

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE724-9 r.3.0
提出年月日	令和3年10月1日

# 泊発電所3号炉

## 重大事故等の有効性評価

### 比較表

令和3年10月

北海道電力株式会社

## 目次

### 6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

- 6.1 概要
- 6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定
- 6.3 評価にあたって考慮する事項
- 6.4 有効性評価に使用する計算プログラム
- 6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針
- 6.6 解析の実施方針
- 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
- 6.8 必要な要員及び資源の評価方針
- 6.9 参考文献

### 7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価

#### 7.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- 7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失
- 7.1.2 全交流動力電源喪失
- 7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失
- 7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失
- 7.1.5 原子炉停止機能喪失
- 7.1.6 ECCS注水機能喪失
- 7.1.7 ECCS再循環機能喪失
- 7.1.8 格納容器バイパス

#### 7.2 重大事故

- 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
  - 7.2.1.1 格納容器過圧破損
  - 7.2.1.2 格納容器過温破損
- 7.2.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- 7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用
- 7.2.4 水素燃焼
- 7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

#### 7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

- 7.3.1 想定事故1
- 7.3.2 想定事故2

#### 7.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- 7.4.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
- 7.4.2 全交流動力電源喪失
- 7.4.3 原子炉冷却材の流出
- 7.4.4 反応度の誤投入

#### 7.5 必要な要員及び資源の評価

- 7.5.1 必要な要員及び資源の評価条件
- 7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果
- 7.5.3 重大事故等対策時に必要な水源、燃料及び電源の評価結果

#### 付録

- 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
- 付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<b>比較結果等を取りまとめた資料</b>			
<b>1. 最新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)</b>			
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事項			
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事項			
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			
1-4) その他			
女川2号炉まとめ資料に合わせて記載ぶりを修正した箇所はない。			
<b>2. 女川2号炉まとめ資料との比較結果の概要</b>			
2-1) 比較表の構成及び資料構成について			
・比較表 : 女川原子力発電所2号炉はまとめ資料、泊発電所3号炉は設置変更許可申請書補正書案、大飯発電所3/4号炉はまとめ資料を記載しているため、記載表現が異なる箇所があるが文意に差異なし			
・資料構成 : 項目は女川/泊/大飯すべて同一であり、項目単位では各プラント横並びで比較可能			
・泊3号のDCHは格納容器過温破損と同一の評価事故シーケンスであり、有効性評価の条件等は格納容器過温破損を参照している			
・プラント型式や事故シーケンスグループ等の相違により記載表現・内容が異なる箇所があるが、基準適合の観点から大きな過不足は見られなかった			
2-2) 有効性評価の主な項目 (1/2)			
格納容器破損モードの特徴	女川原子力発電所2号炉 ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食、熔融炉心・コンクリート相互作用等によって発生する水素によって格納容器内の水素濃度が上昇し、水の放射線分解によって発生する酸素によって格納容器内の酸素濃度が上昇する。このため、緩和措置がとられない場合には、ジルコニウム-水反応等によって発生する水素と格納容器内の酸素が反応することによって激しい燃焼が生じ、格納容器の破損に至る。	泊発電所3号炉 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、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食、熔融炉心・コンクリート相互作用等によって水素が発生し、緩和措置がとられない場合には、水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る。	差異なし (記載表現は異なるが、ECCS等の安全機能が喪失することで炉心熔融し、ジルコニウム-水反応等により発生した水素が格納容器内の酸素と反応することによって激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る、という特徴は泊も女川も同様)
格納容器破損防止対策 (概略系統図参照)	窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化により、水素燃焼による格納容器の破損を防止する。	PWRプラントは原子炉格納容器自由体積が大きいことから水素濃度が高くないという特徴を有している。その上で、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、原子炉格納容器内の水素濃度を低減するという観点から、原子炉格納容器内水素処理装置を設置する。また、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。	CV破損防止対策の相違 ・PWRとBWRの型式の違いによりCV体積が大きく異なるため、体積の大きいPWRは水素濃度を低減することで、BWRは窒素置換によりCV内雰囲気の不活性化によりCV破損を防止する(差異①)

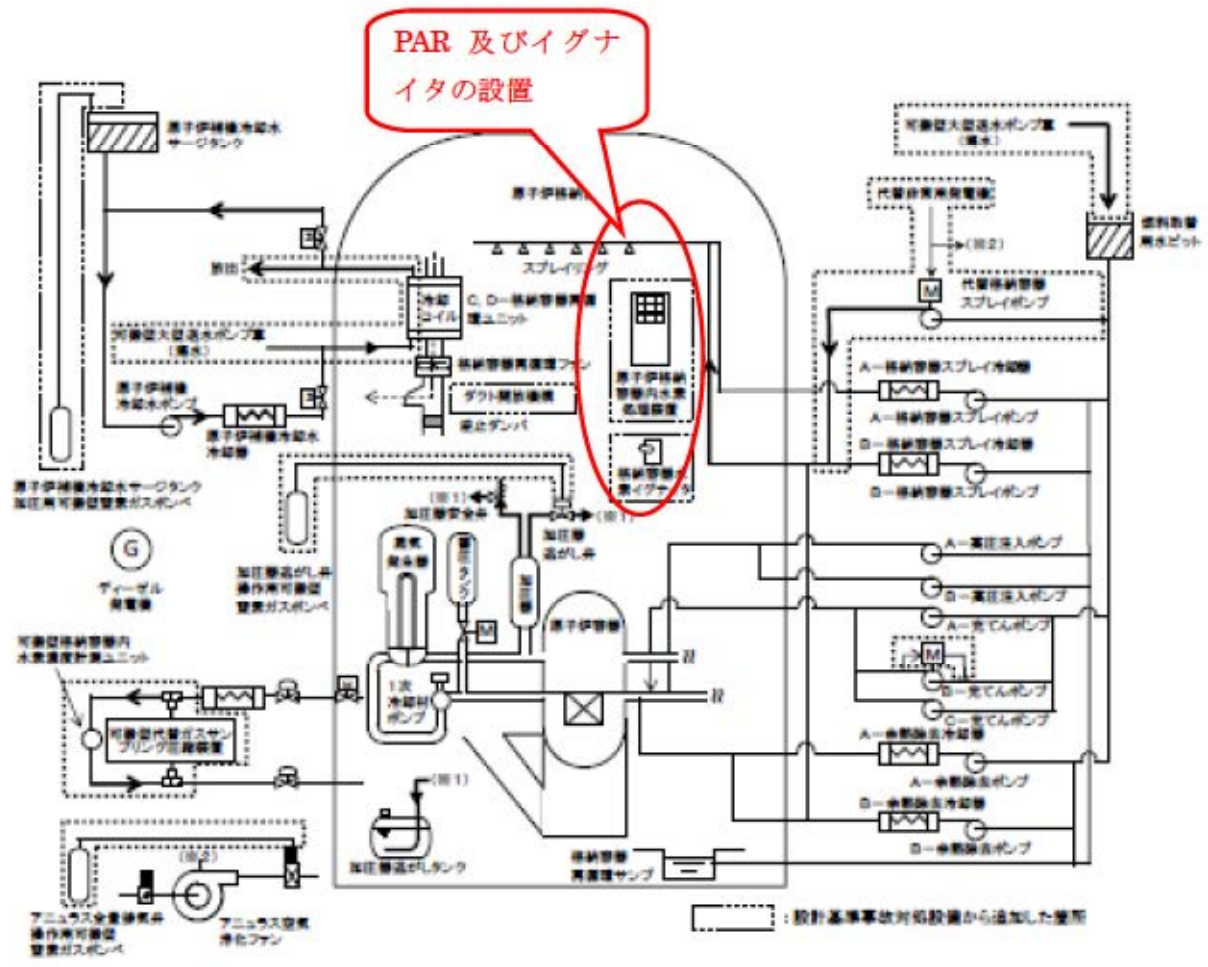
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<b>2-2) 有効性評価の主な項目 (2/2)</b>			
	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	差異の説明
評価事故シーケンス	「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」 (「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じ)	「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」	評価事故シーケンスの相違 ・泊は事象進展が早く初期から水素放出が開始され、また、格納容器スプレイが作動する方が、水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなる観点から厳しい事故シーケンスとして抽出 ・女川は酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出
有効性評価の結果 (評価項目等)	格納容器内の水素濃度は、ウェット条件においても事象発生直後から13vol%を上回るが、ウェット条件における酸素濃度は、事象発生から7日後までの間、格納容器の初期酸素濃度である2.5vol%を上回ることなく、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2.4vol%であり、可燃限界を下回る。	原子炉格納容器内の水素濃度は事象発生後早期にジルコニウム-水反応で発生する水素により原子炉格納容器内の水素濃度は上昇するが、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約11.7vol%であり、13vol%を下回る。また、局所の水素濃度については、爆轟領域に入る区画はないため、原子炉格納容器の健全性は確保される。	評価項目・結果の相違 ・評価項目：泊はドライ換算水素濃度13vol%以下であるが、女川は酸素濃度5vol% ・評価結果：評価項目が異なるため評価結果も異なるが、評価項目を満足しているという点では泊も女川も同様
<b>2-3) 主な差異</b>			
	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	差異の説明
プラント損傷状態の相違	プラント損傷状態は、確率論的リスク評価の結果からは抽出されない	TEI, SED, SEI, TED, AEI, SLW, TEW, AEW, SLI, SEW 及び AED	・PWRとBWRではプラント損傷状態の考え方が異なる
運転員等操作	運転員等操作あり (評価事故シーケンスが「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じため)	水素濃度低減の観点からは運転員等操作なし	・重大事故等対策の相違
解析コードの相違	MAAP	MAAP 及び GOTHIC	・泊はMAAPによる評価結果に基づいて時刻歴の水素発生量を評価し、これを境界条件としてGOTHICで原子炉格納容器内水素濃度を評価する
解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	—	—	・プラント型式の相違により重要現象が異なるため、不確かさの影響評価の記載が異なる
解析条件の不確かさの影響評価	—	—	・プラント型式の相違により解析条件・項目や運転員等操作が異なるため、不確かさの影響評価の記載が異なる
<b>2-4) 差異の識別の省略</b>			
<ul style="list-style-type: none"> <li>➢ PDS (泊) ⇔ プラント損傷状態 (女川)</li> <li>➢ 1次系 (泊) ⇔ 1次冷却系 (大飯)</li> <li>➢ 作動 (泊) ⇔ 動作 (大飯)</li> </ul>			

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

7.2.4 水素燃焼

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
2-5) 重大事故等対策の概略系統図			
<p data-bbox="706 331 1003 367">女川原子力発電所2号炉</p> <div data-bbox="736 871 964 907" style="border: 1px solid gray; padding: 2px; text-align: center;">(概略系統図なし)</div>	<p data-bbox="2041 331 2240 367">泊発電所3号炉</p>  <p data-bbox="1647 1428 2567 1465">第7.2.4.1図 「水素燃焼」の重大事故等対策の概略系統図</p>		
<p data-bbox="207 1549 816 1585">対策：窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化</p>	<p data-bbox="1507 1549 2478 1585">対策：原子炉格納容器内水素処理装置（PAR）及び格納容器水素イグナイタを設置</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>3.4 水素燃焼</p> <p>3.4.1 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                      格納容器破損モード「水素燃焼」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、<b>確率論的リスク評価の結果からは抽出されない。このため、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「水素燃焼」の観点で評価することが適切と考えられる評価事故シーケンスを選定する。</b></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                      格納容器破損モード「水素燃焼」では、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食、熔融炉心・コンクリート相互作用等によって発生する水素によって<b>格納容器内の水素濃度が上昇し、水の放射線分解によって発生する酸素によって格納容器内の酸素濃度が上昇する。このため、緩和措置がとられない場合には、ジルコニウム-水反応等によって発生する水素と格納容器内の酸素が反応することによって激しい燃焼が生じ、格納容器の破損に至る。</b></p> <p>したがって、本格納容器破損モードは、<b>窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化によって、格納容器内の水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することにより、格納容器の破損を防止する。また、熔融炉心・コンクリート相互作用による水素発生に対しては「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」のとおり、格納容器下部注水によって水素発生を抑制する。</b></p> <p>なお、2号炉において重大事故が発生した場合、ジルコニウム-水反応によって水素濃度は13vol%*1（ドライ条件）を大きく上回る。このため、本格納容器破損モードによる格納容器の破損</p>	<p>7.2.4 水素燃焼</p> <p>7.2.4.1 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                      格納容器破損モード「水素燃焼」に至る可能性のあるPDS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、<b>TEI, SED, SEI, TED, AEI, SLW, TEW, AEW, SLI, SEW 及びAEDがある。</b></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                      格納容器破損モード「水素燃焼」では、<b>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、</b>ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食、熔融炉心・コンクリート相互作用等によって水素が発生し、緩和措置がとられない場合には、水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、<b>継続的に発生する水素を処理し、原子炉格納容器内の水素濃度を低減することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。</b></p> <p>また、熔融炉心・コンクリート相互作用による<b>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ため、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。</b></p>	<p>3.4 水素燃焼</p> <p>3.4.1 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                      格納容器破損モード「水素燃焼」に至る可能性のあるプラントの損傷状態は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、<b>TEI、SED、AEI、SEI、SLI、TED、SEW、TEW、AEW、SLW及びAEDがある。</b></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                      格納容器破損モード「水素燃焼」では、<b>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、</b>ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食及び熔融炉心・コンクリート相互作用等によって水素が発生し、緩和措置がとられない場合には、水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、<b>継続的に発生する水素を処理し、原子炉格納容器内の水素濃度を低減することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。</b></p> <p>また、熔融炉心・コンクリート相互作用による<b>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ため、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。</b></p>	<p>プラント損傷状態の相違                      ・女川は水素燃焼に至るPDSはPRAの結果から抽出されない</p> <p>記載表現の相違</p> <p>CV 破損防止対策の相違                      ・泊は発生する水素をPARを用いて処理するが、女川は窒素置換による不活性化を行う</p> <p>CV 破損防止対策の相違</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>を防止する上では、水素濃度及び酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することが重要であるが、特に酸素濃度が可燃領域に至ることを防止することが重要である。また、水の放射線分解、金属腐食、熔融炉心・コンクリート相互作用等による水素発生の影響は小さい。</p> <p>※1 格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下又は酸素濃度が5vol%以下であれば爆轟を防止できると判断される。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策                      格納容器破損モード「水素燃焼」で想定される事故シーケンスに対して、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化により、水素燃焼による格納容器の破損を防止する。</p> <p>「3.4.2 格納容器破損防止対策の有効性評価」に示すとおり、格納容器破損モード「水素燃焼」において評価対象とした事故シーケンスは、「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）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、格納容器破損防止対策は「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」と同じである。</p>	<p>(3) 格納容器破損防止対策                      格納容器破損モード「水素燃焼」で想定される事故シーケンスに対して、PWRプラントは原子炉格納容器自由体積が大きいことから水素濃度が高くないという特徴を有している。その上で、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、原子炉格納容器内の水素濃度を低減するという観点から、原子炉格納容器内水素処理装置を設置する。また、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>さらに、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。加えて、原子炉格納容器内の水素濃度を確認するために可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットにより原子炉格納容器内の水素濃度測定を実施する。</p> <p>本格納容器破損モードに係る重大事故等対策の概略系統図を第7.2.4.1図に、対応手順の概要を第7.2.4.2図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第7.2.4.1表に示す。</p> <p>本格納容器破損モードのうち、「7.2.4.2(1) 有効性評価の方法」に示す評価事故シーケンスにお</p>	<p>(3) 格納容器破損防止対策                      格納容器破損モード「水素燃焼」で想定される事故シーケンスに対して、PWRプラントは原子炉格納容器自由体積が大きいことから水素濃度が高くないという特徴を有している。その上で、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、原子炉格納容器内の水素濃度を低減するという観点から、静的触媒式水素再結合装置を設置する。また、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>さらに、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。加えて、原子炉格納容器内の水素濃度を確認するために可搬型格納容器水素ガス濃度計により原子炉格納容器内の水素濃度測定を実施する。</p> <p>本格納容器破損モードに係る重大事故等対策の概略系統図を第1.4.1図に、対応手順の概要を第3.4.2図に示すとともに、対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第2.4.1表に示す。</p> <p>本格納容器破損モードのうち、「3.4.2(1) 有効性評価の方法」に示す評価事故シーケンスにおける</p>	<p>差異の説明</p> <p>PWRとPWRの相違                      ・以降のCV破損防止対策はPWRとBWRで異なるため大飯と比較する</p> <p>【大飯】                      設備名称の相違</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	<p>ける重大事故等対策に必要な要員は中央制御室の運転員及び災害対策本部要員で構成され、合計9名である。具体的には、初動に必要な要員として、中央制御室の運転員は、中央監視・指示を行う発電課長（当直）及び副長の2名、運転操作対応を行う運転員4名である。発電所構内に常駐している要員のうち、関係箇所に通報連絡等を行う災害対策本部要員が3名である。この必要な要員と作業項目について第7.2.4.3図に示す。また、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目及び運転操作項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、14名で対処可能である。なお、本評価事故シーケンスにおいては、1次冷却材喪失を想定しており、その手順については「7.1.6 ECCS 注水機能喪失」の「7.1.6.1(3) 炉心損傷防止対策」による。</p> <p>a. 事象の発生及び対応処置                      LOCA、過渡事象、全交流動力電源喪失等が発生し、原子炉自動停止、非常用炉心冷却設備作動信号、格納容器スプレイ信号の自動発信等を確認すれば、原子炉トリップ、安全注入系及び格納容器スプレイ系の作動状況を確認する。その後、低圧注入系・高圧注入系の作動不能、補助給水系の機能喪失等の安全機能喪失が発生すれば、事象進展に従い喪失した安全機能に対応する手順に移行する。                      事象の発生及び対応処置に必要な計装設備</p>	<p>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中央制御室の運転員及び緊急時対策本部要員で構成され、合計20名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長及び当直主任の2名、運転操作対応を行う運転員12名（1号炉及び2号炉中央制御室要員2名を含む。）である。発電所構内に常駐している要員のうち、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は6名である。この必要な要員と作業項目について第3.4.3図に示す。なお、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、中央制御室の運転員、緊急安全対策要員及び緊急時対策本部要員で構成され、合計48名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う当直課長及び当直主任の2名、運転操作対応を行う運転員14名（1号炉及び2号炉中央制御室要員4名を含む。）である。発電所構内に常駐している要員のうち緊急安全対策要員が26名、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員が6名である。また、本評価事故シーケンスにおいては、1次冷却材喪失を想定しており、その手順については「2.6ECCS注水機能喪失」の「2.6.1(3) 炉心損傷防止対策」による。</p> <p>a. 事象の発生及び対応処置                      LOCA、過渡事象、全交流動力電源喪失等が発生し、原子炉自動停止、非常用炉心冷却設備作動信号、格納容器スプレイ信号の自動発信等を確認すれば、原子炉トリップ、安全注入及び格納容器スプレイの作動状況を確認する。その後、高圧注入系及び低圧注入系の動作不能、補助給水系の機能喪失等の安全機能喪失が発生すれば、事象進展に従い喪失した安全機能に対応する手順に移行する。                      事象の発生及び対応処置に必要な計装設備</p>	<p>【大飯】                      体制の相違                      ・要員体制が異なるが、整備した体制で対応可能な点は、泊も大飯も同様                      ・評価事故シーケンス以外の事故シーケンスに対しても対応可能な点も同様</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	<p>は、出力領域中性子束等である。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失の判断                      外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「0V」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。また、蓄電池（非常用）による非常用直流母線への給電を確認する。</p> <p>c. 早期の電源回復不能判断及び対応                      中央制御室からの非常用母線の電源回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して代替非常用発電機、代替格納容器スプレイポンプ、B-充てんポンプ（自己冷却）、加圧器逃がし弁及びアニユラス空気浄化設備の空気作動弁への代替空気供給、可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用循環系ダンパの開放並びに可搬型大型送水ポンプ車の準備を開始する。</p> <p>また、安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し、その後、代替非常用発電機を起動する。代替非常用発電機の起動が完了すれば、代替非常用発電機から非常用母線への給電操作を実施することにより、代替非常用発電機から非常用母線への給電を開始する。</p> <p>d. 1次冷却材漏えいの判断                      加圧器水位・圧力の低下、原子炉格納容器圧力・温度の上昇、格納容器サンプ・格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エリアモニタの上昇等により、1次冷却材漏えいの判断を行う。</p> <p>1次冷却材漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。                      (添付資料 7.1.2.2)</p>	<p>は、出力領域中性子束等である。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失の判断                      外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び常用母線の電圧が「零」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。</p> <p>c. 早期の電源回復不能判断及び対応                      中央制御室からの非常用母線の電源回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して、空冷式非常用発電装置、恒設代替低圧注水ポンプ、B充てんポンプ（自己冷却）、加圧器逃がし弁及びアニユラス空気浄化系ダンパへの作動空気供給、大容量ポンプによる格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用循環系ダンパの開処置並びに送水車の準備を開始する。</p> <p>また、安全系補機の非常用母線からの切離しを実施し、その後、空冷式非常用発電装置を起動する。空冷式非常用発電装置の起動が完了すれば、空冷式非常用発電装置から非常用母線への給電操作を実施することにより、空冷式非常用発電装置から非常用母線への給電を開始する。</p> <p>d. 1次冷却材漏えいの判断                      加圧器水位及び圧力の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エリアモニタの上昇等により、1次冷却材漏えいの判断を行う。</p> <p>1次冷却材漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。                      (添付資料 2.2.3)</p>	<p>【大飯】                      記載方針の相違                      ・泊は他のSBO事象と同様に非常用直流母線への給電確認を明確化している</p> <p>【大飯】                      設備名称の相違</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	<p>e. 補助給水系の機能喪失の判断                      すべての補助給水流量指示の合計が 80m<sup>3</sup>/h 未満であれば、補助給水系の機能喪失の判断を行う。                      補助給水系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等である。</p> <p>f. 低圧注入系・高圧注入系の作動不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認                      1次冷却材漏えい時において、非常用炉心冷却設備作動信号の発信、低圧注入流量、高圧注入流量等の指示により、低圧注入系・高圧注入系の作動不能を確認し、格納容器スプレイ信号の発信と格納容器スプレイ流量等の指示により格納容器スプレイ自動作動を確認する。                       低圧注入系・高圧注入系の作動不能の確認に必要な計装設備は、高圧注入流量等であり、格納容器スプレイ自動作動の確認に必要な計装設備は、B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量（AM用）等である。</p> <p>g. 格納容器水素イグナイタの起動                      炉心出口温度指示が 350℃到達又は安全注入動作を伴う1次冷却材喪失時にすべての高圧注入系が機能喪失すれば、格納容器水素イグナイタを起動する。また、全交流動力電源喪失時においては、代替非常用発電機より受電すれば、速やかに格納容器水素イグナイタを起動する。                      格納容器水素イグナイタの起動に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域-高温側）等である。</p> <p>h. 可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アナリス水素濃度計測ユニットの準備                      炉心出口温度 350℃以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ 1×10<sup>5</sup>mSv/h 以上となれば、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及</p>	<p>e. 補助給水系の機能喪失の判断                      すべての蒸気発生器補助給水流量計指示の合計が 125m<sup>3</sup>/h 未満であれば、補助給水系の機能喪失の判断を行う。                      補助給水系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、蒸気発生器補助給水流量等である。</p> <p>f. 高圧注入系、低圧注入系の動作不能及び格納容器スプレイ自動作動の確認                      1次冷却材漏えい時において、非常用炉心冷却設備作動信号の発信、高圧注入流量、低圧注入流量等の指示により、高圧注入系及び低圧注入系の動作不能を確認し、格納容器スプレイ信号の発信と格納容器スプレイ流量等の指示により格納容器スプレイ自動作動を確認する。                      （添付資料 3.4.1）                      高圧注入系及び低圧注入系の動作不能の確認に必要な計装設備は、高圧注入流量等であり、格納容器スプレイ自動作動の確認に必要な計装設備は、格納容器スプレイ積算流量等である。</p> <p>g. 原子炉格納容器水素燃焼装置の起動                      非常用炉心冷却設備作動信号が発信すれば、原子炉格納容器水素燃焼装置の自動起動を確認する。全交流動力電源が喪失している場合は、空冷式非常用発電装置による電源の回復後、速やかに原子炉格納容器水素燃焼装置を起動する。</p> <p>h. 可搬型格納容器水素ガス濃度計の準備                      炉心出口温度 350℃以上又は格納容器内高レンジエリアモニタ 1×10<sup>5</sup>mSv/h 以上となれば、可搬型格納容器水素ガス濃度計の準備を開</p>	<p>【大飯】                      設計値の相違</p> <p>【大飯】                      設計の相違                      ・イグナイタの起動は、大飯は非常用炉心冷却設備作動信号により自動起動するが、泊3号は手動起動としている</p> <p>【大飯】                      手順の相違                      ・泊3号はCV内水素濃度計測ユニットと同時にアナリス水素濃度計測ユニットを準備す</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	<p>び可搬型アンユラス水素濃度計測ユニットの準備を開始する。</p> <p>可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アンユラス水素濃度計測ユニットの準備に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域－高温側）等である。</p> <p>i. 炉心損傷の判断                      炉心出口温度 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ <math>1 \times 10^5</math> mSv/h 以上により、炉心損傷と判断する。                      炉心損傷の判断に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域－高温側）等である。                      （添付資料 7.2.1.1.1）</p> <p>j. 格納容器水素イグナイタ及び原子炉格納容器内水素処理装置作動状況の確認                      格納容器水素イグナイタ及び原子炉格納容器内水素処理装置によって原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、格納容器水素イグナイタ温度及び原子炉格納容器内水素処理装置温度の指示の上昇により確認する。                      （設置許可基準規則等への適合性について（重大事故等対処施設）補足説明資料52-7, 52-9）</p> <p>k. 水素濃度監視                      炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム－水反応等により水素が発生することから、原子炉格納容器内及びアンユラス部の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット及び可搬型アンユラス水素濃度計測ユニットの準備が整い次第運転し、原子炉格納容器内水素濃度及びアンユラス内水素濃度の測定を開始する。                      （添付資料 7.2.1.1.2）</p> <p>l. 1次系強制減圧                      炉心損傷判断後、補助給水系の機能喪失により、1次冷却材圧力（広域）指示が 2.0MPa[gage]以上であれば、加圧器逃がし弁操作可搬型窒素ガスポンペによる駆動用空気</p>	<p>始する。</p> <p>可搬型格納容器水素ガス濃度計の準備に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。</p> <p>i. 炉心損傷の判断                      炉心出口温度 350℃以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ <math>1 \times 10^5</math> mSv/h 以上により、炉心損傷と判断する。                      炉心損傷の判断に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。                      （添付資料 3.1.1.1）</p> <p>j. 原子炉格納容器水素燃焼装置及び静的触媒式水素再結合装置動作状況の確認                      原子炉格納容器水素燃焼装置及び静的触媒式水素再結合装置によって原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、原子炉格納容器内状態監視装置盤の温度指示の上昇により確認する。                      （設置許可基準規則等への適合性について（重大事故等対処施設）補足説明資料 52-8, 52-10）</p> <p>k. 水素濃度監視                      炉心損傷が発生すれば、ジルコニウム－水反応等により水素が発生することから、原子炉格納容器内の水素濃度の状況を確認するために、可搬型格納容器水素ガス濃度計の準備が整い次第運転し、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。                      （添付資料 3.1.1.2）</p> <p>l. 1次冷却系強制減圧                      炉心損傷判断後、補助給水系の機能喪失により、1次冷却材圧力計指示が 2.0MPa[gage]以上であれば、加圧器逃がし弁の代替空気（窒素ポンペ接続）の供給準備が完了次第、加圧器逃</p>	<p>る手順としている</p> <p>【大飯】                      手順の相違                      ・泊3号は CV 内水素濃度計測ユニットと同時にアンユラス水素濃度計測ユニットを準備する手順としている</p>

