成物挙動</p> <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <p>・区画間・区画内の流動</p> <p>・スプレイ冷却</p> <p>・水素濃度変化</p> <p>・炉心損傷後の原子炉容器外における熔融燃料-冷却材相互作用</p> <p>・炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり</p> <p>・炉心損傷後の熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱</p> <p>・炉心損傷後の熔融炉心とコンクリートの伝熱</p> <p>・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生</p> <p>・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動</p> <p>本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価するこ</p>	<p>・燃料棒表面熱伝達</p> <p>・燃料被覆管酸化</p> <p>・燃料被覆管変形</p> <p>・沸騰・ボイド率変化</p> <p>・気液分離・対向流</p> <p>b. 原子炉容器、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象</p> <p>・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション</p> <p>・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達</p> <p>・原子炉容器破損、熔融</p> <p>・炉心損傷後の原子炉容器における1次系内核分裂生成物挙動</p> <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <p>・区画間・区画内の流動</p> <p>・スプレイ冷却</p> <p>・水素濃度</p> <p>・炉心損傷後の原子炉容器外における熔融燃料-冷却材相互作用</p> <p>・炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり</p> <p>・炉心損傷後の熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱</p> <p>・炉心損傷後の熔融炉心とコンクリートの伝熱</p> <p>・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生</p> <p>・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動</p> <p>本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価するこ</p>	<p>ン、構造材との熱伝達、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損及び原子炉圧力容器内FP挙動並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器下部床面での熔融炉心の拡がり、原子炉圧力容器外FCI（熔融炉心細粒化）、原子炉圧力容器外FCI（デブリ粒子熱伝達）、熔融炉心と原子炉格納容器下部プール水との伝熱、熔融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生が重要現象となる。</p> <p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント</p>	<p>・燃料棒表面熱伝達</p> <p>・燃料被覆管酸化</p> <p>・燃料被覆管変形</p> <p>・沸騰・ボイド率変化</p> <p>・気液分離・対向流</p> <p>b. 原子炉容器、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象</p> <p>・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション</p> <p>・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達</p> <p>・炉心損傷後の原子炉容器破損、熔融</p> <p>・炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP挙動</p> <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <p>・区画間・区画内の流動</p> <p>・スプレイ冷却</p> <p>・水素濃度変化</p> <p>・炉心損傷後の原子炉容器外FCI</p> <p>・炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり</p> <p>・炉心損傷後の熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱</p> <p>・炉心損傷後の熔融炉心とコンクリートの伝熱</p> <p>・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生</p> <p>・炉心損傷後の原子炉格納容器内FP挙動</p> <p>本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価するこ</p>	<p>ている</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違</p> <p>・資料間の記載の統一</p> <p>【大飯】 記載表現の相違（伊方と同様）</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違</p> <p>・資料間の記載の統一</p>

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>とが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有する解析コードとしてMAAPを使用する。</p> <p>なお、MAAPは、大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、事象初期については設計基準事故時の評価結果により確認している。</p> <p>(添付資料 2.7.3、3.1.1.4、3.1.1.5)</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シナリオにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シナリオの有効性評価の条件については、「3.1.1 格納容器過圧破損」の条件と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シナリオに対する影響を考慮した条件となっており、初期条件も含めた主要な解析条件を第3.5.1表に示す。</p> <p>(添付資料 3.1.1.6)</p> <p>a. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 熔融炉心の原子炉下部キャピティ床面での拡がり</p>	<p>とが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有する解析コードとしてMAAPを使用する。</p> <p>なお、MAAPは、大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、事象初期については設計基準事故時の評価結果により確認している。</p> <p>(添付資料 2.7.3、3.1.1.4、3.1.1.5)</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シナリオにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シナリオの有効性評価の条件については、「3.1.1 格納容器過圧破損」の条件と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シナリオに対する影響を考慮した条件となっており、初期条件も含めた主要な解析条件を第3.5.2.1表に示す。</p> <p>(添付資料 3.1.1.6)</p> <p>a. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 熔融炉心の原子炉下部キャピティ床面での拡がり</p>	<p>特有の熔融炉心の挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより格納容器下部の床面及び壁面のコンクリート侵食量等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シナリオにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シナリオの有効性評価の条件は、「3.2 高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。また、初期条件の酸素濃度並びに事故条件の水素及び酸素の発生については、「3.4 水素燃焼」と同じである。</p>	<p>とが可能であり、原子炉系及び原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPによりベースマット侵食深さ等の過渡応答を求める。</p> <p>なお、MAAPは、大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、事象初期においては有効性評価と同様の事象進展となる原子炉設置許可申請書添付書類類「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における評価結果を参照する。</p> <p>(添付資料 7.1.4.3、7.2.1.1.4、7.2.1.1.5)</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シナリオにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シナリオの有効性評価の条件は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の条件と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シナリオに対する影響を考慮した条件となっており、初期条件も含めた主要な解析条件を第7.2.5.1表に示す。</p> <p>(添付資料 7.2.1.1.6)</p> <p>a. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 熔融炉心の原子炉下部キャピティ床面での拡がり</p>	<p>【大飯、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違 ・同様の記載の過圧破損に記載を合わせた</p> <p>【大飯、高浜】 評価方針の相違（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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>原子炉下部キャビティ床底面の全面に拡がるものとする。</p> <p>(b) 熔融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限 大気圧条件で 0.8MW/m² 相当とする。</p> <p>(c) 熔融炉心とコンクリートの伝熱 熔融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず、熔融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となるよう設定する。</p>	<p>原子炉下部キャビティ床底面の全面に拡がるものとする。</p> <p>(b) 熔融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限 大気圧条件で 0.8MW/m² 相当とする。</p> <p>(c) 熔融炉心とコンクリートの伝熱 熔融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず、熔融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となるよう設定する。</p>	<p>原子炉下部キャビティ床底面の全面に拡がるものとする。</p> <p>(b) 熔融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限 大気圧条件で 0.8MW/m² 相当とする。</p> <p>(c) 熔融炉心とコンクリートの伝熱 熔融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず、熔融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となるよう設定する。</p>	<p>原子炉下部キャビティ床底面の全面に拡がるものとする。</p> <p>(b) 熔融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限 大気圧条件で 0.8MW/m² 相当とする。</p> <p>(c) 熔融炉心とコンクリートの伝熱 熔融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず、熔融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となるよう設定する。</p>	<p>相違理由</p>
<p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスの事象進展は、「3.1.1 格納容器過圧破損」の第3.1.1.4 図及び第3.1.1.5 図と同様である。熔融炉心・コンクリート相互作用における原子炉格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである原子炉下部キャビティ水量及びベースマツト侵食深さの原子炉格納容器パラメータの変化を第3.5.1 図及び第3.5.2 図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>「3.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生約 21 分後に炉心熔融に至り、約 51 分後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを開始することで、原子炉下部キャビティに注水される。</p> <p>その後、事象発生約 1.4 時間後に原子炉容器破損に至り、熔融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下することで、原子炉下部キャビティ水</p>	<p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスの事象進展は、「3.1.1 格納容器過圧破損」の第3.1.1.2.1 図及び第3.1.1.2.2 図と同様である。熔融炉心・コンクリート相互作用における原子炉格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである原子炉下部キャビティ水量及びベースマツト侵食深さの原子炉格納容器パラメータの変化を第3.5.2.1 図及び第3.5.2.2 図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>「3.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生約 19 分後に炉心熔融に至り、約 49 分後に恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを開始することで、原子炉下部キャビティに注水される。</p> <p>その後、事象発生約 1.5 時間後に原子炉容器破損に至り、熔融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下することで、原子炉下部キャビティ水</p>	<p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスにおける原子炉炉圧力及び原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移を第3.5.1 図及び第3.5.2 図に、格納容器圧力、格納容器温度、ドライウェル及びサブプレッションチェンバの気相濃度（ウェット条件、ドライ条件）、サブプレッションプール水位、サブプレッションプール水温、格納容器下部水位並びに熔融炉心・コンクリート相互作用による格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移を第3.5.3 図から第3.5.12 図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象進展は「3.2 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p>	<p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスの事象進展は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の第7.2.1.1.4 図及び第7.2.1.1.5 図と同様である。熔融炉心・コンクリート相互作用における格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである原子炉下部キャビティ水量及びベースマツト侵食深さの原子炉格納容器パラメータの推移を第7.2.5.1 図及び第7.2.5.2 図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>「7.2.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生約 19 分後に炉心熔融に至り、約 49 分後に代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを開始することで、原子炉下部キャビティに注水される。</p> <p>その後、事象発生約 1.6 時間後に原子炉容器破損に至り、熔融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下することで、原子炉下部キャビティ水</p>	<p>【大飯、高浜】 記載表現の相違</p> <p>【大飯、高浜】 解析結果の相違 ・炉心熔融開始時間 に関しては、炉心における蒸気冷却が大きく影響を与え、結果として泊の蒸気冷却が小さいため炉心熔融開始時間が早くなっている</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>位が変動する。熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点では原子炉下部キャビティには十分な水量が確保されており、熔融炉心からの崩壊熱は除去され、ベースマットに有意な侵食は発生しない。 (添付資料 3.1.1.14、3.5.1)</p> <p>b. 評価項目等 ベースマット侵食深さは第3.5.2図に示すとおり、代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却することで、ベースマット侵食深さは約5mmにとどまることから、ベースマットに有意な侵食は発生していない。</p>	<p>位が変動する。熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点では原子炉下部キャビティには十分な水量が確保されており、熔融炉心からの崩壊熱は除去され、ベースマットに有意な侵食は発生しない。 (添付資料 3.1.1.14、3.5.1)</p> <p>b. 評価項目等 ベースマット侵食深さは第3.5.2.2図に示すとおり、代替格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却することで、ベースマットに有意な侵食は発生していない。</p>	<p>b. 評価項目等 熔融炉心落下前の格納容器下部への水張り及び熔融炉心落下後の格納容器下部への注水の継続によって、コンクリート侵食量は格納容器下部の床面で約2cm、壁面で約2cmに抑えられ、格納容器下部の熔融炉心は適切に冷却される。 格納容器下部壁面のコンクリート侵食に対しては、コンクリート侵食が内側鋼板及び厚さ約1.7mのコンクリート部を貫通して外側鋼板まで到達しない限り、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。評価の結果、格納容器下部壁面のコンクリート侵食量は約2cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。 格納容器下部床面コンクリート侵食に対しては、格納容器下部の床面以下のコンクリート厚さが約4.3mであり、格納容器下部床面のコンクリート侵食量が約2cmであるため、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。 また、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生は、格納容器下部についてはコンクリート侵食量が約2cmであるため、約11kgの可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、ジルコニウム-水反</p>	<p>位が変動する。熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点では原子炉下部キャビティには十分な水量が確保されており、熔融炉心からの崩壊熱は除去され、ベースマットに有意な侵食は発生しない。 (添付資料 7.2.1.13、7.2.5.1)</p> <p>b. 評価項目等 ベースマット侵食深さは第7.2.5.2図に示すとおり、代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却することで、ベースマット侵食深さは床面で約3mm、壁面で約3mmにとどまることから、ベースマットに有意な侵食は発生していない。</p>	<p>る ・原子炉容器破損時間に関しては、泊の蒸気冷却が小さいため水位の低下が遅く、その後の事象進展も遅くなり、結果として原子炉容器破損時間が遅くなっている 【高浜】 記載方針の相違 【大飯、高浜】 解析結果の相違 ・高浜は具体的な評価値は記載していない ・泊は女川同様壁面の侵食深さも記載</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>応によって約487kgの水素が発生することを考慮すると、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。このため、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。</p> <p>なお、格納容器下部への熔融炉心落下後の本評価における水素濃度は、ウェット条件、ドライ条件ともに13vol%を上回る。一方、ウェット条件における酸素濃度は、酸素の蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約2.1vol%であり、可燃限界を下回る。ドライ条件では、事象発生約7時間後から約23時間後までの間、ドライウエルにおける酸素濃度が可燃限界である5vol%を上回る。この間、ウェット条件では、格納容器下部への熔融炉心落下に伴う水蒸気発生によって、ドライウエルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサブレーションチェンバに送り込まれ、供給される水蒸気でドライウエル内が満たされるため、ドライウエル内のほぼ100%が水蒸気となっている。そのため、この間のドライ条件でのドライウエル内の気体組成は、ほぼ水の放射線分解によって生じる水素及び酸素の割合となり、そのウェット条件での酸素濃度は1vol%未満(約0.004vol%)である。また、ドライウエル内の非凝縮性ガス(水素、酸素及び窒素)の分圧の和は大気圧よりも低く、0.01MPa[abs]未満(水素及び酸素の分圧の和は0.01MPa[abs]未満)である。</p>		

