

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p><b>び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故</li> <li>・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>・中破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故</li> <li>・中破断LOCA時に蓄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</li> <li>・中破断LOCA時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環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、<b>中破断LOCA</b>に比べ、<b>破断口径</b>が大きく原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とし、さらに炉心損傷を早める観点から低圧注入機能の喪失を、また原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環機能の喪失を、さらに炉心損傷を早め、<b>余裕時間</b>及び要求される設備容量の観点で厳しくなるように高圧注入機能</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故</li> <li>・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>・中破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故</li> <li>・中破断LOCA時に蓄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</li> <li>・中破断LOCA時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故</li> <li>・<b>中破断LOCA時に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</b></li> <li>・<b>中破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故</b></li> <li>・<b>中破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</b></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、<b>破断規模</b>が大きく原子炉容器破損時の崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とし、炉心損傷を早める観点から低圧注入機能の喪失を<b>想定</b>し、また、原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環機能の喪失を<b>想定</b>し、さらに、炉心損傷を早め、<b>余裕時間</b>及び要求される設備容量の観点で厳しくなるように高圧注入機能の喪失を考慮した「大破断</p>		<p><b>格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故</li> <li>・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>・中破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故</li> <li>・中破断LOCA時に蓄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</li> <li>・中破断LOCA時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環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、<b>中破断LOCA</b>に比べ<b>破断口径</b>が大きく原子炉容器破損時の崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とし、炉心損傷を早める観点から低圧注入機能の喪失を、また、原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環機能の喪失を、さらに、炉心損傷を早め、<b>時間余裕</b>及び要求される設備容量の観点で厳しくなるように高圧注入機能の喪失を考慮し</p>	<p>【高浜】 設計の相違 ・同上</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違 ・泊は他の記載と</p>

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

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>の喪失を考慮した「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」である。</p> <p>また、原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい方が、冷却水から蒸気が急激に生成し事象が厳しくなるため、格納容器スプレイによる注水は考慮せず、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイによる注水を想定する。恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイは、格納容器スプレイポンプより開始時間が遅く流量も小さいため、原子炉下部キャビティ水のサブクール度は小さくなり、事象は厳しくなる。</p> <p>なお、評価事故シーケンスにおいては、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量も考慮する。</p> <p>したがって、本評価事故シーケンスは「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様のシーケンスとなる。</p>	<p>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再循環機能が喪失する事故」である。</p> <p>また、原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい方が、冷却水から蒸気が急激に生成し事象が厳しくなるため、格納容器スプレイによる注水は考慮せず、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイによる注水を想定する。恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイは、格納容器スプレイポンプより開始時間が遅く流量も小さいため、原子炉下部キャビティ水のサブクール度は小さくなり、事象は厳しくなる。</p> <p>なお、評価事故シーケンスにおいては、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量も考慮する。</p> <p>したがって、本評価事故シーケンスは「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様のシーケンスとなる。</p>	<p>なお、本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。本格納容器破損モード及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」ではブラント損傷状態をTQUVとし、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」ではブラント損傷状態をTQUXとしており、異なるブラント損傷状態を選定している。しかしながら、どちらのブラ</p>	<p>た「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」である。</p> <p>また、原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい方が、冷却水から蒸気が急激に生成し事象が厳しくなるため、格納容器スプレイによる注水は考慮せず、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よる注水を想定する。代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイは、格納容器スプレイポンプより開始時間が遅く流量も小さいため、原子炉下部キャビティ水のサブクール度は小さくなり、事象は厳しくなる。</p> <p>なお、評価事故シーケンスにおいては、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び可搬式大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量も考慮する。</p> <p>したがって、本評価事故シーケンスは、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。</p>	<p>の整合を図り時間余裕と記載</p> <p>【大飯、高浜】設計の相違・差異理由は前述どおり（4 ページ参照）</p> <p>【大飯、高浜】記載表現の相違（女川実績の反映）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>本評価事故シーケンスにおいて、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 炉心における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <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溶融炉心の熱伝達</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・溶融</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>区画間の流動</li> <li>スプレイ冷却</li> </ul>	<p>本評価事故シーケンスにおいて、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 炉心における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <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溶融炉心の熱伝達</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融</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>区画間・区画内の流動</li> <li>スプレイ冷却</li> </ul>	<p>ント損傷状態であっても原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%上の位置に到達した時点で逃がし安全弁（自動減圧機能）の自動開操作によって原子炉を減圧する手順であり、原子炉減圧以降も、溶融炉心の挙動に従って一連の流れで生じる各格納容器破損モードを、定められた一連の手順に従って防止することとなる。このことから、これらの格納容器破損モードについては同様のシーケンスで評価する。</p> <p>本評価事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流、炉心損傷後の原子炉圧力容器におけるリロケーション、構造材との熱伝達及び原子炉圧力容器破損、原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉圧力容器外FCI（溶融炉心細粒化）及び原子炉圧力容器外FCI（デブリ粒子熱伝達）が重要現象となる。</p>	<p>本評価事故シーケンスにおいて、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用に係る重要現象は以下のとおりである。</p> <p>a. 炉心における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> <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溶融炉心の熱伝達</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融</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>区画間の流動</li> <li>スプレイ冷却</li> </ul>	<p>【女川】 記載方針の相違 ・PWRは炉心や原子炉容器などの分類の重要現象を簡条書きにしている</p> <p>【大阪】 記載表現の相違</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</p>

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

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>・炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料-冷却材相互作用</p> <p>・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動</p> <p>本評価事故シナリオにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、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、事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、事象初期については設計基準事故時の評価結果により確認している。</p> <p>(添付資料 2.7.3、3.1.1.4、3.1.1.5)</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シナリオにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シナリオの有効性評価の条件については、「3.1.1 格納容器過圧破損」の条件と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シナリオに対する影響を考慮した条件となつて</p>	<p>・炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料-冷却材相互作用</p> <p>・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動</p> <p>本評価事故シナリオにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、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、事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、事象初期については設計基準事故時の評価結果により確認している。</p> <p>(添付資料 2.7.3、3.1.1.4、3.1.1.5)</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シナリオにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シナリオの有効性評価の条件については、「3.1.1 格納容器過圧破損」の条件と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シナリオに対する影響を考慮した条件となつて</p>	<p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント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等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シナリオにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シナリオの有効性評価の条件は、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。</p>	<p>・炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料-冷却材相互作用</p> <p>・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動</p> <p>本評価事故シナリオにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能であり、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シビアアクシデント総合解析コードMAAPにより原子炉格納容器圧力等の過渡応答を求める。</p> <p>なお、MAAPは、事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、事象初期においては有効性評価と同様の事象進展となる原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における評価結果を参照する。</p> <p>(添付資料7.1.4.3、7.2.1.1.4、7.2.1.1.5)</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シナリオにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シナリオの有効性評価の条件は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の条件と同じである。なお、以下に示すとおり、本評価事故シナリオに対する影響を考慮した条件となつており、初期</p>	<p>【大飯、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違 ・同様の記載の過圧破損に記載を合わせた</p> <p>【大飯、高浜】 評価方針の相違（女川実績の反映）</p>

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

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>おり、初期条件も含めた解析条件を第3.3.1表に示す。                      (添付資料 3.1.1.6)</p> <p>a. 重大事故等対策に関連する機器条件                      (a) 原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径                      計装用案内管の径と同等とする。</p> <p>(b) エントレインメント係数                      Ricou-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数の最確値とする。</p> <p>(c) 溶融炉心と水の伝熱面積                      原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析の、粒子径の最確値より算出された面積とする。</p> <p>(3) 有効性評価の結果                      本評価事故シーケンスの事象進展は、「3.1.1 格納容器過圧破損」の第3.1.1.4図及び第3.1.1.5図と同様である。原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用における原子炉格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである原子炉格納容器圧力及び温度の原子炉格納容器パラメータの変化を「3.1.1 格納容器過圧破損」の第3.1.1.9図から第3.1.1.12図に示す。</p> <p>a. 事象進展                      「3.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生約 21 分後に炉心溶融に至り、約 51 分後に恒設</p>	<p>おり、初期条件も含めた解析条件を第3.3.2.1表に示す。                      (添付資料 3.1.1.6)</p> <p>a. 重大事故等対策に関連する機器条件                      (a) 原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径                      計装用案内管の径と同等とする。</p> <p>(b) エントレインメント係数                      Ricou-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数の最確値とする。</p> <p>(c) 溶融炉心と水の伝熱面積                      原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析の、粒子径の最確値より算出された面積とする。</p> <p>(3) 有効性評価の結果                      本評価事故シーケンスの事象進展は、「3.1.1 格納容器過圧破損」の第3.1.1.2.1図及び第3.1.1.2.2図と同様である。原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用における原子炉格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである原子炉格納容器圧力及び温度の原子炉格納容器パラメータの変化を「3.1.1 格納容器過圧破損」の第3.1.1.2.6図から第3.1.1.2.9図に示す。</p> <p>a. 事象進展                      「3.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生約 19 分後に炉心溶融に至り、約 49 分後に恒設</p>	<p>(3) 有効性評価の結果                      本評価事故シーケンスにおける原子炉圧力及び原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移を第3.3.1図及び第3.3.2図に、格納容器圧力、格納容器温度、格納容器下部水位及び注水流量の推移を第3.3.3図から第3.3.6図に示す。</p> <p>a. 事象進展                      事象進展は「3.2 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同じである。</p>	<p>条件も含めた解析条件を第7.2.3.1表に示す。                      (添付資料 7.2.1.1.6)</p> <p>a. 重大事故等対策に関連する機器条件                      (a) 原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径                      計装用案内管の径と同等とする。</p> <p>(b) エントレインメント係数                      Ricou-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数の最確値とする。</p> <p>(c) 溶融炉心と水の伝熱面積                      原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析の粒子径の最確値より算出された面積とする。</p> <p>(3) 有効性評価の結果                      本評価事故シーケンスの事象進展は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の第7.2.1.1.4図及び第7.2.1.1.5図と同様である。原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用における格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである原子炉格納容器圧力及び温度の原子炉格納容器パラメータの変化を「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の第7.2.1.1.9図から第7.2.1.1.12図に示す。</p> <p>a. 事象進展                      「7.2.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生約 19 分後に炉心溶融に至り、約 49 分後に</p>	<p>【大飯、高浜】                      記載表現の相違</p> <p>【大飯】                      解析結果の相違</p>

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

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを開始することで、原子炉下部キャビティに注水される。</p> <p>その後、事象発生の約1.4時間後に原子炉容器破損に至り、溶融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。その後、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制し、事象発生から24時間後に大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することで、原子炉格納容器圧力は事象発生から約14時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は約26時間後に低下に転じる。</p> <p>(添付資料 3.1.1.14)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器圧力及び温度は第3.1.1.11図及び第3.1.1.12図に示すとおり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、圧力上昇は見られるものの、熱的、機械的荷重によって原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。</p>	<p>代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイを開始することで、原子炉下部キャビティに注水される。</p> <p>その後、事象発生の約1.5時間後に原子炉容器破損に至り、溶融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。その後、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制し、事象発生から24時間後に大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することで、原子炉格納容器圧力は事象発生から約47時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は約48時間後に低下に転じる。</p> <p>(添付資料 3.1.1.14)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器圧力及び温度は第3.1.1.2.8図及び第3.1.1.2.9図に示すとおり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、圧力上昇は見られるものの、熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。</p>	<p>圧力スパイク（約1分間の溶融炉心落下）によって原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値は、約0.23MPa[gage]に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、格納容器の限界圧力0.854MPa[gage]を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持される。</p> <p>圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値は、約128℃に抑えられる。原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、格納容器の限界温度の200℃を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機</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を開始することで、原子炉下部キャビティに注水される。</p> <p>その後、事象発生の約1.6時間後に原子炉容器破損に至り、溶融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下し、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器圧力及び温度が上昇する。その後、代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制し、事象発生から24時間後に可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却を開始することで、原子炉格納容器圧力は事象発生から約45時間後に、原子炉格納容器雰囲気温度は約49時間後に低下に転じる。</p> <p>(添付資料7.2.1.1.13)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器圧力及び温度は第7.2.1.1.11図及び第7.2.1.1.12図に示すとおり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、圧力上昇は見られるものの、熱的、機械的荷重によって原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(1)、(2)、(3)、(4)、(7)及び(8)に示す評価項目、並びに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の安定状態維持については「3.1.1 格納容器過圧破損」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスが同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(6)に示す評価項目については、格納容器スプレイが作動することで本シーケンスよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「3.4 水素燃焼」において、評価項目を満足することを確認する。</p>	<p>「1.2.2(2) 有効性を確認するための評価項目の設定」のa., b., c., d., g. 及びh. に示す評価項目、並びに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の安定状態維持については「3.1.1 格納容器過圧破損」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスが同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>f. に示す評価項目については、格納容器スプレイが作動することで本シーケンスよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「3.4 水素燃焼」において、評価項目を満足することを確認する。</p>	<p>能は維持される。</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(5)の評価項目について、格納容器圧力をパラメータとして対策の有効性を確認した。</p> <p>なお、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(4)及び(8)の評価項目の評価結果については「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて評価項目を満足することを確認している。また、格納容器下部に落下した溶融炉心及び格納容器の安定状態維持については「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」にて確認している。</p> <p>(添付資料3.5.1)</p>	<p>本評価では、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(5)の評価項目について、原子炉格納容器圧力をパラメータとして対策の有効性を確認した。</p> <p>「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)、(2)、(3)、(4)、(7)及び(8)の評価項目、並びに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の安定状態維持については「7.2.1.1 格納容器過圧破損」及び「7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスが同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認している。</p> <p>「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(6)に示す評価項目については、格納容器スプレイが作動することで本シーケンスよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「7.2.4 水素燃焼」において、評価項目を満足することを確認している。</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</p>

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

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.3.3 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、実機においては水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられることから、その後の原子炉格納容器圧力の上昇に対して、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器圧力を低減することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作及び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に差異がある大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の開始操作とする。</p>	<p>3.3.3 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、実機においては水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられることから、その後の原子炉格納容器圧力の上昇に対して、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却により、原子炉格納容器圧力を低減することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心損傷を起点とする恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作及び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に差異がある大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の開始操作とする。</p>	<p>3.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」では、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器破損に至り、溶融炉心が格納容器下部の水中に落下して大きいエネルギーを発生することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えられとされる操作として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）とする。</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価における現象の不確かさとしては、溶融炉心落下速度、細粒化量及びプール水とデブリ粒子の伝熱が挙げられる。溶融炉心落下速度及び細粒化量の不確かさに対してエントレインメント係数を変化させた場合並びにプール水とデブリ粒子の伝熱の不確かさに対してデブリ粒子径を変化させた場合の本格納容器破損モードに対する影響は小さいことを確認している。</p>	<p>7.2.3.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」では、ECCS注水機能、格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能が喪失して炉心損傷及び原子炉容器破損に至り、溶融炉心が原子炉格納容器下部の水中に落下して大きいエネルギーを発生することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えられとされる操作として、炉心損傷を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作及び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に差異がある可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の開始操作とする。</p>	<p>【大飯、高浜】                  評価方針の相違（女川実績の反映）                  【大飯、高浜】                  記載方針の相違（女川実績の反映）                  ・操作の特徴ではなく事故の特徴について記載                  【大飯、高浜】                  記載方針の相違（女川実績の反映）</p>



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

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小</p>	<p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さ</p>	<p>なお、これまでのFCI実験の知見からは、一部の二酸化ウラン混合物を用いて実機条件よりも高い溶融物温度の条件の下で実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例が報告されているが、実機で想定される程度の溶融物の温度において実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例は確認されていないことから、実機条件においては格納容器の損傷に至る大規模な原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の発生の可能性は低いと推定される。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCORRA実験についての再現性を確認している。炉心ヒートアップの感度解析（ジルコニウム-水反応速度の係数についての感度解析）では、炉心溶融開始時間及び炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間に対する感度は数分程度であり、影響は小さいことを確認している。本評価事故シーケ</p>	<p>なお、これまでのFCI実験の知見からは、一部の二酸化ウラン混合物を用いて実機条件よりも高い溶融物温度の条件の下で実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例が報告されているが、実機で想定される程度の溶融物の温度において実施された実験においてトリガなしで水蒸気爆発が発生している例は確認されていないことから、実機条件においては原子炉格納容器の破損に至る大規模な原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の発生の可能性は低いと推定される。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は</p>	<p>【大阪、高浜】                  記載方針の相違（女川実績の反映）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>小さい。</p> <p>原子炉格納容器における区画間の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>小さい。</p> <p>原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>ンズでは、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点で格納容器下部への初期水張り操作を実施するが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている格納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流の不確かさとして、炉心モデル（炉心水位計算モデル）は原子炉水位挙動について原子炉圧力容器内のモデルが精緻である解析コードSAFERの評価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が大きく、解析コードSAFERに対して保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、運転員等操作時間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</p>	<p>小さい。</p> <p>原子炉格納容器における区画間の流動、並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR 実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、原子炉格納容器圧力及び温度を操作開始の起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>相違理由</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</p>

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

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶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<b>わずかに</b>早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・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<b>わずかに</b>早まることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>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溶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、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損時間を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び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、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>び温度の傾向を適切に再現できており、また、格納容器圧力及び温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>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。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認している。リロケーションの影響を受ける可能性がある操作としては、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点での格納容器下部への初期水張り操作があるが、炉心下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時間の不確かさは小さく、炉心下部プレナムへ溶融炉心が移行した際の原子炉圧力容器下鏡部温度の上昇は急峻であることから、原子炉圧力容器下鏡部温度を操作開始の起点としている格納容器下部への初期水張り操作に係る運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認している。本評価事故シークエンスでは、原子炉圧力容器破損を操作開始の起点としている運転員等操作はな</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溶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、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を<b>操作開始</b>の起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損を<b>操作開始</b>の起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉容器破損及び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<b>わずかに</b>早まることが確認されているが、原子炉容器破損を<b>操作開始</b>の起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>【大浜】 記載表現の相違</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</p>

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

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>炉心損傷後の原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、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、その影響はわずかであり、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、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、その影響はわずかであり、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>いことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における熔融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、熔融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析より原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクに与える感度が小さいことを確認している。本評価事故シーケンスでは、原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクを起点とした運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(添付資料3.3.4)</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故についての再現性及びCO<sub>2</sub>RA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、格納容器圧力挙動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緻である解析コードSAFERの評</p>	<p>炉心損傷後の原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの熔融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、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、その影響はわずかであり、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>原子炉格納容器における区画間の流動の不確かさとして、HDR実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>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溶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<b>わずかに</b>早まる場合があることが確認されているが、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことから、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下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が</p>	<p>原子炉格納容器における区画間・区画内の流動の不確かさとして、HDR実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>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溶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、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことから、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下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が</p>	<p>価結果との比較により水位低下幅は解析コードMAAPの評価結果の方が大きく、解析コードSAFERに対して保守的であるものの、その差異は小さいことを確認していることから、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。</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。また、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により原子炉圧力容器破損時間に与える影響は小さいことを確認しており、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による格納容器圧力上昇に与える影響はほぼないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>原子炉格納容器における区画間の流動に係る解析コードの熱水力モデルは、HDR実験解析等の結果から、原子炉格納容器圧力について1割程度高く、原子炉格納容器雰囲気温度について十数℃高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果に比べて低くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>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溶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、原子炉容器破損が早まる場合があることが確認されているが、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことから、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下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が</p>	<p>【大阪、高浜】記載表現の相違              ・「a. 運転員等操作時間に与える影響」に合わせた記載</p>

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

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、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<b>わずかに</b>早まることが確認されているが、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことから、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外における溶融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価                      本評価事故シーケンスの解析条件の不確かさの影響評価については、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、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、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことから、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外における溶融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価                      本評価事故シーケンスの解析条件の不確かさの影響評価については、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>炉心損傷後の原子炉圧力容器における原子炉圧力容器破損の不確かさとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ（しきい値）に関する感度解析により最大ひずみを低下させた場合に原子炉圧力容器破損時間が早まることを確認しているが、原子炉圧力容器破損（事象発生から約4.3時間後）に対して早まる時間は僅かであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>炉心損傷後の原子炉格納容器における溶融燃料-冷却材相互作用の不確かさとして、溶融炉心の細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径の感度解析により、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧カスパイクに与える感度が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>(添付資料3.3.4)</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価                      a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件                      初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第3.2.2表に示すとおりであり、それらの条件</p>	<p>確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、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、原子炉容器破損が早まることが確認されているが、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことから、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外における溶融燃料-冷却材相互作用に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉格納容器圧力の上昇に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価                      本評価事故シーケンスの解析条件の不確かさの影響評価については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>【大飯】 記載表現の相違</p> <p>【女川】 記載方針の相違 ・泊、大飯、高浜</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約31GWd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉压力容器破損に至るまでの事象進展は緩和されるが、操作手順（原子炉压力容器下鏡部温度に応じて格納容器下部への初期水張り操作を実施すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の外部水源の温度は、解析条件の40℃に対して最確条件は約20℃～約40℃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格納容器下部への注水温度が低くなり、原子炉压力容器破損時の格納容器下部プール水温度が低くなるが、注水温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</p>		<p>は格納容器過圧破損シーケンスと同様であるため記載を省略しているが、女川は他の事故シーケンス同様ではないため解析条件の不確かさの影響評価を記載している</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>ない。</p> <p>初期条件の原子炉水位、炉心流量、サブプレッションプール水位及び格納容器圧力は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起回事象は、解析条件の不確かさとして、大破断LOCAを考慮した場合、原子炉冷却材の放出量が増加することにより原子炉圧力容器破損に至るまでの事象進展は早まるが、操作手順（原子炉圧力容器下鏡部温度に応じて格納容器下部への初期水張りを実施すること）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(添付資料3.3.4、3.3.5)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約31GWd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、溶融炉心の持つエネルギーが小さくなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の外部水源の温度は、</p>		



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>解析条件の40℃に対して最確条件は約20℃～約40℃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、格納容器下部への注水温度が低くなり、原子炉圧力容器破損時の格納容器下部プール水温度が低くなるが、格納容器下部プール水温度が低い場合は、顕熱によるエネルギーの吸収量が多くなり、潜熱で吸収するエネルギーが相対的に減少し、圧力スパイクに寄与する水蒸気発生量が低下することで格納容器圧力の上昇は緩和されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>初期条件の原子炉水位、炉心流量、サブプレッションプール水位及び格納容器圧力は、解析条件の不確かさとして、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起回事象は、原子炉圧力容器への給水はできないものとして給水流量の全喪失を設定している。事故条件について、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による圧力スパイクを評価するにあたり、溶融炉心落下時の崩壊熱の影響を確認する観点から感度解析を実施した。</p> <p>感度解析は、事故シーケンスを「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流</p>		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>動力電源喪失」とし、本評価事故シーケンスの解析条件と同様、電源の有無に係らず重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定した場合、原子炉圧力容器破損のタイミングが早くなることを考慮したものである。その結果、第3.3.7図に示すとおり、事象発生から約3.0時間後に原子炉圧力容器破損に至り、圧カスパイクの最大値は約0.30MPa[gage]となったが、圧カスパイクの最大値はベースケースの評価結果と同程度であり、格納容器の限界圧力0.854MPa[gage]以下であることから、評価項目を満足する。</p> <p>(添付資料3.3.4, 3.3.5)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）は、解析上の操作時間として原子</p>		<p>【女川】</p> <p>記載方針の相違</p> <p>・泊、大飯、高浜は格納容器過圧破損シーケンスと同様であるため記載を省略しているが、女川は他の事故シーケンス同様ではないため解析条件の不確かさの影響評価を記載している</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達した時点を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでに事象発生から約2.5時間の時間余裕があり、また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作は原子炉圧力容器下鏡部温度を監視しながら溶融炉心の炉心下部プレナムへの移行を判断し、水張り操作を実施するため、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。</p> <p>当該操作は、解析コード及び解析条件（操作条件を除く）の不確かさにより操作開始時間は遅れる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>(添付資料3.3.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉圧力容器破損前の初期水張り）は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>本評価事故シーケンスの操作時間余裕の把握については、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>本評価事故シーケンスの操作時間余裕の把握については、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>(添付資料 3.3.4)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部への注水操作（原子炉压力容器破損前の初期水張り）については、原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達するまでに事象発生から約2.5時間の時間余裕があり、格納容器下部注水操作は、原子炉压力容器下鏡部温度の上昇傾向を監視しながらあらかじめ準備が可能であり、操作が遅れる可能性は小さい。また、原子炉压力容器下鏡部温度300℃到達時点での中央制御室における格納容器下部への注水操作の操作時間は約10分間である。原子炉压力容器破損までに格納容器下部に3.67m（ドライウェル水位0.02m）の水位が形成されていれば評価項目を満足する結果となり、格納容器下部に3.67mの水位を形成するまで、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）にて約1.2時間で注水可能であり、格納容器下部注水を事象発生から約2.5時間後に開始すると、事象発生から約3.7時間後に水位形成可能である。原子炉压力容器破損までの時間は約4.3時間後であることから、格納容器下部への注水操作は操作遅れに対して0.6時間程度の時間余裕がある。</p> <p>(添付資料 3.3.4)</p>	<p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>本評価事故シーケンスの操作時間余裕の把握については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>【女川】</p> <p>記載方針の相違</p> <p>・泊、大阪、高浜は格納容器過圧破損シーケンスと同様であるため記載を省略しているが、女川は他の事故シーケンス同様ではないため操作時間余裕の把握に関して記載している</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び<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、並びに<b>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、運転員等による<b>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</b>を用いた代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、<b>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 3.3.2)</p>	<p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び<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、並びに<b>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、運転員等による<b>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</b>を用いた代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気の冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、<b>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 3.3.2)</p>	<p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p>	<p>(4) まとめ</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び<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、運転員等による<b>代替格納容器スプレイポンプ</b>を用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気<sup>の</sup>冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、<b>操作時間には時間</b>余裕がある。</p> <p>(添付資料7.2.3.2)</p>	<p>【大飯、高浜】                  評価方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大飯、高浜】                  設計の相違                  ・差異理由は前述どおり（4ページ参照）</p> <p>【大飯、高浜】                  評価方針の相違（女川実績の反映）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.3.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価                      格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価                      格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」において必要な水源、燃料及び電源は、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>3.3.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価                      格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員の評価については、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価                      格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」において必要な水源、燃料及び電源は、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>3.3.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」と同じであることから、必要な要員及び資源の評価は「3.2.4 必要な要員及び資源の評価」と同じである。</p> <p>【参考までに「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」を記載】</p> <p>(1) 必要な要員の評価                      格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」における重大事故等対策時における必要な要員は、「3.2.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり30名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員の30名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価                      格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>【ここまで「3.2 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」】</p>	<p>7.2.3.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価                      格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価                      格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>【大飯、高浜】                      設計の相違                      ・泊はシングルプラント評価のためツインプラントでの評価である大飯、高浜とは評価条件が異なる（伊方、女川と同様）</p>

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

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.3.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」では、LOCA時にECCS注水機能、格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能喪失が重量して、溶融炉心と原子炉容器外の冷却水の接触による一時的な圧力の急上昇が生じる。その結果、発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され原子炉格納容器が破損に至ることが特徴である。</p> <p>実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるが、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、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整備している。</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」に、恒設代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイによる原子炉下部キャビティへの注水、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮して有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施す</p>	<p>3.3.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」では、LOCA時にECCS注水機能、格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能喪失が重量して、溶融炉心と原子炉容器外の冷却水の接触による一時的な圧力の急上昇が生じる。その結果、発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され原子炉格納容器が破損に至ることが特徴である。</p> <p>実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるが、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に対する原子炉格納容器破損防止対策としては、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、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整備している。</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」に、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイによる注水、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮して有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、運転員等操作である恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施す</p>	<p>3.3.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」では、運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、ECCS等の安全機能の喪失が重量する。このため、溶融炉心と原子炉圧力容器外の水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され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「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部注水により原子炉圧力容器破損前に格納容器下部へ3.67mから3.88mの水張りを実施する手段を整備している。</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の評価事故シーケンス「過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗（+FCI発生）」について、有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合には、水蒸気発生によって圧力スパイクが発生するが、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、格納容器の限界圧力0.854MPa[gage]を下回るため、原子炉格納容器バウンダリの機能は維持でき</p>	<p>7.2.3.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」では、LOCAが発生するとともに、ECCS注水機能、格納容器スプレイ再循環機能等の安全機能の喪失が重量する。このため、溶融炉心と原子炉容器外の水が接触して一時的な圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器が破損に至ることが特徴である。</p> <p>実機において水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるが、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては、溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを整備している。</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」に、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイによる注水、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮して有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、運転員等操作である代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を実施することにより、溶融炉心から原</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実機の実機）</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違 ・差異理由は前述のとおり（4ページ）</p>