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

7.2.4 水素燃焼

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	<p>の供給準備が完了次第、加圧器逃がし弁開放による1次系強制減圧操作を開始する。なお、加圧器逃がし弁使用準備において、直流電源が喪失している場合には、加圧器逃がし弁操作用バッテリーも準備する。</p> <p>1次系強制減圧操作に必要な計装設備は、1次冷却材圧力（広域）である。</p> <p>m. 代替格納容器スプレイ</p> <p>格納容器スプレイ系が機能喪失している場合は、原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心・コンクリート相互作用の防止のため、代替格納容器スプレイポンプ等の準備が完了し炉心損傷を判断し次第、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。なお、炉心の冷却については、B-充てんポンプ（自己冷却）による炉心注水を行う。また、代替格納容器スプレイについては溶融炉心を冠水するために十分な水位（格納容器再循環サンプ水位（広域）71%）を確保し、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が71%から81%の間で代替格納容器スプレイを停止する。なお、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開し、代替格納容器スプレイポンプの水源である燃料取替用水ピット水が枯渇するまでに、可搬式大型送水ポンプ車により海水の補給を行い、代替格納容器スプレイを継続する。</p> <p>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に必要な計装設備は、原子炉格納容器圧力等である。</p> <p>なお、格納容器スプレイ系が作動している場合は、再循環切替の条件に達すれば、格納容器スプレイ系を再循環運転に切替え、以降、原子炉格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する。</p>	<p>がし弁開操作による1次冷却系強制減圧操作を開始する。なお、加圧器逃がし弁使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）も準備する。</p> <p>1次冷却系強制減圧操作に必要な計装設備は、1次冷却材圧力である。</p> <p>m. 代替格納容器スプレイ</p> <p>格納容器スプレイ系が機能喪失している場合は、原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心・コンクリート相互作用の防止のため、恒設代替低圧注水ポンプ等の準備が完了し炉心損傷を判断し次第、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。なお、炉心の冷却については、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。また、代替格納容器スプレイについては溶融炉心を冠水するために十分な水位（格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が61%）を確保し、格納容器再循環サンプ水位（広域）計指示が61%から71%の間で代替格納容器スプレイを停止する。なお、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力となれば代替格納容器スプレイを再開し、恒設代替低圧注水ポンプの水源である燃料取替用水ピット水が枯渇するまでに、海水を水源とする可搬式代替低圧注水ポンプに切り替えて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を行う。</p> <p>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に必要な計装設備は、格納容器圧力（広域）等である。</p> <p>なお、格納容器スプレイ系が作動している場合は、再循環自動切換信号が発信すれば、格納容器スプレイ系再循環自動切換を確認し、以降、原子炉格納容器内の除熱が継続的に行われていることを確認する。</p>	<p>【大飯】 設計の相違</p> <p>【大飯】 設計の相違</p> <p>・代替格納容器スプレイに関しては、大飯は燃料取替用水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3号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</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	<p>格納容器スプレイ再循環切替えに必要な計装設備は、燃料取替用水ピット水位等である。</p> <p>(添付資料7.1.2.3, 7.2.1.1.3, 7.2.4.1)</p> <p>n. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動                      全交流動力電源喪失時、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアニュラス空気浄化系の空気作動弁への代替空気供給（窒素ポンベ接続）及びダンパの手动開操作を行い、B-アニュラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。</p> <p>o. 格納容器内自然対流冷却                      C、D-格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。                      また、全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系統が使用できない場合は、可搬型大型送水ポンプ車を用いたC、D-格納容器再循環ユニットへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を行う。                      格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。</p>	<p>格納容器スプレイ系再循環自動切換に必要な計装設備は、燃料取替用水ピット水位等である。</p> <p>(添付資料 2.2.7、3.1.1.3、3.4.2)</p> <p>n. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動                      全交流動力電源喪失時、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアニュラス空気浄化系ダンパの代替空気（窒素ポンベ接続）供給を行い、アニュラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。</p> <p>o. 格納容器内自然対流冷却                      A、D格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。                      また、全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系統が使用できない場合は、大容量ポンプを用いたA、D格納容器再循環ユニットへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を行う。                      格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。</p>	<p>を補給することでスプレイを継続する                      【大飯】                      設計の相違                      ・再循環切替えは大飯は自動だが、泊3号は手動切替</p> <p>【大飯】                      設計の相違</p> <p>【大飯】                      設備名称の相違</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>3.4.2 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、酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シーケンスとして抽出されている「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」である。</p> <p>この事故シーケンスは、「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）」の評価事故シーケンスと同じであることから、本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは、「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）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じ評価事故シーケンスとした。また、評価事故シーケンスを「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」の評価事故シーケンスとしない理由は、「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」では原子炉格納容器フィルタベント系に期待することで、格納容器内の気体が排出され、水素及び酸素の絶対量が減少し、水素及び酸素の分圧が低下するとともに、サブプレッションチェンバ内のプール水の減圧沸騰等によって発生する水蒸気とともに格納容器外に排出され続けることで、水素及び酸素の分圧並びに水素濃度及び酸素濃度が低く維持され、格納容器内での水素燃焼の可能性が無視できる状態となるためである。</p>	<p>7.2.4.2 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>PDS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、本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、事象進展が早く初期から水素放出が開始され、かつ、原子炉容器の破損が早い「A**」が、水素放出速度がより大きくなる観点で厳しく、また、格納容器スプレイが作動する「**I」が、水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなる観点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きく格納容器スプレイが作動する「AEI」である。</p> <p>このPDS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"> <li>・中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故</li> <li>・中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故</li> <li>・大破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故</li> <li>・大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故</li> <li>・大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故</li> <li>・中破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故</li> </ul> <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、事象進展が早くなり、初期から水素放出が開始され、かつ水素放出速度が大きくなる大破断LOCAを起因とし、事象初期の大容量の炉心注水に期待できない低圧注入機能の喪失を想定し、さらに炉心損傷を早め、時間余裕及び設備容量の観点から厳しくなるように高圧注入機能の喪失も考慮した「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失す</p>	<p>3.4.2 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、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、事象進展が早く初期から水素放出が開始され、かつ、原子炉容器の破損が早い「A**」が、水素放出速度がより大きくなる観点で厳しく、また、格納容器スプレイが作動する「**I」が、水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなる観点からより厳しい。したがって、本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、破断規模が大きく格納容器スプレイが作動する「AEI」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"> <li>・中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故</li> <li>・中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故</li> <li>・大破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故</li> <li>・大破断LOCA時に高圧再循環機能及び低圧再循環機能が喪失する事故</li> <li>・大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故</li> <li>・中破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故</li> </ul> <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、初期から水素放出が開始され、かつ水素放出速度が大きくなる大破断LOCAを起因とし、事象初期の大容量の炉心注水に期待できない低圧注入機能の喪失を想定し、さらに炉心損傷を早め、時間余裕及び設備容量の観点から厳しくなるように高圧注入機能の喪失も考慮した「大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入</p>	<p>PWRとBWRの相違</p> <p>・評価事故シーケンスの選定方法は泊と女川で異なるため、以降、大飯と比較する</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<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、原子炉圧力容器におけるECCS注水（給水系・代替注水設備含む）、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生及び原子炉圧力容器内FP挙動、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、サブプレッション・プール冷却、スプレイ冷却及び放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生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内FP挙動が重要現象となる。</p> <p>よって、これらの現象を適切に評価することが</p>	<p>る事故」を選定する。                      (添付資料7.2.4.2)                      本評価事故シーケンスにおいて、水素燃焼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"> <li>・崩壊熱</li> <li>・燃料棒内温度変化</li> <li>・燃料棒表面熱伝達</li> <li>・燃料被覆管酸化</li> <li>・燃料被覆管変形</li> <li>・沸騰・ボイド率変化</li> <li>・気液分離・対向流</li> </ul> <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> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション</li> <li>・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</li> <li>・炉心損傷後の原子炉容器破損、熔融</li> <li>・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</li> </ul> <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・スプレイ冷却</li> <li>・水素濃度変化</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・炉心損傷後の熔融炉心とコンクリートの伝達</li> <li>・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生</li> <li>・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動</li> </ul> <p>本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、</p>	<p>機能が喪失する事故」を選定する。                      (添付資料3.4.3)                      本評価事故シーケンスにおいて、水素燃焼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"> <li>・崩壊熱</li> <li>・燃料棒内温度変化</li> <li>・燃料棒表面熱伝達</li> <li>・燃料被覆管酸化</li> <li>・燃料被覆管変形</li> <li>・沸騰・ボイド率変化</li> <li>・気液分離・対向流</li> </ul> <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> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション</li> <li>・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</li> <li>・炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・熔融</li> <li>・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</li> </ul> <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・スプレイ冷却</li> <li>・水素濃度変化</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・炉心損傷後の熔融炉心とコンクリートの伝達</li> <li>・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生</li> <li>・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動</li> </ul> <p>本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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特有の溶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により格納容器圧力、格納容器温度、格納容器内の気相濃度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、本評価事故シーケンス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>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溶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、「3.5.1 原子炉冷却材喪失」の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、本評価事故シーケンスにおいて原子炉格納容器内水素濃度評価に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・区画間及び区画内の流動</li> <li>・構造材との熱伝達及び内部熱伝導</li> <li>・スプレイ冷却</li> <li>・水素処理</li> </ul> <p>これらの現象を適切に評価することが可能な解析コードとしてGOTHICを使用する。なお、第7.2.4.4図に示すとおり、MAAPによる評価結果に基づいて時刻歴の水素発生量が評価され、これを境界条件としてGOTHICで原子炉格納容器内水素濃度を評価する。</p> <p>(添付資料7.2.4.3)</p> <p>さらに、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、本評価事故シーケンス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>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溶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、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、本評価事故シーケンスにおいて原子炉格納容器内水素濃度評価に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・区画間及び区画内の流動</li> <li>・構造材との熱伝達及び内部熱伝導</li> <li>・スプレイ冷却</li> <li>・水素処理</li> </ul> <p>これらの現象を適切に評価することが可能な解析コードとしてGOTHICを使用する。なお、第3.4.4図に示すとおり、MAAPによる評価結果に基づいて時刻歴の水素発生量が評価され、これを境界条件としてGOTHICで原子炉格納容器内水素濃度を評価する。</p> <p>(添付資料 3.4.4)</p> <p>さらに、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、本評価事故シーケンス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>【大飯】 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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスは、「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）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、有効性評価の条件は「3.1.2.2(2) 有効性評価の条件」と同じである。このほかに、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき主要な解析条件を第3.4.1表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 初期条件</p> <p>(a) 酸素濃度</p> <p>格納容器の初期酸素濃度並びに水の放射線分解によって発生する水素及び酸素を考慮することとする。格納容器の初期酸素濃度は、運転上許容される上限の2.5vol%（ドライ条件）とする。</p> <p>b. 事故条件</p> <p>(a) 炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量</p> <p>炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、解析コードMAAPの評価結果から</p>	<p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.2.4.2表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。 (添付資料7.2.4.4)</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起回事象</p> <p>起回事象として、大破断LOCAが発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの配管破断位置は高温側配管とし、また、破断口径は、1次冷却材配管（約0.74m（29インチ））の完全両端破断とする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源</p> <p>外部電源はあるものとする。</p> <p>水素濃度が高くなる時点において、格納容器スプレイにより水蒸気が凝縮され、水素燃焼の観点で厳しくなるように、格納容器スプレイが早期に起動することを想定する。</p> <p>(d) 水素の発生</p> <p>炉心内の金属-水反応による水素発生量は、MAAPによる評価結果に基づき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</p>	<p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第3.4.2表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。 (添付資料3.4.5)</p> <p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起回事象</p> <p>起回事象として、大破断LOCAが発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの配管破断位置は高温側配管とし、また、破断口径は、1次冷却材管（約0.74m（29インチ））の完全両端破断が発生するものとする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源</p> <p>外部電源はあるものとする。</p> <p>水素濃度が高くなる時点において、格納容器スプレイにより水蒸気が凝縮され、水素燃焼の観点で厳しくなるように、格納容器スプレイが早期に起動することを想定する。</p> <p>(d) 水素の発生</p> <p>炉心内の金属-水反応による水素発生量は、MAAPによる評価結果に基づき全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するよう</p>	<p>PWRとBWRの相違</p> <p>・有効性評価の条件は評価事故シーケンスが異なること、PWRとBWRで設備構成が異なることから、以降、大飯と比較する</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>得られた値を用いた。これは、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化によって運転中の格納容器内の酸素濃度が低く管理されていること及び解析コードMAAPの評価結果で水素濃度が13vol%を超えることを考慮すると、酸素濃度の上昇の観点から厳しいシーケンスとすることが適切と考えたためである。仮に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応し、水素が発生した場合、格納容器内の水素濃度が増加するため、相対的に水の放射線分解で発生する酸素の濃度は低下する。</p> <p>(b) 水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合</p> <p>水の放射線分解によって発生する水素及び酸素の発生量は、解析コードMAAPで得られる崩壊熱を基に評価する。ここで、水素及び酸素の発生割合（G値（100eV当たりの分子発生量）、以下「G値」という。）は、それぞれ0.06、0.03とする。また、原子炉冷却材による放射線エネルギーの吸収割合は、サプレッションプール内の核分裂生成物については、ベータ線、ガンマ線ともに1、サプレッションプール以外に存在する核分裂生成物については、ベータ線、ガンマ線ともに0.1とする。</p> <p>(添付資料3.4.1, 3.4.2)</p> <p>(c) 金属腐食等による水素発生量</p> <p>格納容器内の垂鉛等の反応や炉内構造物の金属腐食によって発生する水素の発生量は、ジルコニウム-水反応による水素発生量に比べて少なく、また、水素の発生は、格納容器内の水素濃度を上昇させ、酸素濃度を低下させると考えられることから、金属腐食等による水素発生量は考慮しない。</p> <p>(添付資料3.1.2.6)</p>	<p>する。補正する期間は、炉心溶融開始時点から、すべての溶融炉心が原子炉容器外に落下して炉外に流出した溶融炉心によるジルコニウム-水反応が収束するまでの期間とする。さらに、MAAPによる評価結果との差分は、上記補正期間の間一定速度で増加するものとする。</p> <p>また、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の発生を考慮する。水の放射線分解では、水素の生成割合を、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とする。金属腐食では、アルミニウム及び垂鉛を考慮し、それぞれアルカリ性及び酸性の水溶液との反応により生成される水素を評価する。ヒドラジンの放射線分解では、水素の生成割合を0.4分子/100eVとする。</p> <p>(添付資料7.2.4.5)</p> <p>(e) 水素の燃焼</p> <p>第7.2.4.5図に示すとおり、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の評価においては、全</p>	<p>に補正する。補正する期間は、ジルコニウム-水反応が顕著となる時点から、すべての溶融炉心が原子炉容器外に落下して炉外に流出した溶融炉心によるジルコニウム-水反応が収束するまでの期間とする。さらに、MAAPによる評価結果との差分は、上記補正期間の間一定速度で増加するものとする。</p> <p>また、水の放射線分解、金属腐食及びヒドラジン分解による水素の発生を考慮する。水の放射線分解では、水素の生成割合を、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とする。金属腐食では、アルミニウム及び垂鉛を考慮し、それぞれアルカリ性及び酸性の水溶液との反応により生成される水素を評価する。ヒドラジン分解では、水素の生成割合を0.4分子/100eVとする。</p> <p>(添付資料3.4.6)</p> <p>(e) 水素の燃焼</p> <p>第3.4.5図に示すとおり、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の評価においては、全炉</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	<p>炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して発生した水素が、すべて燃焼に寄与するものとする。また、燃焼後の圧力が高くなるように燃焼前の加圧を想定し、火炎の下方伝播により原子炉格納容器内全体で燃焼が生じ得るウェット水素濃度8vol%の条件下での水蒸気量を考慮する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉格納容器内水素処理装置                      原子炉格納容器内水素処理装置は、5個の設置を考慮する。また、1個当たりの処理性能については設計値に基づき1.2kg/h（水素濃度4vol%、圧力0.15MPa[abs]）とする。                      （添付資料7.2.4.6）</p> <p>(b) 格納容器水素イグナイタ                      解析においては水素濃度の観点で厳しくなるように格納容器水素イグナイタの効果については期待しない。</p> <p>(c) 格納容器スプレイポンプ                      格納容器スプレイポンプは2台動作し、設計に基づく最大流量で原子炉格納容器内に注水するものとする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件                      原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度制御を行い、原子炉格納容器の健全性を確保する。このため、運転員等操作に関する条件はない。</p>	<p>心内のジルコニウム量の75%が水と反応して発生した水素が、すべて燃焼に寄与するものとする。また、燃焼後の圧力が高くなるように燃焼前の加圧を想定し、火炎の下方伝播により原子炉格納容器内全体で燃焼が生じ得るウェット水素濃度8vol%の条件下での水蒸気量を考慮する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 静的触媒式水素再結合装置                      静的触媒式水素再結合装置は、5個の設置を考慮する。また、1個当たりの処理性能については設計値に基づき1.2kg/h（水素濃度4vol%、圧力0.15MPa[abs]）とする。                      （添付資料3.4.7）</p> <p>(b) 原子炉格納容器水素燃焼装置                      実機においては原子炉格納容器水素燃焼装置を13個（予備1個（ドーム部））設置しているが、解析においては水素濃度の観点で厳しくなるように原子炉格納容器水素燃焼装置の効果については期待しない。</p> <p>(c) 格納容器スプレイポンプ                      格納容器スプレイポンプは2台動作し、設計に基づく最大流量で原子炉格納容器内に注水するものとする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件                      静的触媒式水素再結合装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度制御を行い、原子炉格納容器の健全性を確保する。このため、運転員等操作に関する条件はない。</p>	<p>【大飯】                      記載方針の相違                      ・大飯は設置個数を記載している                      ・なお、泊は感度解析においてもイグナイタに期待せずともドライ13vol%を下回る</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本評価事故シーケンスは、「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）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、有効性評価の結果は「3.1.2.2(4) 有効性評価の結果」と同じである。このほかに、本評価事故シーケンスを評価する上で着目すべき評価結果として、格納容器圧力、格納容器温度、ドライウェル及びサ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）の推移を第3.4.1図から第3.4.6図に、事象発生から7日後(168時間後)の酸素濃度を第3.4.2表に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象進展は「3.1.2.2(4) a. 事象進展」と同じである。</p> <p>上記の事象進展に伴い、主に炉心の露出から炉心冠水までの間に、全炉心内のジルコニウム量の約13%が水と反応して水素が発生する。また、炉心冠水に伴い、事象発生から約9.9時間後にジルコニウム-水反応は停止する。発生した水素は原子炉圧力容器内で発生する蒸気とともに、破断口からドライウェルに流入する。また、原子炉圧力容器内及び格納容器内における核分裂生成物による水の放射線分解により水素及び酸素が発生する。代替循環冷却系による格納容器除熱の開始後は、サプレッションチェンバ内で蒸気の凝縮が進むことに伴い、格納容器内の酸素濃度が相対的に上昇する。</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を第7.2.4.6図に、原子炉格納容器内の水素・水蒸気濃度、燃料最高温度の推移及びジルコニウム-水反応割合の推移を第7.2.4.7図から第7.2.4.9図に、原子炉格納容器内の平均水素濃度及び原子炉格納容器内の各区画水素濃度の推移を第7.2.4.10図及び第7.2.4.11図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後、炉内の水が急激に減少し燃料の露出が開始すると、燃料被覆管温度が上昇することでジルコニウム-水反応による水素の発生が顕著になり、事象発生の約21分後に炉心溶融が開始する。さらに、原子炉容器下部プレナムへの溶融炉心落下に伴い水素が断続的に発生する。</p> <p>その後、事象発生の約1.7時間後に原子炉容器破損に至り、約2.9時間後にすべての溶融炉心が原子炉容器外に落下すると、ジルコニウム-水反応による水素の生成はほぼ停止する。</p> <p>第7.2.4.10図に示すように、水の放射線分解等によって発生する水素を考慮しても、原子炉格納容器内に設置した原子炉格納容器内水素処</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を第3.4.6図及び第3.4.7図に、原子炉格納容器内の水素・水蒸気濃度、燃料最高温度の推移及びジルコニウム-水反応割合の推移を第3.4.8図から第3.4.10図に、原子炉格納容器内の平均水素濃度及び原子炉格納容器内の各区画水素濃度の推移を第3.4.11図及び第3.4.12図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後、炉内の水が急激に減少し燃料の露出が開始すると、燃料被覆管温度が上昇することでジルコニウム-水反応による水素の発生が顕著になり、事象発生の約27分後に炉心溶融が開始する。さらに、原子炉容器下部プレナムへの溶融炉心落下に伴い水素が断続的に発生する。</p> <p>その後、事象発生の約1.4時間後に原子炉容器破損に至り、溶融炉心が原子炉容器外に流出するが、約1.5時間後に原子炉下部キャビティに溜まった水が原子炉容器の破損口を通して原子炉容器内に逆流すると、溶融炉心の流出は停止する。その後、事象発生の約1.6時間後に原子炉容器外に流出した溶融炉心のジルコニウム-水反応による水素の生成はほぼ停止する。ジルコニウム-水反応割合の補正期間は、上記炉心溶融開始時点から、原子炉容器外に流出した溶融炉心によるジルコニウム-水反応が収束するまでの期間とする。</p> <p>第3.4.11図に示すように、水の放射線分解等によって発生する水素を考慮しても、原子炉格納容器内に設置した静的触媒式水素再結合装置</p>	<p>PWRとBWRの相違</p> <p>・有効性評価の結果は評価事故シーケンスが異なること、PWRとBWRで設備構成が異なることから、以降、大飯と比較する</p> <p>【大飯】 記載内容の相違</p> <p>・大飯は事象進展の図が2つに分かれているが、泊は1つにまとめている</p> <p>【大飯】 解析結果の相違</p> <p>【大飯】 事象進展の相違</p> <p>【大飯】 記載方針の相違</p> <p>・泊はジルコニウム-水反応の補正機関の考え方は(2)有効性評価の条件で記載済みのため改めての記載はしていない</p>