泊発電所3号炉 有効性評価 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）

7.2.5 溶解炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>この間のサブプレッションチェンバ内のウェット条件での水蒸気の濃度は約8.5vol%であり、サブプレッションチェンバ内の全圧が0.56MPa[abs]以上であることから、非凝縮性ガス（水素、酸素及び窒素）の分圧は少なくとも0.51MPa[abs]以上である。このため、仮にドライウエル内の水蒸気が凝縮してドライウエル内の圧力が低下し、相対的に水素濃度及び酸素濃度が上昇しても、ドライウエル内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を上回る前に、サブプレッションチェンバから酸素濃度が5.0vol%未満の気体が流入する。このため、この間においてドライウエルの酸素濃度が現実に可燃限界である5vol%を上回ることはない。事象発生の約23時間後以降は、ドライ条件を仮定しても酸素濃度は5.0vol%未満で推移し、事象発生から7日後の酸素濃度はドライウエルにおいて約2.3vol%、サブプレッションチェンバにおいて約3.2vol%である。したがって、格納容器スプレイの誤動作等により水蒸気量が低下しても、可燃限界である5vol%に達することはない。</p> <p>その後は、格納容器下部に50m³/hの注水を行い、また、代替循環冷却系による格納容器除熱を継続して行うことで、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料3.5.1)</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(8)の評価項目について、格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量^{※1}をパラメータとして対策の有効</p>	<p>本評価では、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(8)の評価項目について、原子炉下部キャビティ床面及び壁面のベースマット侵食深さをパラメータとして対</p>	<p>【大飯、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(1)、(2)、(3)、(4)、(5)及び(7)に示す評価項目については、「3.1.1 格納容器過圧破損」及び「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」の評価事故シーケンスと同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(6)に示す評価項目については、格納容器スプレイが作動することで本シーケンスよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「3.4 水素燃焼」において評価項目を満足することを確認する。</p> <p>(添付資料 3.5.2)</p>	<p>「1.2.2(2) 有効性を確認するための評価項目の設定」のa., b., c., d., e. 及びg. に示す評価項目については、「3.1.1 格納容器過圧破損」及び「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」の評価事故シーケンスと同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>f. に示す評価項目については、格納容器スプレイが作動することで本シーケンスよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「3.4 水素燃焼」において評価項目を満足することを確認する。</p>	<p>性を確認した。</p> <p>なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(5)の評価項目の評価結果については「3.2 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。</p> <p>※1 熔融炉心が適切に冷却されることについても、格納容器の構造部材の支持機能が維持される範囲で格納容器下部床面及び壁面のコンクリートの侵食が停止することで確認した。</p> <p>なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目については「3.4 水素燃焼」において、(7)の評価項目については「3.1 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、それぞれ選定された評価事故シーケンスに対して対策の有効性を確認しているが、熔融炉心が格納容器下部に落下した場合については、本評価において、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)及び(7)の評価項目について対策の有効性を確認できる。</p>	<p>策の有効性を確認した。</p> <p>「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)、(2)、(3)、(4)、(5)及び(7)の評価項目については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」及び「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」の評価事故シーケンスと同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認している。</p> <p>「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(6)の評価項目については、格納容器スプレイが作動することで本シーケンスよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「7.2.4 水素燃焼」において評価項目を満足することを確認している。</p>	<p>【大飯、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</p> <p>【大飯】 添付資料の相違 ・大飯のCVはPOCVであり、鋼製CVである泊、高浜とはMCCIによる影響、対策が異なるため添付資料が追加となっている</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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイにより、原子炉格納容器内部に注水することで熔融炉心によるコンクリート侵食を抑制することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作とする。</p>	<p>3.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイにより、原子炉格納容器内部に注水することで熔融炉心によるコンクリート侵食を抑制することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作とする。</p>	<p>3.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」では、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器の破損に至り、熔融炉心が格納容器下部へ落下してコンクリートを侵食することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、熔融炉心落下前の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による水張り操作及び熔融炉心落下後の原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による格納容器下部への注水操作とする。</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては、熔融炉心の粒子化、熔融炉心の拡がり、デブリから水への熱伝達及びコンクリート種類が挙げられる。</p> <p>本評価事故シーケンスの評価では、水による拡がり抑制に対して熔融炉心の拡がりを抑制した場合及びデブリ上面の性状に対して上面熱流束を変化させた場合の影響評価を実施する。</p> <p>なお、熔融炉心の粒子化の不確かさに対してエントレインメント係数を変化させた場合及びコンクリート種類に対して壁</p>	<p>7.2.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」では、格納容器スプレイ注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能が喪失して炉心損傷及び原子炉容器の破損に至り、熔融炉心が原子炉下部キャビティへ落下してコンクリートを侵食することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、炉心損傷を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作とする。</p>	<p>【大飯、高浜】 評価方針の相違（女川実績の反映） 【大飯、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映） ・操作の特徴ではなく事故の特徴について記載 【大飯、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事</p>	<p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故</p>	<p>方向と床方向の熱分配を変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。これらの影響評価に加え、熔融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から原子炉圧力容器破損時の崩壊熱が大きくなるよう起因事象を大破断LOCAとした場合の影響評価を実施する。</p> <p>これらの影響評価の結果、運転員等操作時間に与える影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響として、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認している。</p> <p>また、原子炉圧力容器下鏡部温度を監視し、300℃に到達した時点（事象発生から約2.5時間後）で格納容器下部への初期水張りを行い、格納容器下部への熔融炉心の落下に対しては、ドライウェル水位を監視することによって、ドライウェル水位が0.02mまで低下したことを確認し、格納容器下部への注水を行うといった対応によって、熔融炉心を確実に冷却できることを確認している。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、T</p>	<p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における区画間の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であるが、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における区画間・区画内の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であるが、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>MI事故についての再現性及びCOR A実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融開始時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シナシスでは、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で格納容器下部への初期水張り操作及び原子炉圧力容器破損後、ドライウェル水位が0.02mまで低下を確認した時点で格納容器下部への注水を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であること及び原子炉圧力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉圧力容器下鏡部温度及び原子炉圧力容器破損後のドライウェル水位を操作開始の起点としている格納容器下部への初期水張り操作及び原子炉圧力容器破損時の格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により、水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が大きく、解析コードSAFERに対し</p>	<p>についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における区画間・区画内の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であるが、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>【大飯】記載表現の相違（伊方と同様）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る解析コードの熔融炉心挙動モ</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る解析コードの熔融炉心挙動モ</p>	<p>て保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で格納容器下部への初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ熔融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている格納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。原子炉圧力容器の破損の影響を受ける可能性がある操作としては、熔融炉心落下後の格納容器下部への注水操作があるが、原子炉圧力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉圧力容器破損後のドライウェル水位を起点としている格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る解析コードの熔融炉心挙動モ</p>	

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>デルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・熔融に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>デルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び熔融に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で格納容器下部への初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさは小さいことから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている格納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。原子炉圧力容器破損の影響を受ける可能性がある操作としては、熔融炉心落下後の格納容器下部への注水操作があるが、原子炉圧力容器破損時間の不確かさは小さいことから、原子炉圧力容器破損後のドライウエル水位を起点としている格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることが確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約4.3時間後）に対して、十数分早まる程度であり、格納容器下部への注水は中央制御室から速</p>	<p>デルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び熔融に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違</p>