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

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ることにより、熔融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇の抑制及び原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱が可能である。</p> <p>その結果、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器の圧力上昇は見られるものの、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではなく、評価項目を満足している。</p> <p>また、原子炉格納容器バウナダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力、水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウナダリにかかる圧力、並びに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維持については「3.1.1 格納容器過圧破損」、原子炉格納容器内の水素濃度については「3.4 水素燃焼」、熔融炉心によるコンクリート侵食については「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、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>重大事故等対策要員は、本格格納容器破損モードにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、全交流動力電源喪失時においても供給可能である。</p> <p>以上のことから、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材</p>	<p>ることにより、熔融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇の抑制及び原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱が可能である。</p> <p>その結果、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器の圧力上昇は見られるものの、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではなく、評価項目を満足している。</p> <p>また、原子炉格納容器バウナダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力、水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウナダリにかかる圧力、並びに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維持については「3.1.1 格納容器過圧破損」、原子炉格納容器内の水素濃度については「3.4 水素燃焼」、熔融炉心によるコンクリート侵食については「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、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>重大事故等対策要員は、本格格納容器破損モードにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、全交流動力電源喪失時においても供給可能である。</p> <p>以上のことから、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材</p>	<p>る。また、安定状態を維持できる。                  (添付資料3.5.1)</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）による格納容器下部</p>	<p>子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う原子炉格納容器圧力の上昇の抑制及び原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱が可能である。また、安定状態を維持できる。</p> <p>その結果、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、原子炉格納容器の圧力上昇は見られるものの、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではなく、評価項目を満足している。</p> <p>また、原子炉格納容器バウナダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力、水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウナダリにかかる圧力、並びに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維持については「7.2.1.1 格納容器過圧破損」、原子炉格納容器内の水素濃度については「7.2.4 水素燃焼」、熔融炉心によるコンクリート侵食については「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について確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及</p>	<p>（参照）</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違（女川実装の反映）</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違（女川実装の反映）</p> <p>【大飯、高浜】 記載方針の相違</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>相互作用」において、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であり、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に対して有効である。</p>	<p>相互作用」において、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプを用いた代替格納容器スプレイ、並びに格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却による格納容器破損防止対策は、選定した評価事故シーケンスに対して有効であり、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に対して有効である。</p>	<p>への注水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「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に対して有効である。</p>	<p>び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却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「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」に対して有効である。</p>	<p>・泊では文章内で重複する表現のため記載していない（伊方と同様）</p> <p>【大飯、高浜】設計の相違</p> <p>・差異理由は前述のとおり（4ページ参照）</p> <p>【大飯、高浜】記載表現の相違（女川実質の反映）</p>

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

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

第 3.3.1 表 「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の主要解析条件  
 (大飯新 L O C A 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) (1/3)

項目	主要解析条件
解析コード	MAAP
炉心熱出力 (初期)	100% (3.411MW) ×1.02
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[case]
1次冷却材平均温度 (初期)	307.1+2.2℃
炉心積熱高	FF：日本原子力発電所標準 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を想定)
高圧注水流量 (初期)	50t (1基当たり)
原子炉格納容器 自由体積	73,900m <sup>3</sup>
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さい値

第 3.3.2.1 表 「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の主要解析条件  
 (大飯新 L O C A 時に高圧注入機能、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) (1/3)

項目	主要解析条件	進行設定の考え方
解析コード	MAAP	本評価対象シナリオの重要な現象である炉心における燃料の崩壊 1. 燃料崩壊発生直後から炉心内温度が上昇し、炉心内温度が上昇する 2. 燃料崩壊発生直後から炉心内温度が上昇する
炉心熱出力 (初期)	100% (4,652 MW) ×1.02	炉心熱出力を大きくするよう、正常運転を考慮した上限値として設 定し、炉心熱出力が大きいと崩壊発生が早くなり、炉心熱出力が小 さいと崩壊発生が遅くなることを考慮し、炉心熱出力を大きくし て設定。
1次冷却材圧力 (初期)	13.41+0.21MPa[case]	解析結果を大きくするよう、正常運転を考慮した上限値として設 定。1次冷却材圧力が低いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が少 なくなり、原子炉格納容器の能力から制しにくい設定。
1次冷却材平均温度 (初期)	302.3+2.2℃	解析結果を大きくするよう、正常運転を考慮した上限値として設 定。1次冷却材平均温度が高いと炉心と格納容器へのエネルギー放 出が多くなり、原子炉格納容器の能力から制しにくい設定。
炉心積熱高	FF：日本原子力発電所標準 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を想定)	解析結果として設定。
高圧注水流量 (初期)	48t (1基当たり)	炉心熱出力を大きくするよう、正常運転を考慮した上限値として設 定。高圧注水流量が高いと炉心と格納容器へのエネルギー放出が多 くなり、原子炉格納容器の能力から制しにくい設定。
原子炉格納容器 自由体積	67,400m <sup>3</sup>	炉心熱出力を大きくするよう、正常運転を考慮した小さい値を設定。 格納容器に余裕を考慮した小さい値を設定。
ヒートシンク	標準値	標準値より小さい値を設定。

女川原子力発電所2号炉

第 7.2.3.1 表 「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の主要解析条件  
 (大飯新 L O C A 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) (1/3)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAP	本評価対象シナリオの重要な現象である炉心における燃料の崩壊発生直 後から炉心内温度が上昇し、炉心内温度が上昇する
炉心熱出力 (初期)	100% (2,652MW) ×1.02	炉心熱出力を大きくするよう、正常運転を考慮した上限値として設 定し、炉心熱出力が大きいと崩壊発生が早くなり、炉心熱出力が小 さいと崩壊発生が遅くなることを考慮し、炉心熱出力を大きくし て設定。
1次冷却材圧力 (初期)	13.41+0.21MPa[case]	解析結果を大きくするよう、正常運転を考慮した上限値として設 定。1次冷却材圧力が低いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が少 なくなり、原子炉格納容器の能力から制しにくい設定。
1次冷却材平均温度 (初期)	308.6+2.2℃	解析結果を大きくするよう、正常運転を考慮した上限値として設 定。1次冷却材平均温度が高いと炉心と格納容器へのエネルギー放 出が多くなり、原子炉格納容器の能力から制しにくい設定。
炉心積熱高	FF：日本原子力発電所標準 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を想定)	解析結果として設定。
高圧注水流量 (初期)	50t (1基当たり)	炉心熱出力を大きくするよう、正常運転を考慮した小さい値を設定。 格納容器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	65,500m <sup>3</sup>	炉心熱出力を大きくするよう、正常運転を考慮した小さい値を設定。 格納容器に余裕を考慮した小さい値を設定。
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 小さい値	設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。

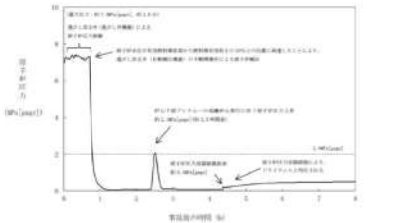
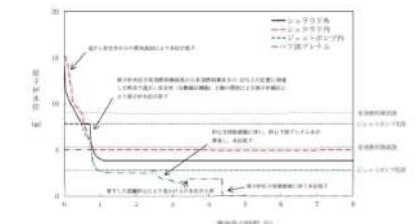
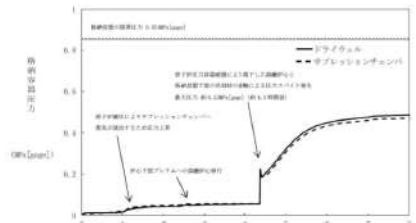
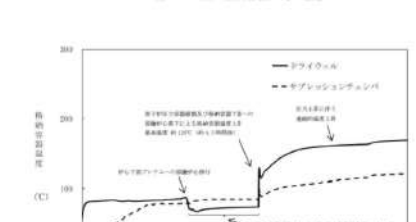
【大飯、高圧】  
 名称等の相違  
 ・設備仕様等の差異に  
 より「手順」「重大事故  
 等対処設備」の記載、  
 名称が異なる





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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		 <p>第3.3.1図 原子炉圧力の推移</p>  <p>第3.3.2図 原子炉水位（シェッド内外水位）の推移</p>  <p>第3.3.3図 格納容器圧力の推移</p>  <p>第3.3.4図 格納容器温度の推移</p>		<p>【女川】                  記載方針の相違                  ・泊、大飯、高浜は格納容器過圧破損シーケンスと同様であるためグラフを省略しているが、女川は他の事故シーケンス同様ではないためグラフを記載している</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）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<div data-bbox="1086 279 1496 550"> <p>第3.3.5図 格納容器下部水位の推移</p> </div> <div data-bbox="1086 630 1496 901"> <p>第3.3.6図 注水流量の推移</p> </div>		<p>【女川】                  記載方針の相違                  ・泊、大阪、高浜は格納容器過圧破損シーケンスと同様であるためグラフを省略しているが、女川は他の事故シーケンス同様ではないためグラフを記載している</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用（添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用の評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 3.3.1</p> <p style="text-align: center;">炉外熔融燃料-冷却材相互作用の評価について</p> <p>1. 炉外熔融燃料-冷却材相互作用により発生する事象について</p> <p>原子炉容器外での炉外熔融燃料-冷却材相互作用（以下、「FCI」という。）は、高温の熔融炉心が原子炉容器破損口から放出され、原子炉下部キャビティにとどまっている冷却材中に落下することにより、水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇または水蒸気爆発が生じる事象である。</p> <p>水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇については、原子炉格納容器の急激な圧力上昇に寄与する可能性があるが、MAAP*1を用いた解析では、熔融炉心が分裂・粒子化し、水中に落下した際の圧力上昇は見られるものの、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない（図1、図2）</p> <p>水蒸気爆発事象については、分散した熔融炉心が膜沸騰状態の蒸気膜に覆われた状態で冷却材との混合状態となり【初期粗混合】、さらに膜沸騰が不安定化して蒸気膜が局部的に崩壊（トリガリング）した結果、熔融炉心と冷却材との液-液直接接触により急激な伝熱が行われる【蒸気膜崩壊と液-液直接接触】。そのため、急激な蒸発が起り、その過程において熔融炉心が微粒化し、新たな液-液接触による急速な伝熱により一気に水蒸気が発生し【微粒化と急速伝熱】、この現象が系全体に瞬時に拡大・伝播する【急速拡大と伝播】現象である。</p> <p>水蒸気爆発が発生した場合には、衝撃波によって原子炉格納容器への機械的荷重が発生すると考えられるため、次項にて水蒸気爆発の発生する可能性についてまとめる。</p> <p>2. 水蒸気爆発が発生する可能性について</p> <p>水蒸気爆発に関する大規模実験としては、これまでに実機において想定される溶融物（二酸化ウランと二酸化ジルコニウムの混合溶融物）を用いた実験として、COTELS、FARO、KROTOSが行われているが（添付参照）、これらのうちKROTOSの一部実験においてのみ、FCIから水蒸気爆発が生じる結果となっている。</p> <p>これは熔融炉心が水中に落下中に容器の底から圧縮ガスを供給し、膜沸騰を強制的に不安定化（外部トリガー）させることで、実機で起こるとは考えられない条件を模擬した結果であるが、機械的エネルギーへの変換効率は最大でも0.05%程度であり大規模な水蒸気爆発には至っていない。また、外部トリガーを与えた場合でも水蒸気爆発に至らなかったケースが複数確認されている（添付参照）。</p> <p>近年、韓国原子力研究所で実施された水蒸気爆発実験のうち実機模擬溶融物を用いたTROI実験の中でNo.10,12,13及び14実験において、外部トリガーがない条件で水蒸気爆発が観測されている。しかし、No.10,12,13及び14実験はいずれも溶融物の過熱度が実機で想定されるもの（300K程度）よりも大幅に高い条件で行われたものである。溶融物の過熱度が高いと、溶融物表面の膜沸騰が安定化し、溶融物と水の直接接触が起こりにくくなる反面、溶融物が冷却材中に落下した後も表面固化しにくくなるため、液-液直接接触が生じやすい状況となる。TROI実験の結果は、後者の影響が水蒸気爆発発生に対して支配的であることを示すものであると考えられる。</p> <p>他に実機模擬溶融物を用いた実験の中で水蒸気爆発が観測された例は何れも外部トリガーがある条</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.3.1</p> <p style="text-align: center;">原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用の評価について</p> <p>1. 原子炉容器外の熔融燃料-冷却材相互作用により発生する事象について</p> <p>原子炉容器外での熔融燃料-冷却材相互作用（以下、「FCI」という。）は、高温の熔融炉心が原子炉容器破損口から放出され、原子炉下部キャビティに留まっている冷却材中に落下することにより、水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇または水蒸気爆発が生じる事象である。</p> <p>水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇については、原子炉格納容器の急激な圧力上昇に寄与する可能性があるが、MAAP*1を用いた解析では、熔融炉心が分裂・粒子化し、水中に落下した際の圧力上昇は見られるものの、原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。（図1、図2）</p> <p>水蒸気爆発事象については、分散した熔融炉心が膜沸騰状態の蒸気膜に覆われた状態で冷却材との混合状態となり【初期粗混合】、さらに膜沸騰が不安定化して蒸気膜が局部的に崩壊（トリガリング）した結果、熔融炉心と冷却材との液-液直接接触により急激な伝熱が行われる【蒸気膜崩壊と液-液直接接触】。そのため、急激な蒸発が起り、その過程において熔融炉心が微粒化し、新たな液-液接触による急速な伝熱により一気に水蒸気が発生し【微粒化と急速伝熱】、この現象が系全体に瞬時に拡大・伝播する【急速拡大と伝播】現象である。</p> <p>水蒸気爆発が発生した場合には、衝撃波によって原子炉格納容器への機械的荷重が発生すると考えられるため、次項にて水蒸気爆発の発生する可能性についてまとめる。</p> <p>2. 水蒸気爆発が発生する可能性について</p> <p>水蒸気爆発に関する大規模実験としては、これまでに実機において想定される溶融物（二酸化ウランと二酸化ジルコニウムの混合溶融物）を用いた実験として、FARO、KROTOS、COTELSが行われているが、これらのうちKROTOSの一部実験においてのみ、FCIから水蒸気爆発が生じる結果となっている。</p> <p>これは熔融炉心が水中に落下中に容器の底から圧縮ガスを供給し、膜沸騰を強制的に不安定化（外部トリガー）させることで、実機で起こるとは考えられない条件を模擬した結果であるが、機械的エネルギーへの変換効率は最大でも0.05%程度であり大規模な水蒸気爆発には至っていない。また、外部トリガーを与えた場合でも水蒸気爆発に至らなかったケースが複数確認されている。（添付1参照）</p> <p>近年、韓国原子力研究所で実施された水蒸気爆発実験のうち実機模擬溶融物を用いたTROI実験の中でNo.10,12,13及び14実験において、外部トリガーがない条件で水蒸気爆発が観測されている。しかし、No.10,12,13及び14実験はいずれも溶融物の過熱度が実機で想定されるもの（300K程度）よりも大幅に高い条件で行われたものである。溶融物の過熱度が高いと、溶融物表面の膜沸騰が安定化し、溶融物と水の直接接触が起こりにくくなる反面、溶融物が冷却材中に落下した後も表面固化しにくくなるため、液-液直接接触が生じやすい状況となる。TROI実験の結果は、後者の影響が水蒸気爆発発生に対して支配的であることを示すものであると考えられる。</p> <p>他に実機模擬溶融物を用いた実験の中で水蒸気爆発が観測された例は何れも外部トリガーがある条</p>	<p>記載表現の相違</p> <p>記載表現の相違                  ・泊は表に記載している実験順で記載</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>件で実施されたものである。また、水蒸気爆発が生じた場合の機械的エネルギー変換率は、外部トリガーなしとなる No. 13 で約 0.4%、外部トリガーがある場合でも 0.7%未満であり、KROTOS 実験の例よりは大きくなるが、1%を下回る小さいものである。</p> <p>上述の通り、外部トリガーは溶融物の蒸気膜の崩壊（トリガリング）を促進し、水蒸気爆発を生じ易くする。添付表のうち KROTOS 実験では、溶融物が冷却材と混合する供試体の底部に約 150 気圧のガスを放出する機構が設置されており（図3を参照）、これにより外部トリガーを与えており、幾つかの実験で水蒸気爆発が観測されている。TROI 実験では、爆薬(PETN1g)により外部トリガーを与える機構となっている（図4を参照）。一方、実機では、このような外部トリガーに相当する大きな衝撃等の発生は想定されない。</p> <p>外部トリガー以外に水蒸気爆発挙動に影響を与える要素としては前述の溶融物過熱度に加え冷却水サブクール度がある。大飯3、4号炉の事故時の原子炉下部キャビティ冷却水のサブクール度は最大で約 20K となるが、KROTOS 実験で外部トリガーがあるケースを見ると、水蒸気爆発が観測されるのは冷却水サブクール度が 80K 以上の場合に限られる。また、TROI 実験では、外部トリガーがない条件は全て冷却水サブクール度が 100K 以下となるが、水蒸気爆発に至っているケースは高過熱度条件に限られる。（TROI No. 11, 23, 25, 26, 38 のように高過熱度となるが水蒸気爆発に至っていないケースもある。）一方、外部トリガーがある条件では、TROI No. 35 のように低過熱度/低サブクール度となるケースでも水蒸気爆発に至っている場合があることから、外部トリガーの有無が水蒸気爆発の支配的な要素となっているものと考えられる。</p> <p>以上のことから、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられ、原子炉格納容器健全性に与える影響はないと考える。</p> <p>3. 水蒸気爆発の影響評価について</p> <p>上述の通り、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるものの、参考までに、万が一水蒸気爆発が発生した場合の影響評価を実施した。</p> <p>具体的には、別紙に示す通り、大飯3、4号炉において水蒸気爆発により原子炉格納容器バウンダリが破損するモードには以下の2つが考えられるが、①についてはライナーに作用する荷重を評価しライナーが破断しないことを、②については主配管に作用する荷重を評価し主配管が破断しないことを構造応答解析により確認した。</p> <p>①原子炉下部キャビティ側面に露出しているライナーのひずみによる破損                  ②水蒸気爆発により原子炉容器が突き上げられ、原子炉容器につながる主配管が破断し原子炉容器の落下等が発生することによる原子炉格納容器の破損</p> <p>なお、①は原子炉下部キャビティ側面にライナーが露出しているPCCV特有の破損モードである。また、大飯3、4号炉においては原子炉下部キャビティ水位が高くなりやすく原子炉容器底部に達する場合があり、水蒸気爆発の衝撃波が冷却材を媒体として直接的に原子炉容器に作用することから、②の破損モードに係る評価結果は相対的に厳しくなる。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>件で実施されたものである。また、水蒸気爆発が生じた場合の機械的エネルギー変換率は、外部トリガーなしとなる No. 13 で約 0.4%、外部トリガーがある場合でも 0.7%未満であり、KROTOS 実験の例よりは大きくなるが、1%を下回る小さいものである。</p> <p>上述の通り、外部トリガーは溶融物の蒸気膜の崩壊（トリガリング）を促進し、水蒸気爆発を生じ易くする。添付表のうち KROTOS 実験では、溶融物が冷却材と混合する供試体の底部に約 150 気圧のガスを放出する機構が設置されており（図3を参照）、これにより外部トリガーを与えており、幾つかの実験で水蒸気爆発が観測されている。TROI 実験では、爆薬(PETN1g)により外部トリガーを与える機構となっている（図4を参照）。一方、実機では、このような外部トリガーに相当する大きな衝撃等の発生は想定されない。</p> <p>外部トリガー以外に水蒸気爆発挙動に影響を与える要素としては前述の溶融物過熱度に加え冷却水サブクール度がある。泊3号機の事故時の原子炉下部キャビティ冷却水のサブクール度は最大で約 30K となるが、KROTOS 実験で外部トリガーがあるケースを見ると、水蒸気爆発が観測されるのは冷却水サブクール度が 80K 以上の場合に限られる。また、TROI 実験では、外部トリガーがない条件は全て冷却水サブクール度が 100K 以下となるが、水蒸気爆発に至っているケースは高過熱度条件に限られる。（TROI No. 11, 23, 25, 26, 38 のように高過熱度となるが水蒸気爆発に至っていないケースもある。）一方、外部トリガーがある条件では、TROI No. 35 のように低過熱度/低サブクール度となるケースでも水蒸気爆発に至っている場合があることから、外部トリガーの有無が水蒸気爆発の支配的な要素となっているものと考えられる。</p> <p>以上のことから、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられ、原子炉格納容器の健全性に与える影響はないと考える。</p> <p>3. 水蒸気爆発の影響評価について</p> <p>上述の通り、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるものの、参考までに、万が一水蒸気爆発が発生した場合の影響評価を実施した。</p> <p>具体的には、別紙に示す通り、泊3号炉において原子炉下部キャビティにて溶融デブリを起爆源とした水蒸気爆発が発生した場合を想定し、その衝撃力に対する1次遮へい壁及びその周辺躯体の動的挙動を衝撃解析により把握するとともに、これらコンクリート構造物が損傷しないことを確認した。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>解析結果の相違</p> <p>評価方針の相違                  ・大飯3 / 4号炉 (PCCV) と泊3号炉 (鋼製CV) ではCVの構造が異なるため評価対象が異なる</p>



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

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図1 原子炉格納容器圧力の推移</p> <p>図2 原子炉格納容器圧力の推移 (~4時間)</p>	<p>*1 MAAPコードにおける溶融炉心と水の相互作用モデル              模擬溶融炉心を水中に落下させた実験結果(粒子径、圧力等)をよく再現するように設定されたモデルで、溶融炉心の分散・粒子化、溶融炉心からの熱伝達による水の蒸発現象とそれに伴う格納容器圧力変化を模擬する。</p> <p>図1 原子炉格納容器圧力の推移 (~72時間)</p> <p>図2 原子炉格納容器圧力の推移 (~4時間)</p>	

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

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図3 KROTOS 実験装置</p>	<p>図3 KROTOS 実験装置</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）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>Unit : cm</p> <p>外部トリガー機構 (PETN 1g)</p> <p>図4 TROI No. 51 実験装置</p>	<p>Unit : cm</p> <p>外部トリガー機構 (PETN 1g)</p> <p>図4 TROI No. 51 実験装置</p>	

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の評価について)

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

添付：FCIに関する大規模実験結果 (実験想定での溶融物を模擬)

実験 ID	実験タイプ	UO <sub>2</sub> 質量割合	溶融物 質量 kg	溶融物 温度 K	溶融物 過熱度 K	炉内温度 K	炉内圧力 MPa	外部圧力 MPa	外部圧力 発生の有無	水蒸気発生 発生の有無	機械的試験 への実効効率 (%)
FARO	1	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	18.00	2923	83	0	0	0	○	○	0.04
	2	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	44.00	2923	183	12	12	0	○	○	0.04
	3	77%UO <sub>2</sub> +19%ZrO <sub>2</sub> +4%Zr	151.00	2823	0	2	2	0	○	○	0.04
	4	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	128.00	3125	283	0	0	0	○	○	0.04
KROTOS	5	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	157.00	3073	283	1	1	0	○	○	0.01
	6	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	96.00	3173	383	0	0	0	○	○	0.02
	7	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	176.00	3083	183	0	0	0	○	○	0.05
	8	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	120.00	3083	183	1	1	0	○	○	0.05
	9	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	175.00	3082	210	97	97	0	○	○	0.04
	10	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	92.00	2900	150	104	104	0	○	○	0.04
	11	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	100.00	3070	210	124	124	0	○	○	0.04
	12	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	100.00	3070	210	124	124	0	○	○	0.02
COTELS	1	81%UO <sub>2</sub> +19%ZrO <sub>2</sub>	3.03	3069	233	22	22	0	○	○	0.04
	2	81%UO <sub>2</sub> +19%ZrO <sub>2</sub>	3.20	3063	223	75	75	0	○	○	0.04
	3	79%UO <sub>2</sub> +21%ZrO <sub>2</sub>	3.10	3023	183	10	10	0	○	○	0.04
	4	79%UO <sub>2</sub> +21%ZrO <sub>2</sub>	3.03	3025	185	79	79	0	○	○	0.04
	5	79%UO <sub>2</sub> +21%ZrO <sub>2</sub>	3.22	3018	178	77	77	0	○	○	0.04
	6	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	3.09	3105	265	4	4	0	○	○	0.04
	7	79%UO <sub>2</sub> +21%ZrO <sub>2</sub>	5.05	3088	248	83	83	0	○	○	0.04
	8	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	5.15	3023	183	82	82	0	○	○	0.04

FCIに関する大規模実験結果 (実験想定での溶融物を模擬)

実験 ID	実験タイプ	UO <sub>2</sub> 質量割合	溶融物 質量 kg	溶融物 温度 K	溶融物 過熱度 K	炉内温度 K	炉内圧力 MPa	外部圧力 MPa	外部圧力 発生の有無	水蒸気発生 発生の有無	機械的試験 への実効効率 (%)
FARO	1	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	18.00	2923	83	0	0	0	○	○	0.04
	2	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	44.00	2923	183	12	12	0	○	○	0.04
	3	77%UO <sub>2</sub> +19%ZrO <sub>2</sub> +4%Zr	151.00	2823	0	2	2	0	○	○	0.04
	4	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	128.00	3125	283	0	0	0	○	○	0.04
KROTOS	5	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	157.00	3073	283	1	1	0	○	○	0.04
	6	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	96.00	3173	383	0	0	0	○	○	0.04
	7	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	176.00	3083	183	0	0	0	○	○	0.04
	8	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	120.00	3083	183	1	1	0	○	○	0.04
	9	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	175.00	3082	210	97	97	0	○	○	0.04
	10	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	92.00	2900	150	104	104	0	○	○	0.04
	11	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	100.00	3070	210	124	124	0	○	○	0.04
	12	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	100.00	3070	210	124	124	0	○	○	0.04
COTELS	1	81%UO <sub>2</sub> +19%ZrO <sub>2</sub>	3.03	3063	223	22	22	0	○	○	0.04
	2	81%UO <sub>2</sub> +19%ZrO <sub>2</sub>	3.20	3063	223	75	75	0	○	○	0.04
	3	79%UO <sub>2</sub> +21%ZrO <sub>2</sub>	3.10	3023	183	10	10	0	○	○	0.04
	4	79%UO <sub>2</sub> +21%ZrO <sub>2</sub>	3.03	3023	185	79	79	0	○	○	0.04
	5	79%UO <sub>2</sub> +21%ZrO <sub>2</sub>	3.22	3018	178	77	77	0	○	○	0.04
	6	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	3.09	3105	265	4	4	0	○	○	0.04
	7	79%UO <sub>2</sub> +21%ZrO <sub>2</sub>	5.05	3088	248	83	83	0	○	○	0.04
	8	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	5.15	3023	183	82	82	0	○	○	0.04

7.2.3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の評価について)

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

大飯発電所3 / 4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

実験 ID	実験タイプ	UO <sub>2</sub> 質量割合	溶融物 質量kg	溶融物 温度K	溶融物 過熱度 K	炉内温度 K	外部冷却系の有無	水素気爆発発生の有無	機械的破壊への進展効率 (%)	参考文献
9	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	4.3	3200	389	77	-	-	-	(1)
10	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	8.7	3400	989	75	-	○	-	(1)
11	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.69	9.185	3400	989	77	-	-	-	(1)
12	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	8.4	3400	989	80	-	○	-	(1)
13	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.69	7.735	3400	689	81	-	○	0.4	(1)
14	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.69	6.545	3200~4000	889~1189	88	-	○	-	(1)
21	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	7.22	3000	167	75	-	-	-	(2)
22	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	9.91	2900	467	75	-	-	-	(2)
23	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	10.395	3000	757	80	-	-	-	(2)
25	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	9.005	3400	689	86	-	-	-	(2)
26	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	12.31	3000	467	90	-	-	-	(2)
34	70%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.7	10.52	3470	859	32	○	○	0.63	(3)
35	70%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.7	15.92	2900	179	30	○	○	0.21	(3)
36	70%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.7	3.26	3210	699	68	○	○	0.5	(3)
37	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.8	8.13	3300	547	60	○	○	0.01	(3)
38	70%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.79	5.325	3450	817	95	-	-	-	(4)
39	70%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.79	3.405	3130	497	88	○	-	-	(4)
40	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	11.1	3000	189	86	-	-	-	(4)
43	63%UO <sub>2</sub> +27%ZrO <sub>2</sub> +10%Fe	0.63	10.22	2400	-	77	-	-	-	(6)
44	63%UO <sub>2</sub> +27%ZrO <sub>2</sub> +10%Fe	0.63	10.77	2400	-	75	○	-	-	(6)
46	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	11.794	3500	779	86	-	-	-	(7)
47	81%UO <sub>2</sub> +19%ZrO <sub>2</sub>	0.81	10.790	3000	-	79	-	-	-	(7)
48	73.3%UO <sub>2</sub> +16.5%ZrO <sub>2</sub> +4.9%Fe+3%Al+3%Ni	0.73	9.3	2910	239	55.9	○	○	0.66	(8)
51	62.8%UO <sub>2</sub> +13.5%ZrO <sub>2</sub> +12.6%Zr+11.1%SS	0.628	6.302	3430	-	70	○	○	-	(8)
52	61%UO <sub>2</sub> +18%ZrO <sub>2</sub> +12.2%Zr+10.8%SS	0.61	8.004	2650	-	88	○	-	-	(8)
TS-1	73.4%UO <sub>2</sub> +16%ZrO <sub>2</sub> +26.6%ZrO <sub>2</sub>	0.734	15.4	3000	145	113.9	○	○	0.12	(9)
TS-2	69.0%UO <sub>2</sub> +32.0%ZrO <sub>2</sub>	0.68	12.5	3063	228	61.7	○	○	0.28	(9)
TS-3	71.0%UO <sub>2</sub> +29.0%ZrO <sub>2</sub>	0.71	15.9	3107	272	65.1	○	○	0.22	(9)
TS-4	81.2%UO <sub>2</sub> +18.8%ZrO <sub>2</sub>	0.81	14.3	3011	171	64	○	○	0.35	(9)
TS-5	76.0%UO <sub>2</sub> +14.3%ZrO <sub>2</sub> +4.9%Fe+3%Al+3%Ni	0.76	17.9	2940	140	57.7	○	○	0.06	(9)
TS-6	73.3%UO <sub>2</sub> +16.5%ZrO <sub>2</sub> +4.9%Fe+3%Al+3%Ni	0.733	9.3	2910	239	55.9	○	○	0.66	(9)

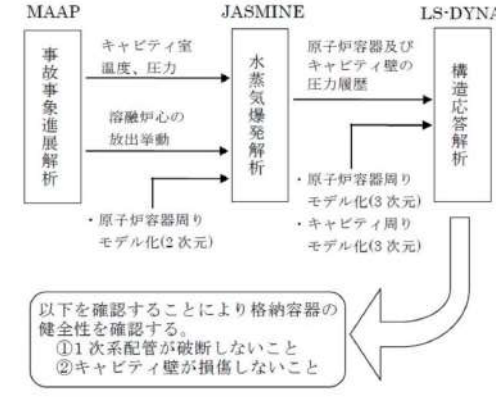
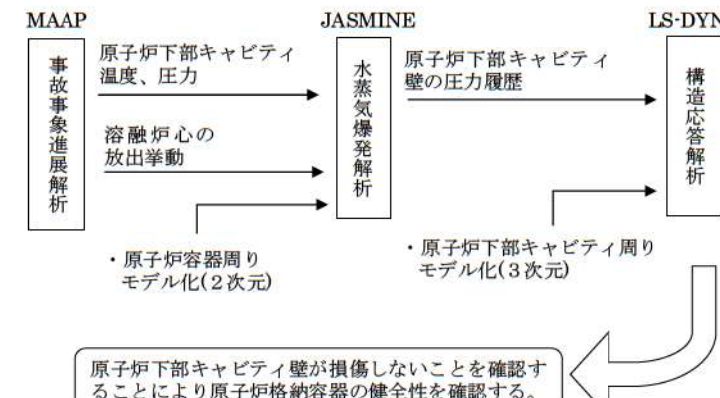
※ No.13及び14の溶融物組成は9000K及び9000K以上の記載もあるが、参考文献(1)の図表より、温度範囲の正確さが大きいことから上記表の記載としている。  
 過熱度は、MATPROよりUO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub>=70:30の場合で過熱度281K、UO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub>=80:20の場合で過熱度283Kとして評価。  
 (1) J. H. Song et al. Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub> Mixture. Nuclear Engineering, Vol. 222, 2003.  
 (2) J. H. Kim et al. The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion in the TROI Experiments. ICAPP04, 2004.  
 (3) J. H. Kim et al. Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment. Nuclear Technology, Vol. 158, 2007.  
 (4) J. H. Kim et al. Triggered Steam Explosions in a Narrow Interaction Vessel in the TROI Facility. KNS, 2005.  
 (5) V. Typpel. Material Effect in the Fuel Coolant Interaction Structural Analysis Characterization and Solidification Mechanism. Dr. Thesis, Université de Strasbourg, 2012.  
 (6) J. H. Kim et al. Steam Explosion Experiments with Iron-Added Corium in the TROI Facility. KNS, 2006.  
 (7) J. H. Kim et al. Steam Explosion Experiments using Nuclear Reactor Materials in the TROI Facility. Heat Transfer Engineering, Vol. 25, 2008.  
 (8) J. H. Kim et al. Steam Explosion Experiments using Partially Oxidized Corium. J. Mechanical Science and Technology, Vol. 22, 2008.  
 (9) OECD/SERENA Project Report - Summary and Conclusions. NEA/CSSN/RI(2014)1E.