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

7.2.4 水素燃焼

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>b. 評価項目等</p> <p>格納容器内の水素濃度は、ウェット条件においても事象発生直後から13vol%を上回るが、ウェット条件における酸素濃度は、事象発生から7日後までの間、格納容器の初期酸素濃度である2.5vol%を上回ることなく、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2.4vol%であり、可燃限界を下回る。</p> <p>ドライ条件では、事象発生約11時間後から約24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、LOCA後のプロードダウンによって、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プレッションチェンバに送り込まれ、破断口から供給される水蒸気</p>	<p>理装置の効果により原子炉格納容器内の水素濃度は徐々に減少し、蓄積することなく、事象発生25時間後においても低下傾向となる。</p> <p>また、第7.2.4.11図に示すように、1次冷却材配管の破断区画において、ジルコニウム-水反応により発生した水素が破断口から放出されることにより、一時的に水素濃度が高くなるが、その期間は短時間であり、水蒸気を含む雰囲気下において爆轟領域に達しない。事象発生初期においては各区画において水素濃度は多少のばらつきが生じるものの、スプレー等による原子炉格納容器内の攪拌や、対流に伴う混合促進により原子炉格納容器内において水素濃度分布は一様となる。</p> <p>(添付資料 7.2.4.3, 7.2.4.7, 7.2.4.8)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器圧力は第7.2.4.12図に示すとおり、事象初期から格納容器スプレーが起動するため低く推移し、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.566MPa[gage])を下回る。</p> <p>原子炉格納容器雰囲気温度は第7.2.4.13図に示すとおり、事象初期から格納容器スプレーが起動するため低く推移し、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は200℃を下回る。</p> <p>「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(3)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質が多くなる</p>	<p>の効果により原子炉格納容器内の水素濃度は徐々に減少し、蓄積することなく、事象発生25時間後においても低下傾向となる。</p> <p>また、第3.4.12図に示すように、1次冷却材配管の破断区画及び原子炉下部キャビティ区画において、一時的に水素濃度が高くなる。前者は、ジルコニウム-水反応により発生した水素が破断口から放出されることによるが、その期間は短時間であり、水蒸気を含む雰囲気下において爆轟領域に達しない。後者は、原子炉容器破損後に落下した溶融炉心の水-ジルコニウム反応による水素が発生することによるが、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等から爆轟に遷移する可能性はない。事象発生初期においては各区画において水素濃度は多少のばらつきが生じるものの、スプレー等による原子炉格納容器内の攪拌や、対流に伴う混合促進により原子炉格納容器内において水素濃度分布は一様となる。</p> <p>(添付資料 3.4.4, 3.4.8, 3.4.9, 3.4.15)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器圧力は第3.4.13図に示すとおり、事象初期から格納容器スプレーが起動するため低く推移し、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.78MPa[gage])を下回る。</p> <p>原子炉格納容器雰囲気温度は第3.4.14図に示すとおり、事象初期から格納容器スプレーが起動するため低く推移し、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は200℃を下回る。</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(3)に示す評価項目については、本評価事故シーケンスより炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質が多くなる</p>	<p>【大飯】                  解析結果の相違                  ・水素濃度がたつくなる区画が泊と大飯で異なる</p> <p>【大飯】                  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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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1 vol %未満（約0.007vol%）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2.7vol%であり、サブプレッションチェンバ内の全圧が0.45MPa[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0.43MPa[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5 vol%を上回ることはない。事象発生約24時間以降は、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2.8vol%、サブプレッションチェンバにおいて約3.4vol%である。したがって、格納容器スプレイの誤動作などにより水蒸気量が低下しても、可燃限界である5 vol%に達することはない。</p> <p>その後も水素濃度及び酸素濃度を監視し、格納容器内の水素及び酸素濃度が可燃領域に至る場合については、格納容器ベントによって、その水素濃度及び酸素濃度を低減することで、安定状態を維持できる。</p> <p>また、格納容器内は、原子炉冷却材の蒸発に</p>	<p>「7.2.1.1 格納容器過圧破損」において、評価項目を満足することを確認している。</p> <p>1次冷却材圧力は第7.2.4.14図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生約1.7時間後における1次冷却材圧力は約0.03MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下に低減される。</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度は第7.2.4.10図に示すとおり、事象発生後早期にジルコニウム-水反応で発生する水素により原子炉格納容器内の水素濃度は上昇するが、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約11.7vol%であり、13vol%を下回る。また、局所の水素濃度については、<b>爆轟領域に入る区画はないため</b>、原子炉格納容器の健全性は確保される。</p> <p>全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して発生した水素が、すべて燃焼に寄与することを想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高値は約0.443MPa[gage]であり、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍（0.566MPa[gage]）を下回り、原子炉格納容器バウンダリの健全性は確保される。</p> <p>(5)及び(8)に示す評価項目については、格納容器スプレイに失敗することで本評価事故シケンスより原子炉格納容器圧力が高く推移し、原子炉下部キャビティに溜まるスプレイ水が少なく、溶融燃料と原子炉下部キャビティ水の相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇及び溶融燃料によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、評価項目を満足す</p>	<p>「3.1.1 格納容器過圧破損」において、評価項目を満足することを確認している。</p> <p>1次冷却材圧力は第3.4.15図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生約1.4時間後における1次冷却材圧力は約1.02MPa[gage]であり、原子炉容器破損までに1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下を下回る。</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度は第3.4.11図に示すとおり、事象発生後早期にジルコニウム-水反応で発生する水素により原子炉格納容器内の水素濃度は上昇するが、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は最大約12.8vol%であり、13vol%を下回る。また、局所の水素濃度については、<b>1次冷却材管の破断区画及び原子炉下部キャビティ区画において、一時的に13vol%を上回るが、「3.4.2(3)a. 事象進展」に示すとおり爆轟に遷移する可能性はないため</b>、原子炉格納容器の健全性は確保される。</p> <p>全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して発生した水素が、すべて燃焼に寄与することを想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、最高値は約0.50MPa[gage]であり、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍（0.78MPa[gage]）を下回り、原子炉格納容器バウンダリの健全性は確保される。</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(5)及び(8)に示す評価項目については、格納容器スプレイに失敗することで本評価事故シケンスより原子炉格納容器圧力が高く推移し、原子炉下部キャビティに溜まるスプレイ水が少なく、溶融燃料と原子炉下部キャビティ水の相互作用による原子炉格納容器圧力の上昇及び溶融燃料によるコンクリート侵食の観点で厳しくなる「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンク</p>	<p>【大飯】 解析結果の相違</p> <p>【大飯】 解析結果の相違</p> <p>【大飯】 解析結果の相違</p> <p>【大飯】 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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>よって発生する水蒸気で満たされるため、格納容器内がドライ条件となることは考えにくい。</p> <p>なお、事象発生後の168時間後における崩壊熱は約7.2MWであるが、これに相当する水蒸気発生量は約<math>1.0 \times 10^4 \text{ Nm}^3/\text{h}</math>である。このため、水素燃焼の可能性の有無は、ウェット条件における気相濃度において判断することが妥当であると考えられる。</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(6)の評価項目について、酸素濃度をパラメータとして対策の有効性を確認した。また、(7)の評価項目について、可燃性ガスの燃焼が生じないことを確認した。(7)の評価項目のうち、可燃性ガスの蓄積による(1)の評価項目への影響については、「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）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」にて評価項目を満足することを確認している。</p> <p>なお、本評価は選定された評価事故シーケンスに対する、「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対策の有効性を評価するものであり、格納容器下部に溶融炉心が落下しない場合の評価であるが、溶融炉心が格納容器下部に落下した場合の溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生の影響については、「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」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>(添付資料3.4.3)</p>	<p>ることを確認する。</p> <p>第7.2.4.12図及び第7.2.4.13図に示すとおり、事象発生後の約3時間後に原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して冷却されていることから、安定状態に至る。その後も格納容器スプレイを継続することにより、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料7.2.4.3, 7.2.4.9, 7.2.4.10)</p>	<p>リート相互作用」において、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>第3.4.13図及び第3.4.14図に示すとおり、事象発生後の約2時間後に原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して冷却されていることから、安定状態に至る。その後も格納容器スプレイを継続することにより、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料3.4.4, 3.4.10, 3.4.11)</p>	<p>【大飯】                  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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>3.4.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「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）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価は「3.1.2.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価」と同様である。よって以下では、格納容器破損モード「水素燃焼」を評価する上で着目すべき不確かさの影響評価結果を示す。</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ける、解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価は、「3.1.2.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」と同様である。</p> <p><b>【3.1 格納容器過圧・過温破損より再掲】</b></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><b>a. 運転員等操作時間に与える影響</b></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 CORA 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</p>	<p>7.2.4.3 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、<b>要員の配置による他の操作に与える影響</b>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、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素を処理し、原子炉格納容器の健全性を確保することが特徴である。このため、運転員等操作は介さない。</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><b>a. 運転員等操作時間に与える影響</b></p> <p>本評価事故シーケンスは、「7.2.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、原子炉格納容器内水素処理装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度制御を行い、原子炉格納容器の健全性を確保する。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>3.4.3 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、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、静的触媒式水素再結合装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素を処理し、原子炉格納容器の健全性を確保することが特徴である。このため、運転員等操作は介さない。</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><b>a. 運転員等操作時間に与える影響</b></p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、静的触媒式水素再結合装置により、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度制御を行い、原子炉格納容器の健全性を確保する。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊では操作条件の不確かさとして要員の配置による他の操作に与える影響を評価している</li> <li>記載内容の相違</li> <li>・泊は評価事故シーケンスの特徴を記載している</li> <li>・女川は評価事故シーケンスが他事象と同じであることからその旨を記載している</li> <li>記載内容の相違</li> <li>・女川は評価事故シーケンスが他事象と同じであることからその旨を記載している</li> <li>運転員等操作の相違</li> <li>・泊は PAR により運転員等操作を介することなく水素を処理する</li> <li>・女川は運転員等操作があるため影響</li> </ul>