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>炉心損傷後の原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>やかに実施可能な操作であることから、原子炉圧力容器破損後のドライウエル水位を操作開始の起点としている格納容器下部への注水操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物（FP）挙動モデルはPHEBUS-FP実験解析により原子炉圧力容器内へのFP放出の開始時間を適切に再現できることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の原子炉圧力容器内FP放出を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における熔融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、熔融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析により、原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクを起点とした運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP挙動に係るFP挙動モデルは、PHEBUS-FP実験解析により、ギャップ放出のタイミングが適切に模擬されていることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の1次系内FP挙動を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器外FCIに係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>【大飯 高岡】 記載方針の相違（女川実験の反映）</p> <p>【大飯 高岡】 記載表現の相違 ・資料間の記載の統一</p>

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり及び熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりに係る感度解析により、感度解析ケースの組合せのうち、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりを小さくした場合に、有意なコンクリート侵食が発生することが確認されているが、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり又は熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の熔融炉心とコンクリートの伝熱及びコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、ACE及びSURC 実験解析により熔融炉心のコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることが確認されていること、また、熔融炉心とコンクリートの伝熱及び非凝縮性ガス発生に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析で</p>	<p>炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり及び熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりに係る感度解析により、感度解析ケースの組合せのうち、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりを小さくした場合に、有意なコンクリート侵食が発生することが確認されているが、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり又は熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の熔融炉心とコンクリートの伝熱及びコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、ACE及びSURC 実験解析により熔融炉心のコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることが確認されていること、また、熔融炉心とコンクリートの伝熱及び非凝縮性ガス発生に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析で</p>	<p>炉心損傷後の原子炉格納容器における格納容器下部床面での熔融炉心の拡がり及び熔融炉心と格納容器下部のプール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、熔融炉心からプール水への熱流束及び熔融プールークラスト間の熱伝達係数がコンクリート侵食量に影響を与えることを確認している。本評価事故シナシナシでは、コンクリート侵食を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における熔融炉心とコンクリート伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、実験解析によりコンクリート侵食量を適切に評価できることを確認している。本評価事故シナシでは、コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3.5.2)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故についての再現性及びCO RA実験についての再現性を確認し</p>	<p>炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり及び熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりに係る感度解析により、感度解析ケースの組合せのうち、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりを小さくした場合に、有意なコンクリート侵食が発生することが確認されているが、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり又は熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の熔融炉心とコンクリートの伝熱及びコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、ACE及びSURC 実験解析により熔融炉心のコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることが確認されていること、また、熔融炉心とコンクリートの伝熱及び非凝縮性ガス発生に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析で</p>	

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まるが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における区画間の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードにおける熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉下部キャビティに十分に注水されており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>は、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まるが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における区画間・区画内の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードにおける熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉下部キャビティに十分に注水されており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>ている。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心熔融開始時間及び炉心下部プレナムへの熔融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シナシスでは、原子炉圧力容器破損時点で格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により、水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が大きく、解析コードSAFERに対して保守的であるものの、その差異は小さいことを確認している。また、原子炉圧力容器破損時点で格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション及び構造材との熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により、原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シナシスでは、原子炉圧力容器破損時点で格納容器下部に初期水張りが実施されてい</p>	<p>は、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まるが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器における区画間・区画内の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードにおける熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉下部キャビティに十分に注水されており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>【大飯】記載表現の相違（伊方と同様）</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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・熔融に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器外にお</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び熔融に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器外にお</p>	<p>ることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉炉圧力容器における炉心下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達の不確かさとして、熔融炉心の挙動モデルはTMI事故についての再現性を確認している。また、炉心下部プレナムと熔融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。本評価事故シナシスでは、原子炉炉圧力容器破損時点で格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉炉圧力容器における原子炉炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉炉圧力容器破損時間が早まることが確認しているが、原子炉炉圧力容器破損（事象発生から約4.3時間後）に対して、早まる時間は僅かであり、破損時間が僅かに早まった場合においても、格納容器下部に初期水張りが実施されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉炉圧力容器における原子炉炉圧力容器内FP挙動の不確かさとして、原子炉炉圧力容器内FP挙動と熔融炉心・コンクリート相互作用による侵食量に関連はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器にお</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び熔融に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP挙動の不確かさとして、1次系内核分裂生成物挙動と熔融炉心・コンクリート相互作用による侵食量に関連はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器外FCIの不</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違</p> <p>【大飯 高岡】 記載方針の相違（女川 実質的反映）</p> <p>【大飯 高岡】</p>

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>る熔融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、細粒化された熔融炉心の冷却状態のコンクリート侵食に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり及び熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりの感度解析を踏まえ、不確かさに関する感度解析パラメータを組合せたケースについて感度解析を行った。なお、水中での溶融物の拡がり挙動は、知見も少なく複雑であることから、解析条件として極端な設定とした。</p> <p>落下時に細粒化などにより熔融炉心の冷却が進み、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりが小さい場合の感度解析では約17cmのコンクリート侵食が発生するが、その後は原子炉下部キャビティ水により冷却されることでコンクリート侵食は停止し、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。コンクリート侵食により発生する水素は、すべてジルコニウムに起因するものであり、反応割合は全炉心内のジルコニウム量の約6%である。また、熔融炉心の拡がりが小さい場合の拡がり面積は約14.5m²となり、原子炉容器破損位置が原子炉下部</p>	<p>る熔融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、細粒化された熔融炉心の冷却状態のコンクリート侵食に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり及び熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりの感度解析を踏まえ、不確かさに関する感度解析パラメータを組合せたケースについて感度解析を行った。なお、水中での溶融物の拡がり挙動は、知見も少なく複雑であることから、解析条件として極端な設定とした。</p> <p>落下時に細粒化などにより熔融炉心の冷却が進み、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりが小さい場合の感度解析では約19cmのコンクリート侵食が発生するが、その後は原子炉下部キャビティ水により冷却されることでコンクリート侵食は停止し、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。コンクリート侵食により発生する水素は、すべてジルコニウムに起因するものであり、反応割合は全炉心内のジルコニウム量の約6%である。また、熔融炉心の拡がりが小さい場合の拡がり面積は約11m²となり、原子炉容器破損位置が原子炉下部</p>	<p>ける熔融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、エントレインメント係数の感度解析により熔融炉心の細粒化割合がコンクリート侵食に与える感度は小さいことを確認していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における格納容器下部床面での熔融炉心の拡がりについて、「付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて 第5部 MAAP 添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について」において、代表的な1100MWe BWR-5 Mark-I改相当のプラントに対して、均一堆積形状（円柱）と種々の不均一な堆積形状の場合の水への伝熱面積を比較している。その結果、ベースケースで想定している均一堆積形状（円柱）が、最も水への伝熱面積が小さいことを確認している。格納容器下部床面での熔融炉心の拡がりを抑制する場合、ベースケースより除熱量が大きくなりコンクリート侵食量は小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>また、熔融炉心と格納容器下部のプール水の伝熱の不確かさとして、エントレインメント係数、熔融炉心からプール水への熱流束及び熔融プールクラスト間の熱伝達係数の感度解析を踏まえ、コンクリート侵食量について支配的な熔融炉心からプール水への熱流束についての感度解析を実施</p>	<p>確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、細粒化された熔融炉心の冷却状態のコンクリート侵食に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり及び熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりの感度解析を踏まえ、不確かさに関する感度解析パラメータを組合せたケースについて感度解析を行った。なお、水中での溶融物の拡がり挙動は、知見も少なく複雑であることから、解析条件として極端な設定とした。</p> <p>落下時に細粒化などにより熔融炉心の冷却が進み、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりが小さい場合の感度解析では約18cmのコンクリート侵食が発生するが、その後は原子炉下部キャビティ水により冷却されることでコンクリート侵食は停止し、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。コンクリート侵食により発生する水素は、すべてジルコニウムに起因するものであり、反応割合は全炉心内のジルコニウム量の約6%である。また、熔融炉心の拡がりが小さい場合の拡がり面積は約11m²となり、原子炉容器破損位置が原子炉下部</p>	<p>記載表現の相違 ・資料中の記載の統一</p> <p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大飯】 解析結果の相違</p>