実験 ID	溶融物タイプ	UO <sub>2</sub> 質量割合	溶融物 質量kg	溶融物 温度K	溶融物 過熱度 K	炉内温度 K	外部冷却系の有無	水素気爆発発生の有無	機械的破壊への進展効率 (%)	参考文献
9	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	4.3	3200	389	77	-	-	-	(1)
10	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	8.7	3400	989	75	-	○	-	(1)
11	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.69	9.185	3400	989	77	-	-	-	(1)
12	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	8.4	3400	989	80	-	○	-	(1)
13	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.69	7.735	3500	689	81	-	○	0.4	(1)
14	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.69	6.545	3200~4000	889~1189	88	-	○	-	(1)
21	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	7.32	3000	167	75	-	-	-	(2)
22	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	9.91	2900	467	76	-	-	-	(2)
23	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	10.385	3000	767	80	-	-	-	(2)
25	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	9.005	3500	689	86	-	-	-	(2)
26	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub>	0.8	12.31	3300	467	90	-	-	-	(2)
34	70%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.7	10.52	3670	859	32	○	○	0.63	(3)
35	70%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.7	19.93	2950	179	39	○	○	0.21	(3)
36	70%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.7	5.26	3510	699	68	○	○	0.5	(3)
37	80%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.8	8.13	3380	547	60	○	○	0.01	(3)
38	70%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.79	5.325	3650	817	85	-	-	-	(4)
39	70%UO <sub>2</sub> +20%ZrO <sub>2</sub> +1%Zr	0.79	3.405	3750	897	88	○	-	-	(4)
40	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	11.1	3000	189	86	-	-	-	(4)
43	63%UO <sub>2</sub> +27%ZrO <sub>2</sub> +10%Fe	0.63	10.22	2400	-	77	-	-	-	(6)
44	63%UO <sub>2</sub> +27%ZrO <sub>2</sub> +10%Fe	0.63	10.77	2400	-	78	○	-	-	(6)
46	70%UO <sub>2</sub> +30%ZrO <sub>2</sub>	0.7	11.794	3500	779	86	○	○	-	(7)
47	81%UO <sub>2</sub> +19%ZrO <sub>2</sub>	0.81	10.796	3030	-	79	-	-	-	(7)
48	73.3%UO <sub>2</sub> +16.5%ZrO <sub>2</sub> +4.9%Fe+3%Al+3%Ni	0.733	9.3	2910	239	55.9	○	○	-	(8)
51	62.8%UO <sub>2</sub> +13.5%ZrO <sub>2</sub> +12.6%Zr+11.1%SS	0.628	6.309	3430	-	70	○	-	-	(8)
52	61%UO <sub>2</sub> +18%ZrO <sub>2</sub> +12.2%Zr+10.8%SS	0.61	8.004	2650	-	88	○	-	-	(8)

※ No.13及び14の溶融物組成は9000K及び9000K以上の記載もあるが、参考文献(1)の図表より、温度範囲の正確さが大きいことから上記表の記載としている。  
 過熱度は、MATPROよりUO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub>=70:30の場合で過熱度281K、UO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub>=80:20の場合で過熱度283Kとして評価。  
 (1) J. H. Song et al. Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO<sub>2</sub>-ZrO<sub>2</sub> Mixture. Nuclear Engineering, Vol. 222, 2003.  
 (2) J. H. Kim et al. The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion in the TROI Experiments. ICAPP04, 2004.  
 (3) J. H. Kim et al. Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment. Nuclear Technology, Vol. 158, 2007.  
 (4) J. H. Kim et al. Triggered Steam Explosions in a Narrow Interaction Vessel in the TROI Facility. KNS, 2005.  
 (5) V. Typpel. Material Effect in the Fuel Coolant Interaction Structural Analysis Characterization and Solidification Mechanism. Dr. Thesis, Université de Strasbourg, 2012.  
 (6) J. H. Kim et al. Steam Explosion Experiments with Iron-Added Corium in the TROI Facility. KNS, 2006.  
 (7) J. H. Kim et al. Steam Explosion Experiments using Nuclear Reactor Materials in the TROI Facility. Heat Transfer Engineering, Vol. 25, 2008.  
 (8) J. H. Kim et al. Steam Explosion Experiments using Partially Oxidized Corium. J. Mechanical Science and Technology, Vol. 22, 2008.

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別紙</p> <p>【参考】水蒸気爆発の影響評価について</p> <p>1. 水蒸気爆発の影響評価の目的</p> <p>実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるものの、参考までに、万が一水蒸気爆発が発生した場合の影響評価を以下に示す。水蒸気爆発により原子炉格納容器バウンダリが破損するモードには以下の2つが考えられるが、①についてはライナーに作用する荷重を評価しライナーが破断しないことを、②については主配管に作用する荷重を評価し主配管が破断しないことを構造応答解析により確認する。</p> <p>① 原子炉下部キャビティ側面に露出しているライナーのひずみによる破損</p> <p>② 水蒸気爆発により原子炉容器が突き上げられ、原子炉容器につながる主配管が破断し原子炉容器の落下等が発生することによる原子炉格納容器の破損</p> <p>2. 水蒸気爆発の影響評価の流れ</p> <p>水蒸気爆発の影響評価の流れを図1に示す。図1に示す通り、水蒸気爆発の影響評価においては、まず、MAAPコードを用いた事故事象進展解析を行う。次に、MAAP解析の結果から出力された原子炉容器破損時の原子炉キャビティ室の状態量及び溶融炉心の物性値・放出挙動を初期条件として、JASMINEコードを用いた水蒸気爆発解析を実施する。その後、JASMINE解析の結果から出力された原子炉容器底部及び原子炉キャビティ壁の圧力履歴を初期条件として、LS-DYNAコードを用いた構造応答解析を実施し、1次系配管及び原子炉キャビティ壁の変位量、応力、塑性ひずみを算出する。</p> <p>また、JASMINEコード及びLS-DYNAコードの概要を別添に示す。</p>  <p>図1 水蒸気爆発の影響評価の流れ</p>	<p style="text-align: right;">別紙</p> <p>【参考】水蒸気爆発の影響評価について</p> <p>1. 水蒸気爆発の影響評価の目的</p> <p>実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられるものの、参考までに、万が一水蒸気爆発が発生した場合の影響評価を以下に示す。原子炉下部キャビティにて溶融デブリを起爆源とした水蒸気爆発が発生した場合を想定し、その衝撃力に対する1次遮へい壁及びその周辺躯体の動的挙動を衝撃解析により把握するとともに、これらコンクリート構造物が損傷しないことを確認する。</p> <p>2. 水蒸気爆発の影響評価の流れ</p> <p>水蒸気爆発の影響評価の流れを図1に示す。図1に示す通り、水蒸気爆発の影響評価においては、まず、MAAPコードを用いた事故事象進展解析を行う。次に、MAAP解析の結果から出力された原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティ室の状態量及び溶融炉心の物性値・放出挙動を初期条件として、JASMINEコードを用いた水蒸気爆発解析を実施する。その後、JASMINE解析の結果から出力された原子炉下部キャビティ壁の圧力履歴を境界条件としてLS-DYNAコードを用いた構造応答解析を実施する。</p> <p>また、JASMINEコード及びLS-DYNAコードの概要を別添に示す。</p>  <p>図1 水蒸気爆発の影響評価の流れ</p>	<p>※大飯に倣い泊3号炉の水蒸気爆発の影響評価(別紙)を新規に実施</p> <p>評価対象の相違</p> <p>・大飯3 / 4号炉(PCCV)と泊3号炉(御製CV)ではCVの構造が異なるため評価対象が異なる</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. 解析条件</p> <p>水蒸気爆発の影響評価においては、原子炉容器から溶融炉心が落下する時間が早く炉心保有熱量が大きい場合、かつ、原子炉キャビティ水位が高く粗混合が促進される場合に評価結果が厳しくなる。その観点から、原子炉容器の破損が最も早くなる「大LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故」を選定したうえで、原子炉キャビティ水位を最も早く上昇させるよう格納容器スプレイの全台作動を条件として考慮する。表1にJASMINE解析の主要解析条件を示す。</p> <p>JASMINEの解析条件のうち、感度の大きいものとしてメルト放出口径が挙げられる。メルト放出口径が大きいと粗混合挙動に寄与するメルトの質量が増えることから、爆発過程での放出エネルギーが大きくなる傾向にあるが、本解析では放出口径を計装案内管口径38mmに対し<math>\square</math>と設定しており、放出面積としては約<math>\square</math>倍を見込むこととなるため、大きな保守性を有している。</p> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin: 10px auto;">枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。</p>	<p>3. 解析条件</p> <p>3.1 水蒸気爆発解析 (JASMINE)</p> <p>水蒸気爆発の影響評価においては、原子炉容器から溶融炉心が落下する時間が早く炉心保有熱量が大きい場合、かつ、原子炉下部キャビティ水位が高く粗混合が促進される場合に評価結果が厳しくなる。その観点から、原子炉容器の破損が最も早くなる「大LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故」を選定したうえで、原子炉下部キャビティ水位を最も早く上昇させるよう格納容器スプレイの全台作動を条件として考慮する。表1にJASMINE解析の主要解析条件を示す。</p> <p>JASMINEの解析条件のうち、感度の大きいものとしてメルト放出口径が挙げられる。メルト放出口径が大きいと粗混合挙動に寄与するメルトの質量が増えることから、爆発過程での放出エネルギーが大きくなる傾向にあるが、本解析では放出口径を計装案内管口径38mmに対し<math>\square</math>と設定しており、放出面積としては約<math>\square</math>倍を見込むこととなるため、大きな保守性を有している。</p> <p>JASMINEにて原子炉下部キャビティ壁面での圧力（静圧及び動圧）を算出し、LS-DYNAによる構造解析の壁面における圧力条件として付与する。</p> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin: 10px auto;"><math>\square</math> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p>相違理由</p> <p>記載方針の相違              ・JASMINE から LS-DYNA への条件引き渡しについて直記</p>

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の評価について)

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

大飯発電所3 / 4号炉				泊発電所3号炉				相違理由
表1 主要解析条件				表1 主要解析条件				
No.	入力	値(定義)	単位 備考	No.	入力	値(定義)	単位 備考	
1	初期圧力		[Pa] MAAP 解析結果に基づき設定。	1	初期圧力		[Pa] MAAP 解析結果に基づき設定。	
2	プール水温		[K] MAAP 解析結果に基づき設定。	2	プール水温		[K] MAAP 解析結果に基づき設定。	
3	落下メルト総重量	-	[kg]	3	落下メルト総重量	-	[kg]	
4	メルトジェット温度		[K] MAAP 解析結果に基づき設定。	4	メルトジェット温度		[K] MAAP 解析結果に基づき設定。	
5	メルト放出速度		[m/s] MAAP 解析結果に基づき設定。	5	メルト放出速度		[m/s] MAAP 解析結果に基づき設定。	
6	メルト放出口径		[m] 炉内計装案内管のノズル口径 (約 0.038m) から設定	6	メルト放出口径		[m] 炉内計装案内管のノズル口径 (約 0.038m) から設定	
7	プール水深		[m] MAAP 解析結果に基づき設定。原子炉容器底部から下部キャビティ室床面までの水深は5 m。	7	プール水深		[m] MAAP 解析結果に基づき設定。原子炉容器底部から原子炉下部キャビティ床面までの水深は約 5m。	
8	粗混合時液滴径		[m] 大規模 FCI 実験結果 (FARO, COTELS 等) の粒径分布から代表粒子径として設定。	8	粗混合時液滴径		[m] 大規模 FCI 実験結果 (FARO, COTELS 等) の粒径分布から代表粒子径として設定。	
9	爆発後粒子径	0.00005	[m] 文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	9	爆発後粒子径	0.00005	[m] 文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	
10	ブレイクアップ係数	1	[-] 文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	10	ブレイクアップ係数	1	[-] 文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	
11	液滴速度ファクタ	5	[-] 文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	11	液滴速度ファクタ	5	[-] 文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	
12	トリガリング位置	RV 直下床面	[-] トリガ位置には中心軸上の底部付近として選定。これは爆発に間与し得る融体の質量が最大に近く、爆発の強度が大きくなりやすい条件を選定したものである。	12	トリガリング位置	溶融炉心ジェットの先端	[-] 水蒸気爆発により発生する運動エネルギーが最も大きくなると考えられる条件として設定。	
13	トリガリングタイミング	粗混合融体質量の最初のピークとなる時刻	[sec] 水蒸気爆発により発生する運動エネルギーが最も大きくなると考えられる条件として設定。	13	トリガリングタイミング	粗混合融体質量の最初のピークとなる時刻	[sec] 水蒸気爆発により発生する運動エネルギーが最も大きくなると考えられる条件として設定。	
14	トリガ閾値	5×10 <sup>6</sup>	[Pa] マニュアルによるトリガ圧力の設定範囲 500kPa-10MPa より、500kPa を設定。	14	トリガ閾値	5×10 <sup>6</sup>	[Pa] マニュアルによるトリガ圧力の設定範囲 500kPa-10MPa より、500kPa を設定。	
15	フラグメンテーションモデル	Caracharios(1983)モデル	[-] -	15	フラグメンテーションモデル	Caracharios(1983)モデル	[-] -	
16	フラグメンテーション条件	粒子温度の平均が融点以上	[-] -	16	フラグメンテーション条件	粒子温度の平均が融点以上	[-] -	
17	フラグメンテーション係数	0.35	[-] -	17	フラグメンテーション係数	0.35	[-] -	
18	フラグメンテーション時間	1.00E-03	[sec] 文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	18	フラグメンテーション時間	0.003	[sec] 文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	
19	蒸発に用いられるエネルギー割合	融体の寄与: 0.02 フラグメント放熱の寄与: 0.7	[-] -	19	蒸発に用いられるエネルギー割合	融体の寄与: 0.02 フラグメント放熱の寄与: 0.7	[-] -	
20	フラグメンテーションにおけるポイド緩和係数	ポイド率 0.3~0.75 でカット オフ	[-] 文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	20	フラグメンテーションにおけるポイド緩和係数	ポイド率 0.3~0.75 でカット オフ	[-] 文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	
21	トリガ点圧力	7.5×10 <sup>6</sup>	[Pa] ピーク圧力よりも低くかつトリガ閾値圧力 500kPa よりも十分大きい圧力として設定	21	トリガ点圧力	2×10 <sup>6</sup>	[Pa] ピーク圧力よりも低くかつトリガ閾値圧力 500kPa よりも十分大きい圧力として設定	
22	トリガ点ガス割合	粗混合解析結果の引継ぎ	[-] トリガ気相割合は、粗混合解析結果に基づきトリガ発生時点でのトリガセルでの気相割合を設定。	22	トリガ点ガス割合	粗混合解析結果の引継ぎ	[-] トリガ気相割合は、粗混合解析結果に基づきトリガ発生時点でのトリガセルでの気相割合を設定。	
23	トリガ点ガス温度	1000	[K] 文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	23	トリガ点ガス温度	1000	[K] 文献[1]記載の JAEA が実施した検証解析に用いられる条件を採用。	

文献 [1] : K.Moriyama, et al, Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA-Data/Code 2008-014, July 2008

枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。

文献 [1] : K.Moriyama, et al, Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA-Data/Code 2008-014, July 2008.

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

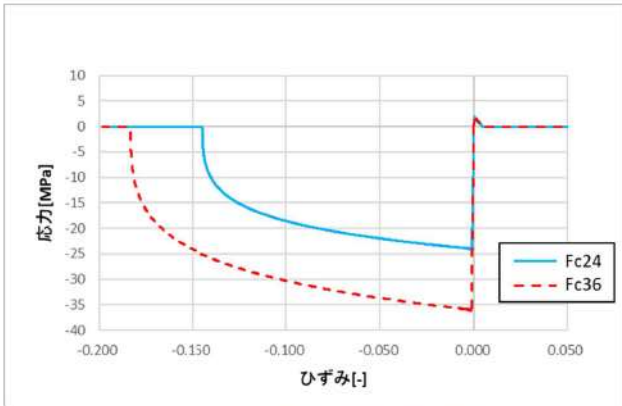
記載内容の相違  
 ・トリガリング位置は異なるが、大飯も泊も様々なパラメータの条件を考慮した上で保守的な結果を与える条件として設定



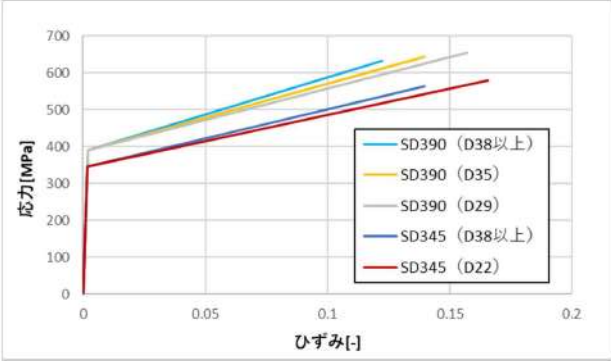
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の評価について)

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																														
	<p>3. 2 構造応答解析 (LS-DYNA)</p> <p>水蒸気爆発が発生した場合の衝撃力に対する原子炉下部キャビティまわりの構造健全性を確認するために、1次遮へい壁及びその周辺躯体への水蒸気爆発による衝撃圧力に対する衝撃応答解析を実施する。解析モデルは、縦方向と横方向それぞれの断面積をピッチで除した等価板厚のシェル要素とした鉄筋を、コンクリートのソリッド要素とカップリングする構成とし、1次遮へい壁及び周辺躯体のコンクリートと鉄筋をモデル化する。材料構成則については、コンクリートには引張、圧縮の軟化挙動を含めた非線形材料特性を表現することが可能な KCC モデル<sup>*1</sup>を、鉄筋にはバイリニア型の弾塑性モデルを適用する。コンクリート、鉄筋それぞれの材料特性及び応力ひずみ曲線を図1～2及び表2～3に示す。</p> <p>また、JASMINE 解析による衝撃圧力時刻歴は、構造モデルの原子炉下部キャビティ壁側面に付加する。なお、トンネル部の高さに含まれる JASMINE 解析の圧力は入力範囲をトンネル部側面まで拡張する。図3に衝撃圧力の適用範囲を示す。</p> <p><sup>*1</sup>: Karagozian &amp; Case Concrete モデル (TR-11-36.5 USE AND VALIDATION OF THE RELEASE IIIK&amp;C CONCRETE MATERIAL MODEL IN LS-DYNA)</p> <p style="text-align: center;">表2 コンクリートの材料特性</p> <table border="1" data-bbox="1064 710 1955 954"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>記号</th> <th>単位</th> <th>Fc24</th> <th>Fc36</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>質量密度</td> <td><math>\rho</math></td> <td>t/mm<sup>3</sup></td> <td colspan="2">2.35×10<sup>-9</sup></td> <td>鉄筋コンクリート構造計算規準による</td> </tr> <tr> <td>圧縮強度</td> <td>Fc</td> <td>MPa</td> <td>24</td> <td>36</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>ポアソン比</td> <td><math>\nu</math></td> <td>—</td> <td colspan="2">0.2</td> <td>鉄筋コンクリート構造計算規準による</td> </tr> <tr> <td>引張強度</td> <td><math>\sigma_t</math></td> <td>MPa</td> <td>1.86</td> <td>2.28</td> <td>原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987に基づき設定 0.38×√Fc</td> </tr> </tbody> </table> <div style="text-align: center;">  <p>図1 コンクリートの応力ひずみ曲線</p> </div>	項目	記号	単位	Fc24	Fc36	備考	質量密度	$\rho$	t/mm <sup>3</sup>	2.35×10 <sup>-9</sup>		鉄筋コンクリート構造計算規準による	圧縮強度	Fc	MPa	24	36	—	ポアソン比	$\nu$	—	0.2		鉄筋コンクリート構造計算規準による	引張強度	$\sigma_t$	MPa	1.86	2.28	原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987に基づき設定 0.38×√Fc	<p>記載方針の相違</p> <p>・泊では項目を JASMINE と LS-DYNA に分けたうえで LS-DYNA の条件設定や適用範囲について詳細に記載した資料を追加</p>
項目	記号	単位	Fc24	Fc36	備考																											
質量密度	$\rho$	t/mm <sup>3</sup>	2.35×10 <sup>-9</sup>		鉄筋コンクリート構造計算規準による																											
圧縮強度	Fc	MPa	24	36	—																											
ポアソン比	$\nu$	—	0.2		鉄筋コンクリート構造計算規準による																											
引張強度	$\sigma_t$	MPa	1.86	2.28	原子力発電所耐震設計技術指針 JEAG4601-1987に基づき設定 0.38×√Fc																											

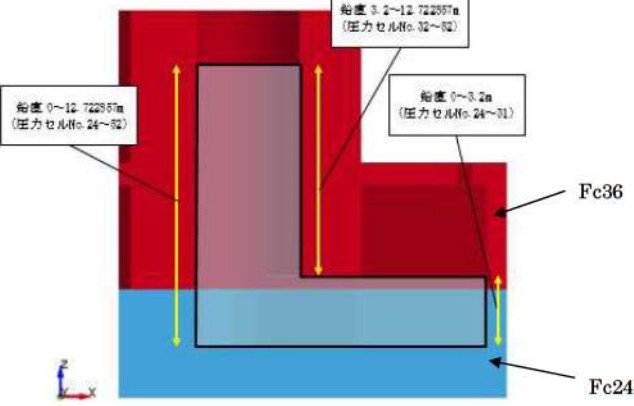
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																								
	<p style="text-align: center;">表3 鉄筋の材料特性</p> <table border="1" data-bbox="1093 268 1926 821"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>単位</th> <th>SD345</th> <th>SD390</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>質量密度</td> <td>t/mm<sup>3</sup></td> <td colspan="2" style="text-align: center;">7.85×10<sup>-9</sup></td> <td>JIS G 3193 による</td> </tr> <tr> <td>ヤング率</td> <td>MPa</td> <td colspan="2" style="text-align: center;">205000</td> <td>鉄筋コンクリート構造計算規準による</td> </tr> <tr> <td>ポアソン比</td> <td>—</td> <td colspan="2" style="text-align: center;">0.3</td> <td>鋼構造設計規準による</td> </tr> <tr> <td>降伏応力</td> <td>MPa</td> <td style="text-align: center;">345</td> <td style="text-align: center;">390</td> <td>JSME S NX3-2015*2 による</td> </tr> <tr> <td>引張強度</td> <td>MPa</td> <td style="text-align: center;">490</td> <td style="text-align: center;">560</td> <td>JSME S NX3-2015*2 による</td> </tr> <tr> <td>破断ひずみ</td> <td>—</td> <td style="text-align: center;">0.18 (D22) 0.15 (D38 以上)</td> <td style="text-align: center;">0.17 (D29) 0.15 (D35) 0.13 (D38 以上)</td> <td>JSME S NX3-2015*2 による</td> </tr> <tr> <td>接線係数</td> <td>MPa</td> <td style="text-align: center;">1420 (D22) 1580 (D38 以上)</td> <td style="text-align: center;">1700 (D29) 1840 (D35) 2010 (D38 以上)</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table> <p>*2：発電用原子力設備規格 シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン (PWR プレストレストコンクリート製格納容器編)</p> <div style="text-align: center;">  <p>図2 鉄筋の応力ひずみ曲線</p> </div>	項目	単位	SD345	SD390	備考	質量密度	t/mm <sup>3</sup>	7.85×10 <sup>-9</sup>		JIS G 3193 による	ヤング率	MPa	205000		鉄筋コンクリート構造計算規準による	ポアソン比	—	0.3		鋼構造設計規準による	降伏応力	MPa	345	390	JSME S NX3-2015*2 による	引張強度	MPa	490	560	JSME S NX3-2015*2 による	破断ひずみ	—	0.18 (D22) 0.15 (D38 以上)	0.17 (D29) 0.15 (D35) 0.13 (D38 以上)	JSME S NX3-2015*2 による	接線係数	MPa	1420 (D22) 1580 (D38 以上)	1700 (D29) 1840 (D35) 2010 (D38 以上)	—	
項目	単位	SD345	SD390	備考																																						
質量密度	t/mm <sup>3</sup>	7.85×10 <sup>-9</sup>		JIS G 3193 による																																						
ヤング率	MPa	205000		鉄筋コンクリート構造計算規準による																																						
ポアソン比	—	0.3		鋼構造設計規準による																																						
降伏応力	MPa	345	390	JSME S NX3-2015*2 による																																						
引張強度	MPa	490	560	JSME S NX3-2015*2 による																																						
破断ひずみ	—	0.18 (D22) 0.15 (D38 以上)	0.17 (D29) 0.15 (D35) 0.13 (D38 以上)	JSME S NX3-2015*2 による																																						
接線係数	MPa	1420 (D22) 1580 (D38 以上)	1700 (D29) 1840 (D35) 2010 (D38 以上)	—																																						

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

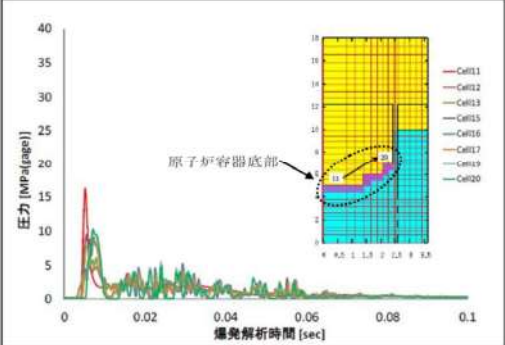
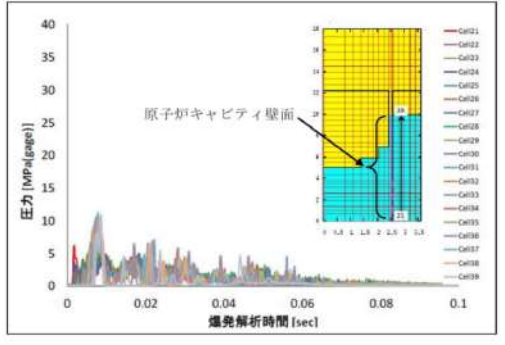
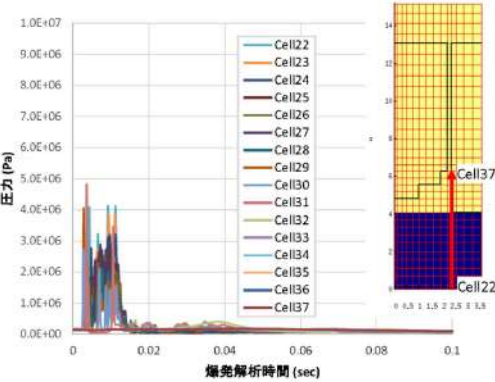
7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の評価について)