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

7.2.4 水素燃焼

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>融開始時間に与える影響は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、ECCS等による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、燃料被覆管温度等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>炉心における沸騰・ポ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り、注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異は小さいことを確認している。原子炉注水操作については、ECCS 等による原子炉への注水機能が喪失したと判断した場合、速やかに低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水（電源の確保含む）を行う手順となっており、原子炉水位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>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導並びに気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。本評価事故シーケンスでは、格納容器圧力及び温度を起点に操作開始する運転員等</p>			<p>を考察している</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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。また、格納容器各領域間の流動並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを 確認しており、その差異は小さい。本評価事故シーケンスでは、格納容器圧 力及び温度を起点に操作開始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、溶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。本評価事故シーケンスでは、炉心の損傷状態を起点に操作開始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原子炉格納容器内 FP 挙動の不確かさとして、核分裂生成物 (FP) 挙動モデルは ABCOVE 実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の格納容器内 FP 挙動を操作 開始の起点としている運転員等操</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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 3.1.2.9)</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 CORA 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、格納容器圧力及び温度への影響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微である解析コード 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り、注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は解析コード SAFER の評価結果との差異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>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導並びに気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル（格納容器の熱水力モデル）は HDR 実験解析では区画によって格納容器温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確</p>	<p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響 (MAAP)</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、有効性評価では、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て評価していることから、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>b. 評価項目となるパラメータに与える影響 (MAAP)</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、有効性評価では、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て評価していることから、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>記載方針の相違</p> <p>重要現象の相違                      ・泊と女川ではプラント型式の違いにより重要現象が異なる</p> <p>記載箇所の相違                      ・比較は後段の c. で実施</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>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炉心熔融開始時間に与える影響は小さいことを確認しており、事象進展はほぼ変わらないことから、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かと推定される。</p>	<p>原子炉格納容器における水素濃度変化に係る解析コードの水素発生モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、また、有効性評価では、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て評価していることから、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、炉心損傷後に発生する水素は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て評価していることから、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水素濃度変化に係る解析コードの水素発生モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、また、有効性評価では、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て評価していることから、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、炉心損傷後に発生する水素は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て評価していることから、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>記載内容の相違</p> <p>記載内容の相違</p> <p>記載内容の相違</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内FP挙動の不確かさとして、核分裂生成物(FP)挙動モデルは ABCOVE 実験解析により格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認している。本評価事故シーケンスでは、代替循環冷却系の運転により格納容器ベントを回避できることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>(添付資料 3.1.2.9)</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損時間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溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、溶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に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、「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」において溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しくなる条件を組み合わせた感度解析を実施した。感度解析の結果、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。このため、原子炉容器内及び原子炉容器外におけるジルコニウム-水反応に加えて、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ても、ドライ条件に換算した原子炉格納容器内水素濃度は、最大約 12.5vol% であり、13vol% を下回ることを確認した。したがって、解析コ</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損時間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溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、溶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に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、「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」において溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しくなる条件を組み合わせた感度解析を実施した。感度解析の結果、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。このため、原子炉容器内及び原子炉容器外におけるジルコニウム-水反応に加えて、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ても、第 3.4.16 図及び第 3.4.17 図に示すとおり、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水素を処理すること</p>	<p>記載内容の相違</p> <p>記載内容の相違</p> <p>記載内容の相違</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p><b>【再掲】</b></p> <p>原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導並びに気液界面の熱伝達の不確かさとして、格納容器モデル(格納容器の熱水力モデル)は HDR 実験解析では区画によって格納容器 温度を十数℃程度、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認しているが、BWR の格納容器内の区画とは異なる等、実験体系に起因するものと考えられ、実機体系においてはこの解析で確認された不確かさは小さくなるものと推定される。しかし、全体としては格納容器圧力及び温度の傾向を適切に再現できていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさにおいては、CSTF 実験解析により格納容器温度及び非凝縮性ガスの挙動は測定データと良く一致することを確認しており、その差異は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>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</p> <p>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、「3.1.2.3(2) 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」と同様であるが、本評価事故シーケンスを評価する上で、事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以</p>	<p>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。なお、追加発生となる水素については、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により処理が可能である。</p> <p>(添付資料 7.2.4.11)</p> <p>c. 評価項目となるパラメータに与える影響 (GOTHIC)</p> <p>原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導及びスプレイ冷却に係る解析モデルは、NUPEC 検証解析より確認されており、三元図において最も爆轟領域に近い区画に対して不確かさを考慮した場合においても爆轟に至る可能性はない。また、本評価事故シーケンスでは、「7.2.4.2(3) 有効性評価の結果」に示すとおり、格納容器スプレイ等による原子炉格納容器内の攪拌や、対流に伴う混合促進により原子炉格納容器内において水素濃度は均一化する傾向にある。このような場合には、原子炉格納容器ドーム部のノード分割の差により解析結果に大きな差異は生じな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>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>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</p> <p>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 7.2.4.1 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、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</p>	<p>で原子炉格納容器内水素濃度が 13vol%を下回ることを確認した。したがって、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>(添付資料 3.4.12)</p> <p>c. 評価項目となるパラメータに与える影響 (GOTHIC)</p> <p>原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導及びスプレイ冷却に係る解析モデルは、NUPEC 検証解析より確認されており、三元図において最も爆轟領域に近い区画に対して不確かさを考慮した場合においても爆轟に至る可能性はない。また、本評価事故シーケンスでは、「3.4.2(3) 有効性評価の結果」に示すとおり、格納容器スプレイ等による原子炉格納容器内の攪拌や、対流に伴う混合促進により原子炉格納容器内において水素濃度は均一化する傾向にある。このような場合には、原子炉格納容器ドーム部のノード分割の差により解析結果に大きな差異は生じな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>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>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</p> <p>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 3.4.2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、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</p>	<p>記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・重要現象の相違</li> <li>・泊は水素濃度に着目した考察をしている</li> <li>・女川は CV 圧力・温度に着目していた考察をしている</li> <li>・同様の重要現象に対して評価網目となるパラメータに与える影響は小さい点では、泊も女川も同様</li> </ul> <p>記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・女川は初期条件等が他事象と同じであることからその旨を記載し、その中</li> </ul>

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

7.2.4 水素燃焼

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>下に示す。</p> <p><b>(a) 運転員等操作時間に与える影響</b></p> <p>初期条件の酸素濃度は、解析条件の2.5vol%（ドライ条件）に対して最確条件は2.5vol%（ドライ条件）以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが、本評価事故シーケンスにおいては格納容器内の酸素濃度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>事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約13%が水と反応して発生する水素量に対して、最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、水素発生量が増加する可能性があるが、本評価事故シーケンスにおいては水素発生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>事故条件の金属腐食等による水素発生量は、最確条件とした場合は、水素発生量が増加するため、本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられるが、本評価事故シーケンスにおいては格納容器内の酸素濃度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>事故条件の水の放射線分解によるG値は、解析条件の水素：0.06、酸素：0.03に対して最確条件は同じであるが、G値の不確かさにより</p>	<p>としている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、原子炉格納容器内水素処理装置の性能及び1次冷却材の流出流量並びに水の放射線分解、金属腐食量及びヒドラジンの放射線分解に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p><b>(a) 運転員等操作時間に与える影響</b></p> <p>本評価事故シーケンスは、「7.2.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>している。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、静的触媒式水素再結合装置の性能及び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><b>(a) 運転員等操作時間に与える影響</b></p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。このため、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>でも本評価事故シーケンスを評価する上で影響があると思われる網目について以降記載している</p> <p>運転員等操作の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊はPARにより運転員等操作を介することなく水素を処理する</li> <li>・女川は運転員等操作があるため影響を考察している</li> </ul>

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

7.2.4 水素燃焼

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合、格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、原子炉格納容器フィルタベント系を使用し、格納容器内の気体を排出する必要がある。</p> <p>なお、原子炉格納容器フィルタベント系に係る運転員等の操作については、「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」において、成立性を確認している。</p> <p>(添付資料 3.4.4, 3.4.5)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</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、原子炉容器破損が遅くなり、炉内に燃料が留まる時間が長くなることで、炉内でのジルコニウム-水反応により発生する水素量が多くなると考えられる。しかしながら、MAAPによる解析で得られた水素発生量を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て評価していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理は、長期的に原子炉格納容器全体の水素濃度を低下させるものである。原子炉格納容器内水素処理装置の性能の変動を考慮した場合として、原子炉格納容器内水素処理装置の効果を期待せず炉心損傷時に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応し、発生した水素の全量が瞬時に原子炉格納容器内に放出されるものとして評価した結果、ドライ換算の原子炉格納容器内の水素濃度は約11.8vol%であり、評価項目であるドライ条件に換算した原子炉格納容器内の水素濃度は13vol%を下回る。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 7.2.4.12)</p> <p>また、原子炉格納容器内水素処理装置の水素</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、原子炉容器破損が遅くなり、炉内に燃料が留まる時間が長くなることで、炉内でのジルコニウム-水反応により発生する水素量が多くなると考えられる。しかしながら、MAAPによる解析で得られた水素発生量を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て評価していることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>静的触媒式水素再結合装置による水素処理は、長期的に原子炉格納容器全体の水素濃度を低下させるものである。静的触媒式水素再結合装置の性能の変動を考慮した場合として、静的触媒式水素再結合装置の効果を期待せず炉心損傷時に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応し、発生した水素の全量が瞬時に原子炉格納容器内に放出されるものとして評価した結果、ドライ換算の原子炉格納容器内の水素濃度は約12.9vol%であり、評価項目であるドライ条件に換算した原子炉格納容器内の水素濃度は13vol%を下回る。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 3.4.12)</p> <p>また、静的触媒式水素再結合装置の水素濃度</p>	<p>記載内容の相違</p> <p>対策設備の相違                  ・泊はPARによる水素処理を行うため影響を考察している</p> <p>対策設備の相違</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>初期条件の酸素濃度は、解析条件の2.5vol%（ドライ条件）に対して最確条件は2.5vol%（ドライ条件）以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、初期酸素濃度が低くなるため、本評価事故シナリオにおける格納容器内の酸素濃度推移が低</p>	<p>濃度の違いによる再結合反応開始遅れの影響を考慮した場合として、原子炉格納容器内水素処理装置が水素濃度5vol%まで起動しないと想定して解析した結果、約1kgの未反応分の水素が生じ、水素濃度としては約0.02vol%上昇するが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>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、事象進展が早まり、水素生成挙動に影響が生じることが考えられるが、有効性評価においては、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て評価しており、さらに、原子炉格納容器内水素処理装置の効果を期待しなかったとしても水素濃度は約11.8vol%であり、13vol%を下回る。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.19)</p> <p>なお、「7.2.4.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり水素濃度制御を行う重大事故等対処設備として格納容器水素イグナイタを設置している。格納容器水素イグナイタの効果を考慮した場合の原子炉格納容器内の水素濃度の推移を第7.2.4.15図及び第7.2.4.16図に示す。格納容器水素イグナイタの効果は、熔融炉心・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ても、原子炉格納容器内水素処理装置の効果と相まって、事象初期に発生する水素を処理することで、原子炉格納容器内の水素濃度を13vol%に対して十分に下回るように抑制することが可能である。</p> <p>(添付資料7.2.4.13、7.2.4.14)</p>	<p>の違いによる再結合反応開始遅れの影響を考慮した場合として、静的触媒式水素再結合装置が水素濃度5vol%まで起動しないと想定して解析した結果、約1kgの未反応分の水素が生じ、水素濃度としては約0.02vol%上昇するが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>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、事象進展が早まり、水素生成挙動に影響が生じることが考えられるが、有効性評価においては、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て評価しており、さらに、静的触媒式水素再結合装置の効果を期待しなかったとしても水素濃度は約12.9vol%であり、13vol%を下回る。したがって、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料3.1.1.19)</p> <p>なお、「3.4.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり水素濃度制御を行う重大事故等対処設備として原子炉格納容器水素燃焼装置を設置している。「3.4.2(2) 有効性評価の条件」と同じく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ように補正したとしても、静的触媒式水素再結合装置の効果と相まって、事象初期に発生する水素を処理することで、原子炉格納容器内の水素濃度を13vol%に対して十分に下回るように抑制することが可能である。</p> <p>(添付資料3.4.13、3.4.14)</p>	<p>・泊はPARによる水素処理を行うため影響を考察している</p> <p>記載内容の相違</p> <p>対策設備の相違</p> <p>・泊はイグナイタも設置しているため影響を考察している</p> <p>評価網目の相違</p> <p>・女川は酸素濃度が評価網目であるため影響を考察している</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>く抑えられることから、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> <p>事故条件の炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、解析条件の全炉心内のジルコニウム量の約13%が水と反応して発生する水素量に対して最確条件は事象進展に依存するものであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、水素発生量の変動する可能性がある。</p> <p>炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、運転員等操作である低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水の操作開始時間に依存して変動するが、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水の操作開始時間については、「3.1.2.3(2) b. 操作条件」にて解析上の操作開始時間と実態の操作開始時間はほぼ同等と評価しており、炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量に与える影響は小さい。仮に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水の操作開始が大幅に早まった場合、第3.4.7図及び第3.4.8図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約17%が水と反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は3割程度増加するが、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2.3vol%であり、可燃限界を下回る。また、本評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、仮に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水の操作開始が遅れた場合、第3.4.9図及び第3.4.10図に示すとおり、全炉心内のジルコニウム量の約8%が水と反応し、炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は4割程度減少するが、ウェット条件における7日間の酸素濃度の最高値は約2.7vol%であり、可燃限界を下回る。また、本</p>			<p>評価条件の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊はジルコニウム-水反応の割合を75%に補正しているが、女川は補正していない</li> </ul> <p>評価条件の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・女川はジルコニウム-水反応の割合を補正していないため、水素発生量に影響を与える運転員等操作について考察している</li> </ul>

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

7.2.4 水素燃焼

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>評価における酸素濃度と同等の値であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の金属腐食等による水素発生量は、最確条件とした場合は、水素発生量が増加するため、本評価事故シーケンスにおける格納容器内の酸素濃度推移が低く抑えられることから、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> <p>事故条件の水の放射線分解によるG値は、解析条件の水素：0.06、酸素：0.03 に対して最確条件は同じであるが、G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合、格納容器内の酸素濃度が可燃領域又は爆轟領域となる可能性がある。その場合には、原子炉格納容器フィルタベント系を使用し、格納容器内の気体を排出することが可能であるため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>G値の不確かさにより水の放射線分解による酸素発生量が大幅に増加する場合について、設計基準事故対処設備である可燃性ガス濃度制御系の性能評価に用いているG値（沸騰状態の場合、水素：0.4、酸素：0.2、非沸騰状態の場合、水素：0.25、酸素：0.125）を使用した感度解析を実施した。評価結果を第3.4.11図から第3.4.15図に示す。第3.4.12図及び第3.4.13図に示すとおり、格納容器内の水素濃度は、ウェット条件においても事象発生直後から13vol%を上回るが、ウェット条件における7日間の酸素濃度の最高値は約3.8vol%であり、可燃限界を下回る。</p> <p>ドライ条件では、第3.4.14図及び第3.4.15図に示すとおり、事象発生約3時間後から約24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、LOCA後のブローダウンによって、ドライウェルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気</p>	<p>水の放射線分解による水素の生成割合は、水中の不純物、水の吸収線量、水温等の影響を踏まえて設定している。水素の生成割合を最確値とした場合、解析条件で設定している水素の生成割合より小さくなるため、水の放射線分解による水素の生成が抑制され、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>金属腐食量を最確値とした場合、解析条件で設定している金属腐食量より小さくなるため、金属腐食に伴う水素生成が抑制され、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>ヒドラジンの放射線分解は、最確条件のヒドラジン重量を用いた場合、解析条件で設定しているヒドラジン重量より小さいため、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>記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊は金属腐食量を最確値とすると水素発生量が減少するが、女川は水素発生量が増加し、その分、酸素濃度が低くなる</li> <li>・評価網目が異なるが、評価網目となるパラメータに対する余裕が大きくなる点は、泊も女川も同様</li> </ul> <p>記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・記載は異なるが、G値について考察している点は、泊も女川も同様</li> </ul> <p>解析条件の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊ではヒドラジンの放射線分解も考慮している</li> </ul>

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

7.2.4 水素燃焼

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>とともにサブプレッションチェンバに送り込まれ、破断口から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でのドライウェル内の気体組成は、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0.05vol%）である。また、ドライウェ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2.4vol%であり、サブプレッションチェンバ内の全圧が0.38MPa[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0.37MPa[abs]以上である。このため、仮にドライウェル内の水蒸気が凝縮してドライウェ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、ドライウェ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ェ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。事象発生から約48時間後に格納容器内酸素濃度が4.0vol%（ドライ条件）に到達し、可搬型窒素ガス供給装置による格納容器内への窒素注入操作を実施することで、格納容器内酸素濃度の上昇は抑制され、7日間の酸素濃度の最高値は、ドライ条件を仮定してもドライウェルにおいて約4.1vol%、サブプレッションチェンバにおいて約4.0vol%であり、可燃限界を下回る。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>その後も水素濃度及び酸素濃度を監視し、格</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>納容器内の水素及び酸素濃度が可燃領域に至る場合については、格納容器ベントによってその水素濃度及び酸素濃度を低減することで、安定状態を維持できる。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系による対応が生じる場合、その対応フローは「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）」のうち、「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」と同じであり、原子炉格納容器フィルタベント系の操作が必要となる時間は、「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」よりも、本感度解析による評価結果の方が遅いことから、水素燃焼を防止する観点での事故対応は十分に可能となる。大気中への Cs-137 の総放出量の観点でも、本感度解析による評価結果の方が、事象発生から格納容器内の気体の排出操作までの時間が長いことから、「3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合」の評価結果である約 <math>3.2 \times 10^{-1} \text{TBq}</math> を超えることはなく、評価項目である 100TBq を十分に下回る。</p> <p>(添付資料 3.4.4, 3.4.5, 3.4.6)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>本評価事故シーケンスにおける操作条件は、「3.1.2.3(2) b. 操作条件」と同様である。</p> <p>【3.1 格納容器過圧・過温破損より再掲】</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>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>本評価事故シーケンスは、「7.2.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減することにより、原子炉格納容器の破損を</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>本評価事故シーケンスは、「3.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減することにより、原子炉格納容器の破損を防止</p>	<p>対策の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・女川はフィルタベントを使用する場合もあるため、フィルタベントに関しても影響を考察している</li> </ul> <p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・運転員等操作の相違</li> <li>・泊は PAR により運転員等操作を介す</li> </ul>