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>キャビティ側面に近いと、熔融炉心が原子炉下部キャビティ側面に接触する可能性がある。解析上では、側面クラスト全体がコンクリートと接触するよう取り扱っているため、原子炉下部キャビティ側面は約17cmのコンクリート侵食が発生するが、コンクリート厚さより小さい。</p> <p>(添付資料 3.4.12)</p> <p>一方、落下時に冷却されず、高温のまま床に到達する場合の感度解析では、熔融炉心は原子炉下部キャビティ床全面に拡がると考えられるため、基本ケースと同様に有意なコンクリート侵食は発生しない。</p> <p>なお、上記の場合を想定した炉心損傷後の原子炉容器外における熔融燃料-冷却材相互作用の不確かさ及び熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさに関する感度解析パラメータを組み合わせた感度解析では有意なコンクリート侵食が発生しないことが確認されている。</p> <p>いずれのケースにおいても、実機では熔融炉心が拡がる過程で先端から冷却が進むこと、実験等の知見において、側面コンクリートが侵食されてギャップが形成されたことで熔融物の冷却が促進し、コンクリート侵食が抑制されることから、原子炉下部キャビティ側面への侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。</p> <p>以上のことから、コンクリート侵食が原子炉格納容器の構造部材の支持機能に影響を与えることはない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器にお</p>	<p>キャビティ側面に近いと、熔融炉心が原子炉下部キャビティ側面に接触する可能性がある。解析上では、側面クラスト全体がコンクリートと接触するよう取り扱っているため、原子炉下部キャビティ側面は約19cmのコンクリート侵食が発生するが、コンクリート厚さより小さい。</p> <p>(添付資料 3.4.10)</p> <p>一方、落下時に冷却されず、高温のまま床に到達する場合の感度解析では、熔融炉心は原子炉下部キャビティ床全面に拡がると考えられるため、原子炉下部キャビティ床面、側面とも、約4mmのコンクリート侵食が発生する。</p> <p>いずれのケースにおいても実機では熔融炉心が拡がる過程で先端から冷却が進むこと、実験等の知見において、側面コンクリートが侵食されてギャップが形成されたことで熔融物の冷却が促進し、コンクリート侵食が抑制されることから、原子炉下部キャビティ側面への侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。</p> <p>以上のことから、コンクリート侵食が原子炉格納容器の構造部材の支持機能に影響を与えることはない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器にお</p>	<p>した。感度解析の結果、第3.5.13図に示すとおり、コンクリート侵食量は格納容器下部の床面で約18cm、壁面で約18cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>なお、本感度解析では、格納容器下部での熔融炉心・コンクリート相互作用によって約124kgの可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、本評価においてもジルコニウム-水反応によって約487kgの水素が発生することを考慮すると、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。</p> <p>熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生が、可燃性ガスの燃焼の可能性に及ぼす影響について、本評価における格納容器下部への熔融炉心落下後の格納容器内の水素濃度は、ウェット条件、ドライ条件ともに13vol%を上回る。このことから、本感度解析の熔融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガスの発生量を、本評価の結果に加えて気相濃度を評価しても、格納容器内での可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。</p> <p>なお、熔融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約124kgの気体の内訳は、可燃性ガスである水素が約111kg、一酸化炭素が約14kg、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が1kg未満である。ジルコニウム-水反応によって発生する水素も考慮すると、格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素が支配的であり、一酸化</p>	<p>キャビティ壁面に近いと、熔融炉心が原子炉下部キャビティ壁面に接触する可能性がある。解析上では、壁面クラスト全体がコンクリートと接触するよう取り扱っているため、原子炉下部キャビティ壁面は約18cmのコンクリート侵食が発生するが、コンクリート厚さより小さい。</p> <p>(添付資料 7.2.4.11)</p> <p>一方、落下時に冷却されず、高温のまま床に到達する場合の感度解析では、熔融炉心は原子炉下部キャビティ床全面に拡がると考えられるため、基本ケースと同様に有意なコンクリート侵食は発生しない。</p> <p>なお、上記の場合を想定した炉心損傷後の原子炉容器外における熔融燃料-冷却材相互作用の不確かさ及び熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさに関する感度解析パラメータを組み合わせた感度解析では有意なコンクリート侵食が発生しないことが確認されている。</p> <p>いずれのケースにおいても実機では熔融炉心が拡がる過程で先端から冷却が進むこと、実験等の知見において、壁面コンクリートが侵食されてギャップが形成されたことで熔融物の冷却が促進し、コンクリート侵食が抑制されることから、原子炉下部キャビティ壁面への侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。</p> <p>以上のことから、コンクリート侵食が原子炉格納容器の構造部材の支持機能に影響を与えることはない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器にお</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</p> <p>【高浜】 記載方針の相違</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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ける熔融炉心とコンクリートの伝熱及びコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、ACE及びSURC実験解析より熔融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価 a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第3.5.1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で有意な影響を与えられられる炉心崩壊熱及び1次冷却材の流出流量に関する影響評価の結果を以下に示す。</p>	<p>ける熔融炉心とコンクリートの伝熱及びコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、ACE及びSURC実験解析より熔融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価 a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第3.5.2.1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定にあたっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で有意な影響を与えられられる炉心崩壊熱（標準値）及び1次冷却材の流出流量、並びに標準値として設定しているヒートシンク、蒸気発生器2次側保有水量及び格</p>	<p>炭素の影響は無視できる。</p> <p>一方、格納容器内の酸素濃度については、熔融炉心・コンクリート相互作用では酸素は発生しないため、熔融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度解析ケースの熔融炉心・コンクリート相互作用に伴って発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生量を本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合、格納容器内の酸素濃度は「3.5.2(3) b. 評価項目等」にて示した酸素濃度（事象発生から7日後においてウェット条件で約2.1vol%，ドライ条件で約3.2vol%）以下になるものと考えられる。このため、格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。</p> <p>（添付資料3.5.2、3.5.3）</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価 a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第3.2.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定にあたっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p>	<p>ける熔融炉心とコンクリートの伝熱及びコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、ACE及びSURC実験解析より熔融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価 a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.2.5.1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定にあたっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えられられる炉心崩壊熱及び1次冷却材の流出流量に関する影響評価の結果を以下に示す。</p>	<p>【大飯 高浜】 記載表現の相違（女川実験の反映）</p> <p>【高浜】 記載内容の相違 ・泊3号炉解析のため、標準値に係る記</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。</p> <p>また、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。</p> <p>また、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、さらに、ヒートシンクを最確値とした場合、解析条件で設定しているヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>蒸気発生器2次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるが、本評価事故シーケンスは大破断 LOCAを想定しており、2次系からの冷却効果はわずかであることから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p>	<p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約31GWd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉圧力容器の破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順（原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて格納容器下部への初期水張り操作を実施すること及び原子炉圧力容器破損後のドライウエル水位に応じて格納容器下部への注水操作を開始すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の熔融炉心からプール水への熱流束は、解析条件の 800kW/m²相当（圧力依存あり）に対して最確条件は解析条件の800kW/m²相当（圧力依存あり）であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に与える影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件のコンクリート以外の構造材の扱いは、解析条件の内側鋼板、外側鋼板及びリブ鋼板は考慮しないことに対して最確条件はコンクリート以外の構造材を考慮することであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、コン</p>	<p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心損傷を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなるが、操作手順（炉心損傷の判断後、準備が完了した段階でスプレイ実施）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>また、炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>載をしない（大飯と同様）</p> <p>【大飯、高浜】 記載方針の相違 ・運転員等操作時間に与える影響について詳細に記載</p> <p>【高浜】 評価方針の相違 ・泊は個別解析のため不確かさの影響評価の対象外（大飯と同様）</p> <p>【高浜】 評価方針の相違 ・同上</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>地震によりExcess LOCAが発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により、炉心損傷が早まる。その結果、炉心熔融開始の30分後に開始するものとしている恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始は早まる</p>	<p>地震によりExcess LOCAが発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により、炉心損傷が早まる。その結果、炉心熔融開始の30分後に開始するものとしている恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始は早まるが、解析条</p>	<p>クリートより融点が高い内側鋼板、外側鋼板及びリブ鋼板の耐熱の効果により、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されるが、コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力容器下部の構造物の扱いは、解析条件の格納容器下部に落下する溶融物とは扱わないことに対して、最確条件は部分的な溶融が生じ、格納容器下部に落下する可能性があり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、溶融物の発熱密度が下がるため、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食は抑制されるが、コンクリート侵食量を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉水位、炉心流量、サブプレッションプール水位及び格納容器圧力は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起回事象は、原子炉圧力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定しているが、起回事象の違いによって操作手順（原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて格納容器下部への初期水張り操作を実施すること及び原子</p>	<p>事故条件の起回事象は、解析条件の不確かさとして、地震によりExcess LOCAが発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により、炉心損傷が早まる。その結果、炉心熔融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイポ</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>が、解析条件と同様に事象発生約51分後に代替格納容器スプレイを開始したとしても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを「3.5.3(2)a.(b) 評価項目となるパラメータに与える影響」における Excess LOCA の感度解析により確認していることから、操作時間を早める必要はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、熔融炉心のもつエネルギーが小さくなり、原子炉容器破損が遅くなることから、熔融炉心の原子炉下部キャビティ落下時点での原子炉下部キャビティ</p>	<p>件と同様に事象発生約49分後に代替格納容器スプレイを開始したとしても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを「(b) 評価項目となるパラメータに与える影響」における Excess LOCA の感度解析により確認していることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確値とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、熔融炉心のもつエネルギーが小さくなり、原子炉容器破損が遅くなることから、熔融炉心の原子炉下部キャビティ落下時点での原子炉下部キャビティ</p>	<p>炉圧力容器破損後のドライウエル水位に応じて格納容器下部への注水操作を開始すること）変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3.5.2)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度 33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約 31GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さく</p>	<p>ンプによる代替格納容器スプレイの開始は早まるが、解析条件と同様に事象発生約49分後に代替格納容器スプレイを開始したとしても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを「7.2.5.3(2)a.(b) 評価項目となるパラメータに与える影響」における Excess LOCA の感度解析により確認していることから、操作時間を早める必要はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、熔融炉心のもつエネルギーが小さくなり、原子炉容器破損が遅くなることから、熔融炉心の原子炉下部キャビティ落下時</p>	<p>【大飯】 解析結果の相違</p> <p>【高浜】 記載方針の相違</p> <p>【高浜】 評価方針の相違 ・泊は固形物解析のため不確かさの影響評価の対象外（大飯と同様）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>水量は多くなり、落下した熔融炉心の熱量も小さくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>ヒートシンクを最確値とした場合、解析条件で設定しているヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和されるが、原子炉容器破損時点での原子炉下部キャビティ水量に影響しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>蒸気発生器2次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるが、本評価事故シーケンスは大破断 LOCA を想定しており、2次系からの冷却効果はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>水量は多くなり、落下した熔融炉心の熱量も小さくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>ヒートシンクを最確値とした場合、解析条件で設定しているヒートシンクより大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和されるが、原子炉容器破損時点での原子炉下部キャビティ水量に影響しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>蒸気発生器2次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるが、本評価事故シーケンスは大破断 LOCA を想定しており、2次系からの冷却効果はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>なるため、熔融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の熔融炉心からプール水への熱流束は、解析条件の800kW/m²相当（圧力依存あり）に対して最確条件は800kW/m²相当（圧力依存あり）であり、最確条件とした場合は、解析条件と同様であるため、事象進展に影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。コンクリート侵食量に対しては、実験で確認されている侵食面における侵食の不均一性等の影響を確認する観点から、コンクリート侵食量への影響が最も大きい熔融炉心からプール水への熱流束について、感度解析を実施した。感度解析の結果、第3.5.13図に示すとおり、コンクリート侵食量は格納容器下部の床面で約18cm、壁面で約18cmに抑えられることから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>なお、本感度解析では、格納容器下部での熔融炉心・コンクリート相互作用によって約124kgの可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが、本評価においてもジルコニウム-水反応によって約487kgの水素が発生することを考慮すると、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。</p> <p>熔融炉心・コンクリート相互作用</p>	<p>点での原子炉下部キャビティ水量は多くなり、落下した熔融炉心の熱量も小さくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>	<p>【高浜】 評価方針の相違 ・泊は個別解析のため不確かさの影響評価の対象外（大飯と同様）</p> <p>【高浜】 評価方針の相違 ・同上</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>による可燃性ガスの発生が、可燃性ガスの燃焼の可能性に及ぼす影響について、本評価における格納容器下部への熔融炉心落下後の格納容器内の水素濃度は、ウェット条件、ドライ条件ともに13vol%を上回る。このことから、本感度解析の熔融炉心・コンクリート相互作用によって発生する可燃性ガスの発生量を、本評価の結果に加えて格納容器内の気相濃度を評価しても、格納容器内での可燃性ガスの燃焼の可能性には影響しない。</p> <p>なお、熔融炉心・コンクリート相互作用によって生じる約124kgの気体の内訳は、可燃性ガスである水素が約111kg、一酸化炭素が約14kg、その他の非凝縮性ガスである二酸化炭素が1kg未満である。ジルコニウム-水反応によって発生する水素も考慮すると、格納容器内に存在する可燃性ガスとしては水素が支配的であり、一酸化炭素の影響は無視できる。</p> <p>一方、格納容器内の酸素濃度については、熔融炉心・コンクリート相互作用では酸素は発生しないため、熔融炉心・コンクリート相互作用により発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスを考慮することは格納容器内の酸素濃度を下げる要因となる。このため、本感度解析の熔融炉心・コンクリート相互作用によって発生する可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生量を、本評価の結果に加えて気相濃度を評価する場合、格納容器内の酸素濃</p>		