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p data-bbox="1388 715 1630 742">図3 衝撃圧力の適用範囲</p>	

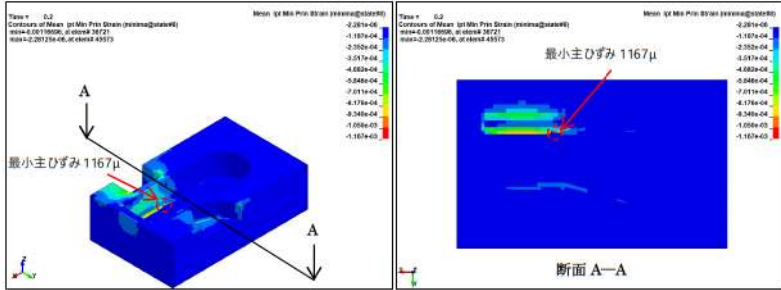
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4. 評価結果</p> <p>4.1 JASMIN解析結果</p> <p>JASMIN解析結果を図2及び図3に示す。図2及び図3に示す通り、水蒸気爆発開始後、急速な伝熱、水蒸気発生、溶融炉心の細粒化に伴う衝撃波が生じ、領域内を伝播する。衝撃波が原子炉容器底部及び原子炉キャビティ壁面に到達することで圧力が加わり荷重が生じる。その後、衝撃波は構造物との反射を繰り返すことで原子炉容器底部及び原子炉キャビティ壁面に加わる圧力が徐々に減衰していく。</p> <p>また、前述の通り（添付参照）、溶融物が保有している熱エネルギーから水蒸気爆発により機械的エネルギーに変換される割合（以下、「機械的エネルギー変換率」という）は1%未満であることが確認されている。一方、本解析における機械的エネルギー変換率は2.84%であり、過去の大規模実験結果と比べて大きな機械的エネルギー変換率となっていることから、本解析は保守的な評価となっていると考えられる。また、実機においては、原子炉容器の下に炉内核計装コンジットやコンジットサポートがあり、それらが落下した溶融炉心の粗混合を阻害することが考えられるが、それらは考慮していない。</p>  <p>図2 原子炉容器底部の圧力履歴</p>  <p>図3 原子炉キャビティ壁面の圧力履歴</p>	<p>4. 評価結果</p> <p>4.1 JASMIN解析結果</p> <p>JASMIN解析結果を図4に示す通り、水蒸気爆発開始後、急速な伝熱、水蒸気発生、溶融炉心の細粒化に伴う衝撃波が生じ、領域内を伝播する。衝撃波が原子炉下部キャビティ壁面に到達することで圧力が加わり荷重が生じる。その後、衝撃波は構造物との反射を繰り返すことで原子炉下部キャビティ壁面に加わる圧力が徐々に減衰していく。</p> <p>また、前述の通り（添付参照）、溶融物が保有している熱エネルギーから水蒸気爆発により機械的エネルギーに変換される割合（以下、「機械的エネルギー変換率」という）は1%未満であることが確認されており、比較的高い機械的エネルギー変換効率が得られたTROI TS6でも0.66%と報告されている。この機械的エネルギー変換率は、実験に使用した全溶融物の熱エネルギーに対して爆発により発生した機械的エネルギーの割合として評価されたものと考えられるが、これは粗混合過程と爆発過程の二つのプロセスが影響するパラメーターとして取り扱う必要がある。粗混合過程において生成される粗混合粒子量は、実験で使用する溶融物の質量に対して、溶融物の注入速度やプールの水位等の実験条件が大きく影響する。一方、爆発過程は、粗混合粒子の細粒化から爆発的な伝熱挙動といった物理現象であることから、実験体系等の影響は比較的小さいと考えられる。そこで、機械的エネルギー変換効率を粗混合融体の持つエネルギーに対する割合として定義することによって、実験体系等の影響を小さくできると考えられ、かつ実験で得られた変換率よりも大きな数値が算出されることになる。</p> <p>図2に示すJASMIN解析結果に対して、上述の定義によって機械的エネルギー変換効率を算出すると、3.31%となった。過去の大規模実験結果と比べて十分に大きな機械的エネルギー変換率となっていることが確認できたことから、本解析は保守的な評価となっていると考えられる。また、実機においては、原子炉容器の下に炉内核計装コンジットやコンジットサポートがあり、それらが落下した溶融炉心の粗混合を阻害することが考えられるが、それらは考慮していない。</p>  <p>図4 原子炉下部キャビティ側面の圧力履歴</p>	<p>評価対象の相違</p> <p>記載内容の相違              ・機械的エネルギー変換効率に関して女川を参考に記載</p>

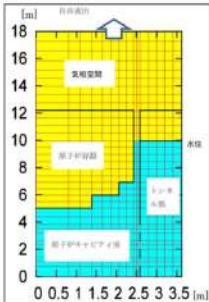
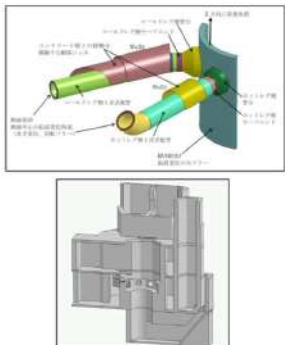
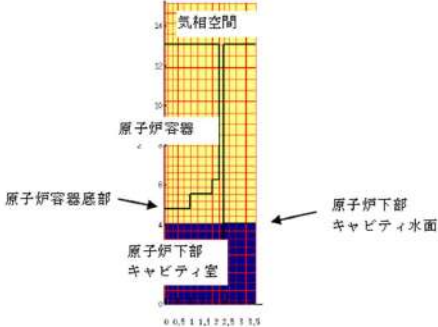
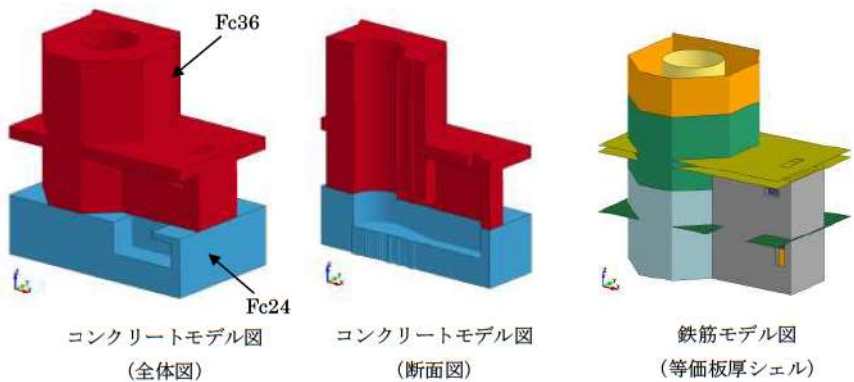
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																											
<p>4. 2 LS-DYNA解析結果</p> <p>LS-DYNA解析結果を表2に示す。表2に示す通り、原子炉キャビティ壁については、ライナー鋼板の塑性ひずみは最大約3.0%に達しているものの、破断ひずみは19%であり、最大塑性ひずみは破断ひずみを超過していない。また、1次系配管については、残留相当塑性ひずみは最大約2.8%であり、発生箇所はホットレグ側のセーフエンド（別添参照）であるものの、ホットレグ側のセーフエンドの破断ひずみは25%であり、最大塑性ひずみは破断ひずみを超過していない。</p> <p>以上より、水蒸気爆発による衝撃荷重により原子炉下部キャビティ壁ライナー及び1次系配管の構造健全性が損なわれず、原子炉格納容器バウンダリの健全性が保たれることを確認した。</p> <div style="text-align: center;"> <p>表2 LS-DYNA解析結果</p> <table border="1" data-bbox="174 842 981 970"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>塑性ひずみ</th> <th>(参考) 破断ひずみ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉下部キャビティ壁ライナー</td> <td>約3.0%</td> <td>19%</td> </tr> <tr> <td>1次系配管</td> <td>約2.8%</td> <td>25%</td> </tr> </tbody> </table> </div>	項目	塑性ひずみ	(参考) 破断ひずみ	原子炉下部キャビティ壁ライナー	約3.0%	19%	1次系配管	約2.8%	25%	<p>4. 2 LS-DYNA解析結果</p> <p>LS-DYNA解析結果を表4に示す。鉄筋コンクリート構造の破壊モードとしては、引張側の鉄筋が破断する曲げ引張破壊、コンクリートにせん断力が作用し脆性的に破壊されるせん断破壊、及び圧縮側のコンクリートが圧壊する曲げ圧縮破壊を考慮し、それぞれの許容値と比較評価した。曲げ引張破壊モードにおいては、原子炉下部キャビティ壁の鉄筋に塑性ひずみは発生しておらず、JSME S NX3-2015<sup>42</sup>で示される破断ひずみを真値に換算した許容値11.9%を超過していない。また、せん断破壊モードにおいては、コンクリートのせん断ひずみが最大0.3%に達しているものの、NEI07-13<sup>43</sup>で示される許容せん断ひずみ0.5%を超過していない。曲げ圧縮破壊モードについては、最小主ひずみが下部コンクリートで最大1167<math>\mu</math>に達しており、圧縮強度に達するひずみである許容値1114<math>\mu</math>を超過しているものの、トンネル内壁及び階段室の表層に限定されており、全断面では許容値を超過していない（図5参照）。</p> <p>以上より、コンクリートは表層部の限定された範囲以外の部分が許容値である圧縮強度相当のひずみ以内であり、鉄筋には塑性ひずみが発生しておらず弾性範囲内であることから、水蒸気爆発による衝撃荷重により原子炉下部キャビティ壁の鉄筋コンクリート構造が全体的に崩壊する挙動とはならず、構造健全性が維持され、原子炉格納容器の健全性が保たれることを確認した。</p> <p>*2：発電用原子力設備規格 シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン（PWRプレストレストコンクリート製格納容器編）</p> <p>*3：Nuclear Energy Institute(NEI) “Methodology for Performing Aircraft Impact Assessments for New Plant Design” NEI07-13 (Rev. 8P), 2011.4</p> <div style="text-align: center;"> <p>表4 LS-DYNA解析結果</p> <table border="1" data-bbox="1171 842 1832 1074"> <thead> <tr> <th>部位</th> <th>評価パラメータ</th> <th>発生値</th> <th>許容値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>鉄筋</td> <td>塑性ひずみ</td> <td>0%</td> <td>11.9%</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">コンクリート</td> <td>せん断ひずみ</td> <td>0.3%</td> <td>0.5%</td> </tr> <tr> <td>最小主ひずみ(下部(Fc24))</td> <td>1167<math>\mu</math> (トンネル内壁及び階段室の表層のみ)</td> <td>1次遮へい壁全断面で1114<math>\mu</math>以上とならないこと</td> </tr> <tr> <td>最小主ひずみ(上部(Fc36))</td> <td>1273<math>\mu</math></td> <td>1次遮へい壁全断面で1349<math>\mu</math>以上とならないこと</td> </tr> </tbody> </table> </div> <div style="text-align: center;">  <p>図5 下部コンクリート (Fc24) における最小主ひずみ発生箇所</p> </div>	部位	評価パラメータ	発生値	許容値	鉄筋	塑性ひずみ	0%	11.9%	コンクリート	せん断ひずみ	0.3%	0.5%	最小主ひずみ(下部(Fc24))	1167 $\mu$ (トンネル内壁及び階段室の表層のみ)	1次遮へい壁全断面で1114 $\mu$ 以上とならないこと	最小主ひずみ(上部(Fc36))	1273 $\mu$	1次遮へい壁全断面で1349 $\mu$ 以上とならないこと	<p>評価対象・評価結果の相違</p> <p>・許容値の根拠について明確化</p>
項目	塑性ひずみ	(参考) 破断ひずみ																											
原子炉下部キャビティ壁ライナー	約3.0%	19%																											
1次系配管	約2.8%	25%																											
部位	評価パラメータ	発生値	許容値																										
鉄筋	塑性ひずみ	0%	11.9%																										
コンクリート	せん断ひずみ	0.3%	0.5%																										
	最小主ひずみ(下部(Fc24))	1167 $\mu$ (トンネル内壁及び階段室の表層のみ)	1次遮へい壁全断面で1114 $\mu$ 以上とならないこと																										
	最小主ひずみ(上部(Fc36))	1273 $\mu$	1次遮へい壁全断面で1349 $\mu$ 以上とならないこと																										

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

7.2.3 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別添</p> <p style="text-align: center;">JASMIN Eコード及びLS-DYNAコードの概要</p> <p>1. JASMIN E</p> <p>原子力プラント（PWR、BWR）の水蒸気爆発を評価するために開発され、キャビティ室に滞留した水に溶融燃料が落下した時の条件（圧力、温度）を模擬した試験（FARO、KROTOS）で検証解析が行なわれている。解析モデルを図1に示す。</p>  <p style="text-align: center;">図1 JASMIN E解析モデル図</p> <p>2. LS-DYNA</p> <p>衝撃波に対する構造物の応答解析用の汎用コードであり、JASMIN E解析から得られた圧力履歴を用いて、1次系配管やキャビティ部の変形を解析する。解析モデルを図2に示す。</p>  <p style="text-align: center;">図2 LS-DYNA解析モデル図（1次系配管及びキャビティ）</p>	<p style="text-align: right;">別添</p> <p style="text-align: center;">JASMIN Eコード及びLS-DYNAコードの概要</p> <p>1. JASMIN E</p> <p>原子力プラント（PWR、BWR）の水蒸気爆発を評価するために開発され、原子炉下部キャビティ室に滞留した水に溶融燃料が落下した時の条件（圧力、温度）を模擬した実験（FARO、KROTOS）で検証解析が行なわれている。解析モデルを図1に示す。</p>  <p style="text-align: center;">図1 JASMIN E解析モデル</p> <p>2. LS-DYNA</p> <p>衝撃波に対する構造物の応答解析用の汎用コードであり、JASMIN E解析から得られた圧力履歴を用いて、原子炉下部キャビティ部の変形を解析する。解析モデルを図2に示す。</p>  <p style="text-align: center;">図2 LS-DYNA解析モデル図（原子炉下部キャビティ）</p>	<p>相違理由</p> <p style="text-align: right;">評価対象の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（添付資料 7.2.3.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について）

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 3.3.2</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について                      （原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）</p> <p>「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表1から表3に示す。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.3.4</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について                      （原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.3.2</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について                      （原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用）</p> <p>評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表1から表3に示す。</p>	

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (添付資料 7.2.3.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)

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

大飯発電所3/4号炉			女川原子力発電所2号炉			泊発電所3号炉			相違理由
分類	重要現象	解析コード	相違点	評価項目となる影響	評価項目となる影響	重要現象	解析コード	相違点	相違理由
	設備	解析コード及び設備	入力値に差がある	入力値に差がある	入力値に差がある	設備	解析コード及び設備	入力値に差がある	
原子炉内現象	燃料棒/燃料棒束	燃料棒/燃料棒束	燃料棒/燃料棒束	燃料棒/燃料棒束	燃料棒/燃料棒束	燃料棒/燃料棒束	燃料棒/燃料棒束	燃料棒/燃料棒束	相違理由
	燃料棒束内伝熱	燃料棒束内伝熱	燃料棒束内伝熱	燃料棒束内伝熱	燃料棒束内伝熱	燃料棒束内伝熱	燃料棒束内伝熱	燃料棒束内伝熱	
	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	
	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	
	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	
	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	
	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	
	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	
	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	
	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	
燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	燃料棒間伝熱	相違理由	

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (1/2)











7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (添付資料 7.2.3.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)

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

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

大飯発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
項目	解析条件	運転員等操作時間	運転員等操作時間	運転員等操作時間	運転員等操作時間	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	運転員等操作時間	運転員等操作時間	運転員等操作時間	運転員等操作時間	
原子炉格納容器内のデブリシフトの初期降下後	計装用室内等の圧と同等	計装用室内等の圧と同等	計装用室内等の圧と同等	計装用室内等の圧と同等	計装用室内等の圧と同等	解析条件と運転員等操作時間との関係は、運転員等操作時間による影響はない。
運転員等	運転員等	運転員等	運転員等	運転員等	運転員等	解析条件と運転員等操作時間との関係は、運転員等操作時間による影響はない。
	運転員等	運転員等	運転員等	運転員等	運転員等	
溶融燃料と水の相互作用	原子炉格納容器内の圧と同等	原子炉格納容器内の圧と同等	原子炉格納容器内の圧と同等	原子炉格納容器内の圧と同等	原子炉格納容器内の圧と同等	解析条件と運転員等操作時間との関係は、運転員等操作時間による影響はない。
溶融燃料と水の相互作用	原子炉格納容器内の圧と同等	原子炉格納容器内の圧と同等	原子炉格納容器内の圧と同等	原子炉格納容器内の圧と同等	原子炉格納容器内の圧と同等	解析条件と運転員等操作時間との関係は、運転員等操作時間による影響はない。

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

項目	解析条件 (載置条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間による影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	載置条件			
運転員等 溶融燃料と水の相互作用	計装用室内等の圧と同等	計装用室内等の圧と同等	運転員等操作時間のうち、最も早く判定される計装用室内等の圧と同等の圧を想定。	運転員等操作時間による影響はない。	解析条件と運転員等操作時間との関係は、運転員等操作時間による影響はない。
	R1000-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数の載置値	R1000-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数の載置値	原子炉格納容器外の溶融燃料-冷却材相互作用のモデル化に用いるR1000-Spalding モデルの係数は、運転員等操作時間による影響はない。	運転員等操作時間による影響はない。	解析条件と運転員等操作時間との関係は、運転員等操作時間による影響はない。
	原子炉格納容器外の溶融燃料-冷却材相互作用のモデル化に用いるR1000-Spalding モデルの係数は、運転員等操作時間による影響はない。	原子炉格納容器外の溶融燃料-冷却材相互作用のモデル化に用いるR1000-Spalding モデルの係数は、運転員等操作時間による影響はない。	原子炉格納容器外の溶融燃料-冷却材相互作用のモデル化に用いるR1000-Spalding モデルの係数は、運転員等操作時間による影響はない。	運転員等操作時間による影響はない。	解析条件と運転員等操作時間との関係は、運転員等操作時間による影響はない。

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (添付資料 7.2.3.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)

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

表3 操作条件が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を与える影響及び操作時間余裕 (1/2)

項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ	解析条件 (操作条件) に対する影響	要員配置の考え方	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	操作時間余裕
解析上の操作時間余裕と要員配置に及ぼされる影響	解析コードの不確かさによる影響	解析コードの不確かさによる影響	要員配置 (操作条件) に対する影響	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	操作時間余裕
解析上の操作時間余裕	解析コードの不確かさによる影響	解析コードの不確かさによる影響	要員配置 (操作条件) に対する影響	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	操作時間余裕
解析上の操作時間余裕	解析コードの不確かさによる影響	解析コードの不確かさによる影響	要員配置 (操作条件) に対する影響	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	操作時間余裕

表3 要員配置が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 (2/2)

項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ	解析条件 (操作条件) に対する影響	要員配置の考え方	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	操作時間余裕
解析上の操作時間余裕	解析コードの不確かさによる影響	解析コードの不確かさによる影響	要員配置 (操作条件) に対する影響	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	操作時間余裕
解析上の操作時間余裕	解析コードの不確かさによる影響	解析コードの不確かさによる影響	要員配置 (操作条件) に対する影響	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	操作時間余裕
解析上の操作時間余裕	解析コードの不確かさによる影響	解析コードの不確かさによる影響	要員配置 (操作条件) に対する影響	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	操作時間余裕

表3 運転員等操作時間を与える影響、詳細項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕 (1/3)

項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ	解析条件 (操作条件) に対する影響	要員配置の考え方	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	操作時間余裕	訓練設備
解析上の操作時間余裕	解析コードの不確かさによる影響	解析コードの不確かさによる影響	要員配置 (操作条件) に対する影響	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	操作時間余裕	訓練設備
解析上の操作時間余裕	解析コードの不確かさによる影響	解析コードの不確かさによる影響	要員配置 (操作条件) に対する影響	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	操作時間余裕	訓練設備
解析上の操作時間余裕	解析コードの不確かさによる影響	解析コードの不確かさによる影響	要員配置 (操作条件) に対する影響	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	操作時間余裕	訓練設備

相違理由



7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (添付資料 7.2.3.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について)

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
		<p style="text-align: center;">表3 運転員等操作時間を与える影響、評価項目となるパラメータに関する影響及び操作時間余裕(3/3)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">項目</th> <th style="width: 15%;">解析上の操作時間 解析上の操作時間 解析上の操作時間</th> <th style="width: 15%;">解析上の操作時間 解析上の操作時間 解析上の操作時間</th> <th style="width: 15%;">解析上の操作時間 解析上の操作時間 解析上の操作時間</th> <th style="width: 15%;">解析上の操作時間 解析上の操作時間 解析上の操作時間</th> <th style="width: 15%;">解析上の操作時間 解析上の操作時間 解析上の操作時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>                     アニメクス                      空気浄化機                      (B-1)アニメクス                      空気の                      運転員等                      の操作                 </td> <td>                     運転員等操作                      時間として、                      60分                      を設定                 </td> <td>                     運転員等操作時間                      による影響                 </td> <td>                     運転員等操作時間                      による影響                 </td> <td>                     運転員等操作時間                      による影響                 </td> <td>                     運転員等操作時間                      による影響                 </td> </tr> </tbody> </table>	項目	解析上の操作時間 解析上の操作時間 解析上の操作時間	解析上の操作時間 解析上の操作時間 解析上の操作時間	解析上の操作時間 解析上の操作時間 解析上の操作時間	解析上の操作時間 解析上の操作時間 解析上の操作時間	解析上の操作時間 解析上の操作時間 解析上の操作時間	アニメクス 空気浄化機 (B-1)アニメクス 空気の 運転員等 の操作	運転員等操作 時間として、 60分 を設定	運転員等操作時間 による影響	運転員等操作時間 による影響	運転員等操作時間 による影響	運転員等操作時間 による影響	
項目	解析上の操作時間 解析上の操作時間 解析上の操作時間	解析上の操作時間 解析上の操作時間 解析上の操作時間	解析上の操作時間 解析上の操作時間 解析上の操作時間	解析上の操作時間 解析上の操作時間 解析上の操作時間	解析上の操作時間 解析上の操作時間 解析上の操作時間										
アニメクス 空気浄化機 (B-1)アニメクス 空気の 運転員等 の操作	運転員等操作 時間として、 60分 を設定	運転員等操作時間 による影響	運転員等操作時間 による影響	運転員等操作時間 による影響	運転員等操作時間 による影響										



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

7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（添付資料 7.2.3.3 JASMINE による格納容器破損確率の評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 3.3.3</p> <p style="text-align: center;">JASMINE による格納容器破損確率の評価について</p> <p>炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率については、JAEAにおいて、JASMINEを用いて水蒸気爆発が発生したという条件における格納容器破損確率が評価されている<sup>※</sup>。</p> <p>これについて、初めに、炉外水蒸気爆発の起こりやすさの観点で整理する。本解析では水蒸気爆発を起こしやすくするため、爆発の規模が最も大きくなり得る時刻、即ち粗混合融体質量が最初のピークをとる時刻に恣意的にトリガリングを与えている。これは、爆発に関与し得る融体の質量が最大に近く、ボイド発生とそれによる圧力の減衰が低い条件であることから、爆発の強度が大きくなりやすい条件となっているが、実機では原子炉下部キャビティ水は準静的であり、トリガリングとなり得る要素は考えにくい。</p> <p>次に水蒸気爆発が起こったときの影響の観点で整理する。以下の論文の中で、原子炉格納容器のフラジリティ分布については、大半が200MJ以上の範囲に含まれている。また、JASMINEにおけるランダムサンプリング解析結果によれば、融体ジェット直径の分布として0.1m~1mの1様分布を仮定しており、0.9mを超える場合に、流体の運動エネルギーが200MJを超える結果となっている。これに対して実機解析では、融体ジェット口径は約0.5mであることから、流体の運動エネルギーは200MJ以下と考えられ、この結果フラジリティカーブと重ならず、格納容器破損確率は十分低くなる。</p> <p>フラジリティの設定についても原子炉容器の上昇運動エネルギーが遮蔽壁構造物の破損エネルギーで吸収できない場合に即、原子炉格納容器破損に至るという簡易的な取扱いとしている。これに対して実機では、原子炉容器の上昇運動エネルギーが遮蔽壁構造物の破損エネルギーで吸収できない場合でも、遮蔽壁構造物以外の原子炉格納容器内構造物でエネルギーが吸収できるため、即時に原子炉格納容器破損に至らないと考えられる。</p> <p>以上のとおり、トリガリングの付与、流体の運動エネルギーの大きめな評価及びフラジリティの簡易的な取扱いをした場合の条件付確率として、PWRに対する評価結果として<math>6.8 \times 10^{-2}</math>（平均値）が算出されている。実機では、トリガリングとなりうる要素は考えにくいこと、融体ジェット口径が約0.5mであること、遮蔽壁構造物以外の構造物で吸収できるエネルギーがあることから、格納容器破損確率は本評価結果より十分低い値になると考えられる。</p> <p>※：JAEA-Research 2007-072「軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価」2007年8月</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.3.3</p> <p style="text-align: center;">JASMINE による格納容器破損確率の評価について</p> <p>炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率については、JAEAにおいて、JASMINE<sup>※1</sup>を用いて水蒸気爆発が発生したという条件における格納容器破損確率が評価されている。</p> <p>これについて、初めに、炉外水蒸気爆発の起こりやすさの観点で整理する。本解析では水蒸気爆発を起こしやすくするため、爆発の規模が最も大きくなり得る時刻、即ち粗混合融体質量が最初のピークをとる時刻に恣意的に水蒸気爆発が起きる外乱（以下、「トリガリング」という。）を与えている。</p> <p>これは、爆発に関与し得る融体の質量が最大に近く、ボイド発生とそれによる圧力の減衰が低い条件であることから、爆発の強度が大きくなりやすい条件となっているが、実機では原子炉下部キャビティ水は準静的であり、トリガリングとなり得る要素は考えにくい。</p> <p>次に水蒸気爆発が起こったときの影響の観点で整理する。以下の論文の中で、原子炉格納容器のフラジリティ分布<sup>※2</sup>については、格納容器破損確率が有意なレベルに達するのは200MJ以上の領域となる。また、JASMINEにおけるランダムサンプリング解析結果によれば、融体ジェット直径<sup>※3</sup>の分布として0.1m~1mの1様分布を仮定しており、0.9mを超える場合に、流体の運動エネルギーが200MJを超える結果となっている。これに対して実機解析では、融体ジェット口径は約0.5mであることから、流体の運動エネルギーは200MJ以下と考えられ、この結果フラジリティカーブと重ならず、格納容器破損確率は十分低くなる。</p> <p>フラジリティの設定についても原子炉容器の上昇運動エネルギーが遮蔽壁構造物の破損エネルギーで吸収できない場合に即、原子炉格納容器破損に至るという簡易的な取扱いとしている。これに対して実機では、原子炉容器の上昇運動エネルギーが遮蔽壁構造物の破損エネルギーで吸収できない場合でも、遮蔽壁構造物以外の原子炉格納容器内構造物でエネルギーが吸収できるため、即時に原子炉格納容器破損に至らないと考えられる。</p> <p>以上のとおり、トリガリングの付与、流体の運動エネルギーの大きめな評価及びフラジリティの簡易的な取扱いをした場合の条件付確率として、PWRに対する評価結果として<math>6.8 \times 10^{-2}</math>（平均値）が算出されている。実機では、トリガリングとなりうる要素は考えにくいこと、融体ジェット口径が約0.5mであること、遮蔽壁構造物以外の構造物で吸収できるエネルギーがあることから、格納容器破損確率は本評価結果より十分低い値になると考えられる。</p> <p>※1 旧日本原子力研究所で開発した水蒸気爆発解析コード                  ※2 構造物の耐力の確率分布であり、耐力を超過する負荷により破損に至る仮定としている。                  ※3 炉心溶融後に原子炉容器が破損し、溶融炉心が原子炉容器破損口から流出する際の溶融炉心ジェットの直径</p> <p><sup>1</sup> JAEA-Research 2007-072「軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価」2007年8月</p>	<p>記載表現の相違</p> <p>記載表現の相違</p> <p>記載表現の相違</p>

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE724-9 r.7.0
提出年月日	令和5年5月31日