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

7.2.4 水素燃焼

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水操作は、解析上の注水開始時間として事象発生から25分後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水準備の操作時間は、常設代替交流電源設備からの受電操作完了後に実施するため、受電操作の影響を受け、原子炉への注水開始時間も早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の原子炉補機代替冷却水系の運転操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から24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、原子炉補機代替冷却水系の準備は、事象発生10時間後に作業を開始し、作業時間に14時間を想定することで、合計24時間を想定しているが、準備操作が想定より短い時間で完了する可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として事象発生から24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、代替循環冷却系の運転は事象発生24時間後に開始することとしているが、時間余裕を含めて設定されているため操作の不確かさが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。また、本操作の操作開始時間は、原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮して設定したものであり、原子炉補機代替冷却水系の操作開始</p>	<p>防止する。このため、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はない。</p>	<p>する。このため、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はない。</p>	<p>ることなく水素を処理する</p> <p>・女川は運転員等操作があるため影響を考察している</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>時間が早まれば、本操作の操作開始時間も早まる可能性があり、代替循環冷却系の運転開始時間も早まることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>(添付資料 3.1.2.9)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電及び低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、常設代替交流電源設備からの受電操作について、解析上の原子炉注水開始時間(25分後)は準備操作に時間余裕を含めて設定されており、原子炉水位の回復は早くなる可能性があるが、ジルコニウム水反応量により発熱量が増加する等の影響があるため、格納容器圧力及び温度の上昇に大きな差異はない。</p> <p>操作条件の原子炉補機代替冷却水系の起動操作は、運転員等操作時間に与える影響として、準備操作が想定より短い時間で完了する可能性があり、格納容器の圧力及び温度を早期に低下させる可能性があることから、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>操作条件の代替循環冷却系による格納容器除熱操作は、運転員等操作時間に与える影響として、原子炉補機代替冷却水系の操作開始時間が早まった場合には、本操作も早まる可能性があり、格納容器圧力及び温度を早期に低下させる可能性があることから、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>(添付資料 3.1.2.9)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>本評価事故シーケンスにおける操作時間余裕の把握は「3.1.2.3(3) 操作時間余裕の把握」と同様である。</p>	<p>(3) 操作時間余裕の把握</p>	<p>(3) 操作時間余裕の把握</p>	<p>記載内容の相違</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p><b>【3.1 格納容器過圧・過温破損より再掲】</b></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>操作条件の常設代替交流電源設備からの受電操作及び低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水操作については、第3.1.3.14図から第3.1.3.16図に示すとおり、事象発生から50分後(操作開始時間25分程度の遅れ)までに常設代替交流電源設備からの受電操作を行い低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水が開始できれば、損傷炉心は炉心位置に保持され、原子炉圧力容器は破損せず、評価項目を満足する結果となることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の原子炉補機代替冷却水系運転操作及び代替循環冷却系による格納容器除熱操作については、原子炉補機代替冷却水系運転開始までの時間は、事象発生から24時間あり、準備時間が確保できるため、時間余裕がある。</p> <p>なお、本操作が大幅に遅れるような事態になった場合でも、格納容器の限界圧力に到達しないよう低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水の継続及び格納容器圧力が0.640MPa[gage]に到達した場合には原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器スプレイを行うこととなる。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器スプレイは、外部水源注水量限界(サプレッションプール水位が真空破壊装置下端0.4m(通常運転水位+約2m))到達時点でスプレイを停止し、原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器除熱を実施する。外部水源注水量限界に到達するまでの時間は、事象発生から約44時間あり、約20時間以上の余裕がある。また、格納容器圧力が限界圧力0.854MPa[gage]に到達するまでの時間は、事象発生から約51時間あり、約27</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>本評価事故シーケンスは、「7.2.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、原子炉格納容器内水素処理装置により運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。このため、操作遅れによる影響はない。</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>本評価事故シーケンスは、「3.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、静的触媒式水素再結合装置により運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。このため、操作遅れによる影響はない。</p>	<p>運転員等操作の相違</p> <p>・泊はPARにより運転員等操作を介することなく水素を処理する</p> <p>・女川は運転員等操作があるため影響を考察している</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>時間以上の余裕があることから、時間余裕がある。</p> <p>(添付資料 3.1.2.9, 3.1.3.8)</p> <p>(4) まとめ                      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<b>操作時間余裕</b>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。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、<b>操作時間には時間余裕がある。</b></p>	<p>(4) まとめ                      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<b>要員の配置による他の操作に与える影響</b>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、<b>並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響</b>を考慮した場合においても、<b>原子炉格納容器内水素処理装置により運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減し、原子炉格納容器の破損を防止することにより</b>、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、<b>運転員等操作を介することはないことから、操作時間の影響はない。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</b></p> <p>(添付資料 7.2.4.15)</p>	<p>(4) まとめ                      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<b>要員の配置による他の操作に与える影響</b>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、<b>並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響</b>を考慮した場合においても、<b>静的触媒式水素再結合装置により運転員等操作を介することなく原子炉格納容器内の水素濃度を低減し、原子炉格納容器の破損を防止することにより</b>、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、<b>運転員等操作を介することはないことから、操作時間の影響はない。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</b></p> <p>(添付資料 3.4.16)</p>	<p>記載内容の相違</p> <p>記載表現の相違                      ・泊は具体的な対策及びその効果を記載している</p> <p>記載内容の相違</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>3.4.4 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、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」のうち、「3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.1.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。</p> <p><b>【3.1 格納容器過圧・過温破損より再掲】</b></p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」における重大事故等対策時における必要な要員は、「3.1.2.1 格納容器破損防止対策」に示すとおり<b>30名</b>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、<b>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</b>で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「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、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>(添付資料 3.1.2.11)</p> <p><b>a. 水源</b></p> <p>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水は、7日間の対応を考慮すると、合計約890m<sup>3</sup>必要となる。水源として、復水貯蔵タンクに約1,192m<sup>3</sup>の水を保有している。これにより、必要な水源は確保可能である。</p> <p>代替循環冷却系による原子炉注水及び格納容</p>	<p>7.2.4.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」において、重大事故等対策に必要な<b>初動</b>の要員は、「7.2.4.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり<b>14名</b>である。したがって「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す<b>発電所災害対策要員33名</b>で対処可能である。</p> <p>なお、全交流動力電源喪失時には「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の評価事故シーケンスと同じ要員が必要となる。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」において必要な水源、燃料及び電源は「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p><b>a. 水源</b></p> <p>燃料取替用水ピット（1,700m<sup>3</sup>：有効水量）を水源とする格納容器スプレイによる格納容器注水については、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位（16.5%）に到達後、格納容器スプレイ再循環運転に切り替える。以降は、格納容器再循環サンプを水源とし、格納容器スプレイ</p>	<p>3.4.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」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、「3.4.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり48名である。したがって、「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す重大事故等対策要員74名で対処可能である。</p> <p>なお、全交流動力電源喪失時には「3.1.1 格納容器過圧破損」の評価事故シーケンスと同じ要員が必要となる。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」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」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>また、水源、燃料及び電源については、3号炉及び4号炉でそれぞれ独立した供給源を有することより、号炉間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号炉ごとに資源の供給が可能であることを確認する。</p> <p><b>a. 水源</b></p> <p>燃料取替用水ピット（1,860m<sup>3</sup>：有効水量）を水源とする格納容器スプレイによる格納容器注水については、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位（3号炉：12.5%、4号炉：16.0%）に到達後、格納容器スプレイ再循環運転に切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とす</p>	<p>記載内容の相違</p> <p>体制の相違 ・要員体制の差異</p> <p>記載内容の相違</p> <p>水源の相違 ・泊は燃料取替用水ピットを取水源とするが、女川は復水貯蔵タンクと淡水貯水槽を取水源としている</p>

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

7.2.4 水素燃焼

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>器除熱については、サブプレッションチェンバ内のプール水を水源とし、循環することから、水源が枯渇することはないため、7日間の継続実施が可能である。</p> <p><b>b. 燃料</b></p> <p>常設代替交流電源設備による電源供給については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約414kLの軽油が必要となる。大容量送水ポンプ(タイプ1)による復水貯蔵タンクへの給水については、保守的に事象発生直後からの大容量送水ポンプ(タイプ1)の運転を想定すると、7日間の運転継続に約32kLの軽油が必要となる。原子炉補機代替冷却水系については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約42kLの軽油が必要となる。</p> <p>軽油タンク(約755kL)及びガスタービン発電設備軽油タンク(約300kL)にて合計約1,055kL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、常設代替交流電源設備による電源供給、大容量送水ポンプ(タイプ1)による復水貯蔵タンクへの給水及び原子炉補機代替冷却水系の運転について、7日間の継続が可能である。</p> <p>緊急時対策所への電源供給については、保守的に事象発生直後からの電源車(緊急時対策所用)の運転を想定すると、7日間の運転継続に約17kLの軽油が必要となるが、緊急時対策所軽油タンク(約18kL)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505kL)。</p>	<p>再循環運転を継続する。したがって、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。</p> <p>なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応である。</p> <p><b>b. 燃料</b></p> <p>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からの給電を想定し、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、約527.1kLの軽油が必要となる。</p> <p>緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.4kLの軽油が必要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要な軽油はこれらを合計して約534.5kLとなるが、「7.5.1(2)資源の評価条件」に示すとおりディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量(540kL)にて供給可能である。</p> <p>(添付資料7.1.1.12)</p>	<p>るため、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。</p> <p>なお、外部電源喪失を想定した場合でも同様の対応である。</p> <p><b>b. 燃料</b></p> <p>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からの給電を想定し、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、約594.7kLの重油が必要となる。</p> <p>電源車(緊急時対策所用)による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.1kLの重油が必要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要な重油はこれらを合計して約597.8kLとなるが、「6.1(2)資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯蔵タンク及び重油タンクの合計油量(620kL)にて供給可能である。</p>	<p>・泊も女川も7日間の注水継続が可能 な点は同様</p> <p>燃料の相違</p> <p>・燃料の消費量や貯蔵量は異なるがDG、緊対所に関して評価し7日間の運転継続が可能なのは泊も女川も同様</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>c. 電源</p> <p>常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷として約4,615kW 必要となるが、常用連続運用仕様である約6,000kW 未満となることから、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>また、緊急時対策所への電源供給を行う電源車(緊急時対策所用)についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p>	<p>c. 電源</p> <p>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からの給電を想定した場合においても、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>c. 電源</p> <p>外部電源の喪失は仮定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機からの給電を想定した場合においても、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>(添付資料 2.1.12)</p>	<p>記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊は外電有の条件だが喪失した場合の記載をしており、女川は SBO 条件のため常設 SA 設備について記載している</li> <li>・どちらも必要負荷に対して電源供給可能な点は一緒</li> </ul> <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・緊急時対策所への電源共有に関しては SA61 条で評価しており、有効性評価内で評価する方針としていないことから泊は記載していないが、女川同様必要な負荷に対して電源供給が可能</li> </ul>

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

7.2.4 水素燃焼

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>3.4.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」では、ジルコニウム-水反応等によって発生した水素と、水の放射線分解によって発生した酸素が格納容器内で反応することによって激しい燃焼が生じ、格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策としては、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化を実施している。</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」では、酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シナリオとして抽出されている評価事故シナリオ「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」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、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化により、酸素濃度が可燃限界である5vol%（ドライ条件）以下となることから、水素燃焼に至ることはなく、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p>	<p>7.2.4.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」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する。その結果、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食及び溶融炉心・コンクリート相互作用等によって発生した水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、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「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策としては、原子炉格納容器内水素処理装置を設置している。また、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している。さらに、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素発生に対しては、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している。加えて、原子炉格納容器内の水素濃度を確認するために可搬型格納容器内水素濃度計測ユニットにより原子炉格納容器内の水素濃度測定を実施する。</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」の評価事故シナリオ「大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故」に高圧注入機能の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、原子炉格納容器自由体積が大きいため、著しい炉心損傷時にジルコニウム-水反応により短期間に発生する水素による原子炉格納容器内の水素濃度の上昇は限定され、これにより、水素燃焼による原子炉格納容器破損を防止することができる。さらに、原子炉格納容器内水素処理装置によって、水の放射線分解等により緩やかに発生する水素を除去し、原子炉格納容器内の水素濃度を低減することが可能である。</p>	<p>3.4.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」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する。その結果、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食及び溶融炉心・コンクリート相互作用等によって発生した水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、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「水素燃焼」に対する格納容器破損防止対策としては、静的触媒式水素再結合装置を設置している。また、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している。さらに、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素発生に対しては、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している。加えて、原子炉格納容器内の水素濃度を確認するために可搬型格納容器水素ガス濃度計により原子炉格納容器内の水素濃度測定を実施する。</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」の評価事故シナリオ「大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故」に高圧注入機能の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、原子炉格納容器自由体積が大きいため、著しい炉心損傷時にジルコニウム-水反応により短期間に発生する水素による原子炉格納容器内の水素濃度の上昇は限定され、これにより、水素燃焼による原子炉格納容器破損を防止することができる。さらに、静的触媒式水素再結合装置によって、水の放射線分解等により緩やかに発生する水素を除去し、原子炉格納容器内の水素濃度を低減することが可能である。</p>	<p>対策の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・女川は窒素置換によるCV不活性化を行うが、泊はPRAにより水素を処理する</li> <li>・また、泊はより一層の水素濃度低減を図るための設備としてイグナイタを設置しており、MCCIによる水素発生対策も記載している</li> </ul> <p>評価事故シナリオの相違</p> <p>対策の相違</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<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、<b>運転員等操作時間に与える影響</b>及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、<b>操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</b></p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の<b>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。</b>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、<b>窒素置換による格納容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。</b></p>	<p>その結果、<b>原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力、原子炉格納容器内の水素濃度、並びに水素蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力</b>は評価項目を満足していることを確認した。また、<b>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。</b></p> <p>なお、放射性物質の総放出量については「7.2.1.1 格納容器過圧破損」、原子炉容器外の<b>熔融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重</b>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」、<b>熔融炉心によるコンクリート侵食</b>については「7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において、それぞれ確認した。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさ、<b>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、</b>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。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、<b>操作時間に対する影響はないことを確認した。</b></p> <p>発電所災害対策要員は、<b>本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。</b>また、必要な水源、燃料及び電源については、<b>外部電源喪失を仮定しても供給可能である。</b></p> <p>以上のことから、<b>原子炉格納容器内水素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り、格納容器破損モード「水素燃焼」に対して有効である。</b></p>	<p>その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力、原子炉格納容器内の水素濃度、並びに水素蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は評価項目を満足していることを確認した。また、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>なお、放射性物質の総放出量については「3.1.1 格納容器過圧破損」、原子炉容器外の<b>熔融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重</b>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」、<b>熔融炉心によるコンクリート侵食</b>については「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において、それぞれ確認した。</p> <p>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。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、<b>操作時間に対する影響はないことを確認した。</b></p> <p>重大事故等対策要員は、<b>本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。</b>また、必要な水源、燃料及び電源については、<b>外部電源喪失時を仮定しても供給可能である。</b></p> <p>以上のことから、<b>格納容器破損モード「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。</b></p>	<p>記載方針の相違                  ・泊では水素燃焼以外の評価項目に対して、他の格納容器破損モードで確認した旨を記載</p> <p>対策の相違                  ・泊は運転員等操作不要</p> <p>記載表現の相違                  ・要員について記載は異なるが、内容は同等</p> <p>対策の相違</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明																																																
	<p style="text-align: center;">第7.2.4.1表 「水素燃焼」における重大事故等対策について（1/5）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="4" style="text-align: center;">重大事故等対策設備</th> </tr> <tr> <th style="width: 30%;">判断及び操作</th> <th style="width: 30%;">手順</th> <th style="width: 20%;">常設設備</th> <th style="width: 20%;">計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>a. 事業の発生及び対応 の位置</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・LOCA、過渡現象、全交流動力電源喪失等が発生し、原子炉自動停止、非常用炉心冷却設備作動直前、格納容器スプレイ信号の自動発信等を検知すれば、原子炉トリップ、安全注入系及び格納容器スプレイ系の作動状態を確認する。その後、低圧注入系・高圧注入系の作動不能、補助給水系の機能喪失等の安全機能喪失が発生すれば、事象進展に依り喪失した安全機能に対応する手順に移行する。</li> </ul> </td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子束領域中性子束</td> </tr> <tr> <td>b. 全交流動力電源喪失 の判断</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び非常用母線の電圧が「OV」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。また、蓄電池（非常用）による非常用直流母線への給電を確認する。</li> </ul> </td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>c. 早期の電源回復不能 判断及び対応</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室からの非常用母線の電圧回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して代替非常用発電機、代替格納容器スプレイポンプ、自己冷却ポンプ（自己冷却）、加圧送湯がし弁及びエアユニタス空冷型冷却設備の空気を動作ポンプへの代替空気を供給し、可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用蓄電池タンクの開放並びに可搬型大型送水ポンプ車の稼働を開始する。</li> <li>・安全格納箱の非常用母線からの切離しを遂行し、その後、代替非常用発電機を起動する。代替非常用発電機の起動が完了すれば、代替非常用発電機から非常用母線への給電操作を実施することにより、代替非常用発電機から非常用母線への給電を開始する。</li> </ul> </td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>【代替非常用発電機】 【ディーゼル発電機燃料油貯蔵槽】</td> <td>【可搬型タンクローリー】</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対策設備</p>	重大事故等対策設備				判断及び操作	手順	常設設備	計装設備	a. 事業の発生及び対応 の位置	<ul style="list-style-type: none"> <li>・LOCA、過渡現象、全交流動力電源喪失等が発生し、原子炉自動停止、非常用炉心冷却設備作動直前、格納容器スプレイ信号の自動発信等を検知すれば、原子炉トリップ、安全注入系及び格納容器スプレイ系の作動状態を確認する。その後、低圧注入系・高圧注入系の作動不能、補助給水系の機能喪失等の安全機能喪失が発生すれば、事象進展に依り喪失した安全機能に対応する手順に移行する。</li> </ul>	-	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子束領域中性子束	b. 全交流動力電源喪失 の判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び非常用母線の電圧が「OV」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。また、蓄電池（非常用）による非常用直流母線への給電を確認する。</li> </ul>	-	-	c. 早期の電源回復不能 判断及び対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室からの非常用母線の電圧回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して代替非常用発電機、代替格納容器スプレイポンプ、自己冷却ポンプ（自己冷却）、加圧送湯がし弁及びエアユニタス空冷型冷却設備の空気を動作ポンプへの代替空気を供給し、可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用蓄電池タンクの開放並びに可搬型大型送水ポンプ車の稼働を開始する。</li> <li>・安全格納箱の非常用母線からの切離しを遂行し、その後、代替非常用発電機を起動する。代替非常用発電機の起動が完了すれば、代替非常用発電機から非常用母線への給電操作を実施することにより、代替非常用発電機から非常用母線への給電を開始する。</li> </ul>	-	-			【代替非常用発電機】 【ディーゼル発電機燃料油貯蔵槽】	【可搬型タンクローリー】	<p style="text-align: center;">第3.4.1表 「水素燃焼」における重大事故等対策について（1/5）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="4" style="text-align: center;">水素</th> </tr> <tr> <th style="width: 30%;">判断及び操作</th> <th style="width: 30%;">手順</th> <th style="width: 20%;">常設設備</th> <th style="width: 20%;">計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>a. 事業の発生及び 対応位置</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・LOCA、過渡現象、全交流動力電源喪失等が発生し、原子炉自動停止、非常用炉心冷却設備作動直前、格納容器スプレイ信号の自動発信等を検知すれば、原子炉トリップ、安全注入系及び格納容器スプレイ系の作動状態を確認する。その後、低圧注入系・高圧注入系の作動不能、補助給水系の機能喪失等の安全機能喪失が発生すれば、事象進展に依り喪失した安全機能に対応する手順に移行する。</li> <li>・外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び非常用母線の電圧が「OV」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。また、蓄電池（非常用）による非常用直流母線への給電を確認する。</li> <li>・中央制御室からの非常用母線の電圧回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して代替非常用発電機、代替格納容器スプレイポンプ、自己冷却ポンプ（自己冷却）、加圧送湯がし弁及びエアユニタス空冷型冷却設備の空気を動作ポンプへの代替空気を供給し、可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用蓄電池タンクの開放並びに可搬型大型送水ポンプ車の稼働を開始する。</li> <li>・安全格納箱の非常用母線からの切離しを遂行し、その後、代替非常用発電機を起動する。代替非常用発電機の起動が完了すれば、代替非常用発電機から非常用母線への給電操作を実施することにより、代替非常用発電機から非常用母線への給電を開始する。</li> </ul> </td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子束領域中性子束</td> </tr> <tr> <td>b. 全交流動力電源 喪失の判断</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び非常用母線の電圧が「OV」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。また、蓄電池（非常用）による非常用直流母線への給電を確認する。</li> </ul> </td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>c. 早期の電源回復 不能判断及び対応</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室からの非常用母線の電圧回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して代替非常用発電機、代替格納容器スプレイポンプ、自己冷却ポンプ（自己冷却）、加圧送湯がし弁及びエアユニタス空冷型冷却設備の空気を動作ポンプへの代替空気を供給し、可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用蓄電池タンクの開放並びに可搬型大型送水ポンプ車の稼働を開始する。</li> <li>・安全格納箱の非常用母線からの切離しを遂行し、その後、代替非常用発電機を起動する。代替非常用発電機の起動が完了すれば、代替非常用発電機から非常用母線への給電操作を実施することにより、代替非常用発電機から非常用母線への給電を開始する。</li> </ul> </td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>d. 1代非常用発電 機の判断</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>・加圧送湯ポンプ及び圧力の低下、原子炉格納容器圧力及び蒸気の上昇、格納容器タンク及び格納容器内エアユニタスの上昇等により、1代非常用発電機への判断を行う。</li> </ul> </td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対策設備</p>	水素				判断及び操作	手順	常設設備	計装設備	a. 事業の発生及び 対応位置	<ul style="list-style-type: none"> <li>・LOCA、過渡現象、全交流動力電源喪失等が発生し、原子炉自動停止、非常用炉心冷却設備作動直前、格納容器スプレイ信号の自動発信等を検知すれば、原子炉トリップ、安全注入系及び格納容器スプレイ系の作動状態を確認する。その後、低圧注入系・高圧注入系の作動不能、補助給水系の機能喪失等の安全機能喪失が発生すれば、事象進展に依り喪失した安全機能に対応する手順に移行する。</li> <li>・外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び非常用母線の電圧が「OV」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。また、蓄電池（非常用）による非常用直流母線への給電を確認する。</li> <li>・中央制御室からの非常用母線の電圧回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して代替非常用発電機、代替格納容器スプレイポンプ、自己冷却ポンプ（自己冷却）、加圧送湯がし弁及びエアユニタス空冷型冷却設備の空気を動作ポンプへの代替空気を供給し、可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用蓄電池タンクの開放並びに可搬型大型送水ポンプ車の稼働を開始する。</li> <li>・安全格納箱の非常用母線からの切離しを遂行し、その後、代替非常用発電機を起動する。代替非常用発電機の起動が完了すれば、代替非常用発電機から非常用母線への給電操作を実施することにより、代替非常用発電機から非常用母線への給電を開始する。</li> </ul>	-	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子束領域中性子束	b. 全交流動力電源 喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び非常用母線の電圧が「OV」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。また、蓄電池（非常用）による非常用直流母線への給電を確認する。</li> </ul>	-	-	c. 早期の電源回復 不能判断及び対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室からの非常用母線の電圧回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して代替非常用発電機、代替格納容器スプレイポンプ、自己冷却ポンプ（自己冷却）、加圧送湯がし弁及びエアユニタス空冷型冷却設備の空気を動作ポンプへの代替空気を供給し、可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用蓄電池タンクの開放並びに可搬型大型送水ポンプ車の稼働を開始する。</li> <li>・安全格納箱の非常用母線からの切離しを遂行し、その後、代替非常用発電機を起動する。代替非常用発電機の起動が完了すれば、代替非常用発電機から非常用母線への給電操作を実施することにより、代替非常用発電機から非常用母線への給電を開始する。</li> </ul>	-	-	d. 1代非常用発電 機の判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>・加圧送湯ポンプ及び圧力の低下、原子炉格納容器圧力及び蒸気の上昇、格納容器タンク及び格納容器内エアユニタスの上昇等により、1代非常用発電機への判断を行う。</li> </ul>	-	-	<p>記載方針の相違          ・女川は過圧・過温          破損を読み込んで          いるため記載して          いない</p>
重大事故等対策設備																																																			
判断及び操作	手順	常設設備	計装設備																																																
a. 事業の発生及び対応 の位置	<ul style="list-style-type: none"> <li>・LOCA、過渡現象、全交流動力電源喪失等が発生し、原子炉自動停止、非常用炉心冷却設備作動直前、格納容器スプレイ信号の自動発信等を検知すれば、原子炉トリップ、安全注入系及び格納容器スプレイ系の作動状態を確認する。その後、低圧注入系・高圧注入系の作動不能、補助給水系の機能喪失等の安全機能喪失が発生すれば、事象進展に依り喪失した安全機能に対応する手順に移行する。</li> </ul>	-	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子束領域中性子束																																																
b. 全交流動力電源喪失 の判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び非常用母線の電圧が「OV」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。また、蓄電池（非常用）による非常用直流母線への給電を確認する。</li> </ul>	-	-																																																
c. 早期の電源回復不能 判断及び対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室からの非常用母線の電圧回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して代替非常用発電機、代替格納容器スプレイポンプ、自己冷却ポンプ（自己冷却）、加圧送湯がし弁及びエアユニタス空冷型冷却設備の空気を動作ポンプへの代替空気を供給し、可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用蓄電池タンクの開放並びに可搬型大型送水ポンプ車の稼働を開始する。</li> <li>・安全格納箱の非常用母線からの切離しを遂行し、その後、代替非常用発電機を起動する。代替非常用発電機の起動が完了すれば、代替非常用発電機から非常用母線への給電操作を実施することにより、代替非常用発電機から非常用母線への給電を開始する。</li> </ul>	-	-																																																
		【代替非常用発電機】 【ディーゼル発電機燃料油貯蔵槽】	【可搬型タンクローリー】																																																
水素																																																			
判断及び操作	手順	常設設備	計装設備																																																
a. 事業の発生及び 対応位置	<ul style="list-style-type: none"> <li>・LOCA、過渡現象、全交流動力電源喪失等が発生し、原子炉自動停止、非常用炉心冷却設備作動直前、格納容器スプレイ信号の自動発信等を検知すれば、原子炉トリップ、安全注入系及び格納容器スプレイ系の作動状態を確認する。その後、低圧注入系・高圧注入系の作動不能、補助給水系の機能喪失等の安全機能喪失が発生すれば、事象進展に依り喪失した安全機能に対応する手順に移行する。</li> <li>・外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び非常用母線の電圧が「OV」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。また、蓄電池（非常用）による非常用直流母線への給電を確認する。</li> <li>・中央制御室からの非常用母線の電圧回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して代替非常用発電機、代替格納容器スプレイポンプ、自己冷却ポンプ（自己冷却）、加圧送湯がし弁及びエアユニタス空冷型冷却設備の空気を動作ポンプへの代替空気を供給し、可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用蓄電池タンクの開放並びに可搬型大型送水ポンプ車の稼働を開始する。</li> <li>・安全格納箱の非常用母線からの切離しを遂行し、その後、代替非常用発電機を起動する。代替非常用発電機の起動が完了すれば、代替非常用発電機から非常用母線への給電操作を実施することにより、代替非常用発電機から非常用母線への給電を開始する。</li> </ul>	-	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子束領域中性子束																																																
b. 全交流動力電源 喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源が喪失し、ディーゼル発電機が起動失敗することにより、すべての非常用母線及び非常用母線の電圧が「OV」を示したことを確認し、全交流動力電源喪失の判断を行う。また、蓄電池（非常用）による非常用直流母線への給電を確認する。</li> </ul>	-	-																																																
c. 早期の電源回復 不能判断及び対応	<ul style="list-style-type: none"> <li>・中央制御室からの非常用母線の電圧回復操作に失敗し、早期の電源回復不能と判断した場合には、全交流動力電源喪失を起因とする各種事象への対応も想定して代替非常用発電機、代替格納容器スプレイポンプ、自己冷却ポンプ（自己冷却）、加圧送湯がし弁及びエアユニタス空冷型冷却設備の空気を動作ポンプへの代替空気を供給し、可搬型大型送水ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、中央制御室非常用蓄電池タンクの開放並びに可搬型大型送水ポンプ車の稼働を開始する。</li> <li>・安全格納箱の非常用母線からの切離しを遂行し、その後、代替非常用発電機を起動する。代替非常用発電機の起動が完了すれば、代替非常用発電機から非常用母線への給電操作を実施することにより、代替非常用発電機から非常用母線への給電を開始する。</li> </ul>	-	-																																																
d. 1代非常用発電 機の判断	<ul style="list-style-type: none"> <li>・加圧送湯ポンプ及び圧力の低下、原子炉格納容器圧力及び蒸気の上昇、格納容器タンク及び格納容器内エアユニタスの上昇等により、1代非常用発電機への判断を行う。</li> </ul>	-	-																																																