泊発電所3号炉 有効性評価 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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>度は「3.5.2(3) b. 評価項目等」にて示した酸素濃度（事象発生から7日後においてウェット条件で約2.1vol%，ドライ条件で約3.2vol%）以下となる。このため、格納容器内での可燃性ガスの燃焼が発生するおそれはない。</p> <p>初期条件のコンクリート以外の構造材の扱いは、解析条件の内側鋼板、外側鋼板及びリブ鋼板は考慮しないことに対して最確条件はコンクリート以外の構造材を考慮することであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、コンクリートより融点が高い内側鋼板、外側鋼板及びリブ鋼板の耐熱の効果により、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。侵食は内側鋼板内に抑えられ、外側鋼板に影響はないことから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <p>初期条件の原子炉圧力容器下部の構造物の扱いは、解析条件の格納容器下部に落下する熔融物とは扱わないことに対して最確条件は部分的な熔融が生じ、格納容器下部に落下する可能性があり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、熔融物の発熱密度が下がるため、熔融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>地震によりExcess LOCAが発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により炉心及び原子炉格納容器への影響が考えられることから、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却材高温側配管全ループ破断 ・1次冷却材低温側配管全ループ破断 ・原子炉容器下端における破損（開口面積：高温側配管両端破断相当） <p>いずれの感度ケースも恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間は基本ケースである大破断LOCA時と同様に事象発生時の約51分後とした。その結果、第3.5.3図から第3.5.8図に示すとおり、各ケースともに原子炉下部キャビティへの溶融炉心落下時点で原子炉下部キャビティ水が十分存在するため、ベースマットに有意な侵食は発生せず、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>(添付資料 3.1.1.19)</p>	<p>地震によりExcess LOCAが発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により炉心及び原子炉格納容器への影響が考えられることから、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却材高温側配管 全ループ破断 ・1次冷却材低温側配管 全ループ破断 ・原子炉容器下端における破損（開口面積：高温側配管両端破断相当） <p>いずれの感度ケースも恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間は基本ケースである大破断LOCA時と同様に事象発生時の約49分後とした。その結果、第3.5.3.1図から第3.5.3.6図に示すとおり、各ケースともに原子炉下部キャビティへの溶融炉心落下時点で原子炉下部キャビティ水が十分存在するため、ベースマットに有意な侵食は発生せず、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>(添付資料 3.1.1.19)</p>	<p>初期条件の原子炉水位、炉心流量、サブプレッションプール水位及び格納容器圧力は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件について、溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食量を評価するに当たり、溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。感度解析は、原子炉水位の低下の観点でより厳しい事象であるLOCA等の原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失を仮定し、事故シーケンスを「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」とし、本評価事故シーケンスの評価条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても原子炉圧力容器破損まで使用できないものと仮定した。その場合、原子炉水位の低下が早く、原子炉圧力容器破損までの時間が約3.0時間となる。その結果、第3.5.14図に示すとおり、コンクリート侵食量は床面で約3cm、壁面では約3cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また、同様に原子炉圧力容器破損までの時間を約3.0時間とし、仮に溶融炉心のドレンサンプへの流入を考慮した場合の感度解析を実施した。その結果、第3.5.15図に示すとおり、ドレンサ</p>	<p>事故条件の起回事象は、解析条件の不確かさとして、地震によりExcessLOCAが発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により炉心及び原子炉格納容器への影響が考えられることから、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却材高温側配管 全ループ破断 ・1次冷却材低温側配管 全ループ破断 ・原子炉容器下端における破損（開口面積：高温側配管両端破断相当） <p>いずれの感度ケースも代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間は基本ケースである大破断LOCA時と同様に事象発生時の約49分後とした。その結果、第7.2.5.3図から第7.2.5.11図に示すとおり、各ケースともに原子炉下部キャビティへの溶融炉心落下時点で原子炉下部キャビティ水が十分存在するため、ベースマットに有意な侵食は発生せず、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>(添付資料 7.2.1.1.19)</p>	<p>【大飯】 解析結果の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>格納容器再循環ユニットの除熱特性を最確値とした場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるが、原子炉容器破損時点での原子炉下部キャビティ水量には影響しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p>	<p>ンブのコンクリート侵食量は、床面で約20cm、壁面で約16cmに抑えられ、原子炉格納容器バウンダリ機能及び原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。いずれの場合においてもコンクリート侵食量が僅かであることから、本評価における熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量は格納容器内の気相濃度に影響を与えない。このため、熔融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの蓄積及び燃焼による格納容器圧力への影響は無く、格納容器内の気体組成の推移は「3.5.2(3)b. 評価項目等」と同じとなる。</p> <p>なお、ベースケースにおける格納容器下部への熔融炉心落下後の水素濃度は、ウェット条件、ドライ条件ともに13vol%を上回る。一方、ウェット条件における酸素濃度は、酸素の蓄積が最も進む事象発生から7日後においても約2.1vol%であり、可燃限界を下回る。ドライ条件では、事象発生約7時間後から約23時間後までの間、ドライウェルにおける酸素濃度が可燃限界である5vol%を上回る。この間、ウェット条件では、格納容器下部への熔融炉心落下に伴う水蒸気発生によって、ドライウェルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサブレッションチェンバに送り込まれ、供給される水蒸気でドライウェル内が満たされるため、ドライウェル内のほぼ100%が水蒸気となっている。そのため、この間のドライ条件</p>		<p>【高浜】 評価方針の相違 ・泊は個別解析のため不確かさの影響評価の対象外（大飯と同様）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>でのドライウエル内の気体組成は、ほぼ水の放射線分解によって生じる水素及び酸素の割合となり、そのウェット条件での酸素濃度は1 vol%未満（約0.004vol%）である。また、ドライウエル内の非凝縮性ガス（水素、酸素及び窒素）の分圧の和は大気圧よりも低く、0.01MPa[abs]未満（水素及び酸素の分圧の和は0.01MPa[abs]未満）である。この間のサブプレッションチェンバ内のウェット条件での水蒸気の濃度は約8.5vol%であり、サブプレッションチェンバ内の全圧が0.56MPa[abs]以上であることから、非凝縮性ガス（水素、酸素及び窒素）の分圧は少なくとも0.51MPa[abs]以上である。このため、仮にドライウエル内の水蒸気が凝縮してドライウエル内の圧力が低下し、相対的に水素濃度及び酸素濃度が上昇しても、ドライウエル内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を上回る前に、サブプレッションチェンバから酸素濃度が5.0vol%未満の気体が入る。このため、この間においてドライウエルの酸素濃度が現実に可燃限界である5 vol%を上回ることではない。事象発生の約23時間後以降は、ドライ条件を仮定しても酸素濃度は5.0vol%未満で推移し、事象発生から7日後の酸素濃度はドライウエルにおいて約2.3vol%、サブプレッションチェンバにおいて約3.2vol%である。したがって、格納容器スプレイの誤動作等により水蒸気量が低下しても、可燃限界であ</p>		

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

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

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響、並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。</p> <p>(a) 要員の配置による他の操作に与える影響</p> <p>本評価事故シーケンスの要員の配置による他の操作に与える影響については、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響、並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を評価する。</p> <p>(a) 要員の配置による他の操作に与える影響</p> <p>本評価事故シーケンスの要員の配置による他の操作に与える影響については、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>る5vol%に達することはない。</p> <p>(添付資料3.5.2, 3.5.3)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の溶融炉心落下前の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による水張り操作は、解析上の操作時間として原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでには事象発生から約2.5時間の時間余裕があり、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作は、原子炉圧力容器下鏡部温度を監視しながら溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行を判断し、水張り操作を実施するため、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間</p>	<p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>本評価事故シーケンスの運転員等操作時間に与える影響については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>【大飯、高浜】 評価方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯、高浜】 評価方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【女川】 記載方針の相違 ・泊、大飯、高浜は格納容器過圧破損シーケンスと同様であるため記載を省略しているが、女川は他の事故シーケンス同様ではないため解析条件の不確かさの影響評価を記載している</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイは、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなることで操</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作は、炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなること</p>	<p>は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>操作条件の原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による溶融炉心落下後の格納容器下部への注水操作は、解析上の操作時間として原子炉圧力容器破損後、ドライウエル水位が0.02mまで低下した時点（事象発生から約6.2時間後）を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器破損後、ドライウエル水位が0.02mに低下するまで事象発生から約6.2時間の時間余裕があり、また、溶融炉心落下後に格納容器下部注水が行われなかった場合でも、溶融炉心落下前に張られた水が蒸発するまでには約0.8時間の時間余裕がある。溶融炉心落下後の格納容器下部への注水操作はドライウエル水位を監視しながらあらかじめ準備が可能であり、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であるため、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。</p> <p>（添付資料3.5.2）</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の溶融炉心落下前の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による水張り操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の炉心損傷を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作は、運転員等操作時間に与える影響として、炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心</p>	