泊発電所3号炉  
重大事故等対策の有効性評価  
比較表

7.2.4 水素燃焼

令和5年5月  
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.4 水素燃焼

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<b>比較結果等を取りまとめた資料</b>				
<b>1. 先行審査実績等を踏まえた泊3号炉まとめ資料の変更状況(2017年3月以降)</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箇所と理由				
a. 大飯3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし				
b. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし				
c. 他社審査会合の指摘事項等を確認した結果、変更したもの : なし				
d. 当社が自主的に変更したもの : なし				
1-2) 設計方針・運用・体制を変更するものではないが、まとめ資料の記載の充実を行った箇所と理由				
a. 大飯3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし				
b. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし				
c. 他社審査会合の指摘事項等を確認した結果、変更したもの : なし				
d. 当社が自主的に変更したもの : なし				
1-3) バックフィット関連事項 なし				
<b>2. 大飯3/4号炉・高浜3/4号炉まとめ資料との比較結果の概要</b>				
2-1) 比較表の構成について				
・泊と大飯、高浜で記載が異なる箇所は右上凡例に従い色付けをし、「相違理由」欄に相違理由を記載しているプラントを【大飯】【高浜】と記載している				
2-2) 泊3号炉の特徴について				
・泊3号は他のPWR3ループプラントに比べて以下の特徴がある（添付資料6.5.8）				
●補助給水流量が小さい : 「全交流動力電源喪失」では、蒸気発生器保有水量の回復が遅くなる傾向がある				
●余熱除去ポンプの注入特性（高圧時の注入流量が若干多い） : 「ECCS注水機能喪失（2インチ破断）」では、燃料が露出せず終始冠水状態となる				
●CV関連パラメータ（CV自由体積が若干小さく、格納容器再循環ユニットの除熱特性も若干低い） : 原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器雰囲気温度が高めに推移する傾向がある				
2-3) 有効性評価の主な項目（1/2）				
項目	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
格納容器破損モードの特徴	LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重量して、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。	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量して、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。	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量して、ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食、溶融炉心・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原子炉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、原子炉格納容器の破損に至る。	設計の相違 ・泊は格納容器スプレイの薬品にヒドラジンを使用しており、ヒドラジンの放射線分解も見込む（大飯と同様）

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

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

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<b>2-3) 有効性評価の主な項目 (2/2)</b>				
項目	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
格納容器破損防止対策	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、 <b>静的触媒式水素再結合装置</b> 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 <b>原子炉格納容器水素燃焼装置</b> を設置する。	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、 <b>静的触媒式水素再結合装置</b> 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 <b>原子炉格納容器水素燃焼装置</b> を設置する。	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、 <b>原子炉格納容器内水素処理装置</b> 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 <b>格納容器水素イグナイタ</b> を設置する。	相違なし  (PAR及びイグナイタの名称が泊と大飯、高浜では異なるが設備仕様は同様)
評価事故シーケンス	「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」			相違なし
有効性評価の結果 (評価項目等)	<b>原子炉格納容器内の水素濃度</b> ：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 <b>12.8vol%</b> 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、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。 <b>可燃性ガスの燃焼</b> ：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ダリにかかる圧力は、最高値は約 <b>0.50MPa [gage]</b> であり、原子炉格納容器の <b>最高使用圧力の2倍(0.78MPa [gage])</b> を下回り、原子炉格納容器バウダリの健全性は確保される。	<b>原子炉格納容器内の水素濃度</b> ：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 <b>11.5vol%</b> 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。 <b>可燃性ガスの燃焼</b> ：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ダリにかかる圧力は、最高値は約 <b>0.436MPa [gage]</b> であり、原子炉格納容器の <b>最高使用圧力の2倍(0.566MPa [gage])</b> を下回り、原子炉格納容器バウダリの健全性は確保される。	<b>原子炉格納容器内の水素濃度</b> ：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 <b>11.7vol%</b> 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。 <b>可燃性ガスの燃焼</b> ：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ダリにかかる圧力は、最高値は約 <b>0.443MPa [gage]</b> であり、原子炉格納容器の <b>限界圧力0.566MPa [gage]</b> を下回り、原子炉格納容器バウダリの健全性は確保される。	解析結果の相違 ・水素発生量及び原子炉格納容器の自由体積等の相違により最大の水素濃度が異なる ・泊、高浜と大飯では原子炉格納容器の違い(泊・高浜：鋼製CV、大飯：PCCV)による原子炉下部キャビティの構造の違い等により水素濃度が高くなる区画が異なる  解析結果の相違 ・原子炉格納容器の自由体積等の相違により原子炉格納容器バウダリにかかる圧力の最大値が異なる

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.4 水素燃焼

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<b>2-4) 主な相違</b>				
項目	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
イグナイタの起動タイミング	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。	大飯と同じ	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。	設計の相違 ・イグナイタの起動は、大飯、高浜は非常用炉心冷却設備作動信号により自動起動するが、泊は手動起動
感度解析結果（熔融炉心・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）	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、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、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。	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、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、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12.3vol%であり、13vol%を下回ることを確認した。	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、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、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。	解析結果の相違 ・大飯は感度解析でPAR及びイグナイタに期待しているが、泊、高浜はMCCIによる追加水素分についてはPAR及びイグナイタに期待せずとも13vol%を下回る
<b>2-5) 相違理由の省略</b>				
相違理由	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違が生じている理由
設備名称の相違	静的触媒式水素再結合装置	静的触媒式水素再結合装置	原子炉格納容器内水素処理装置	－
	原子炉格納容器水素燃焼装置	原子炉格納容器水素燃焼装置	格納容器水素イグナイタ	－
	恒設代替低圧注水ポンプ	恒設代替低圧注水ポンプ	代替格納容器スプレイポンプ	－
	空冷式非常用発電装置	空冷式非常用発電装置	代替非常用発電機	－
	B充てんポンプ（自己冷却）	B充てん/高圧注入ポンプ（自己冷却）	B-充てんポンプ（自己冷却）	－
	可搬型格納容器水素ガス濃度計	可搬型格納容器内水素濃度計測装置	可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット	－
	燃料取替用水ビット	燃料取替用水タンク	燃料取替用水ビット	－
	A、D格納容器再循環ユニット	A、B格納容器再循環ユニット	C、D-格納容器再循環ユニット	－
	大容量ポンプ	大容量ポンプ	可搬型大型送水ポンプ車	－
記載表現の相違	原子炉下部キャビティ	原子炉格納容器床	原子炉下部キャビティ	（大飯と同様）
	開処置/開操作	開放	開処置/開操作	（大飯と同様）
	1次冷却系	1次系	1次冷却系	（大飯と同様）
	低下	低下	減少	1次冷却系の保有"水量"に対して低下ではなく減少がより適正と判断
	動作	作動	動作	（大飯と同様）

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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</p> <p>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、TEI、SED、AEI、SEI、SLI、TED、SEW、TEW、AEW、SLW及びAEDがある。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「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して、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、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。</p> <p>また、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</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</p> <p>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、TEI、SED、AEI、SEI、SLI、TED、SEW、TEW、AEW、SLW及びAEDがある。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「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して、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、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。</p> <p>また、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</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</p> <p>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、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。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「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。</p> <p>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。</p> <p>したがって、本格納容器破損モードでは、窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化によって、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。</p> <p>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</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</p> <p>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、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、TEI、SED、SEI、TED、AEI、SLW、TEW、AEW、SLI、SEW及びAEDがある。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方</p> <p>格納容器破損モード「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発生する水素によって格納容器内の水素濃度が上昇する。</p> <p>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原子炉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、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、原子炉格納容器内水素処理装置によって継続的に発生する水素を処理し、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。</p> <p>また、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</p>	<p>【大阪 高浜】 記載順の相違</p> <p>【高浜】 記号の相違 ・泊は格納容器スプレイの薬品にヒドラジンを使用しており、ヒドラジンの放射線分解も見込（大阪と同様）</p> <p>【大阪 高浜】 記載方針の相違（女川定義の反映） ・具体が設備を記載</p>

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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。</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、<b>静的触媒式水素再結合装置</b>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<b>原子炉格納容器水素燃焼装置</b>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</p>	<p>伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、<b>原子炉格納容器床</b>へ注水し<b>原子炉格納容器床</b>に落下した熔融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <p>(3) 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、<b>静的触媒式水素再結合装置</b>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<b>原子炉格納容器水素燃焼装置</b>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</p>	<p>炉心・コンクリート相互作用」のとおり、<b>格納容器下部注水</b>によって水素発生を抑制する。</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、本格格納容器破損モードによる格納容器の破損を防止する上では、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、<b>熔融炉心・コンクリート相互作用</b>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、<b>窒素置換</b>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>伴う非凝縮性ガスの発生を抑制するため、<b>代替格納容器スプレイポンプ</b>によって原子炉下部キャビティへ注水し原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。</p> <p>(3) 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、<b>原子炉格納容器内水素処理装置</b>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<b>格納容器水素イグナイタ</b>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</p>	<p>【大綱】                      記載表現の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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3号炉及び4号炉同時の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。</p> <p>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</p>	<p>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装置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3.4.1.1図に、対応手順の概要を第3.4.1.2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3.4.1.1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3号炉及び4号炉同時の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本部要員で構成され、合計24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・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（内1号炉及び2号炉中央制御室要員2名）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4名、関係各所に通報連絡等を行う本部要員は6名である。この必要な要員と作業項目について第3.4.1.3図に示す。</p> <p>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、84名で対処可能である。</p>		<p>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の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における評価事故シーケンスにおいて、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。その内訳は次のとおりである。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、関係各所に通報連絡等を行う災害対策本部要員が3名である。必要な要員と作業項目について第7.2.4.3図に示す。</p> <p>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、20名で対処可能である。</p>	<p>【大阪 高岡】 記載表現の相違（女川 実質の反映）</p> <p>【大阪 高岡】 記載表現の相違（女川 実質の反映）</p> <p>【大阪 高岡】 体制の相違 ・シングルプラン トとツインプラン による相違 を除けば、対応内 容、要員数ともに 同等</p> <p>【大阪 高岡】 体制の相違 ・要員補員の差異</p> <p>【大阪】 記載方針の相違</p>



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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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。</p> <p>また、本評価事故シナリオにおいては、1次冷却材喪失を想定しており、その手順については「2.6 ECCS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</p> <p>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、<b>高圧</b>注入系及び<b>低圧</b>注入系の<b>動作不能</b>、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。</p> <p>事象の発生及び対応処置に必要な計装設備は、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</p> <p>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>なお、本評価事故シナリオにおいては、1次冷却材喪失を想定しており、その手順については「2.6 ECCS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</p> <p>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、<b>低圧</b>注入系・<b>高圧</b>注入系の<b>作動不能</b>、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。</p> <p>事象の発生及び対応処置に必要な計装設備は、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</p> <p>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>また、本評価事故シナリオにおいては、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</p> <p>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、<b>低圧</b>注入系及び<b>高圧</b>注入系の<b>動作不能</b>、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。</p> <p>事象の発生及び対応処置に必要な計装設備は、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</p> <p>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、<b>蓄電池（非常用）</b>による</p>	<p>・泊評価事故シナリオ以外の事故シナリオに必要な要員の内訳は資料で示しており、本文には記載していない（泊の他事故との整合）</p> <p>【大阪 高圧詞 記載表現の相違 【大阪 高圧詞</p>

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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ュ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>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/高圧注入ポンプ（自己冷却）、加圧器逃がし弁及びアニュラス空気浄化設備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放並びに消防ポンプの準備を開始する。</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・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>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ュラス空気浄化系の空気作動弁及びダンパへの代替空気供給、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>記載方針の相違                      ・泊3号炉の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（伊方と同様）</p> <p>【大阪 高浜】                      設備名称の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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>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)</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>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、蒸気発生器補助給水流量等である。</p> <p>f. 低圧注入系・高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、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。</p> <p>また、所内電源及び外部電源喪失が発生しておらず、1次冷却材漏えいにより非常用炉心冷却設備作動</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>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、低圧注入流量、高圧注入流量等の指示により、低圧注入系及び高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。</p>	<p>【大阪 高岡】                      設備名称の相違                      【大阪】                      設計の相違                      【大阪 高岡】                      設備名称の相違                      【高岡】                      記載表現の相違                      【大阪】                      添付資料の相違                      ・泊では真空断がし装置が設置されているが、大阪はCVに真空断断が設置されていないため、CVスプレイ動作に伴う急減圧によるCVへの影響を考察                      【高岡】                      設計の相違                      ・イグナイタの起動時、</p>

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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</p> <p>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</p> <p>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</p>	<p>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。</p> <p>低圧注入系・高圧注入系の動作不能の確認に必要な計装設備は、高圧安全注入流量等であり、格納容器スプレイ自動作動の確認に必要な計装設備は、格納容器スプレイ流量積算等である。</p> <p>g. 原子炉格納容器水素燃焼装置の起動</p> <p>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. 可搬型格納容器内水素濃度計測装置の準備</p> <p>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装置の準備を開始する。</p> <p>可搬型格納容器内水素濃度計測装置の準備に必要な計装設備は、1</p>		<p>低圧注入系及び高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、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</p> <p>炉心出口温度指示が350℃到達又は非常用炉心冷却設備作動信号の発信を伴う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。</p> <p>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ログ水素濃度計測ユニットの準備</p> <p>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び可搬型アナログ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ナログ水</p>	<p>高浜は非常用炉心冷却設備作動信号により自動起動するが、泊は手動起動（伊方と同様）</p> <p>【高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪 高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪 高浜】 設備の相違 ・差異理由については項目を参照（伊方と同様）</p> <p>【大阪 高浜】 記載方針の相違 ・泊はアナログ部の水素濃度計測についても記載する方針（伊方と同様）</p> <p>【大阪 高浜】</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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 1×10<sup>5</sup>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。</p>	<p>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 1×10<sup>5</sup>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。                      （基準適合性 52 条 補足 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、可搬型格納容器内水素濃度計測装置の準備が整い次第、原子炉格納容器内水素濃度の測定を開始する。</p>		<p>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 1×10<sup>5</sup>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動作状況の確認                      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ニュ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ニュ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</p>	<p>設備名称の相違</p> <p>【大阪 高岡】 設備名称の相違</p> <p>【大阪 高岡】 記載表現の相違 ・具体的なパラメータ名称を記載している ④伊方と同様</p> <p>【大阪 高岡】 記載方針の相違 ・差異理由が明記されていない リ（7ページ参照）</p>

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(添付資料 3.1.1.2)</p> <p>1. 1次冷却系強制減圧</p> <p>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(窒素ポンベ接続)の供給準備が完了次第、加圧器逃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熔融炉心・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熔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</p>	<p>(添付資料 3.1.1.2)</p> <p>1. 1次系強制減圧</p> <p>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、窒素ポンベ(加圧器逃がし弁作動)による駆動用空気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、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熔融炉心・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/高圧注入ポンプ(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熔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広域水位67%)を確保し、格納容器再循環サンプ広域水位計指示が67%から</p>		<p>格納容器内水素濃度及びアニュラス内水素濃度の測定を開始する。</p> <p>(添付資料 7.2.1.1.2)</p> <p>1. 1次冷却系強制減圧</p> <p>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作用可搬型窒素ガスポンベによる駆動用空気の供給準備が完了次第、加圧器逃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、加圧器逃がし弁操作作用バッテリーも準備する。</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(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熔融炉心・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熔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)指示が71%)を確保し、格納容器再循環サンプ水位(広域)</p>	<p>【大阪 高岡】 設備名称の相違</p> <p>【大阪 高岡】 設備名称の相違</p> <p>【大阪 高岡】 設備名称の相違</p> <p>【大阪 高岡】 設備名称の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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>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。                      (添付資料 2.2.7、3.1.1.3、3.4.2)</p> <p>n. アンユラス空気浄化系及び中央制</p>	<p>77%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タンク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、格納容器広域圧力等である。</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>格納容器スプレイ系再循環切替に必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等である。                      (添付資料2.2.7、3.1.1.3、3.4.1)</p> <p>n. アンユラス空気浄化系及び中央制</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>	<p>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り替え、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>格納容器スプレイ系再循環切替に必要な計装設備は、燃料取替用水ピット水位等である。                      (添付資料7.1.2.3、7.2.1.1.3、7.2.4.1)</p> <p>n. アンユラス空気浄化系及び中央制</p>	<p>設計の相違</p> <p>【大阪 高浜】                      設計の相違                      ・代替格納容器スプレイに関しては、大阪、高浜は燃料取替用水タンクと海水を水源とする2種類のポンプを使用するが、泊は燃料取替用水ピットを水源とするポンプを使用し、燃料取替用水ピットが枯渇する前まで海水を補給することでスプレイを継続する（1台のポンプでスプレイを継続する点では伊方と同様）</p> <p>【大阪 高浜】                      設備名称の相違</p> <p>【大阪 高浜】                      設計の相違                      ・再循環切替は大阪、高浜は自動だが、泊は手動切替（伊方と同様）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>御室非常用循環系の起動</p> <p>全交流動力電源喪失時、アンユラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアンユラス空気浄化系ダンパの代替空気(窒素ボンベ接続)供給を行い、アン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</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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>御室非常用循環系の起動</p> <p>全交流動力電源喪失時、アンユラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアンユラス空気浄化系ダンパの代替空気(窒素ボンベ接続)供給を行い、アン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</p> <p>A、B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。</p> <p>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が使用できない場合は、大容量ポンプを用いたA、B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。</p> <p>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>(添付資料 2.2.8)</p>		<p>御室非常用循環系の起動</p> <p>全交流動力電源喪失時、アンユラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策として、現場でアンユラス空気浄化系の空気作動弁及びダンパへの代替空気供給(窒素ボンベ接続)を行い、B-アン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</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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>【大阪 高岡】                  図中の相違                  【大阪 高岡】                  設備名称の相違</p> <p>【高岡】                  添付資料の相違                  ・高浜では添付資料2.2.8にて、大容量ポンプ車の運用変更（MP代替機能と放水機能の兼用を取り止め各々整備）を説明している。                  泊は当初より可搬型大型送水ポンプ車を各々</p>



7.2.4 水素燃焼

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

大阪発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
				整備しており運用変更は実施していない

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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、<b>事故進展</b>が早くなり、</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>・中破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失する事故</li> <li>・大破断LOCA時に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、<b>事象進展</b>が早くなり、初期</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>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 零圧気圧力・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 零圧気圧力・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、サブレー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>プラント損傷状態の選定結果については、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格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、<b>事象進展</b>が早くなり、初期</p>	<p>【女川】 記載方針の相違 ・FWRは初めに厳しいプラント損傷状態を選定し、その後選定されたプラント損傷状態の中から評価事故シーケンスを選定する過程を記載</p> <p>【高浜】 設備の相違 ・泊非プースティンクプラントであり、高圧再循環系を削除するため、想定事故シーケンスが異なる（大破と同様）</p> <p>【大川】</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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機能が喪失する事故」を選定する。</p> <p>(添付資料3.4.3)</p> <p>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溶融炉心の熱伝達</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・溶融</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> </ul>	<p>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る事故」を選定する。</p> <p>(添付資料3.4.2)</p> <p>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</li> <li>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溶融炉心の熱伝達</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器破損・溶融</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</li> </ul>	<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</p> <p>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>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る事故」を選定する。</p> <p>(添付資料7.2.4.2)</p> <p>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溶融炉心の熱伝達</li> <li>炉心損傷後の原子炉容器破損・溶融</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> </ul>	<p>記載表現の相違</p> <p>・泊は事象進展で統一（女川と同様）</p> <p>【女川】</p> <p>記載表現の相違</p> <p>・FWRは炉心や原子炉容器などの分類の重要現象を箇条書きにしている</p> <p>【大浜】</p> <p>記載表現の相違</p> <p>【高浜】</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>・炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料-冷却材相互作用</p> <p>・炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり</p> <p>・炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱</p> <p>・炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝達</p> <p>・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生</p> <p>・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動</p> <p>本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、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> </ul>	<p>・炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料-冷却材相互作用</p> <p>・炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり</p> <p>・炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱</p> <p>・炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝達</p> <p>・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生</p> <p>・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動</p> <p>本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、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> </ul>	<p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント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>・炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料-冷却材相互作用</p> <p>・炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり</p> <p>・炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱</p> <p>・炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝達</p> <p>・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生</p> <p>・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動</p> <p>本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉系及び原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の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により燃料最高温度、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器雰囲気温度等の過渡応答を求める。</p> <p>なお、MAAPは、大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、事象初期においては有効性評価と同様の事象進展となる原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における評価結果を参照する。</p> <p>(添付資料7.1.4.3、7.2.1.1.4、7.2.1.1.5)</p> <p>また、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> </ul>	<p>記載表現の相違</p> <p>【大阪 高岡】 記載表現の相違（女川 実装の反映）</p> <p>【大阪 高岡】 記載表現の相違 ・他の破損モードの記載と統一（大阪の過圧破損と同様の記載）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>・スプレイ冷却                      ・水素処理</p> <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。                      （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、<b>要員の配置による他の操作に与える影響</b>、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件                      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>・スプレイ冷却                      ・水素処理</p> <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。                      （添付資料 3.4.3）</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、<b>要員の配置による他の操作に与える影響</b>、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件                      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3.4.2.1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。                      （添付資料 3.4.4）</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>(2) 有効性評価の条件                      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                      (a) 酸素濃度                      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</p>	<p>・スプレイ冷却                      ・水素処理</p> <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。                      （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、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件                      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>【大阪 高浜】                      評価方針の相違（女川 実験の反映）</p>

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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、<b>1次冷却材管</b>（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><b>高圧</b>注入機能及び<b>低圧</b>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<b>ある</b>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<b>ように</b>、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) <b>水素の発生</b></p> <p>炉心内の<b>金属</b>－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、すべての熔融炉心が原子炉容器外に落下して炉外に流出した溶</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、<b>1次冷却材配管</b>（口径約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><b>低圧</b>注入機能及び<b>高圧</b>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<b>ある</b>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<b>ように</b>、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) <b>水素の発生</b></p> <p>炉心内の<b>金属</b>－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、すべての熔融炉心が原子炉容器外に落下して炉外に流出した熔融炉心</p>	<p>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、<b>解析コードMAAP</b>の評価結果から得られた値を用いた。これは、<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</b>の評価結果で</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、<b>1次冷却材配管</b>（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><b>低圧</b>注入機能及び<b>高圧</b>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<b>使用できる</b>ものとする。</p> <p><b>外部電源がある場合</b>、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<b>事象進展が厳しくなる。このため</b>、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) 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<b>ジルコニウム</b>－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、すべての熔融炉心が原子炉容器外に落下して炉外に流出し</p>	<p>【大阪、高浜】 記載表現の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映） ・女川の外部電源の使用できるケースの記載に合わせた</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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、アルミニウム及び亜鉛を考慮し、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>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、水の放射線分解及び金属腐食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、アルミニウム及び亜鉛を考慮し、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。</p> <p>(添付資料 3.4.5)</p>	<p>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、サブ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、サブ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>格納容器内の亜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</p>	<p>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>(e) 水及びヒドラジンの放射線分解による水素の生成割合並びに金属腐食等による水素発生量</p> <p>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、アルミニウム及び亜鉛を考慮し、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>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【高浜】 設計の相違</p> <p>・泊3号格納容器スプレイの薬品にヒドラジンを使用しており、ヒドラジンの放射線分解も見込のため（大阪と同様）</p>

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(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ダリにかかる圧力の評価においては、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</p> <p>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。</p> <p>(添付資料 3.4.7)</p> <p>(b) 原子炉格納容器水素燃焼装置</p> <p>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</p>	<p>(e) 水素の燃焼</p> <p>第3.4.2.2図に示すとおり、原子炉格納容器バウダリにかかる圧力の評価においては、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</p> <p>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。</p> <p>(添付資料 3.4.6)</p> <p>(b) 原子炉格納容器水素燃焼装置</p> <p>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</p>	<p>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>(f) 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ダリにかかる圧力の評価においては、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) 原子炉トリップ信号</p> <p>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するものとする。</p> <p>(b) 原子炉格納容器内水素処理装置</p> <p>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。</p> <p>(添付資料7.2.4.6)</p> <p>(c) 格納容器水素イグナイタ</p> <p>実機においては格納容器水素イグナイタを12個（予備1個（ドーム部））設置しているが、解析にお</p>	<p>【大阪 高浜】 記載方針の相違（女川実機の反映）</p> <p>【高浜】 記載方針の相違</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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>(3) 有効性評価の結果 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 事象発生後、炉内の水が急激に減少</p>	<p>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>(3) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスの事象進展を第3.4.2.3図及び第3.4.2.4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3.4.2.5図から第3.4.2.7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3.4.2.8図及び第3.4.2.9図に示す。</p> <p>a. 事象進展 事象発生後、炉内の水が急激に減少</p>	<p>(3) 有効性評価の結果 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ブプレッションチェンバの気相濃度（ウェット条件、ドライ条件）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 事象進展は「3.1.2.2(4) a. 事象進</p>	<p>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>(d) 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>(3) 有効性評価の結果 本評価事故シーケンスの事象進展を第7.2.4.6図及び第7.2.4.7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7.2.4.8図から第7.2.4.10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7.2.4.11図及び第7.2.4.12図に示す。</p> <p>a. 事象進展 事象発生後、炉内の水が急激に減少</p>	

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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、事象発生の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</p>	<p>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24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1.3時間後に原子炉容器破損に至り、約3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。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間及びすべての溶融炉心が原子炉容器外に落下する時間を踏まえ、水素濃度を高く評価するよう保守的に短く設定する。そのため、ジルコニウム-水反応割合の補正期間は、事象発生の25分後から、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-水反応がほぼ収束する事象発生の約2.3時間までの期間とする。</p> <p>第3.4.2.8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、事象発生の25時間後においても低下傾向となる。</p> <p>また、第3.4.2.9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</p>	<p>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、サブプレッションチェンパ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>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。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7.2.4.11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原子炉格納容器内水素処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、事象発生の25時間後においても低下傾向となる。</p> <p>また、第7.2.4.12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</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪 高岡】          解析結果の相違</p> <p>【大阪 高岡】          解析結果の相違          ・泊と大阪ではCVの構造の違いにより下部キャビティの水の溜まり方が異なるため、事象進捗が異なる（高浜3/4号炉と同様）</p> <p>【高岡】          記載方針の相違</p> <p>【大岡】          解析結果の相違          ・泊と大阪では原子炉下部キャビティの構造の違いにより水素濃</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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ピ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イ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イ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、本評価事故シナシ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</p>	<p>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分布は一様となる。</p> <p>(添付資料 3.4.3、3.4.7、3.4.8)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉格納容器圧力は第 3.4.2.10 図に示すとおり、事象初期から格納容器スプレイ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(0.56MPa [gage])を下回る。</p> <p>原子炉格納容器雰囲気温度は第 3.4.2.11 図に示すとおり、事象初期から格納容器スプレイ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c.に示す評価項目については、本評価事故シナシ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</p>	<p>b. 評価項目等</p>	<p>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 7.2.4.13 図に示すとおり、事象初期から格納容器スプレイ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の最大値は原子炉格納容器の限界圧力0.56MPa[gage]を超えない。</p> <p>原子炉格納容器雰囲気温度は、第 7.2.4.14 図に示すとおり、事象初期から格納容器スプレイ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の最高値は限界温度200℃を超えない。</p>	<p>度の異なる区画の異なる</p> <p>【大綱】 記載表現の相違</p> <p>【大綱】 記号の相違</p> <p>【大阪 高岡】 記載箇所の相違 ・泊3号機の有効性を確認する評価項目は後段に記載(女川と同様)</p>

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ことから、環境に放出される放射性物質が多くなる[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時の約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、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、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ダリの健全性は確保される。</p>	<p>とから、環境に放出される放射性物質が多くなる[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3.4.2.12図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生時の約1.3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]以下を下回る。</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度は第3.4.2.8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11.5vol%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。</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ダリにかかる圧力は、最高値は約0.436MPa[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ダリの健全性は確保される。</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、事象発生時の約11時間後から約24時間後までの間、ドライウエルにおける酸素濃度が可燃限界である5vol%を上回る。この間、ウェット条件では、LOCA後のブローダウンによって、ドライウエルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサブプレッションチェンバに送り込まれ、破断口から供給される水蒸気でドライウエル内が満たされるため、ドライウエル内のほぼ100%が水蒸気となっている。そのため、この間のドライ条件でのドライウエル内の気体組成は、ほぼ水の放射線分解によって生じる水素及び酸素の割合となり、そのウェット条件での酸素濃度は1vol%未満(約0.007vol%)である。また、</p>	<p>1次冷却材圧力は第7.2.4.15図に示すとおり、原子炉容器破損に至る事象発生時の約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]以下に低減されている。</p> <p>原子炉格納容器内の水素濃度は、第7.2.4.11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。</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、原子炉格納容器の限界圧力0.566MPa[gage]を下回り、原子炉格納容器バウダリの健全性は確保される。</p>	<p>【大阪 高浜】                  解析結果の相違</p> <p>【大阪 高浜】                  解析結果の相違                  ・泊と大阪では原子炉下部キャビティの構造の違い等により水素濃度が高くなる区画が異なる</p> <p>【大阪 高浜】                  解析結果の相違</p> <p>【大阪】                  設計の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>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5vol%を上回ることはない。</p> <p>事象発生の約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、格納容器ペントによって、その水素濃度及び酸素濃度を低減することで、安</p>		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p><b>【再掲】</b></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「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>「1.2.2.2 有効性を確認するため</p>	<p><b>【再掲】</b></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c.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「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>e. 及び h. に示す評価項目について</p>	<p>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える。</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</p>	<p>本評価では、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)、(2)、(4)、(6)及び(7)の評価項目について、対策の有効性を確認した。(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、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」及び「7.2.1.2 格納容器過温破損」にて評価項目を満足することを確認している。</p> <p>「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(3)の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「7.2.1.1 格納容器過圧破損」にて評価項目を満足することを確認している。</p> <p>「6.2.2.2 有効性を確認するため</p>	<p>【大阪 高岡】 記載表現の相違（女川 実質的な相違）</p> <p>【大阪 高岡】 記載表現の相違（女川 実質的な相違）</p> <p>【大阪 高岡】</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.4 水素燃焼