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

7.2.4 水素燃焼

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明																																
	<p style="text-align: center;">第7.2.4.1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" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">判断及び操作</th> <th style="width: 30%;">手続</th> <th style="width: 20%;">重大事故等対策設備</th> <th style="width: 20%;">計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。</td> <td>・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。 ・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。</td> <td>【可燃型格納容器内水素濃度】 【アンモニア水素濃度】</td> <td>1次冷却材温度（広域—低域） 1次冷却材温度（広域—低域） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（低レンジ）</td> </tr> <tr> <td>2. 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。</td> <td>・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。 ・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。</td> <td>【可燃型格納容器内水素濃度】 【アンモニア水素濃度】</td> <td>1次冷却材温度（広域—低域） 1次冷却材温度（広域—低域） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（低レンジ）</td> </tr> <tr> <td>3. 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。</td> <td>・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。 ・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。</td> <td>【可燃型格納容器内水素濃度】 【アンモニア水素濃度】</td> <td>1次冷却材温度（広域—低域） 1次冷却材温度（広域—低域） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（低レンジ）</td> </tr> </tbody> </table>	判断及び操作	手続	重大事故等対策設備	計装設備	1. 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。	・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。 ・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。	【可燃型格納容器内水素濃度】 【アンモニア水素濃度】	1次冷却材温度（広域—低域） 1次冷却材温度（広域—低域） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（低レンジ）	2. 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。	・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。 ・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。	【可燃型格納容器内水素濃度】 【アンモニア水素濃度】	1次冷却材温度（広域—低域） 1次冷却材温度（広域—低域） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（低レンジ）	3. 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。	・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。 ・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。	【可燃型格納容器内水素濃度】 【アンモニア水素濃度】	1次冷却材温度（広域—低域） 1次冷却材温度（広域—低域） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（低レンジ）	<p style="text-align: center;">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" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">判断及び操作</th> <th style="width: 30%;">手続</th> <th style="width: 20%;">重大事故等対策設備</th> <th style="width: 20%;">計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。</td> <td>・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。 ・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。</td> <td>【可燃型格納容器内水素濃度】 【アンモニア水素濃度】</td> <td>1次冷却材温度（広域—低域） 1次冷却材温度（広域—低域） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（低レンジ）</td> </tr> <tr> <td>2. 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。</td> <td>・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。 ・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。</td> <td>【可燃型格納容器内水素濃度】 【アンモニア水素濃度】</td> <td>1次冷却材温度（広域—低域） 1次冷却材温度（広域—低域） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（低レンジ）</td> </tr> <tr> <td>3. 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。</td> <td>・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。 ・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。</td> <td>【可燃型格納容器内水素濃度】 【アンモニア水素濃度】</td> <td>1次冷却材温度（広域—低域） 1次冷却材温度（広域—低域） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（低レンジ）</td> </tr> </tbody> </table>	判断及び操作	手続	重大事故等対策設備	計装設備	1. 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。	・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。 ・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。	【可燃型格納容器内水素濃度】 【アンモニア水素濃度】	1次冷却材温度（広域—低域） 1次冷却材温度（広域—低域） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（低レンジ）	2. 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。	・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。 ・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。	【可燃型格納容器内水素濃度】 【アンモニア水素濃度】	1次冷却材温度（広域—低域） 1次冷却材温度（広域—低域） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（低レンジ）	3. 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。	・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。 ・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。	【可燃型格納容器内水素濃度】 【アンモニア水素濃度】	1次冷却材温度（広域—低域） 1次冷却材温度（広域—低域） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（低レンジ）	<p>記載方針の相違          ・女川は過圧・過温          破損を読み込んで          いるため記載して          いない</p>
判断及び操作	手続	重大事故等対策設備	計装設備																																
1. 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。	・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。 ・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。	【可燃型格納容器内水素濃度】 【アンモニア水素濃度】	1次冷却材温度（広域—低域） 1次冷却材温度（広域—低域） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（低レンジ）																																
2. 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。	・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。 ・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。	【可燃型格納容器内水素濃度】 【アンモニア水素濃度】	1次冷却材温度（広域—低域） 1次冷却材温度（広域—低域） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（低レンジ）																																
3. 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。	・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。 ・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。	【可燃型格納容器内水素濃度】 【アンモニア水素濃度】	1次冷却材温度（広域—低域） 1次冷却材温度（広域—低域） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（低レンジ）																																
判断及び操作	手続	重大事故等対策設備	計装設備																																
1. 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。	・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。 ・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。	【可燃型格納容器内水素濃度】 【アンモニア水素濃度】	1次冷却材温度（広域—低域） 1次冷却材温度（広域—低域） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（低レンジ）																																
2. 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。	・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。 ・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。	【可燃型格納容器内水素濃度】 【アンモニア水素濃度】	1次冷却材温度（広域—低域） 1次冷却材温度（広域—低域） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（低レンジ）																																
3. 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。	・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。 ・ 可燃型格納容器内水素濃度が1%以上及び可燃型アンモニア水素濃度が1%以上の状態を監視する。	【可燃型格納容器内水素濃度】 【アンモニア水素濃度】	1次冷却材温度（広域—低域） 1次冷却材温度（広域—低域） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（高レンジ） 格納容器内高レンジエリリアモニタ（低レンジ）																																

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明																				
	<p style="text-align: center;">第7.2.4.1表 「水素燃焼」における重大事故等対策について（4/5）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2" style="text-align: center;">重大事故等対処設備</th> </tr> <tr> <th style="width: 30%;">常設設備</th> <th style="width: 70%;">可搬設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="vertical-align: top;"> <p>【加圧器送がし弁】</p> </td> <td style="vertical-align: top;"> <p>【加圧器送がし弁操作用パツタリ】                      【加圧器送がし弁機 作用可搬型窒素ガスポンプ】</p> </td> </tr> <tr> <td style="vertical-align: top;"> <p>【代替格納容器スプレイポンプ】                      【燃料取替用スピット】                      【代替非常用発電機】                      【ディーゼル発電機燃料油貯油槽】                      【B-充てんポンプ（自己冷却）】</p> </td> <td style="vertical-align: top;"> <p>【可搬型タンクローリー】                      【可搬型大型送水ポンプ車】</p> </td> </tr> <tr> <td style="vertical-align: top;"> <p>【計装設備】</p> <p>1 次冷却材圧力 (広域)</p> </td> <td style="vertical-align: top;"> <p>燃料取替用スピット水位                      原子炉格納容器圧力                      格納容器内温度                      格納容器再循環サンプ水位 (広域)                      格納容器再循環サンプ水位 (狭域)                      B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (0M用)                      代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量                      格納容器水位                      原子炉下部キャビティ水位</p> </td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">【 】は有効性評価上開示しない重大事故等対処設備</p>	重大事故等対処設備		常設設備	可搬設備	<p>【加圧器送がし弁】</p>	<p>【加圧器送がし弁操作用パツタリ】                      【加圧器送がし弁機 作用可搬型窒素ガスポンプ】</p>	<p>【代替格納容器スプレイポンプ】                      【燃料取替用スピット】                      【代替非常用発電機】                      【ディーゼル発電機燃料油貯油槽】                      【B-充てんポンプ（自己冷却）】</p>	<p>【可搬型タンクローリー】                      【可搬型大型送水ポンプ車】</p>	<p>【計装設備】</p> <p>1 次冷却材圧力 (広域)</p>	<p>燃料取替用スピット水位                      原子炉格納容器圧力                      格納容器内温度                      格納容器再循環サンプ水位 (広域)                      格納容器再循環サンプ水位 (狭域)                      B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (0M用)                      代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量                      格納容器水位                      原子炉下部キャビティ水位</p>	<p style="text-align: center;">第3.4.1表 「水素燃焼」における重大事故等対策について（4/5）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th colspan="2" style="text-align: center;">手 順</th> </tr> <tr> <th style="width: 30%;">非設設備</th> <th style="width: 70%;">可搬設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="vertical-align: top;"> <p>加圧器送がし弁</p> </td> <td style="vertical-align: top;"> <p>【可搬型パツタリ (加圧器送がし弁用)】                      送水ポンプ (代替用空気を供給用)</p> </td> </tr> <tr> <td style="vertical-align: top;"> <p>恒設代替格納容器スプレイポンプ                      燃料取替用スピット                      代替非常用発電機                      燃料貯蔵タンク                      【B-充てんポンプ (自己冷却)】</p> </td> <td style="vertical-align: top;"> <p>可搬式代替格納容器スプレイポンプ (可搬式代替格納容器スプレイポンプ用)                      タンクローリー                      送水車                      駆動ドラム缶</p> </td> </tr> <tr> <td style="vertical-align: top;"> <p>【計装設備】</p> <p>燃料取替用スピット水位                      原子炉格納容器圧力                      A M用格納容器圧力                      格納容器内温度                      格納容器再循環サンプ水位 (広域)                      格納容器再循環サンプ水位 (狭域)                      燃料取替用スピット水位                      原子炉格納容器圧力                      格納容器内温度                      格納容器再循環サンプ水位                      格納容器再循環サンプ水位 (狭域)                      燃料取替用スピット水位                      原子炉下部キャビティ水位</p> </td> <td style="vertical-align: top;"> <p>燃料取替用スピット水位                      原子炉格納容器圧力                      格納容器内温度                      格納容器再循環サンプ水位 (広域)                      格納容器再循環サンプ水位 (狭域)                      B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (0M用)                      代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量                      格納容器水位                      原子炉下部キャビティ水位</p> </td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">【 】は有効性評価上開示しない重大事故等対処設備</p>	手 順		非設設備	可搬設備	<p>加圧器送がし弁</p>	<p>【可搬型パツタリ (加圧器送がし弁用)】                      送水ポンプ (代替用空気を供給用)</p>	<p>恒設代替格納容器スプレイポンプ                      燃料取替用スピット                      代替非常用発電機                      燃料貯蔵タンク                      【B-充てんポンプ (自己冷却)】</p>	<p>可搬式代替格納容器スプレイポンプ (可搬式代替格納容器スプレイポンプ用)                      タンクローリー                      送水車                      駆動ドラム缶</p>	<p>【計装設備】</p> <p>燃料取替用スピット水位                      原子炉格納容器圧力                      A M用格納容器圧力                      格納容器内温度                      格納容器再循環サンプ水位 (広域)                      格納容器再循環サンプ水位 (狭域)                      燃料取替用スピット水位                      原子炉格納容器圧力                      格納容器内温度                      格納容器再循環サンプ水位                      格納容器再循環サンプ水位 (狭域)                      燃料取替用スピット水位                      原子炉下部キャビティ水位</p>	<p>燃料取替用スピット水位                      原子炉格納容器圧力                      格納容器内温度                      格納容器再循環サンプ水位 (広域)                      格納容器再循環サンプ水位 (狭域)                      B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (0M用)                      代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量                      格納容器水位                      原子炉下部キャビティ水位</p>	<p>記載方針の相違</p> <p>・女川は過圧・過温破損を読み込んでいない</p>
重大事故等対処設備																							
常設設備	可搬設備																						
<p>【加圧器送がし弁】</p>	<p>【加圧器送がし弁操作用パツタリ】                      【加圧器送がし弁機 作用可搬型窒素ガスポンプ】</p>																						
<p>【代替格納容器スプレイポンプ】                      【燃料取替用スピット】                      【代替非常用発電機】                      【ディーゼル発電機燃料油貯油槽】                      【B-充てんポンプ（自己冷却）】</p>	<p>【可搬型タンクローリー】                      【可搬型大型送水ポンプ車】</p>																						
<p>【計装設備】</p> <p>1 次冷却材圧力 (広域)</p>	<p>燃料取替用スピット水位                      原子炉格納容器圧力                      格納容器内温度                      格納容器再循環サンプ水位 (広域)                      格納容器再循環サンプ水位 (狭域)                      B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (0M用)                      代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量                      格納容器水位                      原子炉下部キャビティ水位</p>																						
手 順																							
非設設備	可搬設備																						
<p>加圧器送がし弁</p>	<p>【可搬型パツタリ (加圧器送がし弁用)】                      送水ポンプ (代替用空気を供給用)</p>																						
<p>恒設代替格納容器スプレイポンプ                      燃料取替用スピット                      代替非常用発電機                      燃料貯蔵タンク                      【B-充てんポンプ (自己冷却)】</p>	<p>可搬式代替格納容器スプレイポンプ (可搬式代替格納容器スプレイポンプ用)                      タンクローリー                      送水車                      駆動ドラム缶</p>																						
<p>【計装設備】</p> <p>燃料取替用スピット水位                      原子炉格納容器圧力                      A M用格納容器圧力                      格納容器内温度                      格納容器再循環サンプ水位 (広域)                      格納容器再循環サンプ水位 (狭域)                      燃料取替用スピット水位                      原子炉格納容器圧力                      格納容器内温度                      格納容器再循環サンプ水位                      格納容器再循環サンプ水位 (狭域)                      燃料取替用スピット水位                      原子炉下部キャビティ水位</p>	<p>燃料取替用スピット水位                      原子炉格納容器圧力                      格納容器内温度                      格納容器再循環サンプ水位 (広域)                      格納容器再循環サンプ水位 (狭域)                      B-格納容器スプレイ冷却器出口積算流量 (0M用)                      代替格納容器スプレイポンプ出口積算流量                      格納容器水位                      原子炉下部キャビティ水位</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

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

大飯発電所3/4号炉

差異の説明

第7.2.4.1表 「水素燃焼」における重大事故対策について（5/5）

判断及び操作	手順	重大事故等対策設備		
		常設設備	可動設備	計装設備
n. アニユラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失時、アニユラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアニユラス空気浄化系の空気動作弁への代替空気供給（蒸着ポンプ接続）及びダンパの手動開操作を行い、B-アニユラス空気浄化ファンを起動する。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非常用循環系ダンパの開閉を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。</li> </ul>	<p>【B-アニユラス空気浄化ファン】</p> <p>【B-アニユラス空気浄化フィルタユニット】</p> <p>【中央制御室給気ファン】</p> <p>【中央制御室給気ファン】</p> <p>【中央制御室給気ユニット】</p> <p>【中央制御室非常用循環ファン】</p> <p>【中央制御室非常用循環ファン】</p> <p>【ダイゼル発電機燃料油貯油槽】</p>	<p>【アニユラス全量排気弁動作可動型蒸着ガスポンプ】</p> <p>【可動型タンクローリー】</p>	
o. 格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>C、D-格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。</li> <li>全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系統が使用できない場合は、可動型大型送水ポンプ車を用いたC、D-格納容器再循環ユニットへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を行う。</li> </ul>	<p>C、D-格納容器再循環ユニット</p> <p>D-原子炉補機冷却水ポンプ</p> <p>D-原子炉補機冷却水冷却器</p> <p>原子炉補機冷却水サージタンク</p> <p>C、D-原子炉補機冷却水ポンプ</p> <p>【ダイゼル発電機燃料油貯油槽】</p>	<p>【可動型大型送水ポンプ車】</p> <p>【可動型タンクローリー】</p> <p>可動型温度計測装置</p> <p>原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可動型蒸着ガスポンプ</p>	<p>格納容器内温度</p> <p>原子炉補機冷却水圧力</p> <p>格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度</p>