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉容器破損時間も同様に遅くなる。このため、「2.5.3(3) 操作時間余裕の把握」において、事象発生の60分後に代替格納容器スプレイを開始した場合の感度解析により操作時間余裕を確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を評価する。</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの操作の時間余裕を確認するため、解析上の開始時間は事象発生の約51分後であるのに対し、事象発生の60分後に開始する場合について、感度解析結果を第3.5.9図及び第3.5.10図に示す。その結果、原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティ水位は約0.9mであり、コンクリート侵食を防止できていることから、事象発生から60分以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(添付資料 3.1.1.21)</p>	<p>で操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉容器破損時間も同様に遅くなる。このため、「(3) 操作時間余裕の把握」において、事象発生の60分後に代替格納容器スプレイを開始した場合の感度解析により操作時間余裕を確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を評価する。</p> <p>恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの操作の操作余裕時間を確認するため、解析上の開始時間は事象発生の約49分後であるのに対し、事象発生の60分後に開始する場合について、感度解析結果を第3.5.3.7図及び第3.5.3.8図に示す。その結果、原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティ水位は約1.0mであり、コンクリート侵食を防止できていることから、60分以上の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(添付資料 3.1.1.21)</p>	<p>項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の熔融炉心落下後の格納容器下部への原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 3.5.2)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の熔融炉心落下前の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による水張り操作については、原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでに事象発生から約2.5時間の時間余裕があり、格納容器下部注水操作は、原子炉压力容器下鏡部温度の上昇傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能であり、操作が遅れる可能性は小さい。また、原子炉压力容器下鏡部温度300℃到達時点での中央制御室における格納容器下部への注水操作の操作時間は約10分間である。原子炉压力容器破損までに格納容器下部に3.67m（ドライウェル水位0.02m）の水位が形成されていれば評価項目を満足する結果となり、格納容器下部に3.67mの水位を形成するまで、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）</p>	<p>崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉容器破損時間も同様に遅くなる。このため、「7.2.5.3(3) 操作時間余裕の把握」において、事象発生の60分後に代替格納容器スプレイを開始した場合の感度解析により操作時間余裕を確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの操作の時間余裕を確認するため、解析上の開始時間は事象発生の約49分後であるのに対し、事象発生の60分後に開始する場合について、感度解析結果を第7.2.5.12図から第7.2.5.14図に示す。その結果、原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティ水位は約1.4mであり、コンクリート侵食を防止できていることから、事象発生から60分以上の時間余裕がある。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.21)</p>	<p>【大飯、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</p> <p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりを極端に小さくした場合にコンクリート侵食が発生したが、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。なお、本感度解析では解析条件とし</p>	<p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりを極端に小さくした場合にコンクリート侵食が発生したが、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。なお、本感度解析では解析条件とし</p>	<p>にて約1.2時間で注水可能であり、格納容器下部注水を事象発生から約2.5時間後に開始すると、事象発生から約3.7時間後に水位形成可能である。原子炉压力容器破損までの時間は約4.3時間後であることから、格納容器下部への注水操作は操作遅れに対して0.6時間程度の時間余裕がある。</p> <p>操作条件の熔融炉心落下後の格納容器下部への原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水操作については、原子炉压力容器破損後、ドライウェル水位が0.02mに低下するまでの時間は事象発生から約6.2時間あり、また、熔融炉心落下後に格納容器下部注水が行われなかった場合でも、熔融炉心落下前に張られた水が熔融炉心の崩壊熱及びジルコニウム-水反応による発熱により蒸発するまでには約0.8時間の時間余裕がある。</p> <p>(添付資料 3.5.2)</p> <p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりを極端に小さくした場合にコンクリート侵食が発生したが、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。なお、本感度解析では解析条件として極端な設定としており、</p>	<p>【大飯、高浜】 評価方針の相違（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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>て極端な設定としており、また、熔融炉心は拡がる過程で先端から冷却が進むことや側面コンクリートのギャップにより熔融物の冷却が促進されると考えられることから、実際の侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。以上のことから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能には影響はない。</p> <p>その他の解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、運転員等による恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3.5.3、3.5.4)</p>	<p>て極端な設定としており、また、熔融炉心は拡がる過程で先端から冷却が進むことや側面コンクリートのギャップにより熔融物の冷却が促進されると考えられることから、実際の侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。以上のことから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能には影響はない。</p> <p>その他の解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、運転員等による恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3.5.2)</p>	<p>【再掲】</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p>	<p>また、熔融炉心は拡がる過程で先端から冷却が進むことや壁面コンクリートのギャップにより熔融物の冷却が促進されると考えられることから、実際の侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。以上のことから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能には影響はない。</p> <p>その他の解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>(添付資料 7.2.5.2、7.2.5.3、7.2.5.4、7.2.5.5、7.2.5.6、7.2.5.7)</p>	<p>相違理由</p> <p>【大飯、高浜】設計の相違・差異理由は前述どおり（3 ページ参照）</p> <p>【大飯、高浜】評価方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯、高浜】添付資料の相違・女川の補足説明資料等を参考にデブリの体積高さ等に關する添付資料を作成</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.5.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において、必要な水源、燃料及び電源は、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>3.5.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員の評価については、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において、必要な水源、燃料及び電源は、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>3.5.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。</p> <p>【参考までに「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」を記載】</p> <p>(1) 必要な要員の評価 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における重大事故等対策時における必要な要員は、「3.2.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり30名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員の30名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>【ここまで「3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」】</p>	<p>7.2.5.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>【大飯、高浜】設計の相違 ・泊はシングルプラント評価のためツインプラントでの評価である大飯、高浜とは評価条件が異なる（女川と同様）</p>

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

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

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.5.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能が重畳して、原子炉容器内の溶融炉心が原子炉下部キャビティへ流出する。その結果、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉下部キャビティのコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能の喪失に至ることが特徴である。</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内部へ注水する対策を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」に全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することにより、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心の冷却、並びに原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱が可能である。</p> <p>その結果、ベースマツトに有意な侵食は発生せず、評価項目を満足していることを</p>	<p>3.5.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能が重畳して、原子炉容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床へ流出する。その結果、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器床のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能の喪失に至ることが特徴である。</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイによって原子炉格納容器内部へ注水する対策を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」に全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することにより、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心の冷却、並びに原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱が可能である。</p> <p>その結果、ベースマツトに有意な侵食は発生せず、評価項目を満足していることを</p>	<p>3.5.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉圧力容器内の溶融炉心が格納容器内へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、格納容器下部のコンクリートが侵食され、格納容器の構造部材の支持機能を喪失し、格納容器の破損に至ることが特徴である。</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による格納容器下部注水手段を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンス「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧ECCS失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗）」について、有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による格納容器下部注水を実施することにより、溶融炉心の冷却が可能である。</p> <p>その結果、溶融炉心・コンクリート相互作用によってコンクリート侵食量は格納</p>	<p>7.2.5.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉下部キャビティのコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能を喪失し、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内部へ注水する対策を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」に全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、運転員等操作である代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することにより、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心の冷却、並びに原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱が可能である。</p> <p>その結果、溶融炉心・コンクリート相互作用によってベースマツト侵食深さは原</p>	<p>【大飯、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯、高浜】 設計の相違 ・差異理由は前述どおり（3ページ参照）</p> <p>【大飯、高浜】 記載方針の相違（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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>確認した。長期的には、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。</p> <p>また、原子炉格納容器圧力バウダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力、水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウダリにかかる圧力については「3.1.1 格納容器過圧破損」、原子炉容器外の熔融燃料—冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料—冷却材相互作用」、原子炉格納容器内の水素濃度については「3.4 水素燃焼」において、それぞれ確認した。</p> <p>解析コードの不確かさのうち、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりを極端に小さくした場合にコンクリート侵食が発生したが、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。なお、本感度解析では解析条件として極端な設定としており、また、熔融炉心は拡がる過程で先端から冷却が進むことや側面コンクリートのギャップにより熔融物の冷却が促進されると考えられることから、実際の侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。以上のことから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能には影響はない。</p> <p>その他の解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作に与える影響を考慮しても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間</p>	<p>確認した。長期的には、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。</p> <p>また、原子炉格納容器圧力バウダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力、水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウダリにかかる圧力については「3.1.1 格納容器過圧破損」、原子炉容器外の熔融燃料—冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料—冷却材相互作用」、原子炉格納容器内の水素濃度については「3.4 水素燃焼」において、それぞれ確認した。</p> <p>解析コードの不確かさのうち、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりを極端に小さくした場合にコンクリート侵食が発生したが、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。なお、本感度解析では解析条件として極端な設定としており、また、熔融炉心は拡がる過程で先端から冷却が進むことや側面コンクリートのギャップにより熔融物の冷却が促進されると考えられることから、実際の侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。以上のことから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能には影響はない。</p> <p>その他の解析コード及び解析条件の不確かさ、並びにそれらが運転員等操作に与える影響を考慮しても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間</p>	<p>容器下部の床面で約2cm、壁面で約2cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。また、安定状態を維持できる。（添付資料3.5.1）</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した</p>	<p>子炉下部キャビティの床面で約3mm、壁面で約3mmに抑えられ、原子炉格納容器の構造部材の支持機能を維持できる。また、安定状態を維持できる。</p> <p>また、原子炉格納容器圧力バウダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力、水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウダリにかかる圧力については「7.2.1.1 格納容器過圧破損」、原子炉容器外の熔融燃料—冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料—冷却材相互作用」、原子炉格納容器内の水素濃度については「7.2.4 水素燃焼」において、それぞれ確認した。</p> <p>解析コードの不確かさのうち、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりを極端に小さくした場合にコンクリート侵食が発生したが、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。なお、本感度解析では解析条件として極端な設定としており、また、熔融炉心は拡がる過程で先端から冷却が進むことや壁面コンクリートのギャップにより熔融物の冷却が促進されると考えられることから、実際の侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。以上のことから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能には影響はない。</p> <p>その他の解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した</p>	<p>記載反映</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違（女川実質的反映）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>余裕があることを確認した。</p> <p>重大事故等対策要員は、本格格納容器破損モードにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、全交流動力電源喪失時においても供給可能である。</p> <p>以上のことから、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であり、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。</p>	<p>余裕があることを確認した。</p> <p>重大事故等対策要員は、本格格納容器破損モードにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、全交流動力電源喪失時においても供給可能である。</p> <p>以上のことから、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」において、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であり、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。</p>	<p>結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である</p> <p>以上のことから、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）による格納容器下部への注水の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。</p>	<p>結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等の格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。</p>	<p>【大飯、高浜】 記載表現の相違（女川 記載の反映）</p> <p>【大飯、高浜】 記載方針の相違 ・泊では文章内で重 複する表現のため記 載していない（伊方と 同様）</p> <p>【大飯、高浜】 設計の相違 ・差異理由は前述 のとおり（3ペー ジ参照）</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違（女川 記載の反映）</p>