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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ナジェンズ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、熔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熔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熔融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 熔融炉心・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熔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>は、格納容器スプレイに失敗することで本評価事故シナジェンズ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、熔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熔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熔融燃料-冷却材相互作用」及び「3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」において、評価項目を満足することを確認する。</p> <p>第3.4.2.10図及び第3.4.2.11図に示すとおり、事象発生の約4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熔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 3.4.3、3.4.9、3.4.10)</p>	<p>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>【再掲】</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>の「評価項目の設定」に示す(5)及び(8)の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ナジェンズ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、熔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熔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熔融燃料-冷却材相互作用」及び「7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用」にて評価項目を満足している。</p> <p>第7.2.4.13図及び第7.2.4.14図に示すとおり、事象発生の約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熔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、安定状態が確立する。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>記載表現の相違(女川 実装の反映)</p> <p>【大飯 高浜 解新保課の相違】</p>

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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、<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、<b>静的触媒式水素再結合装置</b>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>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、<b>静的触媒式水素再結合装置</b>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>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</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、<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、<b>静的触媒式水素再結合装置</b>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>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、<b>静的触媒式水素再結合装置</b>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>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</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>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>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及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>本評価事故シーケンスは、<b>原子炉格納容器内水素処理装置</b>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>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>本評価事故シーケンスは、「7.2.4.2(2) 有効性評価の条件」に示すとおり、<b>原子炉格納容器内水素処理装置</b>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>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</p>	<p>【大阪 高浜】                  評価方針の相違（女川 静電的破壊）</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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>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溶解炉心挙動モデルは、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>炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・熔融に係る解析コードの溶解炉心挙動モデルは、原子炉容</p>	<p>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>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溶解炉心挙動モデルは、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>炉心損傷後の原子炉容器破損及び熔融に係る解析コードの溶解炉心挙動モデルは、原子炉容器破損時間の判</p>		<p>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>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溶解炉心挙動モデルは、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>炉心損傷後の原子炉容器破損及び熔融に係る解析コードの溶解炉心挙動モデルは、原子炉容器破損時間の判</p>	<p>【高】 記載表現の相違</p> <p>【大】 記載表現の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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熔融炉心の拡がり、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、熔融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの熔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」において熔融炉心・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、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、<b>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。</b>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</p>	<p>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熔融炉心の拡がり、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、熔融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの熔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」において熔融炉心・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、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、<b>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12.3vol%であり、13vol%を下回ることを確認した。</b>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。<b>なお、追加発生となる水素については、静的触媒式水素再結合装置及び原子炉格納</b></p>	<p>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熔融炉心の拡がり、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、熔融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの熔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」において熔融炉心・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、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、<b>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。</b>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。<b>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</b></p>	<p>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熔融炉心の拡がり、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、熔融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの熔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」において熔融炉心・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、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、<b>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。</b>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。<b>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</b></p>	<p>【大綱】                  記載方針の相違                  【大阪 高岡】                  解析結果の相違                  【大綱】                  解析結果の相違                  ・大阪は感度解析でイグナイタご期待してい</p>

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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<b>最確値</b>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、<b>原則</b>、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さ</p>	<p>容器水素燃焼装置により処理が可能である。</p> <p>(添付資料 3.4.11)</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、「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3.4.2.1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の<b>最確値</b>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、<b>原則</b>、評価項目となるパラメータに対する余</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、<b>「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」</b>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</p>	<p>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、<b>最確条件</b>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、評価項目となるパラメータに対する余裕が小</p>	<p>るが、泊、高浜イグナイタに期待せずとも130%を下回る</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>くなるような設定としている。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、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>(a) 運転員等操作時間に与える影響                      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>裕が小さくなるような設定としている。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（標準値）、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、並びに標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量、燃料取替用水タンク容量、水の放射線分解及び金属腐食量に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響                      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>目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響                      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、水素発生量が変動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</p>	<p>さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与え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に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響                      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>相違理由</p> <p>【高浜】                      記載内容の相違                      ・泊3号炉の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に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>【女川】                      記載方針の相違                      ・泊、大阪、高浜の水素濃度低減のための運転員等操作がないが、女川は運転員等操作があるため運転員等操作時間に与える影響を記載している</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(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</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</p>	<p>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>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</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉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</p>	

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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>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11.7vol%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2kgの未反応分の水素が生じ、水素濃度としては約0.03vol%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>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</p>	<p>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>機器条件の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>【大阪 高浜】 解析結果の相違</p> <p>【高浜】 解析結果の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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、<b>静的触媒式水素再結合装置</b>の効果を期待しなかったとしても水素濃度は<b>約12.9vol%</b>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<b>原子炉格納容器水素燃焼装置</b>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、<b>静的触媒式水素再結合装置</b>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>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、<b>静的触媒式水素再結合装置</b>の効果を期待しなかったとしても水素濃度は<b>約11.7vol%</b>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<b>原子炉格納容器水素燃焼装置</b>を設置している。原子炉格納容器水素燃焼装置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3.4.2.13図及び第3.4.2.14図に示す。「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、<b>静的触媒式水素再結合装置</b>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><b>蒸気発生器2次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定し</b></p>	<p>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、本評価事故シナリオ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</p>	<p><b>事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、地震によりExcess LOCAが発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により、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、<b>原子炉格納容器内水素処理装置</b>の効果を期待しなかったとしても水素濃度は<b>約11.8vol%</b>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。</b></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<b>格納容器水素イグナイタ</b>を設置している。<b>格納容器水素イグナイタ</b>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7.2.4.16図及び第7.2.4.17図に示す。<b>格納容器水素イグナイタ</b>の効果は、<b>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</b>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><b>【大阪 高浜】</b>  <b>解析結果の相違</b></p> <p><b>【大阪】</b>  <b>記載方針の相違</b></p> <p><b>【大阪 高浜】</b>  <b>評価方針の相違</b></p> <p><b>・高浜の工認の状況を</b>  <b>受け、泊ではイグナイタの評価は最大限の水素発生量を見込んだ評価とした</b></p> <p><b>【高浜】</b>  <b>評価方針の相違</b></p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>ている保有水量に対して多くなるが、本評価事故シーケンスは大破断LOCAを想定しており、2次系からの冷却効果はわずかであり、さらに、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>燃料取替用水タンク容量を最確値とした場合、解析条件で設定している容量より少なくなるため再循環開始時間が若干早くなるが、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>水の放射線分解による水素の生成割合は、水中の不純物、水の吸収線量及び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>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、事象発生の約3時間後から約24時間後までの間、ドライウエルにおける酸素濃度が可燃限界である5vol%を上回る。この間、LOCA後のブローダウンによって、ドライウエルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサブプレッションチェンバに送り込まれ、破断口から供給される水蒸気でドライウエル内が満たされるため、ドライウエル内のほぼ100%が水蒸気となっている。そのため、この間のドライ条件でのドライウエル内の気体組成は、ほぼ水の放射線分解によって生じる水素及び酸素の割合となり、そのウェット条件での酸素濃度は1vol%未満</p>		<p>・泊3号炉の設計のため不確かさの影響評価の対象外（大阪と同様）</p> <p>【高評】 評価方針の相違 ・同上</p> <p>【高評】 評価方針の相違 ・同上</p> <p>【高評】 評価方針の相違 ・同上</p>



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>(約0.05vol%)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エ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、仮にドライウエル内の水蒸気が凝縮してドライウエル内の圧力が低下し、相対的に水素濃度及び酸素濃度が上昇しても、ドライウエル内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を上回る前に、サブプレッションチェンバから酸素濃度が5.0vol%未満の気体が流入する。このため、この間においてドライウエルの酸素濃度が現実に可燃限界である5vol%を上回ることはない。事象発生から約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エルにおいて約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</p>		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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</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</p>	<p>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>本評価事故シナリオ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>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操</p>	<p>【大阪 高浜 評価方針の相違(女川 実質的相違)</p>

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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する。このため、<b>要員の配置による他の操作</b>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>(3) 操作時間余裕の把握                      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<b>評価</b>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、<b>静的触媒式水素再結合装置</b>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>(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</p>	<p>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する。このため、<b>要員の配置による他の操作</b>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>(3) 操作時間余裕の把握                      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<b>評価</b>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、<b>静的触媒式水素再結合装置</b>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>(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</p>	<p>操作時間余裕の把握                      本評価事故シーケンスにおける<b>操作時間余裕の把握</b>は「3.1.2.3(3) 操作時間余裕の把握」と同様である。</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操作時間余裕を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時</p>	<p>作時間に与える影響を評価する。また、<b>運転員等操作時間</b>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、<b>評価結果</b>を以下に示す。</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、<b>運転員等操作時間</b>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>(3) 操作時間余裕の把握                      操作<b>開始時間</b>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<b>確認</b>し、その結果を以下に示す。</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、<b>原子炉格納容器内水素処理装置</b>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>(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</p>	<p>【大阪 高岡】                      評価方針の相違（女川 実績の反映）</p> <p>【大阪 高岡】                      記載表現の相違（女川 実績の反映）</p> <p>【大阪 高岡】                      評価方針の相違（女川 実績の反映）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>確かさ、並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、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、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、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。</p> <p>(添付資料 3.4.16)</p>	<p>確かさ、並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響を考慮した場合においても、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、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、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。</p> <p>(添付資料 3.4.15)</p>	<p>間を与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>このほか、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p>	<p>間を与える影響等を考慮した場合においても、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、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、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。</p> <p>(添付資料 7.2.4.15)</p>	<p>【大阪 高浜】                  評価方針の相違（女川                  実質の反映）</p>

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.4.4 必要な要員及び資源の評価                      (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                      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</p>	<p>3.4.4 必要な要員及び資源の評価                      (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 84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118名で対応可能である。</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                      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</p>	<p>3.4.4 必要な要員及び資源の評価                      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>【参考までに外部電源がある条件である「高圧・低圧注水機能喪失」の「必要な要員及び資源の評価」を記載】</p> <p>2.1.4 必要な要員及び資源の評価                      (1) 必要な要員の評価                      事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「2.1.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり 30名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員の 30名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価                      事故シーケンスグループ「高圧・低圧注水機能喪失」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>(添付資料 2.1.4)</p>	<p>7.2.4.4 必要な要員及び資源の評価                      (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、重大事故等対策時における必要な要員は、「7.2.4.1(3) 格納容器破損防止対策」に示すとおり 20名である。「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している中央制御室の運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）の 85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「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                      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」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪 高浜】                      体制の相違                      ・要員補填の差異</p> <p>【大阪 高浜】                      記載表現の相違（女川実装の反映）                      ・女川の炉心損傷防止の記載に合わせた</p> <p>【大阪 高浜】                      認知的相違                      ・泊はシングルプラント評価のためツインプ</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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>a. 水源</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. 燃料</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>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>a. 水源</p> <p>燃料取替用水タンク (1,600m<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、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位 (16%)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、格納容器スプレイ再循環運転を継続する。したがって、燃料取替用水タンク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. 燃料</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450.9kℓの重油が必要となる。</p>	<p>a. 水源</p> <p>低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による原子炉注水及び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については、7日間の対応を考慮すると、合計約3,800m<sup>3</sup>の水が必要となる。</p> <p>水源として、復水貯蔵タンクに約1,192m<sup>3</sup>及び淡水貯水槽に約10,000m<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。また、事象発生約10時間以降に淡水貯水槽の水を、大容量送水ポンプ (タイプI) により復水貯蔵タンクへ給水することで、復水貯蔵タンクを枯渇させることなく復水貯蔵タンクを水源とした7日間の注水継続実施が可能である。</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. 燃料</p> <p>大容量送水ポンプ (タイプI) による復水貯蔵タンクへの給水及び格納容器代替スプレイについては、保守的に事象発生直後からの大容量送水ポンプ (タイプI) 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。</p> <p>本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失して非常用ディーゼル発電機等による電源供給を想定し、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、約735kℓの軽油が必要と</p>	<p>a. 水源</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、以降は、格納容器再循環サンプを水源とするため、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. 燃料</p> <p>本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は想定していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機による電源供給を想定し、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、約527.1kℓの軽油が必要となる。</p>	<p>ラントでの評価である                  大阪、高浜と評価条件が異なる (伊方、女川と同様)</p> <p>【大阪、高浜】                  設計の相違</p> <p>【高浜】                  記載表現の相違</p> <p>【大阪、高浜】                  記載表現の相違 (女川実績の反映)</p> <p>【大阪、高浜】                  設計の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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>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2.8kℓ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453.7kℓ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等の合計油量(460kℓ)にて供給可能である。</p> <p>(添付資料 2.1.12)</p>	<p>なる。</p> <p>常設代替交流電源設備については、重大事故等対応に必要な電源供給は行わないものの、仮に外部電源喪失を想定した場合は自動起動することから、保守的に事象発生後24時間、緊急用電気品建屋への電源供給を想定した場合、約25kℓ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、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による復水貯蔵タンクへの給水等及び非常用ディーゼル発電機等による電源供給について、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809kℓ）。</p> <p>【再掲】</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、大容量送水ポンプ（タイプⅠ）による復水貯蔵タンクへの給水等及び非常用ディーゼル発電機等による電源供給について、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緊急時対策所用発電機の運転を想定すると、7日間の運転継続に約19.2kℓの軽油が必要となる。</p> <p>ディーゼル発電機燃料油貯蔵槽（約540kℓ）及び燃料タンク（SA）（約50kℓ）にて合計約590kℓの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、ディーゼル発電機による電源供給及び緊急時対策所への電源供給について、7日間の継続が可能である（合計使用量約546.3kℓ）。</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映） 【大阪、高浜】 設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映） 【大阪、高浜】 設計の相違 ・貯蔵槽容量の相違</p> <p>【高浜】 記載箇所の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>c. 電源</p> <p>外部電源の喪失は<b>仮定</b>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<b>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</b>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>c. 電源</p> <p>外部電源の喪失は<b>仮定</b>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<b>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</b>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>本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は<b>想定</b>していないが、仮に外部電源が喪失して<b>非常用ディーゼル発電機等</b>による電源供給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、<b>非常用ディーゼル発電機等の負荷</b>に含まれることから、<b>非常用ディーゼル発電機等</b>による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<b>電源車（緊急時対策所用）</b>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>本重要事故シーケンスの評価では外部電源の喪失は<b>想定</b>していないが、仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機による<b>電源供給</b>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、<b>ディーゼル発電機の負荷</b>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>また、緊急時対策所への電源供給を行う<b>緊急時対策所用発電機</b>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>(添付資料7.1.1.12)</p>	<p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映） ・緊急時の評価結果についても記載</p> <p>【高浜】 記載箇所の相違</p>



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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.4.5 結論</p> <p>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量する。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</b>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、<b>静的触媒式水素再結合装置</b>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<b>原子炉格納容器水素燃焼装置</b>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、<b>代替格納容器スプレイにより</b>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<b>可搬型格納容器水素ガス濃度計</b>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」の評価事故シーケンス「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量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</p>	<p>3.4.5 結論</p> <p>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量する。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。</b></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、<b>静的触媒式水素再結合装置</b>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<b>原子炉格納容器水素燃焼装置</b>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、<b>代替格納容器スプレイによって</b>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<b>可搬型格納容器内水素濃度計測装置</b>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」の評価事故シーケンス「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量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</p>	<p>3.4.5 結論</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」では、<b>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。</b></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、<b>窒素置換による格納容器内雰囲気の不活性化</b>を実施している。</p> <p>格納容器破損モード「水素燃焼」では、<b>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」について、有効性評価を行った。</b></p> <p>上記の場合においても、<b>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</b></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、<b>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</b>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って激しい燃焼が生じ、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、<b>原子炉格納容器内水素処理装置</b>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<b>格納容器水素イグナイタ</b>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、<b>代替格納容器スプレイにより</b>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<b>可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット</b>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」の評価事故シーケンス「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量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</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪 高浜】 記載表現の相違（女川 減衰の反映）</p> <p>【高浜】 設計の相違</p> <p>・泊は格納容器スプレイの薬品にヒドラジンを使用しており、ヒドラジンの放射線分解も見込む（大阪と同様）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3／4号炉	高浜発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>水素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、<b>静的触媒式水素再結合装置</b>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>その結果、原子炉格納容器バウ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、<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「3.1.1 格納容器過圧破損」、原子炉容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」、熔融炉心によるコンクリート侵食については「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<b>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。</b>また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対する影響はないことを確認した。</p> <p><b>重大事故等対策要員は、本格格納容器破損モードにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。</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</b></p>	<p>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、<b>静的触媒式水素再結合装置</b>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>その結果、原子炉格納容器バウ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、<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「3.1.1 格納容器過圧破損」、原子炉容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」、熔融炉心によるコンクリート侵食については「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<b>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。</b>また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対する影響はないことを確認した。</p> <p><b>重大事故等対策要員は、本格格納容器破損モードにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。</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</b></p>	<p><b>ことはなく、評価項目を満足している。</b>また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、<b>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、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、<b>窒素置換による格納容</b></p>	<p>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、<b>原子炉格納容器内水素処理装置</b>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>その結果、原子炉格納容器バウ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ダリにかかる圧力は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>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」、原子炉容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」、熔融炉心によるコンクリート侵食については「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について<b>確認した結果、</b>運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間に対する影響はないことを確認した。</p> <p><b>重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）にて確保可能である。</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>原子炉格納容器内水素</b></p>	<p>【大阪 高河】 記載表現の相違（女川 実装の反映）</p> <p>【大阪 高河】 記載表現の相違（女川 実装の反映）</p> <p>【大阪 高河】 記載表現の相違（女川 実装の反映）</p> <p>【大阪 高河】</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.4 水素燃焼

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																										
<p>第3.4.1表 「水素燃焼」における重大事故等対策について（1/5）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対策項目</th> <th>対策内容</th> <th>対策実施状況</th> <th>対策実施時期</th> <th>対策実施場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 炉内での水素燃焼防止</td> <td>LOCA、過渡現象、緊急冷却系故障等による炉内での水素燃焼防止のため、炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>2. 炉内での水素燃焼防止</td> <td>炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>3. 炉内での水素燃焼防止</td> <td>炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>4. 炉内での水素燃焼防止</td> <td>炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>5. 炉内での水素燃焼防止</td> <td>炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table>	対策項目	対策内容	対策実施状況	対策実施時期	対策実施場所	1. 炉内での水素燃焼防止	LOCA、過渡現象、緊急冷却系故障等による炉内での水素燃焼防止のため、炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。	-	-	-	2. 炉内での水素燃焼防止	炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。	-	-	-	3. 炉内での水素燃焼防止	炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。	-	-	-	4. 炉内での水素燃焼防止	炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。	-	-	-	5. 炉内での水素燃焼防止	炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。	-	-	-	<p>第3.4.1.1表 「水素燃焼」における重大事故等対策について（1/5）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対策項目</th> <th>対策内容</th> <th>対策実施状況</th> <th>対策実施時期</th> <th>対策実施場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 炉内での水素燃焼防止</td> <td>LOCA、過渡現象、緊急冷却系故障等による炉内での水素燃焼防止のため、炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>2. 炉内での水素燃焼防止</td> <td>炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>3. 炉内での水素燃焼防止</td> <td>炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>4. 炉内での水素燃焼防止</td> <td>炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>5. 炉内での水素燃焼防止</td> <td>炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>【1】は作動確認済事項については、重大事故等対策評価表に記載する。</p>	対策項目	対策内容	対策実施状況	対策実施時期	対策実施場所	1. 炉内での水素燃焼防止	LOCA、過渡現象、緊急冷却系故障等による炉内での水素燃焼防止のため、炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。	-	-	-	2. 炉内での水素燃焼防止	炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。	-	-	-	3. 炉内での水素燃焼防止	炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。	-	-	-	4. 炉内での水素燃焼防止	炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。	-	-	-	5. 炉内での水素燃焼防止	炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。	-	-	-		<p>第7.2.4.1表 「水素燃焼」の重大事故等対策について（1/5）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対策項目</th> <th>対策内容</th> <th>対策実施状況</th> <th>対策実施時期</th> <th>対策実施場所</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 炉内での水素燃焼防止</td> <td>LOCA、過渡現象、緊急冷却系故障等による炉内での水素燃焼防止のため、炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>2. 炉内での水素燃焼防止</td> <td>炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>3. 炉内での水素燃焼防止</td> <td>炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>4. 炉内での水素燃焼防止</td> <td>炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>5. 炉内での水素燃焼防止</td> <td>炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>※「重なり」の対策とされている設備を重大事故等対策評価表に記載しているもの</p>	対策項目	対策内容	対策実施状況	対策実施時期	対策実施場所	1. 炉内での水素燃焼防止	LOCA、過渡現象、緊急冷却系故障等による炉内での水素燃焼防止のため、炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。	-	-	-	2. 炉内での水素燃焼防止	炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。	-	-	-	3. 炉内での水素燃焼防止	炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。	-	-	-	4. 炉内での水素燃焼防止	炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。	-	-	-	5. 炉内での水素燃焼防止	炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。	-	-	-	<p>【大阪、高浜】          名称等の相違          ・設備仕様等の差異により「手順」「重大事故等対策設備」の記載、名称が異なる</p>
対策項目	対策内容	対策実施状況	対策実施時期	対策実施場所																																																																																										
1. 炉内での水素燃焼防止	LOCA、過渡現象、緊急冷却系故障等による炉内での水素燃焼防止のため、炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。	-	-	-																																																																																										
2. 炉内での水素燃焼防止	炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。	-	-	-																																																																																										
3. 炉内での水素燃焼防止	炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。	-	-	-																																																																																										
4. 炉内での水素燃焼防止	炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。	-	-	-																																																																																										
5. 炉内での水素燃焼防止	炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。	-	-	-																																																																																										
対策項目	対策内容	対策実施状況	対策実施時期	対策実施場所																																																																																										
1. 炉内での水素燃焼防止	LOCA、過渡現象、緊急冷却系故障等による炉内での水素燃焼防止のため、炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。	-	-	-																																																																																										
2. 炉内での水素燃焼防止	炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。	-	-	-																																																																																										
3. 炉内での水素燃焼防止	炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。	-	-	-																																																																																										
4. 炉内での水素燃焼防止	炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。	-	-	-																																																																																										
5. 炉内での水素燃焼防止	炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。	-	-	-																																																																																										
対策項目	対策内容	対策実施状況	対策実施時期	対策実施場所																																																																																										
1. 炉内での水素燃焼防止	LOCA、過渡現象、緊急冷却系故障等による炉内での水素燃焼防止のため、炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。	-	-	-																																																																																										
2. 炉内での水素燃焼防止	炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。	-	-	-																																																																																										
3. 炉内での水素燃焼防止	炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。	-	-	-																																																																																										
4. 炉内での水素燃焼防止	炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。	-	-	-																																																																																										
5. 炉内での水素燃焼防止	炉内での水素濃度を監視し、異常発生時には炉内での水素濃度を抑制するための対策を実施する。	-	-	-																																																																																										

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																				
<p>第7.5.4.1表 「水素燃焼」における重大事故等対策について（2/5）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>種別及び備考</th> <th>手帳</th> <th>重要設備</th> <th>主要設備</th> <th>計測設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 燃焼装置の構造</td> <td>燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。</td> <td>燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。</td> <td>燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。</td> <td>燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。</td> </tr> <tr> <td>2. 燃焼装置の運転</td> <td>燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。</td> <td>燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。</td> <td>燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。</td> <td>燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。</td> </tr> <tr> <td>3. 燃焼装置の停止</td> <td>燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。</td> <td>燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。</td> <td>燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。</td> <td>燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。</td> </tr> <tr> <td>4. 燃焼装置の保守</td> <td>燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。</td> <td>燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。</td> <td>燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。</td> <td>燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>【1】は有効性評価上顕著しない重要な事故等対策設備</p>	種別及び備考	手帳	重要設備	主要設備	計測設備	1. 燃焼装置の構造	燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。	燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。	燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。	燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。	2. 燃焼装置の運転	燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。	燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。	燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。	燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。	3. 燃焼装置の停止	燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。	燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。	燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。	燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。	4. 燃焼装置の保守	燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。	燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。	燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。	燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。	<p>第7.5.4.1表 「水素燃焼」における重大事故等対策について（2/5）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>種別及び備考</th> <th>手帳</th> <th>重要設備</th> <th>主要設備</th> <th>計測設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 燃焼装置の構造</td> <td>燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。</td> <td>燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。</td> <td>燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。</td> <td>燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。</td> </tr> <tr> <td>2. 燃焼装置の運転</td> <td>燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。</td> <td>燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。</td> <td>燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。</td> <td>燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。</td> </tr> <tr> <td>3. 燃焼装置の停止</td> <td>燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。</td> <td>燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。</td> <td>燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。</td> <td>燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。</td> </tr> <tr> <td>4. 燃焼装置の保守</td> <td>燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。</td> <td>燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。</td> <td>燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。</td> <td>燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>【1】は有効性評価上顕著しない重要な事故等対策設備</p>	種別及び備考	手帳	重要設備	主要設備	計測設備	1. 燃焼装置の構造	燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。	燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。	燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。	燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。	2. 燃焼装置の運転	燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。	燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。	燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。	燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。	3. 燃焼装置の停止	燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。	燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。	燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。	燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。	4. 燃焼装置の保守	燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。	燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。	燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。	燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。	<p>第7.5.4.1表 「水素燃焼」における重大事故等対策について（2/5）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>種別及び備考</th> <th>手帳</th> <th>重要設備</th> <th>主要設備</th> <th>計測設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 燃焼装置の構造</td> <td>燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。</td> <td>燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。</td> <td>燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。</td> <td>燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。</td> </tr> <tr> <td>2. 燃焼装置の運転</td> <td>燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。</td> <td>燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。</td> <td>燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。</td> <td>燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。</td> </tr> <tr> <td>3. 燃焼装置の停止</td> <td>燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。</td> <td>燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。</td> <td>燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。</td> <td>燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。</td> </tr> <tr> <td>4. 燃焼装置の保守</td> <td>燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。</td> <td>燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。</td> <td>燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。</td> <td>燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。</td> </tr> </tbody> </table>	種別及び備考	手帳	重要設備	主要設備	計測設備	1. 燃焼装置の構造	燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。	燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。	燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。	燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。	2. 燃焼装置の運転	燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。	燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。	燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。	燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。	3. 燃焼装置の停止	燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。	燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。	燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。	燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。	4. 燃焼装置の保守	燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。	燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。	燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。	燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。	<p>第7.5.4.1表 「水素燃焼」における重大事故等対策について（2/5）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>種別及び備考</th> <th>手帳</th> <th>重要設備</th> <th>主要設備</th> <th>計測設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 燃焼装置の構造</td> <td>燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。</td> <td>燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。</td> <td>燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。</td> <td>燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。</td> </tr> <tr> <td>2. 燃焼装置の運転</td> <td>燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。</td> <td>燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。</td> <td>燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。</td> <td>燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。</td> </tr> <tr> <td>3. 燃焼装置の停止</td> <td>燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。</td> <td>燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。</td> <td>燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。</td> <td>燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。</td> </tr> <tr> <td>4. 燃焼装置の保守</td> <td>燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。</td> <td>燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。</td> <td>燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。</td> <td>燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。</td> </tr> </tbody> </table> <p>【1】は有効性評価上顕著しない重要な事故等対策設備</p>	種別及び備考	手帳	重要設備	主要設備	計測設備	1. 燃焼装置の構造	燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。	燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。	燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。	燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。	2. 燃焼装置の運転	燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。	燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。	燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。	燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。	3. 燃焼装置の停止	燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。	燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。	燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。	燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。	4. 燃焼装置の保守	燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。	燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。	燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。	燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。	<p>相違理由</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>【大阪、高浜】                      名称等の相違                      ・設備仕様等の差異により「手帳」「重大事故等対処設備」の記載、名称が異なる</li> <li>【大阪、高浜】                      記載方針の相違（女川実績の反映）                      ・既許可の対象となつて、いる設備を重大事故等対処設備に位置付けるものと、及び重大事故等対処設備（設計基準値派）を識別</li> </ul>
種別及び備考	手帳	重要設備	主要設備	計測設備																																																																																																				
1. 燃焼装置の構造	燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。	燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。	燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。	燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。																																																																																																				
2. 燃焼装置の運転	燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。	燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。	燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。	燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。																																																																																																				
3. 燃焼装置の停止	燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。	燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。	燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。	燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。																																																																																																				
4. 燃焼装置の保守	燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。	燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。	燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。	燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。																																																																																																				
種別及び備考	手帳	重要設備	主要設備	計測設備																																																																																																				
1. 燃焼装置の構造	燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。	燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。	燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。	燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。																																																																																																				
2. 燃焼装置の運転	燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。	燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。	燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。	燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。																																																																																																				
3. 燃焼装置の停止	燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。	燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。	燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。	燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。																																																																																																				
4. 燃焼装置の保守	燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。	燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。	燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。	燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。																																																																																																				
種別及び備考	手帳	重要設備	主要設備	計測設備																																																																																																				
1. 燃焼装置の構造	燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。	燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。	燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。	燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。																																																																																																				
2. 燃焼装置の運転	燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。	燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。	燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。	燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。																																																																																																				
3. 燃焼装置の停止	燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。	燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。	燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。	燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。																																																																																																				
4. 燃焼装置の保守	燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。	燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。	燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。	燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。																																																																																																				
種別及び備考	手帳	重要設備	主要設備	計測設備																																																																																																				
1. 燃焼装置の構造	燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。	燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。	燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。	燃焼装置の構造は、燃焼装置の構造図を参照する。																																																																																																				
2. 燃焼装置の運転	燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。	燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。	燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。	燃焼装置の運転は、燃焼装置の運転図を参照する。																																																																																																				
3. 燃焼装置の停止	燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。	燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。	燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。	燃焼装置の停止は、燃焼装置の停止図を参照する。																																																																																																				
4. 燃焼装置の保守	燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。	燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。	燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。	燃焼装置の保守は、燃焼装置の保守図を参照する。																																																																																																				