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対策設備

第3.4.1表 「水素燃焼」における重大事故対策について（5/5）

判断及び操作	手順	重大事故等対策設備		
		常設設備	可動設備	計装設備
p. アニユラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失時、アニユラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアニユラス空気浄化系タンパの代替空気供給（蒸着ポンプ接続）を行う。また、中央制御室の作業環境確保のため、現場で中央制御室非常用循環系ダンパの開閉を行い、中央制御室非常用循環系を起動する。</li> </ul>	<p>A、D-格納容器再循環ユニット</p> <p>A、D-格納容器再循環ユニット</p> <p>蒸着ポンプ（代替用）</p> <p>潤滑空気供給装置</p>		
q. 格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> <li>A、D格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行う。</li> <li>全交流動力電源喪失等の原因により原子炉補機冷却水系統が使用できない場合は、大型送水ポンプ車を用いたA、D格納容器再循環ユニットへの海水通水により、格納容器内自然対流冷却を行う。</li> </ul>	<p>A、D格納容器再循環ユニット</p> <p>蒸着ポンプ</p> <p>潤滑空気供給装置</p>		<p>格納容器内温度</p> <p>格納容器圧力（広域）</p> <p>AM用格納容器圧力</p> <p>可動型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度（S/A）用）</p> <p>原子炉補機冷却水サージタンク加圧用圧力</p>

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対策設備

記載方針の相違  
 ・女川は過圧・過温  
 破損を読み込んで  
 いるため記載して  
 いない

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

7.2.4 水素燃焼

女川原子力発電所2号炉		
第3.4.1表 主要解析条件（水素燃焼）		
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	燃焼濃度	2.5~1%
事故条件	炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量	全炉心のジルコニウム量の約13%が水と反応して発生する水素量
	金属腐食等による水素発生量	考慮しない
	水の放射線分解による水素及び酸素の発生割合	水素：0.06分子/100wF 酸素：0.03分子/100wF
第3.4.2表 事象発生から7日後（168時間後）の酸素濃度*		
	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ェンバ	約2.1	約3.4
* 全炉心のジルコニウム量の約13%が反応した場合		

泊発電所3号炉		
第7.2.4.2表 「水素燃焼」の主要解析条件 (大破断 LOC A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)		
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	本評価事故シナリオの重要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ことが前提である。解析コードMAAPによる評価結果を参考に、燃料棒表面熱伝達及び炉心冷却の観点から厳しい設定。 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、スプレイ冷却及び水素処理を適切に評価することが可能なコード。 評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。 評価結果を厳しくするように、定常誤差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格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。 評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材平均温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。 17×17型燃料集合体を装着した3ルーブリックを包装するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチノイドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化燃料の装荷を考慮している。
	100% (2.652MWt) × 1.02	
	15.41 + 0.21MPa [gauge]	
	306.6 + 2.2°C	
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチノイド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	

大飯発電所3/4号炉		
第3.4.2表 「水素燃焼」の主要解析条件 (大破断 LOC A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)		
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	本評価事故シナリオの重要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ことが前提である。解析コードMAAPによる評価結果を参考に、燃料棒表面熱伝達及び炉心冷却の観点から厳しい設定。 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、スプレイ冷却及び水素処理を適切に評価することが可能なコード。 評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。 評価結果を厳しくするように、定常誤差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格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。 評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材平均温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチノイドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定している。
	100% (3.411 MWt) × 1.02	
	15.41 + 0.21MPa [gauge]	
	307.1 + 2.2°C	
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチノイド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	
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。

差異の説明  
 解析条件の相違  
 ・解析条件は異なるものの、設計値や実績を基に一部保守的な設定としている点は、泊も女川も同様

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明																																																						
	<p style="text-align: center;">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) (2/3)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器自由体積</td> <td>65,500m<sup>3</sup></td> <td>設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。</td> </tr> <tr> <td>ヒートシンク</td> <td>設計値に余裕を考慮した大きめの値</td> <td>設計値に余裕を考慮した大きめの値として設定。ヒートシンクが大きいと、水蒸気が凝縮されやすいため水素濃度の観点から厳しい設定。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器初期温度</td> <td>49℃</td> <td>設計値に基づき設定。初期温度が高いと空気量は少なくなり、同じ水素発生量でも水素濃度が高くなるため、水素濃度の観点から厳しい設定。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器初期圧力</td> <td>0 kPa(gage)</td> <td>設計値に基づき設定。初期圧力が低いと空気量が少なくなり、同じ水素発生量でも水素濃度が高くなるため、水素濃度の観点から厳しい設定。</td> </tr> <tr> <td>起回事象</td> <td>大破断 LOCA 破断位置：高圧側配管 破断口径：完全閉鎖破断</td> <td>1次系保有水量が早期に減少し、ジルコニウム-水反応により水素が発生する時間が早くなる観点から、原子炉格納容器内水素処理装置の水素処理の観点から厳しい設定。</td> </tr> <tr> <td>安全機能の喪失に対する仮定</td> <td>低圧注入機能及び高圧注入機能喪失</td> <td>低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失するものとして設定。</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源あり</td> <td>外部電源はあるものとする。水素濃度が高くなる時点において、格納容器スプレイにより水素気が凝縮され、水素燃焼の観点から厳しくなるように、格納容器スプレイが早期に起動することを想定する。</td> </tr> <tr> <td>水素の発生</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応することによる発生量を考慮</li> <li>水の放射線分解、金属腐食及びヒドレンジンの放射線分解による発生量を考慮</li> </ul> </td> <td>水の放射線分解による水素の生成割合は、水中の不純物、水の吸収容量及び水素濃度の影響を踏まえて大きめの値を設定。金属腐食及び表面積は、設計値に余裕を考慮した大きめの値として設定。また、ヒドレンジンの放射線分解による水素の生成割合は、文献に基づき設定。</td> </tr> </tbody> </table>	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体積	65,500m <sup>3</sup>	設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。	ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した大きめの値	設計値に余裕を考慮した大きめの値として設定。ヒートシンクが大きいと、水蒸気が凝縮されやすいため水素濃度の観点から厳しい設定。	原子炉格納容器初期温度	49℃	設計値に基づき設定。初期温度が高いと空気量は少なくなり、同じ水素発生量でも水素濃度が高くなるため、水素濃度の観点から厳しい設定。	原子炉格納容器初期圧力	0 kPa(gage)	設計値に基づき設定。初期圧力が低いと空気量が少なくなり、同じ水素発生量でも水素濃度が高くなるため、水素濃度の観点から厳しい設定。	起回事象	大破断 LOCA 破断位置：高圧側配管 破断口径：完全閉鎖破断	1次系保有水量が早期に減少し、ジルコニウム-水反応により水素が発生する時間が早くなる観点から、原子炉格納容器内水素処理装置の水素処理の観点から厳しい設定。	安全機能の喪失に対する仮定	低圧注入機能及び高圧注入機能喪失	低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失するものとして設定。	外部電源	外部電源あり	外部電源はあるものとする。水素濃度が高くなる時点において、格納容器スプレイにより水素気が凝縮され、水素燃焼の観点から厳しくなるように、格納容器スプレイが早期に起動することを想定する。	水素の発生	<ul style="list-style-type: none"> <li>全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応することによる発生量を考慮</li> <li>水の放射線分解、金属腐食及びヒドレンジンの放射線分解による発生量を考慮</li> </ul>	水の放射線分解による水素の生成割合は、水中の不純物、水の吸収容量及び水素濃度の影響を踏まえて大きめの値を設定。金属腐食及び表面積は、設計値に余裕を考慮した大きめの値として設定。また、ヒドレンジンの放射線分解による水素の生成割合は、文献に基づき設定。	<p style="text-align: center;">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) (2/3)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器自由体積</td> <td>72,900m<sup>3</sup></td> <td>評価結果を厳しくする上に、原子炉格納容器自由体積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体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び配管の上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。</td> </tr> <tr> <td>ヒートシンク</td> <td>設計値に余裕を考慮した大きい値</td> <td>評価結果を厳しくする上は、設計値より大きい値を設定。ヒートシンクが大きいと、水蒸気が凝縮されやすいため水素濃度の観点から厳しい設定。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器初期温度</td> <td>49℃</td> <td>設計値に基づき設定。初期温度が高いと空気量が少なくなり、同じ水素発生量でも水素濃度が高くなるため、水素濃度の観点から厳しい設定。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器初期圧力</td> <td>大気圧</td> <td>設計値に基づき設定。初期圧力が低いと空気量が少なくなり、同じ水素発生量でも水素濃度が高くなるため、水素濃度の観点から厳しい設定。</td> </tr> <tr> <td>起回事象</td> <td>大破断 LOCA 破断位置：高圧側配管 破断口径：完全閉鎖破断</td> <td>1次系保有水量が早期に減少し、ジルコニウム-水反応により水素が発生する時間が早くなり、蓄積型水素再結合装置の水素処理の観点から厳しい設定。</td> </tr> <tr> <td>安全機能の喪失に対する仮定</td> <td>高圧注入機能及び低圧注入機能喪失</td> <td>高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失するものとして設定。</td> </tr> <tr> <td>外部電源</td> <td>外部電源あり</td> <td>外部電源はあるものとする。水素濃度が高くなる時点において、格納容器スプレイにより水素気が凝縮され、水素燃焼の観点から厳しくなるように、格納容器スプレイが早期に起動することを想定する。</td> </tr> <tr> <td>水素の発生</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応することによる発生量を考慮</li> <li>水の放射線分解、金属腐食及びヒドレンジン分解による発生量を考慮</li> </ul> </td> <td>水の放射線分解による水素の生成割合は、水中の不純物、水の吸収容量及び水素濃度の影響を踏まえて大きめの値を設定。金属腐食及びヒドレンジン分解による発生量を考慮。</td> </tr> </tbody> </table>	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体積	72,900m <sup>3</sup>	評価結果を厳しくする上に、原子炉格納容器自由体積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体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び配管の上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。	ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した大きい値	評価結果を厳しくする上は、設計値より大きい値を設定。ヒートシンクが大きいと、水蒸気が凝縮されやすいため水素濃度の観点から厳しい設定。	原子炉格納容器初期温度	49℃	設計値に基づき設定。初期温度が高いと空気量が少なくなり、同じ水素発生量でも水素濃度が高くなるため、水素濃度の観点から厳しい設定。	原子炉格納容器初期圧力	大気圧	設計値に基づき設定。初期圧力が低いと空気量が少なくなり、同じ水素発生量でも水素濃度が高くなるため、水素濃度の観点から厳しい設定。	起回事象	大破断 LOCA 破断位置：高圧側配管 破断口径：完全閉鎖破断	1次系保有水量が早期に減少し、ジルコニウム-水反応により水素が発生する時間が早くなり、蓄積型水素再結合装置の水素処理の観点から厳しい設定。	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が喪失するものとして設定。	外部電源	外部電源あり	外部電源はあるものとする。水素濃度が高くなる時点において、格納容器スプレイにより水素気が凝縮され、水素燃焼の観点から厳しくなるように、格納容器スプレイが早期に起動することを想定する。	水素の発生	<ul style="list-style-type: none"> <li>全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応することによる発生量を考慮</li> <li>水の放射線分解、金属腐食及びヒドレンジン分解による発生量を考慮</li> </ul>	水の放射線分解による水素の生成割合は、水中の不純物、水の吸収容量及び水素濃度の影響を踏まえて大きめの値を設定。金属腐食及びヒドレンジン分解による発生量を考慮。	<p>解析条件の相違                      ・解析条件は異なるものの、設計値や実績を基に一部保守的な設定としている点は、泊も女川も同様</p>
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体積	65,500m <sup>3</sup>	設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。																																																							
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した大きめの値	設計値に余裕を考慮した大きめの値として設定。ヒートシンクが大きいと、水蒸気が凝縮されやすいため水素濃度の観点から厳しい設定。																																																							
原子炉格納容器初期温度	49℃	設計値に基づき設定。初期温度が高いと空気量は少なくなり、同じ水素発生量でも水素濃度が高くなるため、水素濃度の観点から厳しい設定。																																																							
原子炉格納容器初期圧力	0 kPa(gage)	設計値に基づき設定。初期圧力が低いと空気量が少なくなり、同じ水素発生量でも水素濃度が高くなるため、水素濃度の観点から厳しい設定。																																																							
起回事象	大破断 LOCA 破断位置：高圧側配管 破断口径：完全閉鎖破断	1次系保有水量が早期に減少し、ジルコニウム-水反応により水素が発生する時間が早くなる観点から、原子炉格納容器内水素処理装置の水素処理の観点から厳しい設定。																																																							
安全機能の喪失に対する仮定	低圧注入機能及び高圧注入機能喪失	低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失するものとして設定。																																																							
外部電源	外部電源あり	外部電源はあるものとする。水素濃度が高くなる時点において、格納容器スプレイにより水素気が凝縮され、水素燃焼の観点から厳しくなるように、格納容器スプレイが早期に起動することを想定する。																																																							
水素の発生	<ul style="list-style-type: none"> <li>全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応することによる発生量を考慮</li> <li>水の放射線分解、金属腐食及びヒドレンジンの放射線分解による発生量を考慮</li> </ul>	水の放射線分解による水素の生成割合は、水中の不純物、水の吸収容量及び水素濃度の影響を踏まえて大きめの値を設定。金属腐食及び表面積は、設計値に余裕を考慮した大きめの値として設定。また、ヒドレンジンの放射線分解による水素の生成割合は、文献に基づき設定。																																																							
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体積	72,900m <sup>3</sup>	評価結果を厳しくする上に、原子炉格納容器自由体積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体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び配管の上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。																																																							
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した大きい値	評価結果を厳しくする上は、設計値より大きい値を設定。ヒートシンクが大きいと、水蒸気が凝縮されやすいため水素濃度の観点から厳しい設定。																																																							
原子炉格納容器初期温度	49℃	設計値に基づき設定。初期温度が高いと空気量が少なくなり、同じ水素発生量でも水素濃度が高くなるため、水素濃度の観点から厳しい設定。																																																							
原子炉格納容器初期圧力	大気圧	設計値に基づき設定。初期圧力が低いと空気量が少なくなり、同じ水素発生量でも水素濃度が高くなるため、水素濃度の観点から厳しい設定。																																																							
起回事象	大破断 LOCA 破断位置：高圧側配管 破断口径：完全閉鎖破断	1次系保有水量が早期に減少し、ジルコニウム-水反応により水素が発生する時間が早くなり、蓄積型水素再結合装置の水素処理の観点から厳しい設定。																																																							
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が喪失するものとして設定。																																																							
外部電源	外部電源あり	外部電源はあるものとする。水素濃度が高くなる時点において、格納容器スプレイにより水素気が凝縮され、水素燃焼の観点から厳しくなるように、格納容器スプレイが早期に起動することを想定する。																																																							
水素の発生	<ul style="list-style-type: none"> <li>全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応することによる発生量を考慮</li> <li>水の放射線分解、金属腐食及びヒドレンジン分解による発生量を考慮</li> </ul>	水の放射線分解による水素の生成割合は、水中の不純物、水の吸収容量及び水素濃度の影響を踏まえて大きめの値を設定。金属腐食及びヒドレンジン分解による発生量を考慮。																																																							