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

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

第 3.5.1 表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件
 （大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（4 / 4）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事象発生時における格納容器スプレイポンプの動作	炉心溶融開始の 30 分後	運転員等操作時間を考慮して設定。
格納容器内自然対流冷却回路の開始に伴い停止。	事象発生の 24 時間後	格納容器内自然対流冷却回路の開始に伴い停止。
格納容器内自然対流冷却回路の停止	事象発生の 24 時間後	運転員等操作時間を考慮して設定。

第 3.5.2.1 表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件
 （大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（4 / 4）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事象発生時における格納容器スプレイポンプの動作	炉心溶融開始の 30 分後	運転員操作時間を考慮して設定。
格納容器内自然対流冷却回路の開始に伴い停止。	事象発生の 24 時間後	格納容器内自然対流冷却回路開始に伴い停止。
格納容器内自然対流冷却回路の停止	事象発生の 24 時間後	要員の召喚、運転操作等を考慮して設定。

女川原子力発電所2号炉

第 7.2.5.1 表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件
 （大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（4 / 4）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事象発生時における格納容器スプレイポンプの動作	炉心溶融開始の 30 分後	運転員等操作時間を考慮して設定。
格納容器内自然対流冷却回路の開始に伴い停止。	事象発生の 24 時間後	格納容器内自然対流冷却回路開始に伴い停止。
格納容器内自然対流冷却回路の停止	事象発生の 24 時間後	運転員等操作時間を考慮して設定。

【大阪、高浜】
 設計の相違
 ・泊は個別解析であり、設備仕様も異なることから「主要解析条件」及び「条件設定の考え方」の記載が一部異なる
 【大阪、高浜】
 名称等の相違

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>大阪発電所3/4号炉</p> <p>第3.5.1図 原子炉下部キャビティ水量の推移</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p> <p>第3.5.2.1図 原子炉下部キャビティ水量の推移</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>(事象進展が異なるため、以下、事象進展図は比較のためではなく参考までに記載)</p> <p>第3.5.1図 原子炉下部キャビティ圧力の推移</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>第7.2.5.1図 原子炉下部キャビティ水量の推移</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・泊は原子炉下部キャビティに水が流入しやすい構造のため、事象初期の原子炉下部キャビティ水量が多い</p>
<p>第3.5.2図 ベースマット侵食深さの推移</p>	<p>第3.5.2.2図 ベースマット侵食深さの推移</p>	<p>第3.5.2図 原子炉水位（シェラウ1）内水位）の推移</p>	<p>第7.2.5.2図 ベースマット侵食深さの推移</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊では女川同様に壁面の値も記載</p>

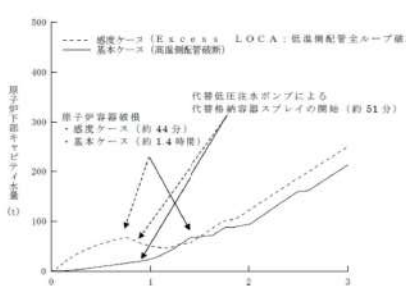
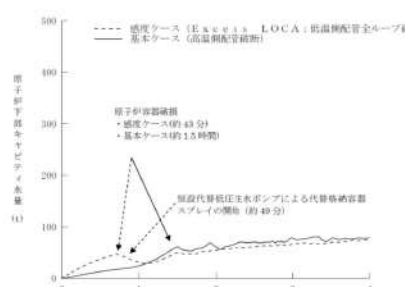
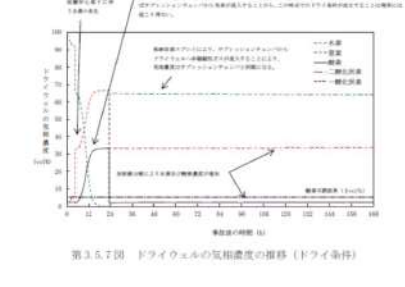
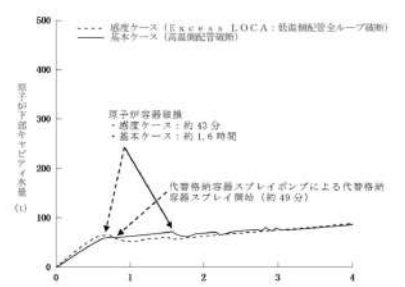
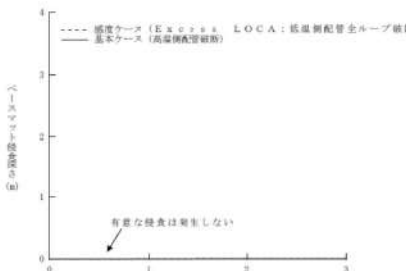

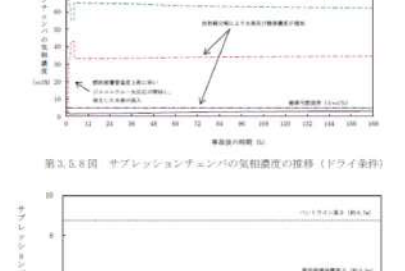
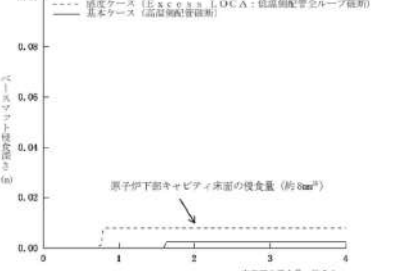


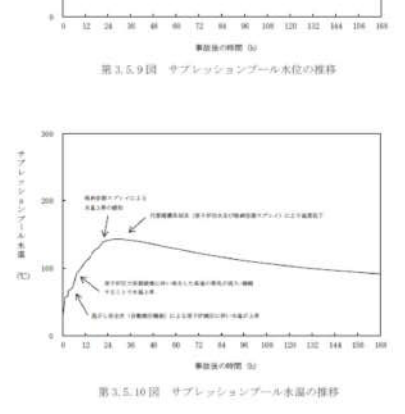
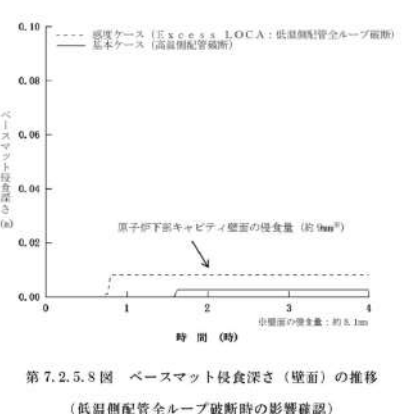
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 3.5.3 図 原子炉下部キャビティ水量の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 3.5.3.1 図 原子炉下部キャビティ水量の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 7.2.5.3 図 格納容器圧力の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 7.2.5.3 図 原子炉下部キャビティ水量の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・泊は原子炉下部キャビティに水が流入しやすい構造のため、事象初期の原子炉下部キャビティ室水量が多い</p>
<p>第 3.5.4 図 ベースマット侵食深さの推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 3.5.3.2 図 ベースマット侵食深さの推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 3.5.4 図 格納容器温度の推移</p>	<p>第 7.2.5.4 図 ベースマット侵食深さ (床面)の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	
<p>第 3.5.4 図 ベースマット侵食深さの推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 3.5.3.2 図 ベースマット侵食深さの推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 3.5.5 図 ドライウェルの水素濃度の推移 (ウェット条件)</p>	<p>第 7.2.5.4 図 ベースマット侵食深さ (壁面)の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊では女川同様に壁面の値も記載</p>
		<p>第 3.5.6 図 サブプレッションチャンバの水素濃度の推移 (ウェット条件)</p>	<p>第 7.2.5.5 図 ベースマット侵食深さ (壁面)の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	

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

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>大阪発電所3/4号炉</p>  <p>第3.5.5図 原子炉下部キャビティ水量の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p>  <p>第3.5.3.3図 原子炉下部キャビティ水量の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>  <p>第3.5.7図 ドライウェルの気相濃度の推移 (ドライ条件)</p>	<p>泊発電所3号炉</p>  <p>第7.2.5.6図 原子炉下部キャビティ水量の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・泊は原子炉下部キャビティに水が流入しやすい構造のため、事象初期の原子炉下部キャビティ水量が多い</p>
<p>大阪発電所3/4号炉</p>  <p>第3.5.6図 ベースマット侵食深さの推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p>  <p>第3.5.3.4図 ベースマット侵食深さの推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>  <p>第3.5.8図 サプレッションチェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)</p>	<p>泊発電所3号炉</p>  <p>第7.2.5.7図 ベースマット侵食深さ (床面)の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>大阪発電所3/4号炉</p>  <p>第3.5.6図 ベースマット侵食深さ (壁面)の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p>  <p>第3.5.3.4図 ベースマット侵食深さ (壁面)の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>  <p>第3.5.9図 サプレッションプール水位の推移</p>	<p>泊発電所3号炉</p>  <p>第7.2.5.8図 ベースマット侵食深さ (壁面)の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊では女川同様に壁面の値も記載</p>