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																
<p>第 3.4.1 表 「水素燃焼」における重大事故等分類について（3/5）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対策及び備考</th> <th>手続</th> <th>実効設備</th> <th>運用設備</th> <th>相違設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 炉心温度の監視</td> <td>炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>2. 炉心温度の監視</td> <td>炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>3. 炉心温度の監視</td> <td>炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>【】は実効設備上未備していない高浜発電所3号炉の相違設備</p>	対策及び備考	手続	実効設備	運用設備	相違設備	1. 炉心温度の監視	炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。				2. 炉心温度の監視	炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。				3. 炉心温度の監視	炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。				<p>第 3.4.1.1 表 「水素燃焼」における重大事故等分類について（3/5）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対策及び備考</th> <th>手続</th> <th>実効設備</th> <th>運用設備</th> <th>相違設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 炉心温度の監視</td> <td>炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>2. 炉心温度の監視</td> <td>炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>3. 炉心温度の監視</td> <td>炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>【】は実効設備上未備していない高浜発電所3号炉の相違設備</p>	対策及び備考	手続	実効設備	運用設備	相違設備	1. 炉心温度の監視	炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。				2. 炉心温度の監視	炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。				3. 炉心温度の監視	炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。				<p>第 7.2.4.1 表 「水素燃焼」の重大事故等分類について（3/5）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対策及び備考</th> <th>手続</th> <th>実効設備</th> <th>運用設備</th> <th>相違設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 炉心温度の監視</td> <td>炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>2. 炉心温度の監視</td> <td>炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>3. 炉心温度の監視</td> <td>炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※：1. 炉心温度の監視は、炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。</p>	対策及び備考	手続	実効設備	運用設備	相違設備	1. 炉心温度の監視	炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。				2. 炉心温度の監視	炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。				3. 炉心温度の監視	炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。				<p>第 7.2.4.1 表 「水素燃焼」の重大事故等分類について（3/5）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>対策及び備考</th> <th>手続</th> <th>実効設備</th> <th>運用設備</th> <th>相違設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1. 炉心温度の監視</td> <td>炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>2. 炉心温度の監視</td> <td>炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>3. 炉心温度の監視</td> <td>炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>※：1. 炉心温度の監視は、炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。</p>	対策及び備考	手続	実効設備	運用設備	相違設備	1. 炉心温度の監視	炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。				2. 炉心温度の監視	炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。				3. 炉心温度の監視	炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。				<p>【大阪、高浜】          名称等の相違          ・設備仕様等の差異により「手順」「重大事故等対処設備」の記載、名称が異なる</p>
対策及び備考	手続	実効設備	運用設備	相違設備																																																																																
1. 炉心温度の監視	炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。																																																																																			
2. 炉心温度の監視	炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。																																																																																			
3. 炉心温度の監視	炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。																																																																																			
対策及び備考	手続	実効設備	運用設備	相違設備																																																																																
1. 炉心温度の監視	炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。																																																																																			
2. 炉心温度の監視	炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。																																																																																			
3. 炉心温度の監視	炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。																																																																																			
対策及び備考	手続	実効設備	運用設備	相違設備																																																																																
1. 炉心温度の監視	炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。																																																																																			
2. 炉心温度の監視	炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。																																																																																			
3. 炉心温度の監視	炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。																																																																																			
対策及び備考	手続	実効設備	運用設備	相違設備																																																																																
1. 炉心温度の監視	炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。																																																																																			
2. 炉心温度の監視	炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。																																																																																			
3. 炉心温度の監視	炉心出口温度計(TC)及び及び炉内温度計(TC)により、炉心温度を監視する。																																																																																			







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

7.2.4 水素燃焼

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																							
<p>第3.4.2表 「水素燃焼」の主要解析条件                      (大破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故) (1/3)</p> <table border="1"> <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>解析コード</td> <td>MAAP GOTHIC</td> <td></td> </tr> <tr> <td>炉心熱出力 (初期)</td> <td>100% (3,411 MW) ×1.02</td> <td>本炉種事象シナリオスの重要な現象である燃料棒温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるブランク通過解析コード。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力 (初期)</td> <td>15.41+0.21MPa[gage]</td> <td>圧縮機及び圧力室内の流動、凝縮材上の熱伝達及び内部熱伝達、燃料棒表面熱伝達及び水素燃焼を適切に評価することが可能なコード。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材平均温度 (初期)</td> <td>302.1+2.2℃</td> <td>評価結果を悪くするようには、定常運転を考慮した上限値として設定。1次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出及び炉心の燃料棒温度の観点から悪化する。また、燃料棒の熱伝達係数が低下し、燃料棒表面熱伝達係数が悪くなるため、長期滞留時の熱伝達係数は大きくする。このため、燃焼率が低くなるサイトから燃焼率を適切に評価している。</td> </tr> <tr> <td>炉心熱伝達</td> <td>F P：日本原子力学会推薦値 アウチニード：ORIGEN2 (サイト固有値を決定)</td> <td>燃焼率として設定。 サイト固有炉心の保守的評価を設定。燃焼率が低いと冷却材のアウチニードの値が多くなるため、長期滞留時の熱伝達係数は大きくする。このため、燃焼率が低くなるサイトから燃焼率を適切に評価している。</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器 2次側冷却水量 (初期)</td> <td>50% (1基当たり)</td> <td>燃料棒として設定。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	解析コード	MAAP GOTHIC		炉心熱出力 (初期)	100% (3,411 MW) ×1.02	本炉種事象シナリオスの重要な現象である燃料棒温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるブランク通過解析コード。	1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[gage]	圧縮機及び圧力室内の流動、凝縮材上の熱伝達及び内部熱伝達、燃料棒表面熱伝達及び水素燃焼を適切に評価することが可能なコード。	1次冷却材平均温度 (初期)	302.1+2.2℃	評価結果を悪くするようには、定常運転を考慮した上限値として設定。1次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出及び炉心の燃料棒温度の観点から悪化する。また、燃料棒の熱伝達係数が低下し、燃料棒表面熱伝達係数が悪くなるため、長期滞留時の熱伝達係数は大きくする。このため、燃焼率が低くなるサイトから燃焼率を適切に評価している。	炉心熱伝達	F P：日本原子力学会推薦値 アウチニード：ORIGEN2 (サイト固有値を決定)	燃焼率として設定。 サイト固有炉心の保守的評価を設定。燃焼率が低いと冷却材のアウチニードの値が多くなるため、長期滞留時の熱伝達係数は大きくする。このため、燃焼率が低くなるサイトから燃焼率を適切に評価している。	蒸気発生器 2次側冷却水量 (初期)	50% (1基当たり)	燃料棒として設定。	<p>第3.4.2.1表 「水素燃焼」の主要解析条件                      (大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故) (1/3)</p> <table border="1"> <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>解析コード</td> <td>MAAP GOTHIC</td> <td></td> </tr> <tr> <td>炉心熱出力 (初期)</td> <td>100% (2,652 MW) ×1.02</td> <td>本炉種事象シナリオスの重要な現象である燃料棒温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるブランク通過解析コード。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力 (初期)</td> <td>15.41+0.21MPa[gage]</td> <td>圧縮機及び圧力室内の流動、凝縮材上の熱伝達及び内部熱伝達、燃料棒表面熱伝達及び水素燃焼を適切に評価することが可能なコード。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材平均温度 (初期)</td> <td>302.3+2.2℃</td> <td>評価結果を悪くするようには、定常運転を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が高いと炉心熱出力が大きくなる。1次冷却材の熱伝達及び燃料棒表面熱伝達の影響の観点から悪くしない設定。 1次冷却材圧力が低いと原子炉格納容器へのエネルギー放出の観点から、悪くしない設定。</td> </tr> <tr> <td>炉心熱伝達</td> <td>F P：日本原子力学会推薦値 アウチニード：ORIGEN2 (サイト固有値を決定)</td> <td>燃焼率として設定。 サイト固有炉心の保守的評価を設定。燃焼率が低いと冷却材のアウチニードの値が多くなるため、長期滞留時の熱伝達係数は大きくする。このため、燃焼率が低くなるサイトから燃焼率を適切に評価している。</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器 2次側冷却水量 (初期)</td> <td>40% (1基当たり)</td> <td>燃料棒として設定。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	解析コード	MAAP GOTHIC		炉心熱出力 (初期)	100% (2,652 MW) ×1.02	本炉種事象シナリオスの重要な現象である燃料棒温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるブランク通過解析コード。	1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[gage]	圧縮機及び圧力室内の流動、凝縮材上の熱伝達及び内部熱伝達、燃料棒表面熱伝達及び水素燃焼を適切に評価することが可能なコード。	1次冷却材平均温度 (初期)	302.3+2.2℃	評価結果を悪くするようには、定常運転を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が高いと炉心熱出力が大きくなる。1次冷却材の熱伝達及び燃料棒表面熱伝達の影響の観点から悪くしない設定。 1次冷却材圧力が低いと原子炉格納容器へのエネルギー放出の観点から、悪くしない設定。	炉心熱伝達	F P：日本原子力学会推薦値 アウチニード：ORIGEN2 (サイト固有値を決定)	燃焼率として設定。 サイト固有炉心の保守的評価を設定。燃焼率が低いと冷却材のアウチニードの値が多くなるため、長期滞留時の熱伝達係数は大きくする。このため、燃焼率が低くなるサイトから燃焼率を適切に評価している。	蒸気発生器 2次側冷却水量 (初期)	40% (1基当たり)	燃料棒として設定。	<p>第3.4.1.1表 主要解析条件 (水素燃焼)</p> <table border="1"> <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>燃焼燃焼</td> <td>2.5+1%</td> <td>燃焼燃焼1.5+0.5% (F P)条件) 同様に保守的評価を設定し、燃焼燃焼として設定 (燃焼率と評価される範囲の上限)</td> </tr> <tr> <td>炉心内のシグマコウム水素燃焼による熱発生</td> <td>炉心内のシグマコウム量の約17%が水素燃焼として発生する水素量</td> <td>解析コードMAAPによる評価結果</td> </tr> <tr> <td>全燃料棒等による水素燃焼</td> <td>考慮しない</td> <td>燃料棒表面熱伝達を悪く評価するものとして設定</td> </tr> <tr> <td>炉心燃料棒温度による水素燃焼の影響</td> <td>水素：4.66 2.77/304f 酸素：4.43 2.77/304f</td> <td>定常運転時に277の燃料棒温度内の条件を考慮して設定</td> </tr> </tbody> </table> <p>第3.4.2表 事象発生から7日後(168時間後)の燃焼燃焼*</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>ウェット条件(vol%)</th> <th>ドライ条件(vol%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ドライウェル</td> <td>約2.4</td> <td>約2.8</td> </tr> <tr> <td>サブプレッションチャンバ</td> <td>約2.1</td> <td>約3.4</td> </tr> </tbody> </table> <p>* 炉心内のシグマコウム量の約17%が反応した場合</p>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	燃焼燃焼	2.5+1%	燃焼燃焼1.5+0.5% (F P)条件) 同様に保守的評価を設定し、燃焼燃焼として設定 (燃焼率と評価される範囲の上限)	炉心内のシグマコウム水素燃焼による熱発生	炉心内のシグマコウム量の約17%が水素燃焼として発生する水素量	解析コードMAAPによる評価結果	全燃料棒等による水素燃焼	考慮しない	燃料棒表面熱伝達を悪く評価するものとして設定	炉心燃料棒温度による水素燃焼の影響	水素：4.66 2.77/304f 酸素：4.43 2.77/304f	定常運転時に277の燃料棒温度内の条件を考慮して設定		ウェット条件(vol%)	ドライ条件(vol%)	ドライウェル	約2.4	約2.8	サブプレッションチャンバ	約2.1	約3.4	<p>第7.2.4.2表 「水素燃焼」の主要解析条件                      (大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故) (1/3)</p> <table border="1"> <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>解析コード</td> <td>MAAP GOTHIC</td> <td></td> </tr> <tr> <td>炉心熱出力 (初期)</td> <td>100% (2,652 MW) ×1.02</td> <td>本炉種事象シナリオスの重要な現象である炉心における燃料棒温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるシリアリアント解析コード。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力 (初期)</td> <td>15.41+0.21MPa[gage]</td> <td>圧縮機及び圧力室内の流動、凝縮材上の熱伝達及び内部熱伝達、燃料棒表面熱伝達及び水素燃焼を適切に評価することが可能なコード。</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材平均温度 (初期)</td> <td>306.6+2.2℃</td> <td>評価結果を悪くするようには、定常運転を考慮した上限値として設定。1次冷却材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、原子炉格納容器の熱伝達係数が悪くなる。このため、燃焼率が低くなるサイトから燃焼率を適切に評価している。</td> </tr> <tr> <td>炉心熱伝達</td> <td>F P：日本原子力学会推薦値 アウチニード：ORIGEN2 (サイト固有値を決定)</td> <td>燃焼率として設定。 サイト固有炉心の保守的評価を設定。燃焼率が低いと冷却材のアウチニードの値が多くなるため、長期滞留時の熱伝達係数は大きくする。このため、燃焼率が低くなるサイトから燃焼率を適切に評価している。</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器 2次側冷却水量 (初期)</td> <td>50% (1基当たり)</td> <td>燃料棒として設定。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	解析コード	MAAP GOTHIC		炉心熱出力 (初期)	100% (2,652 MW) ×1.02	本炉種事象シナリオスの重要な現象である炉心における燃料棒温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるシリアリアント解析コード。	1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[gage]	圧縮機及び圧力室内の流動、凝縮材上の熱伝達及び内部熱伝達、燃料棒表面熱伝達及び水素燃焼を適切に評価することが可能なコード。	1次冷却材平均温度 (初期)	306.6+2.2℃	評価結果を悪くするようには、定常運転を考慮した上限値として設定。1次冷却材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、原子炉格納容器の熱伝達係数が悪くなる。このため、燃焼率が低くなるサイトから燃焼率を適切に評価している。	炉心熱伝達	F P：日本原子力学会推薦値 アウチニード：ORIGEN2 (サイト固有値を決定)	燃焼率として設定。 サイト固有炉心の保守的評価を設定。燃焼率が低いと冷却材のアウチニードの値が多くなるため、長期滞留時の熱伝達係数は大きくする。このため、燃焼率が低くなるサイトから燃焼率を適切に評価している。	蒸気発生器 2次側冷却水量 (初期)	50% (1基当たり)	燃料棒として設定。	<p>相違理由</p> <p>【大飯、高浜】                      設計の相違                      ・泊は簡明瞭であり、設備仕様も異なることから「主要解析条件」及び「条件設定の考え方」の記載が一部異なる                      【大飯、高浜】                      名称等の相違</p>
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																																									
解析コード	MAAP GOTHIC																																																																																										
炉心熱出力 (初期)	100% (3,411 MW) ×1.02	本炉種事象シナリオスの重要な現象である燃料棒温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるブランク通過解析コード。																																																																																									
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[gage]	圧縮機及び圧力室内の流動、凝縮材上の熱伝達及び内部熱伝達、燃料棒表面熱伝達及び水素燃焼を適切に評価することが可能なコード。																																																																																									
1次冷却材平均温度 (初期)	302.1+2.2℃	評価結果を悪くするようには、定常運転を考慮した上限値として設定。1次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出及び炉心の燃料棒温度の観点から悪化する。また、燃料棒の熱伝達係数が低下し、燃料棒表面熱伝達係数が悪くなるため、長期滞留時の熱伝達係数は大きくする。このため、燃焼率が低くなるサイトから燃焼率を適切に評価している。																																																																																									
炉心熱伝達	F P：日本原子力学会推薦値 アウチニード：ORIGEN2 (サイト固有値を決定)	燃焼率として設定。 サイト固有炉心の保守的評価を設定。燃焼率が低いと冷却材のアウチニードの値が多くなるため、長期滞留時の熱伝達係数は大きくする。このため、燃焼率が低くなるサイトから燃焼率を適切に評価している。																																																																																									
蒸気発生器 2次側冷却水量 (初期)	50% (1基当たり)	燃料棒として設定。																																																																																									
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																																									
解析コード	MAAP GOTHIC																																																																																										
炉心熱出力 (初期)	100% (2,652 MW) ×1.02	本炉種事象シナリオスの重要な現象である燃料棒温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるブランク通過解析コード。																																																																																									
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[gage]	圧縮機及び圧力室内の流動、凝縮材上の熱伝達及び内部熱伝達、燃料棒表面熱伝達及び水素燃焼を適切に評価することが可能なコード。																																																																																									
1次冷却材平均温度 (初期)	302.3+2.2℃	評価結果を悪くするようには、定常運転を考慮した上限値として設定。 炉心熱出力が高いと炉心熱出力が大きくなる。1次冷却材の熱伝達及び燃料棒表面熱伝達の影響の観点から悪くしない設定。 1次冷却材圧力が低いと原子炉格納容器へのエネルギー放出の観点から、悪くしない設定。																																																																																									
炉心熱伝達	F P：日本原子力学会推薦値 アウチニード：ORIGEN2 (サイト固有値を決定)	燃焼率として設定。 サイト固有炉心の保守的評価を設定。燃焼率が低いと冷却材のアウチニードの値が多くなるため、長期滞留時の熱伝達係数は大きくする。このため、燃焼率が低くなるサイトから燃焼率を適切に評価している。																																																																																									
蒸気発生器 2次側冷却水量 (初期)	40% (1基当たり)	燃料棒として設定。																																																																																									
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																																									
燃焼燃焼	2.5+1%	燃焼燃焼1.5+0.5% (F P)条件) 同様に保守的評価を設定し、燃焼燃焼として設定 (燃焼率と評価される範囲の上限)																																																																																									
炉心内のシグマコウム水素燃焼による熱発生	炉心内のシグマコウム量の約17%が水素燃焼として発生する水素量	解析コードMAAPによる評価結果																																																																																									
全燃料棒等による水素燃焼	考慮しない	燃料棒表面熱伝達を悪く評価するものとして設定																																																																																									
炉心燃料棒温度による水素燃焼の影響	水素：4.66 2.77/304f 酸素：4.43 2.77/304f	定常運転時に277の燃料棒温度内の条件を考慮して設定																																																																																									
	ウェット条件(vol%)	ドライ条件(vol%)																																																																																									
ドライウェル	約2.4	約2.8																																																																																									
サブプレッションチャンバ	約2.1	約3.4																																																																																									
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																																																									
解析コード	MAAP GOTHIC																																																																																										
炉心熱出力 (初期)	100% (2,652 MW) ×1.02	本炉種事象シナリオスの重要な現象である炉心における燃料棒温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるシリアリアント解析コード。																																																																																									
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[gage]	圧縮機及び圧力室内の流動、凝縮材上の熱伝達及び内部熱伝達、燃料棒表面熱伝達及び水素燃焼を適切に評価することが可能なコード。																																																																																									
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6+2.2℃	評価結果を悪くするようには、定常運転を考慮した上限値として設定。1次冷却材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、原子炉格納容器の熱伝達係数が悪くなる。このため、燃焼率が低くなるサイトから燃焼率を適切に評価している。																																																																																									
炉心熱伝達	F P：日本原子力学会推薦値 アウチニード：ORIGEN2 (サイト固有値を決定)	燃焼率として設定。 サイト固有炉心の保守的評価を設定。燃焼率が低いと冷却材のアウチニードの値が多くなるため、長期滞留時の熱伝達係数は大きくする。このため、燃焼率が低くなるサイトから燃焼率を適切に評価している。																																																																																									
蒸気発生器 2次側冷却水量 (初期)	50% (1基当たり)	燃料棒として設定。																																																																																									

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

7.2.4 水素燃焼

第 3.4.2 表 「水素燃焼」の主要解析条件 (大破断 LOC 時に高圧注入機能が喪失する事故) (2/3)	
項目	主要解析条件
原子炉冷却設備 自由体積	72,300m <sup>3</sup>
ヒートランタ	設計値に余裕を考慮した大きい値
原子炉冷却設備初期温度	49℃
原子炉冷却設備初期注力	大知注
起回事象	大破断 LOC による 燃料位置：高圧燃料管 燃料口閉：先立同位体閉
安全機能の喪失 に対する規定	高圧注入機能及び高圧注入機能喪失
外部電源	外部電源あり
水素の発生	・燃料芯のシロコニウム層の70%以上は水素を生成する ・水の放射線分解、熱分解及びヒドランジンの放射線分解による水素の発生 ・燃料位置：先立同位体閉による水素の発生

第 3.4.2.1 表 「水素燃焼」の主要解析条件 (大破断 LOC 時に高圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故) (2/3)	
項目	主要解析条件
原子炉冷却設備 自由体積	97,400m <sup>3</sup>
ヒートランタ	設計値に余裕を考慮した大きめの値
原子炉冷却設備初期温度	50℃
原子炉冷却設備初期注力	大知注
起回事象	大破断 LOC による 燃料位置：高圧燃料管 燃料口閉：先立同位体閉
安全機能の喪失 に対する規定	高圧注入機能及び高圧注入機能喪失
外部電源	外部電源あり
水素の発生	・燃料芯内のシロコニウム層の70%以上は水素を生成する ・水の放射線分解、熱分解及びヒドランジンの放射線分解による水素の発生 ・燃料位置：先立同位体閉による水素の発生

第 7.2.4.2 表 「水素燃焼」の主要解析条件 (大破断 LOC 時に低圧注入機能が喪失する事故) (2/3)	
項目	主要解析条件
原子炉冷却設備 自由体積	65,300m <sup>3</sup>
ヒートランタ	設計値に余裕を考慮した大きい値
原子炉冷却設備初期温度	49℃
原子炉冷却設備初期注力	大知注
起回事象	大破断 LOC による 燃料位置：高圧燃料管 燃料口閉：先立同位体閉
安全機能の喪失 に対する規定	低圧注入機能及び高圧注入機能喪失
外部電源	外部電源あり
水素の発生	・燃料芯内のシロコニウム層の70%以上は水素を生成する ・水の放射線分解、熱分解及びヒドランジンの放射線分解による水素の発生 ・燃料位置：先立同位体閉による水素の発生

第 3.4.2.1 表 「水素燃焼」の主要解析条件 (大破断 LOC 時に高圧注入機能が喪失する事故) (2/3)	
項目	主要解析条件
原子炉冷却設備 自由体積	72,300m <sup>3</sup>
ヒートランタ	設計値に余裕を考慮した大きい値
原子炉冷却設備初期温度	49℃
原子炉冷却設備初期注力	大知注
起回事象	大破断 LOC による 燃料位置：高圧燃料管 燃料口閉：先立同位体閉
安全機能の喪失 に対する規定	高圧注入機能及び高圧注入機能喪失
外部電源	外部電源あり
水素の発生	・燃料芯のシロコニウム層の70%以上は水素を生成する ・水の放射線分解、熱分解及びヒドランジンの放射線分解による水素の発生 ・燃料位置：先立同位体閉による水素の発生

相違理由

【大坂、高浜】  
 設計の相違  
 ・泊は簡明瞭であり、設備仕様も異なることから「主要解析条件」及び「条件設定の考え方」の記載が一部異なる

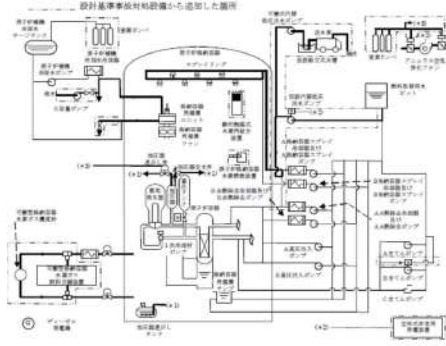
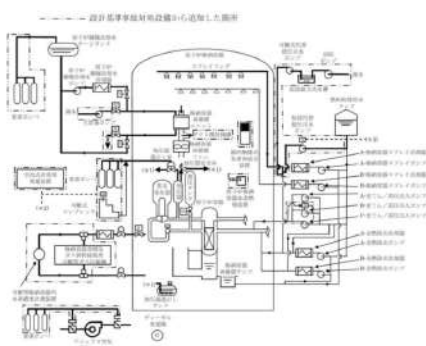

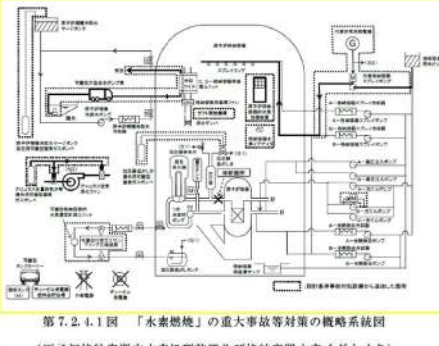
【高浜】  
 設計の相違  
 ・泊は「水素の発生」において格納容器スプレイの薬品にヒドランジンを使用しており、ヒドランジンの放射線分解を記載

【大坂、高浜】  
 名称等の相違



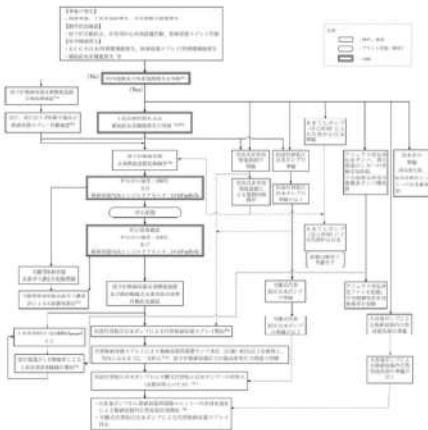
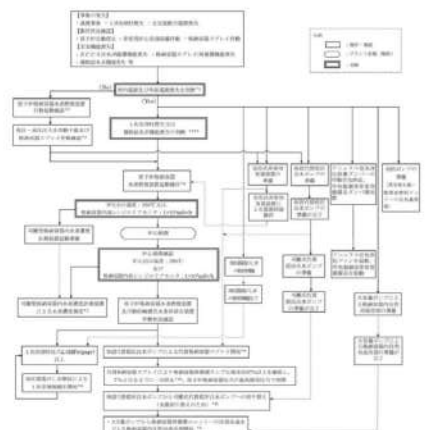

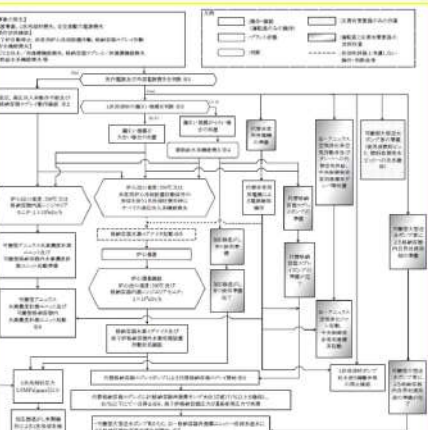
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

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

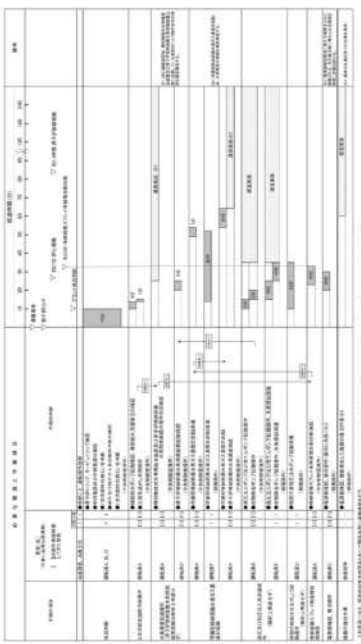
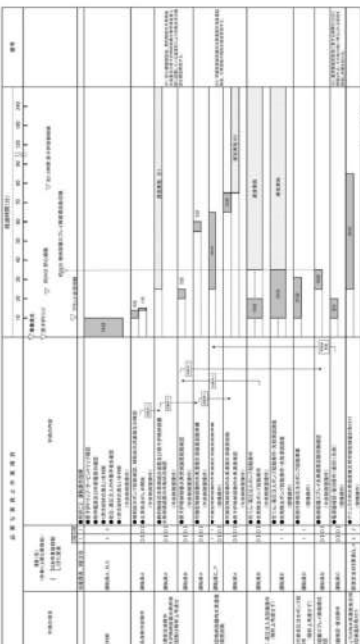