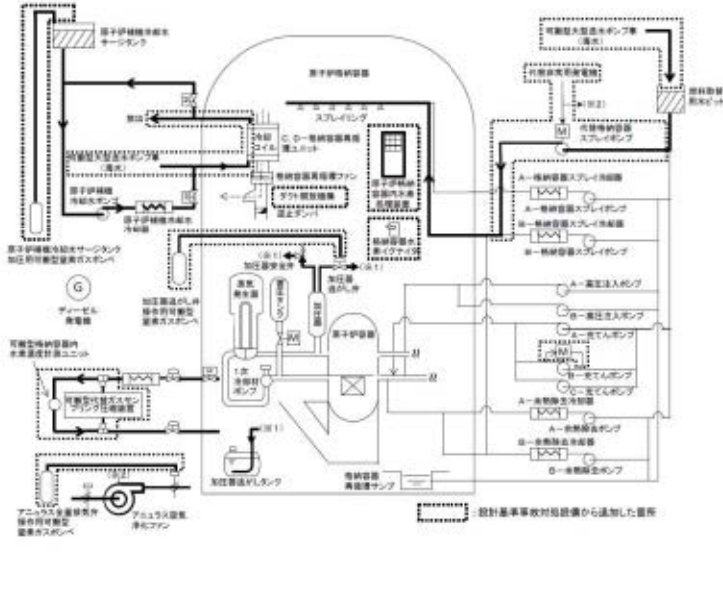
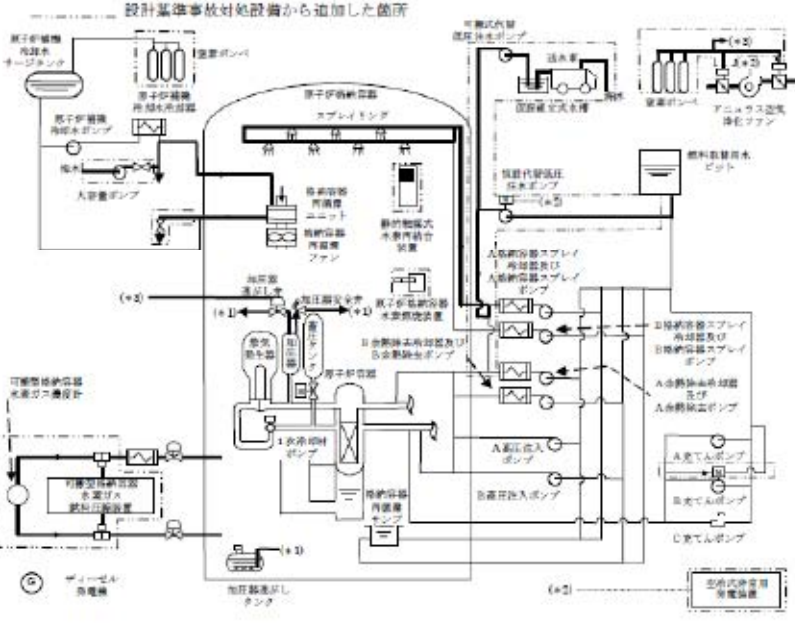
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明																																																										
	<p style="text-align: center;">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) (3/3)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉トリップ</td> <td>事故初期からの原子炉トリップを仮定</td> <td>水素発生量は、炉心内のジルコニウム重量で定まるため、原子炉トリップ時刻の影響は受けないことから、事故初期からの原子炉トリップを仮定。</td> </tr> <tr> <td>蓄圧タンク保持圧力</td> <td>4.04MPa[gage] (最低保持圧力)</td> <td>炉心への注水のタイミミングを遅くする最低の圧力とし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から厳しい設定。</td> </tr> <tr> <td>蓄圧タンク保有水量</td> <td>29.0m<sup>3</sup> (1基当たり) (最小保有水量)</td> <td>炉心への注水量を少なくする最小の水量とし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から厳しい設定。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内水素処理装置性能</td> <td>1.2kg/h (1個当たり) (水素濃度 4 vol%, 圧力 0.15MPa[abs])</td> <td>設計値に基づき設定。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内水素処理装置個数</td> <td>5 個</td> <td>配備個数を設定。</td> </tr> <tr> <td>格納容器水素イグナイタ</td> <td>効果を期待せず</td> <td>水素濃度の観点で厳しくなるよう格納容器水素イグナイタの効果については期待せず、原子炉格納容器内水素処理装置のみを考慮する。</td> </tr> <tr> <td>再循環切替</td> <td>燃料取替用水ピット水位低 (16.5%) 到達</td> <td>再循環切替を行う燃料取替用水ピット水位として設定。 燃料取替用水ピット水量については設計値として設定。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">格納容器スプレイ</td> <td>事故発生 109 秒後にスプレイ開始</td> <td>格納容器スプレイの作動時間は、信号遅れと作動遅れを考慮して設定。</td> </tr> <tr> <td>最大流量</td> <td>水素濃度の観点で厳しくなるように最大流量を設定。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	原子炉トリップ	事故初期からの原子炉トリップを仮定	水素発生量は、炉心内のジルコニウム重量で定まるため、原子炉トリップ時刻の影響は受けないことから、事故初期からの原子炉トリップを仮定。	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミミングを遅くする最低の圧力とし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から厳しい設定。	蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (最小保有水量)	炉心への注水量を少なくする最小の水量とし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から厳しい設定。	原子炉格納容器内水素処理装置性能	1.2kg/h (1個当たり) (水素濃度 4 vol%, 圧力 0.15MPa[abs])	設計値に基づき設定。	原子炉格納容器内水素処理装置個数	5 個	配備個数を設定。	格納容器水素イグナイタ	効果を期待せず	水素濃度の観点で厳しくなるよう格納容器水素イグナイタの効果については期待せず、原子炉格納容器内水素処理装置のみを考慮する。	再循環切替	燃料取替用水ピット水位低 (16.5%) 到達	再循環切替を行う燃料取替用水ピット水位として設定。 燃料取替用水ピット水量については設計値として設定。	格納容器スプレイ	事故発生 109 秒後にスプレイ開始	格納容器スプレイの作動時間は、信号遅れと作動遅れを考慮して設定。	最大流量	水素濃度の観点で厳しくなるように最大流量を設定。	<p style="text-align: center;">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) (3/3)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉トリップ</td> <td>事故初期からの原子炉トリップを仮定</td> <td>水素発生量は、炉心内のジルコニウム重量で定まるため、原子炉トリップ時刻の影響は受けないことから、事故初期からの原子炉トリップを仮定。</td> </tr> <tr> <td>蓄圧タンク保持圧力</td> <td>4.04MPa[gage] (最低保持圧力)</td> <td>炉心への注水のタイミミングを遅くする最低の圧力とし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から厳しい設定。</td> </tr> <tr> <td>蓄圧タンク保有水量</td> <td>29.0m<sup>3</sup> (1基当たり) (最低保有水量)</td> <td>炉心への注水量を少なくする最小の水量とし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から厳しい設定。</td> </tr> <tr> <td>静的飽和式水素内蔵装置性能</td> <td>1.2kg/h (1個当たり) (水素濃度 4vol%, 圧力 0.15MPa[abs])</td> <td>設計値に基づき設定。</td> </tr> <tr> <td>静的飽和式水素内蔵装置個数</td> <td>5 個</td> <td>配備個数を設定。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器水素処理装置</td> <td>効果を期待せず</td> <td>本機においては原子炉格納容器水素処理装置を13個(予備1個(ドレーム部))を確保しているが、解析においては水素濃度の観点で厳しくなるように原子炉格納容器水素処理装置の効果については期待せず静的飽和式水素内蔵装置の効果のみを考慮する。</td> </tr> <tr> <td>再循環切替</td> <td>燃料取替用水ピット水位低到達時 (3号炉: 12.5%, 4号炉: 16.0%であり再循環切替までに原子炉格納容器にスプレイされる水量は同一)</td> <td>再循環切替を行う燃料取替用水ピット水位として設定。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">格納容器スプレイ</td> <td>事故発生 160 秒後にスプレイ開始</td> <td>格納容器スプレイの作動時間は、信号遅れと作動遅れを考慮して設定。</td> </tr> <tr> <td>最大流量</td> <td>水素濃度の観点で厳しくなるように最大流量を設定。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	原子炉トリップ	事故初期からの原子炉トリップを仮定	水素発生量は、炉心内のジルコニウム重量で定まるため、原子炉トリップ時刻の影響は受けないことから、事故初期からの原子炉トリップを仮定。	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミミングを遅くする最低の圧力とし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から厳しい設定。	蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (最低保有水量)	炉心への注水量を少なくする最小の水量とし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から厳しい設定。	静的飽和式水素内蔵装置性能	1.2kg/h (1個当たり) (水素濃度 4vol%, 圧力 0.15MPa[abs])	設計値に基づき設定。	静的飽和式水素内蔵装置個数	5 個	配備個数を設定。	原子炉格納容器水素処理装置	効果を期待せず	本機においては原子炉格納容器水素処理装置を13個(予備1個(ドレーム部))を確保しているが、解析においては水素濃度の観点で厳しくなるように原子炉格納容器水素処理装置の効果については期待せず静的飽和式水素内蔵装置の効果のみを考慮する。	再循環切替	燃料取替用水ピット水位低到達時 (3号炉: 12.5%, 4号炉: 16.0%であり再循環切替までに原子炉格納容器にスプレイされる水量は同一)	再循環切替を行う燃料取替用水ピット水位として設定。	格納容器スプレイ	事故発生 160 秒後にスプレイ開始	格納容器スプレイの作動時間は、信号遅れと作動遅れを考慮して設定。	最大流量	水素濃度の観点で厳しくなるように最大流量を設定。	<p>解析条件の相違                      ・解析条件は異なるものの、設計値や実績を基に一部保守的な設定としている点は、泊も女川も同様</p>
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																											
原子炉トリップ	事故初期からの原子炉トリップを仮定	水素発生量は、炉心内のジルコニウム重量で定まるため、原子炉トリップ時刻の影響は受けないことから、事故初期からの原子炉トリップを仮定。																																																											
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミミングを遅くする最低の圧力とし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から厳しい設定。																																																											
蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (最小保有水量)	炉心への注水量を少なくする最小の水量とし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から厳しい設定。																																																											
原子炉格納容器内水素処理装置性能	1.2kg/h (1個当たり) (水素濃度 4 vol%, 圧力 0.15MPa[abs])	設計値に基づき設定。																																																											
原子炉格納容器内水素処理装置個数	5 個	配備個数を設定。																																																											
格納容器水素イグナイタ	効果を期待せず	水素濃度の観点で厳しくなるよう格納容器水素イグナイタの効果については期待せず、原子炉格納容器内水素処理装置のみを考慮する。																																																											
再循環切替	燃料取替用水ピット水位低 (16.5%) 到達	再循環切替を行う燃料取替用水ピット水位として設定。 燃料取替用水ピット水量については設計値として設定。																																																											
格納容器スプレイ	事故発生 109 秒後にスプレイ開始	格納容器スプレイの作動時間は、信号遅れと作動遅れを考慮して設定。																																																											
	最大流量	水素濃度の観点で厳しくなるように最大流量を設定。																																																											
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																											
原子炉トリップ	事故初期からの原子炉トリップを仮定	水素発生量は、炉心内のジルコニウム重量で定まるため、原子炉トリップ時刻の影響は受けないことから、事故初期からの原子炉トリップを仮定。																																																											
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミミングを遅くする最低の圧力とし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から厳しい設定。																																																											
蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (最低保有水量)	炉心への注水量を少なくする最小の水量とし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から厳しい設定。																																																											
静的飽和式水素内蔵装置性能	1.2kg/h (1個当たり) (水素濃度 4vol%, 圧力 0.15MPa[abs])	設計値に基づき設定。																																																											
静的飽和式水素内蔵装置個数	5 個	配備個数を設定。																																																											
原子炉格納容器水素処理装置	効果を期待せず	本機においては原子炉格納容器水素処理装置を13個(予備1個(ドレーム部))を確保しているが、解析においては水素濃度の観点で厳しくなるように原子炉格納容器水素処理装置の効果については期待せず静的飽和式水素内蔵装置の効果のみを考慮する。																																																											
再循環切替	燃料取替用水ピット水位低到達時 (3号炉: 12.5%, 4号炉: 16.0%であり再循環切替までに原子炉格納容器にスプレイされる水量は同一)	再循環切替を行う燃料取替用水ピット水位として設定。																																																											
格納容器スプレイ	事故発生 160 秒後にスプレイ開始	格納容器スプレイの作動時間は、信号遅れと作動遅れを考慮して設定。																																																											
	最大流量	水素濃度の観点で厳しくなるように最大流量を設定。																																																											

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	 <p data-bbox="1113 934 1676 961">第 7.2.4.1 図 「水素燃焼」の重大事故等対策の概略系統図</p>	 <p data-bbox="1884 966 2537 993">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 data-bbox="2626 315 2804 342">記載方針の相違</p> <p data-bbox="2626 363 2819 520">・女川は過圧・過温 破損を読み込んで いるため記載して いない</p>

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

7.2.4 水素燃焼

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	<p style="text-align: center;">泊発電所3号炉</p> <p style="text-align: center;">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 style="text-align: center;">大飯発電所3/4号炉</p> <p style="text-align: center;">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>記載方針の相違              ・女川は過圧・過温破損を読み込んでいたため記載していない</p>



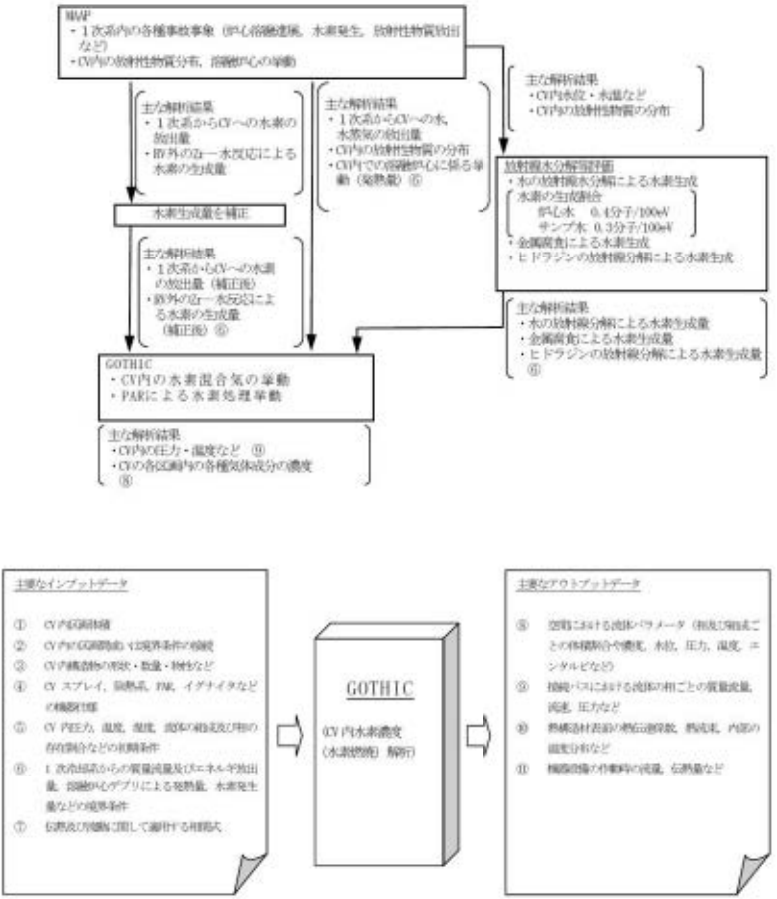
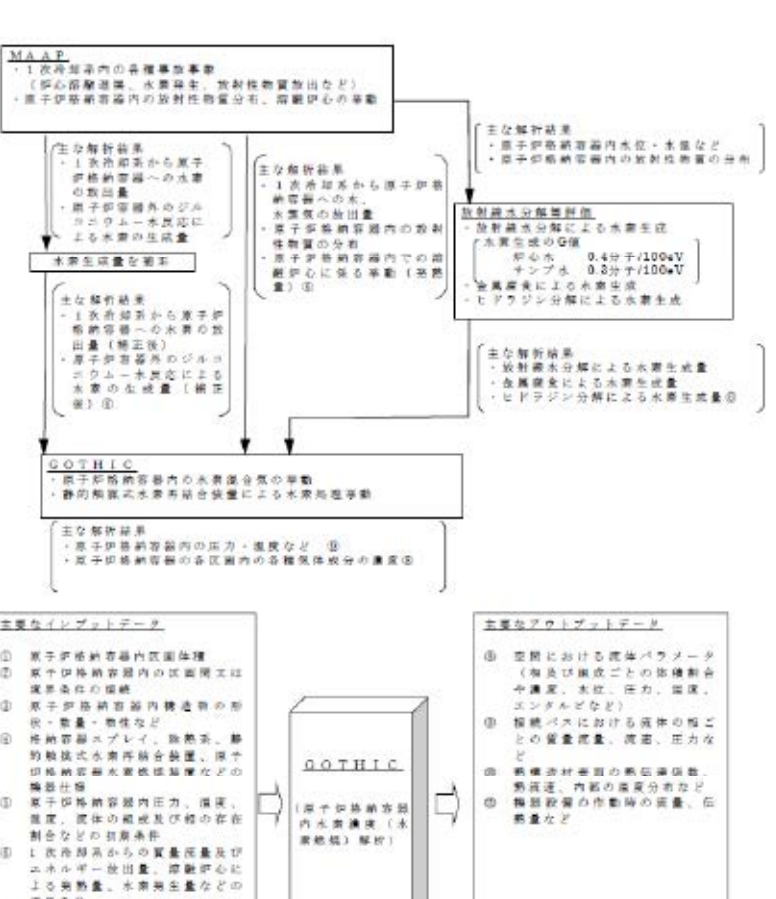
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	<p>第7.2.4.3図 「水素燃焼」の作業と所要時間          (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>記載方針の相違          ・女川は過圧・過温          破損を読み込んで          いるため記載して          いない</p>

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

7.2.4 水素燃焼

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	 <p>MAAP              ・1次系内の各種事故事象（炉心溶融進展、水素発生、放射性物質放出など）              ・CV内の放射性物質分布、滞留中心の挙動</p> <p>主な解析結果              ・1次系からCVへの水素の放出量              ・炉内の一水反応による水素の生成量</p> <p>水素生成量を補正</p> <p>主な解析結果              ・1次系からCVへの水素の放出量（補正後）              ・炉内の一水反応による水素の生成量（補正後）②</p> <p>GOTHIC              ・CV内の水素混合気の挙動              ・PAKによる水素処理挙動</p> <p>主な解析結果              ・CV内圧力・温度など ④              ・CVの各区画内の各種気体成分の濃度 ⑤</p> <p>主要なインプットデータ              ① CV内の燃料棒              ② CV内のGOTHICによる境界条件の補正              ③ CV内の燃料棒の長さ・数値・特性など              ④ CVのスプレッド、燃料棒、PAK、イグナイターなどの構造仕様              ⑤ CVの圧力、温度、湿度、放射線照射及び炉心の存在条件などの初期条件              ⑥ 1次系からの質量流量及びヒートアップ放出量、滞留中心の挙動による放射線、水素発生量などの境界条件              ⑦ 放射線が燃料棒に作用して進行する相対的</p> <p>GOTHIC              CV内水素濃度（水素燃焼）解析</p> <p>主要なアウトプットデータ              ⑧ 空間における気体パラメータ（温度、圧力、湿度、コンタミなど）              ⑨ 燃料棒表面における放射線照射の相対的質量流量、温度、圧力など              ⑩ 燃料棒表面の放射線照射、熱伝達、内部の温度分布など              ⑪ 燃料棒の劣化率の予測、放射線など</p>	 <p>MAAP              ・1次系内の各種事故事象（炉心溶融進展、水素発生、放射性物質放出など）              ・原子炉格納容器内の放射性物質分布、滞留中心の挙動</p> <p>主な解析結果              ・1次系から原子炉格納容器への水素の放出量              ・原子炉格納容器内の放射性物質の分布              ・原子炉格納容器内の放射性物質の分布</p> <p>水素生成量を補正</p> <p>主な解析結果              ・1次系から原子炉格納容器への水素の放出量（補正後）              ・原子炉格納容器内の放射性物質の分布（補正後）②</p> <p>GOTHIC              ・原子炉格納容器内の水素混合気の挙動              ・静的状態の水素混合気状態による水素処理挙動</p> <p>主な解析結果              ・原子炉格納容器内の圧力・温度など ④              ・原子炉格納容器の各区画内の各種気体成分の濃度 ⑤</p> <p>主要なインプットデータ              ① 原子炉格納容器内表面仕様              ② 原子炉格納容器内の気体組成又は境界条件の補正              ③ 原子炉格納容器内構造物の形状・数値・特性など              ④ 燃料棒表面の放射線照射、熱伝達、静的放射線水素発生装置、原子炉格納容器水素発生装置などの構造仕様              ⑤ 原子炉格納容器内圧力、温度、湿度、気体の組成及び炉心の存在条件などの初期条件              ⑥ 1次系からの質量流量及びヒートアップ放出量、滞留中心による放射線、水素発生量などの境界条件              ⑦ 放射線が燃料棒に作用して進行する相対的</p> <p>GOTHIC              原子炉格納容器内水素濃度（水素燃焼）解析</p> <p>主要なアウトプットデータ              ⑧ 空間における気体パラメータ（温度、圧力、湿度、コンタミなど）              ⑨ 燃料棒表面における放射線照射の相対的質量流量、温度、圧力など              ⑩ 燃料棒表面の放射線照射、熱伝達、内部の温度分布など              ⑪ 燃料棒の劣化率の予測、放射線など</p>	<p>評価方法の相違              ・泊は解析コードにMAAPとGOTHICを使用しており、解析結果の受け渡しを行っている</p>

第7.2.4.4図 水素濃度評価の概要

第3.4.4図 水素濃度評価の概要

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	<p>第 7.2.4.5 図 水素燃焼後の原子炉格納容器内圧力評価の流れ</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>評価の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊は水素燃焼後のCV内圧力評価を実施しており、その評価の流れを記載している</li> <li>・女川は可燃性ガスの燃焼が生じないため評価をしていない</li> </ul>

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

7.2.4 水素燃焼

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
		<p>第3.4.6図 「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>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
		<p>第 3.4.6 図 「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>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	<p>第7.2.4.6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>記載方針の相違              ・女川は過圧・過温              破損を読み込んで              いるため記載して              いない</p>

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

7.2.4 水素燃焼

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<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 7.2.4.7 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</p>	<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>以降、事象進展が大きく異なるため大飯と比較  <span style="color: red;">【大飯】</span>  <span style="color: red;">解析結果の相違</span></p>
<p>第 3.4.2 図 格納容器温度の推移</p>	<p>第 7.2.4.8 図 燃料最高温度の推移 (MAAP)</p>	<p>第 3.4.9 図 燃料最高温度の推移 (MAAP)</p>	<p><span style="color: red;">解析結果の相違</span></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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>第 3.4.3 図 ドライウェルの気相濃度の推移（ウェット条件）</p>	<p>第 7.2.4.9 図 ジルコニウム-水反応割合の推移（MAAP）</p>	<p>第 3.4.10 図 ジルコニウム-水反応割合の推移（MAAP）</p>	<p>【大飯】                  解析結果の相違</p>
<p>第 3.4.4 図 サ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 7.2.4.10 図 原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移（GOTHIC）</p>	<p>第 3.4.11 図 原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移（GOTHIC）</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）

7.2.4 水素燃焼

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>第 3.4.5 図 ドライウェルの気相濃度の推移 (ドライ条件)</p>	<p>第 7.2.4.11 図 原子炉格納容器内の各区分水素濃度 (ドライ) の推移 (GOTHIC)</p>	<p>第 3.4.12 図 原子炉格納容器内の各区分水素濃度 (ドライ) の推移 (GOTHIC)</p>	<p><b>【大飯】</b>                  解析結果の相違</p>
<p>第 3.4.6 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>			

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
			<p>[大飯] 解析結果の相違</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7.2.4.12図 原子炉格納容器圧力の推移（MAAP）</p>	<p>第3.4.13図 原子炉格納容器圧力の推移（MAAP）</p>	
			<p>解析結果の相違</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ャンバの気相濃度の推移（ウェット条件）</p>	<p>第7.2.4.13図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移（MAAP）</p>	<p>第3.4.14図 原子炉格納容器雰囲気温度の推移（MAAP）</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>第 3.4.9 図 事象発生から 50 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 7.2.4.14 図 1次冷却材圧力の推移 (MAAP)</p>	<p>第 3.4.15 図 1次冷却材圧力の推移 (MAAP)</p>	<p><b>【大飯】</b>                  解析結果の相違</p>
<p>第 3.4.10 図 事象発生から 50 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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<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 7.2.4.15 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>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>【大飯】 解析結果の相違</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 7.2.4.16 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>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>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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<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（ウェット条件）</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>			