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

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 3.5.7 図 原子炉下部キャビティ水量の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)</p>	<p>第 3.5.3.5 図 原子炉下部キャビティ水量の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)</p>	<p>第 3.5.11 図 格納容器下部水位の推移</p>	<p>第 7.2.5.9 図 原子炉下部キャビティ水量の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・泊は原子炉下部キャビティに水が流入しやすい構造のため、事象初期の原子炉下部キャビティ室水量が多い</p>
<p>第 3.5.8 図 ベースマット侵食深さの推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)</p>	<p>第 3.5.3.6 図 ベースマット侵食深さの推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)</p>	<p>第 3.5.12 図 格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移</p>	<p>第 7.2.5.10 図 ベースマット侵食深さ (床面) の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 3.5.13 図 格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (溶融炉心からプールへの熱伝達を保守的に考慮する場合)</p>	<p>第 3.5.14 図 格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (溶融炉心の最悪熱を保守的に考慮する場合)</p>	<p>第 7.2.5.11 図 ベースマット侵食深さ (壁面) の推移 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊では女川同様に壁面の値も記載</p>	

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

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第3.5.9図 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>第3.5.3.7図 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>第3.5.15図 ドレンパン床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移 (ドレンパンへの溶融炉心の流入を考慮する場合)</p>	<p>第7.2.5.12図 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違 ・泊は原子炉下部キャビティに水が流入しやすい構造のため、事象初期の原子炉下部キャビティ室水量が多い</p>
<p>第3.5.10図 ベースマット侵食深さの推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>第3.5.3.8図 ベースマット侵食深さの推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>第7.2.5.13図 ベースマット侵食深さ(床面)の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>第7.2.5.13図 ベースマット侵食深さ(壁面)の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第7.2.5.14図 ベースマット侵食深さ(壁面)の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>第7.2.5.14図 ベースマット侵食深さ(壁面)の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>第7.2.5.14図 ベースマット侵食深さ(壁面)の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>第7.2.5.14図 ベースマット侵食深さ(壁面)の推移 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)</p>	<p>【大飯、高浜】 記載方針の相違 ・泊では女川同様に壁面の値も記載</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.1 格納容器破損防止対策の有効性評価における原子炉下部キャビティ水量及び水位について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 3.5.1</p> <p>格納容器破損防止対策の有効性評価における原子炉下部キャビティ水量及び水位について</p> <p>(1) 大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故（格納容器過圧破損、原子炉容器外における溶融燃料-冷却材相互作用、溶融炉心・コンクリート相互作用）</p> <p>第1図～第4図にそれぞれの区画の保有水量、水位、原子炉下部キャビティ内水温及び原子炉下部キャビティ内蒸気質量の推移を示す。原子炉格納容器外周部については、事象発生直後から1次冷却材の破断水により水量は増加し、水位も同様に上昇する。一方、原子炉下部キャビティについては、外周部の水が開口部を經由して流入することにより徐々に水量が増加し、それに伴い水位も徐々に上昇する。</p> <p>約51分以降は代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ注入により両区画の水量は増加し、開口部を經由して原子炉下部キャビティへ流入するため、スプレイ注入以降は原子炉下部キャビティの水位が上昇し、原子炉容器が破損する約1.4時間後における水位は約1.1mとなっている。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.5.1</p> <p>格納容器破損防止対策の有効性評価における原子炉下部キャビティ水量及び水位について</p> <p>(1) 大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故（格納容器過圧破損、原子炉圧力容器外における溶融燃料-冷却材相互作用、溶融炉心・コンクリート相互作用）</p> <p>図1～図4にそれぞれの区画の保有水量、水位、原子炉下部キャビティ内水温及び原子炉下部キャビティ内蒸気質量の推移を示す。原子炉格納容器最下階部（蒸気発生器下部基礎室及び圧力ヘッダー室）については、事象発生直後から1次冷却材の破断水により水量は増加し、水位も同様に上昇する。一方、原子炉下部キャビティについては、最下階部の水が開口部を經由して流入することにより徐々に水量が増加し、それに伴い水位も徐々に上昇する。</p> <p>約49分以降は代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ注入により両区画の水量は増加し、開口部を經由して原子炉下部キャビティへ流入するため、スプレイ注入以降は原子炉下部キャビティの水位が上昇し、原子炉容器が破損する約1.6時間後における水位は約1.5mとなっている。</p>	<p>記載表現の相違</p> <p>記載表現の相違 ・3ループと4ループのモデルの相違</p> <p>解析結果の相違</p>

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

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第1図 原子炉格納容器内水量の推移</p>	<p>図1 原子炉格納容器内水量の推移</p>	
<p>第2図 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移</p>	<p>図2 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移</p>	

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第3図 原子炉下部キャビティ内水温の推移</p>	<p>図3 原子炉下部キャビティ内水温の推移</p>	
<p>第4図 原子炉下部キャビティ内蒸気質量の推移</p>	<p>図4 原子炉下部キャビティ内蒸気質量の推移</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.1 格納容器破損防止対策の有効性評価における原子炉下部キャビティ水量及び水位について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故（格納容器過温破損、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）</p> <p>第5図にそれぞれの区画の保有水量を、第6図に水位の推移を示す。原子炉格納容器外周部については、約1.9時間後に加圧器逃がしタンクのラプチャディスクが作動することに伴い水量が増加し、約3.6時間以降は代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの効果によりさらに水量が増加する。この間、原子炉下部キャビティへは水の流入はないが、第6図に示すとおり、約4時間後に外周部の水位が原子炉下部キャビティへの開口部に到達することにより、以降は外周部からの水の流入により原子炉下部キャビティの水量が増加する。</p>	<p>(2) 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故（格納容器過温破損、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）</p> <p>図5にそれぞれの区画の保有水量を、図6に水位の推移を示す。原子炉格納容器最下階部（蒸気発生器下部基礎室及び圧力ヘッダー室）については、約1.7時間後に加圧器逃がしタンクのラプチャディスクが作動することに伴い水量が増加し、約3.6時間以降は代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの効果によりさらに水量が増加する。また、図6に示すとおり、約2.5時間後に最下階部の水位が原子炉下部キャビティへの開口部に到達することにより、以降は最下階部からの水の流入により原子炉下部キャビティの水量が増加する。</p>	<p>解析結果の相違</p>

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

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.1 格納容器破損防止対策の有効性評価における原子炉下部キャビティ水量及び水位について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第5図 原子炉格納容器内水量の推移</p>	<p>図5 原子炉格納容器内水量の推移</p>	
<p>第6図 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移</p>	<p>図6 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（溶融炉心・コンクリート相互作用））

大阪発電所3/4号炉	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;">添付資料 3.5.3</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について （溶融炉心・コンクリート相互作用）</p> <p>「溶融炉心・コンクリート相互作用」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表1から表3に示す。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.5.2</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について （溶融炉心・コンクリート相互作用）</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.5.2</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について （溶融炉心・コンクリート相互作用）</p> <p>評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表1から表3に示す。</p>	

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用 (添付資料 7.2.5.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (熔融炉心・コンクリート相互作用))

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

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に関する影響	評価項目となるパラメータに与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	相違理由
	<p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系) (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p>	<p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p>	<p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p>	<p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p>	<p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p>	<p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p>	
	<p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p>	<p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p>	<p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p>	<p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p>	<p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p>	<p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p>	
	<p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p>	<p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p>	<p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p>	<p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p>	<p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p>	<p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p> <p>炉心損傷後炉心冷却系 (炉心損傷後炉心冷却系)</p>	

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (3/3)

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用 (添付資料 7.2.5.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (溶融炉心・コンクリート相互作用))

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

大飯発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
表2 解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間となるパラメータと評価項目とを与える影響 (4/4)						
項目	解析条件 (機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響	
	解析条件	機器条件				
機器条件	溶融炉心の炉子下部キャビティ底面 表面での乾びり	炉子下部キャビティ底面の全面	炉子の新設時に付する乾びり状態は、溶融炉心の全面に均一に乾びることを見込まれた。乾びり状態が不均一に乾びることを見込まれた。乾びり状態が不均一に乾びることを見込まれた。	解析条件と最悪条件が同等であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最悪条件が同等であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	
	溶融炉心から炉子下部キャビティまでの熱流束の上端	0.8MW/m ² 相当 (大気圧条件)	炉子下部キャビティ底面とコンクリート間の熱伝達係数を考慮せず	水による冷却作用に際する熱伝達 (SVISS 実験) に基づき設定。	解析条件と最悪条件が同等であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最悪条件が同等であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	溶融炉心とコンクリートの伝熱伝達係数を考慮せず	溶融炉心とコンクリートの伝熱伝達係数を考慮せず	溶融炉心とコンクリート間の熱伝達係数を考慮せず	水による冷却作用に際する熱伝達 (SVISS 実験) に基づき設定。	解析条件と最悪条件が同等であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。
表2 解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間と評価項目とを与える影響 (4/4)						
機器条件	溶融炉心の炉子下部キャビティ底面での乾びり	炉子下部キャビティ底面の全面	炉子の新設時に付する乾びり状態は、溶融炉心の全面に均一に乾びることを見込まれた。乾びり状態が不均一に乾びることを見込まれた。乾びり状態が不均一に乾びることを見込まれた。	解析条件と最悪条件が同等であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最悪条件が同等であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	
	溶融炉心から炉子下部キャビティまでの熱流束の上端	0.8MW/m ² 相当 (大気圧条件)	炉子下部キャビティ底面とコンクリート間の熱伝達係数を考慮せず	水による冷却作用に際する熱伝達 (SVISS 実験) に基づき設定。	解析条件と最悪条件が同等であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最悪条件が同等であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	溶融炉心とコンクリートの伝熱伝達係数を考慮せず	溶融炉心とコンクリートの伝熱伝達係数を考慮せず	溶融炉心とコンクリート間の熱伝達係数を考慮せず	水による冷却作用に際する熱伝達 (SVISS 実験) に基づき設定。	解析条件と最悪条件が同等であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。