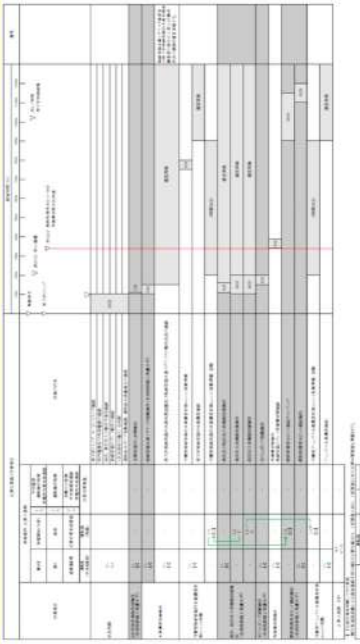
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 3.4.2 図 格納容器破損モード「水素燃焼」の対応手順の概要</p>  <p>この手順は、格納容器破損モード「水素燃焼」発生時の対応手順を詳細に示している。主要なステップとして、警報発生時の確認、炉心の冷却維持、水素濃度の監視、および必要に応じた換気や燃焼抑制の措置が挙げられる。また、各ステップにおける監視項目や判断基準も明確に記されている。</p>	<p>第 3.4.1.2 図 格納容器破損モード「水素燃焼」の対応手順の概要</p>  <p>この手順は、格納容器破損モード「水素燃焼」発生時の対応手順を詳細に示している。大阪発電所3/4号炉の図と比較すると、一部の監視項目や判断基準に相違が見られる。特に、水素濃度の許容範囲や換気システムの動作条件に違いがある。</p>	<p>第 3.4.1.2 図 格納容器破損モード「水素燃焼」の対応手順の概要</p>  <p>この手順は、格納容器破損モード「水素燃焼」発生時の対応手順を詳細に示している。高浜発電所3/4号炉の図と比較すると、手順の流れや監視項目に相違がある。特に、燃焼抑制のための措置に違いが見られる。</p>	<p>第 7.2.4.2 図 格納容器破損モード「水素燃焼」の対応手順の概要</p>  <p>この手順は、格納容器破損モード「水素燃焼」発生時の対応手順を詳細に示している。大阪発電所3/4号炉の図と比較すると、監視項目や判断基準に相違がある。特に、水素濃度の許容範囲や換気システムの動作条件に違いがある。</p>	<p>【大阪、高浜】              記載方針の相違（女川図書の反映）              ・凡例に記載のとおり運転員及び災害対策要員が行う作業を分けて記載              ・有効性評価上考慮しない操作・判断結果を破線で記載              【大阪、高浜】              設計の相違              【大阪、高浜】              名称等の相違</p>


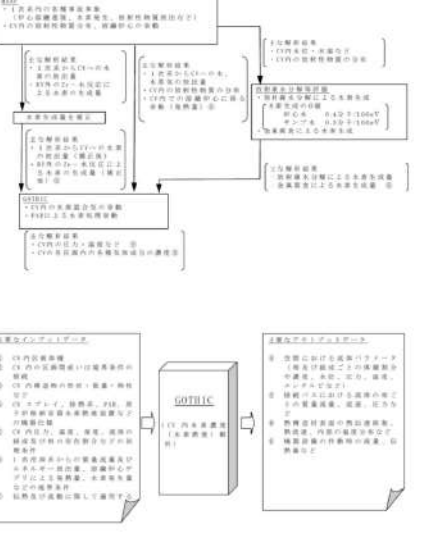


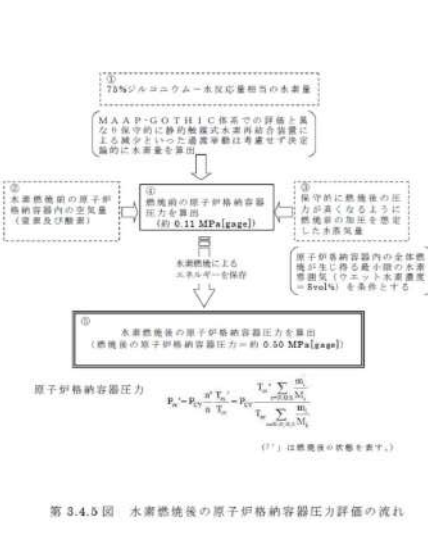
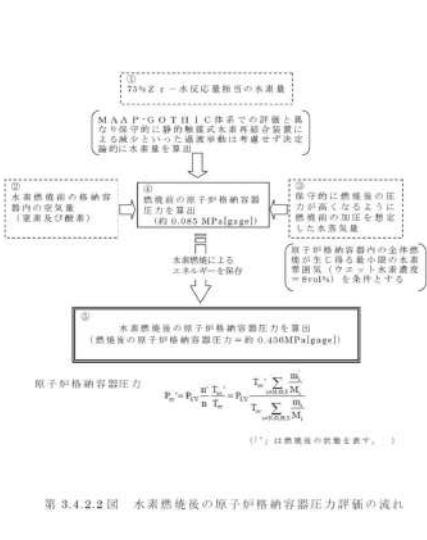

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 3.4.3 図 「水素燃焼」の作業と所要時間                      (大破断 L O C A 時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故)</p> 	<p>第 3.4.1.3 図 「水素燃焼」の作業と所要時間                      (大破断 L O C A 時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故)</p> 	<p>第 2.4.1.3 図 「水素燃焼」の作業と所要時間                      (大破断 L O C A 時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故)</p> 		<p>【大阪、高浜】                      記載方針の相違（女川支援の反映）                      ・運転員を中央制御室と現場に分けて記載                      ・有効性評価上考慮しない作業を色分けして記載</p> <p>【大阪、高浜】                      設計の相違                      解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】                      名称等の相違</p>

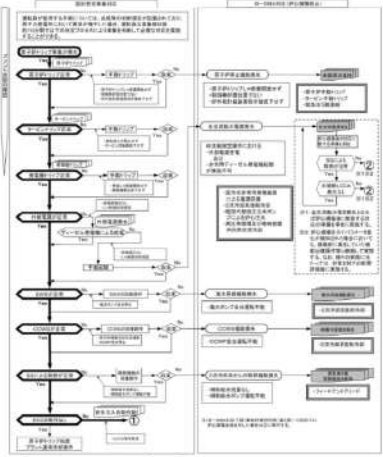
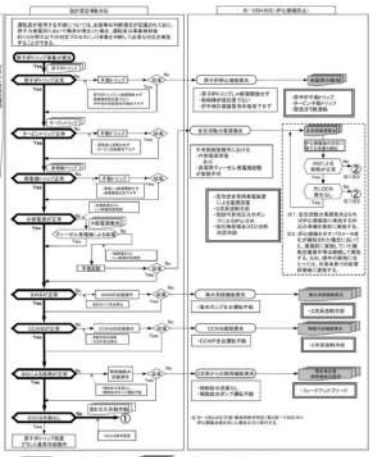

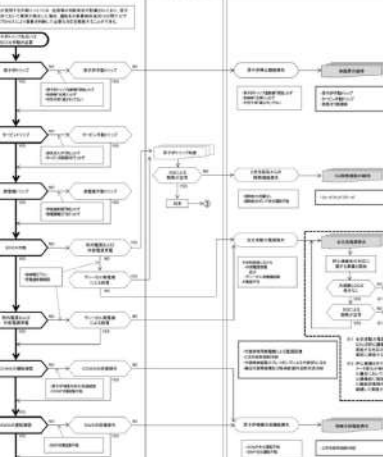
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 3.4.4 図 水素濃度評価の概要</p>	 <p>第 3.4.2.1 図 水素濃度評価の概要</p>	 <p>第 3.4.2.2 図 水素燃焼後の原子炉格納容器圧力評価の流れ</p>	 <p>第 7.2.4.4 図 水素濃度評価の概要</p>	<p>【高浜】                  評価条件の相違                  ・泊は格納容器スプレイの薬品にヒドラジンを使用しており、ヒドラジンの放射線分解も見込む（大阪、伊方と同様）</p>
 <p>第 3.4.5 図 水素燃焼後の原子炉格納容器圧力評価の流れ</p> <p>① 水素燃焼によるエネルギーを保存                  ② 水素燃焼後の原子炉格納容器圧力を算出（燃焼後の原子炉格納容器圧力=約 0.50 MPa[gage]）</p> <p>原子炉格納容器圧力</p> $P_{CV} = P_{CV} + \frac{P_{TV}}{n} = P_{CV} + \frac{T_{TV}}{n} \sum_{i=1}^n \frac{M_i}{T_{i,0}}$ <p>（「i」は燃焼後の状態を表す。）</p>	 <p>第 3.4.2.2 図 水素燃焼後の原子炉格納容器圧力評価の流れ</p> <p>① 水素燃焼によるエネルギーを保存                  ② 水素燃焼後の原子炉格納容器圧力を算出（燃焼後の原子炉格納容器圧力=約 0.485 MPa[gage]）</p> <p>原子炉格納容器圧力</p> $P_{CV} = P_{CV} + \frac{P_{TV}}{n} = P_{CV} + \frac{T_{TV}}{n} \sum_{i=1}^n \frac{M_i}{T_{i,0}}$ <p>（「i」は燃焼後の状態を表す。）</p>	 <p>第 7.2.4.5 図 水素燃焼後の原子炉格納容器圧力評価の流れ</p> <p>① 水素燃焼によるエネルギーを保存                  ② 燃焼前の原子炉格納容器圧力を算出（燃焼前の原子炉格納容器圧力=約 0.443 MPa[gage]）</p> <p>原子炉格納容器圧力</p> $P_{CV} = P_{CV} + \frac{P_{TV}}{n} = P_{CV} + \frac{T_{TV}}{n} \sum_{i=1}^n \frac{M_i}{T_{i,0}}$ <p>（「i」は燃焼後の状態を表す。）</p>	<p>【大阪、高浜】                  評価結果の相違</p>	

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

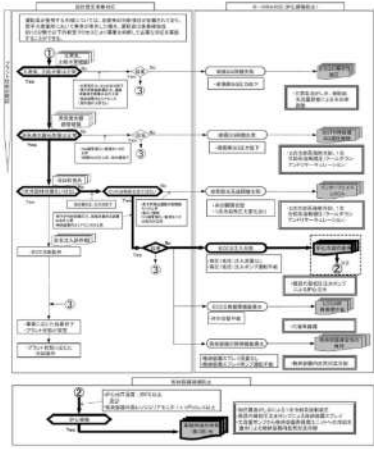
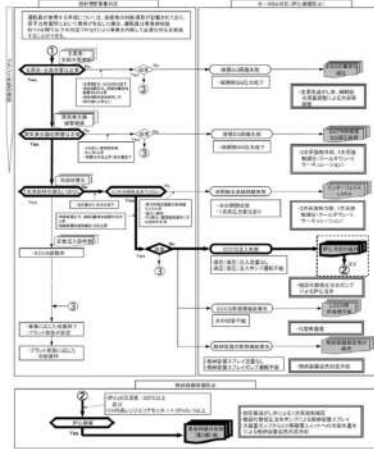

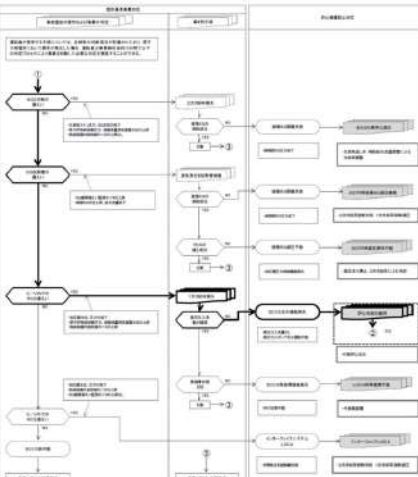
7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第3.4.6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>	 <p>第3.4.2.1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高圧注入機能が喪失する事故) (1/2)</p>	 <p>第7.2.4.6図 「水素燃焼」の事象進展（判定プロセス）              (大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故) (1/2)</p>	 <p>第7.2.4.6図 「水素燃焼」の事象進展（判定プロセス）              (大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故) (1/2)</p>	<p>【大阪、高浜】              記載方針の相違              ・使用する手順の構成の相違により示し方が異なる部分はあるが、事象判別プロセスとしての内容は同等</p>



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

7.2.4 水素燃焼

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

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

7.2.4 水素燃焼

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

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

7.2.4 水素燃焼

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>炉心過熱に伴うジルコニウム-水反応による水素の発生              下置プレナムへの滞留炉心の低下に伴う水素の発生              全炉心内70%              約27%              ③=①+②              ① 炉心過熱              ② 滞留炉心の低下              ③ 総合割合              時間 (時)</p>	<p>炉心過熱に伴うジルコニウム-水反応による水素の発生              下置プレナムへの滞留炉心の低下に伴う水素の発生              全炉心内70%              約27%              ③=①+②              ① 炉心過熱              ② 滞留炉心の低下              ③ 総合割合              時間 (時)</p>	<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>炉心過熱に伴うジルコニウム-水反応による水素の発生              下置プレナムへの滞留炉心の低下に伴う水素の発生              全炉心内70%              約34%              ③=①+②              ① 炉心過熱              ② 滞留炉心の低下              ③ 総合割合              時間 (時)</p>	<p>【大阪、高浜】              解析結果の相違</p>
<p>最高値約 12.8vol% (約 1.7 時間)              原子炉格納容器全体平均ドライ水素濃度              原子炉格納容器全体平均ウェット水素濃度              11.9vol%              参照給排水系再結合装置の効果による原子炉格納容器内の水素濃度低下              原子炉容器破損 (約 1.4 時間)              炉心熔融開始 (約 27 分)              時間 (時)</p>	<p>最高値約 11.7vol% (約 2.9 時間)              原子炉格納容器全体平均ドライ水素濃度              原子炉格納容器全体平均ウェット水素濃度              10.9vol%              静的給排水系再結合装置の効果による原子炉格納容器内の水素濃度低下              原子炉容器破損 (約 1.3 時間)              炉心熔融開始 (約 24 分)              時間 (時)</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>最高値約 13.0vol% (約 2.9 時間)              原子炉格納容器全体平均ドライ水素濃度              原子炉格納容器全体平均ウェット水素濃度              13.0vol%              原子炉格納容器内水素再結合装置の効果による原子炉格納容器内の水素濃度低下              原子炉容器破損 (約 1.7 時間)              炉心熔融開始 (約 31 分)              時間 (時)</p>	<p>【大阪、高浜】              解析結果の相違</p>
<p>第 3.4.10 図 ジルコニウム-水反応割合の推移 (MAAP)</p> <p>第 3.4.11 図 原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移 (GOTHIC)</p>	<p>第 3.4.2.7 図 ジルコニウム-水反応割合の推移 (MAAP)</p> <p>第 3.4.2.8 図 原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移 (GOTHIC)</p>	<p>第 3.4.3 図 ドライウェルの気相濃度の推移 (ウェット条件)</p> <p>第 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 ジルコニウム-水反応割合の推移 (MAAP)</p> <p>第 7.2.4.11 図 原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移 (GOTHIC)</p>	

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

7.2.4 水素燃焼

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

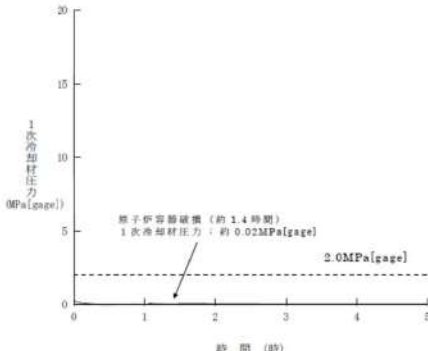
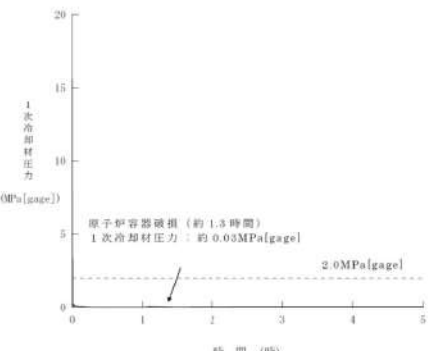
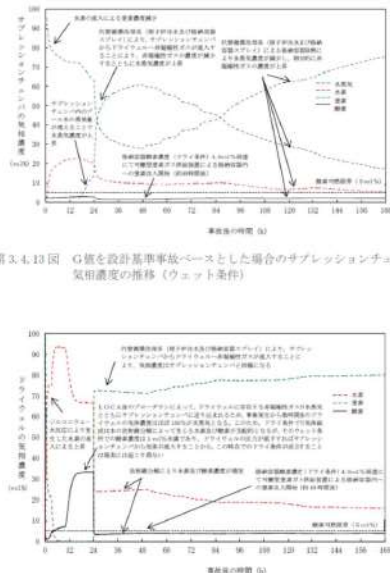
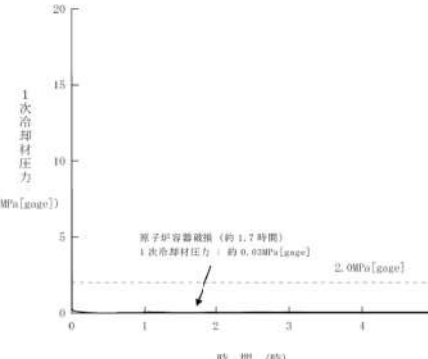
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.4 水素燃焼

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

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

7.2.4 水素燃焼

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>第 3.4.15 図 1次冷却材圧力の推移 (MAAP)</p>	 <p>第 3.4.2.12 図 1次冷却材圧力の推移 (MAAP)</p>	 <p>第 3.4.13 図 G 炉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 炉を設計基準事故ベースとした場合のドライウェルの気相濃度の推移 (ドライ条件)</p>	 <p>第 7.2.4.15 図 1次冷却材圧力の推移 (MAAP)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

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

7.2.4 水素燃焼

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



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

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

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





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

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

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

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

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

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

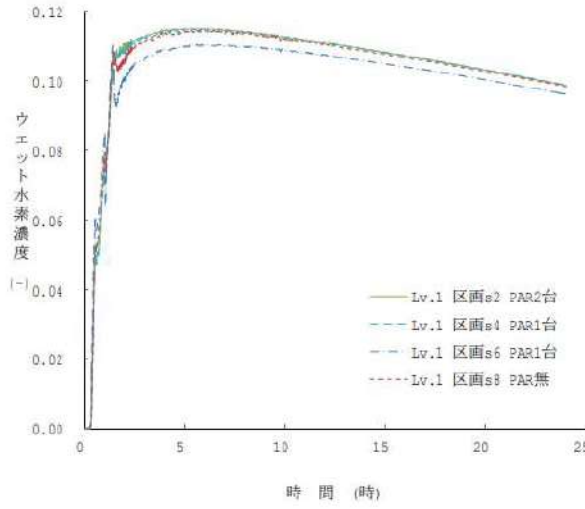
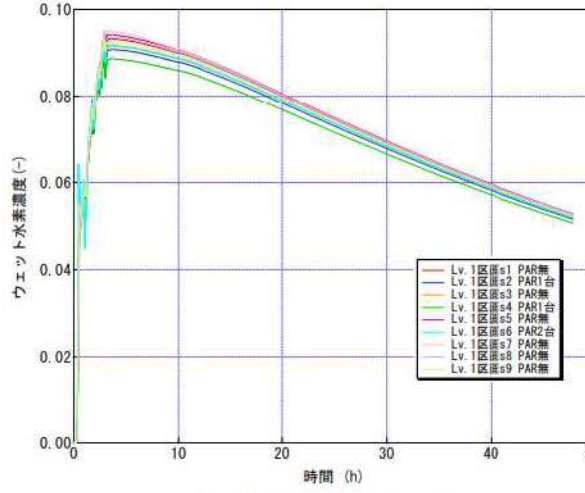
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="188 225 866 1350" style="border: 2px solid black; height: 705px; width: 303px;"></div> <div data-bbox="880 619 904 932" style="text-align: center;"> <p>図1 GOTHIC による上部区画の分割図</p> </div> <div data-bbox="920 225 945 671" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>枠囲みの内容は、機密に属しますので公開できません。</p> </div>	<div data-bbox="1122 213 1744 1316" style="border: 2px solid black; height: 691px; width: 278px;"></div> <div data-bbox="1758 533 1783 992" style="text-align: center;"> <p>図2 GOTHICコードによる原子炉格納容器のノード分割</p> </div> <div data-bbox="1798 263 1823 719" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>□：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	

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

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

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

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

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

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

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

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

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



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

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

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

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

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

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

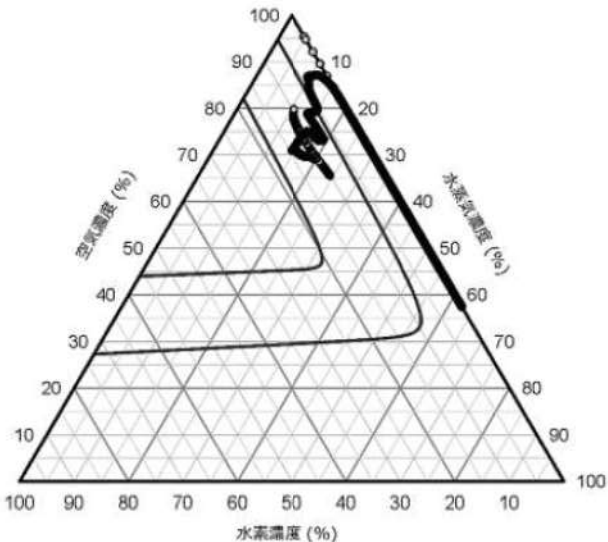
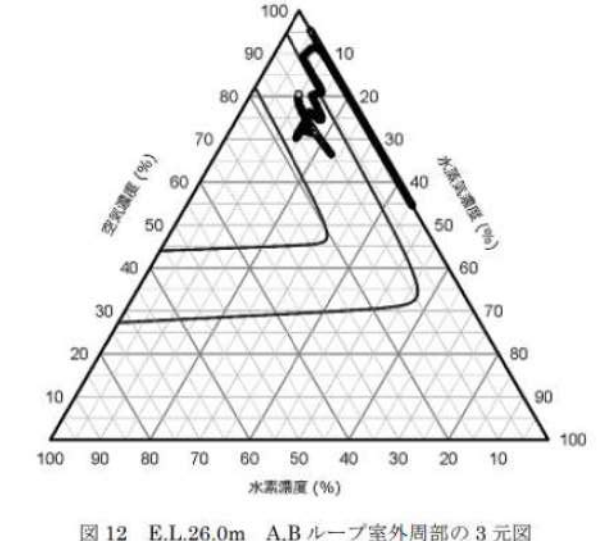
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

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

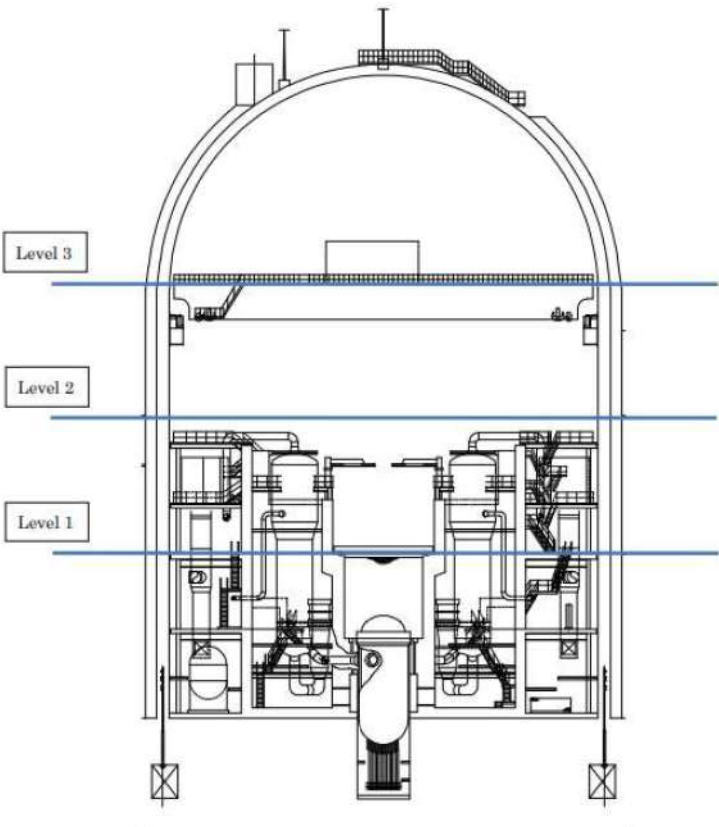
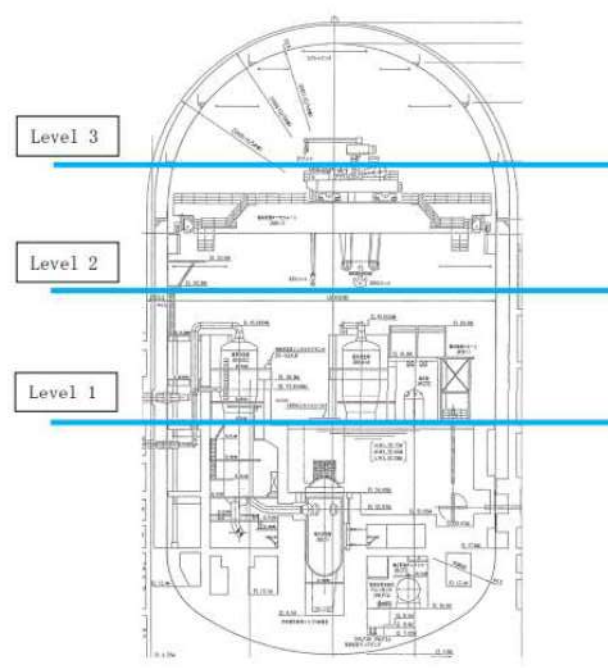
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

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

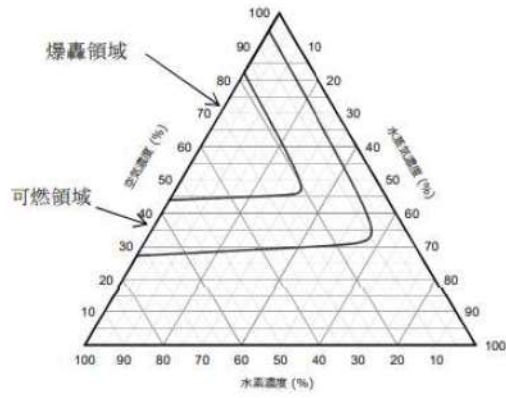
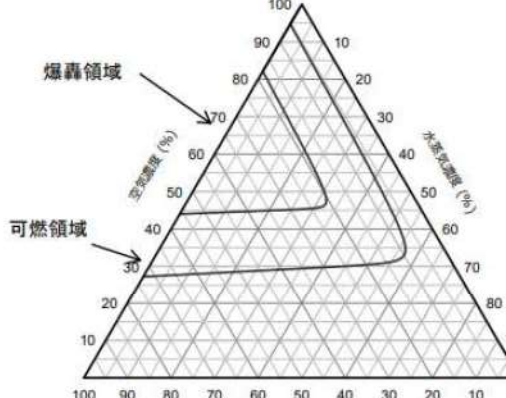
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

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

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

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

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

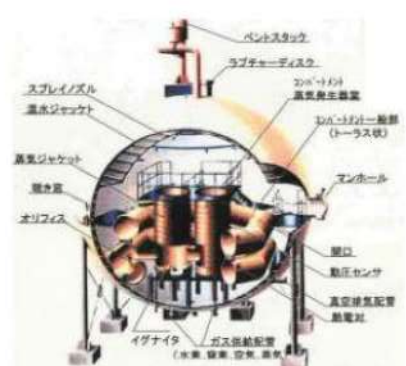
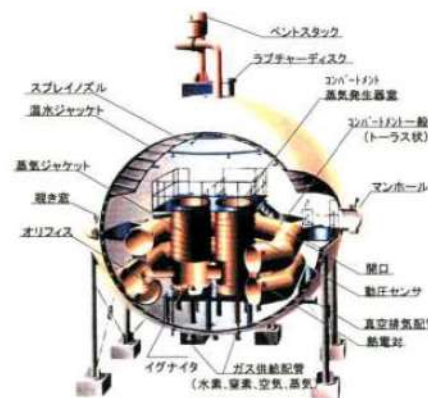
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 試験の内容</p> <p>①NUPECの大規模燃焼試験<sup>[2][3]</sup></p> <p>NUPECの大規模燃焼試験は、過去にNUPECにおいて実施された原子炉格納容器信頼性実証事業中の「可燃性ガス燃焼挙動試験」の一部である。</p> <p>「可燃性ガス燃焼挙動試験」の目的は、基礎試験及び実炉試験等によって、シビアアクシデント(SA)時の大量生成水素が格納容器内で燃焼しても、爆轟が生じにくく格納容器の健全性が脅かされないことを確認すること、また、アクシデントマネジメント(AM)を考慮した場合の燃焼挙動を把握し、その有効性を評価することである。この目的に対して、究明すべき課題として、以下の項目が挙げられている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器内水素混合挙動</li> <li>・SA時の水素ガスの燃焼挙動</li> <li>・水素燃焼時の圧力/温度挙動</li> <li>・爆轟への遷移の条件の明確化</li> <li>・高温/水蒸気条件下における燃焼挙動</li> </ul> <p>NUPECの大規模燃焼試験は「可燃性ガス燃焼挙動試験」の一環として、国内型PWRの格納容器多区画形状や事故シーケンス等の実炉条件下における燃焼挙動を究明し、格納容器の健全性やアクシデントマネジメント(AM)の効果を確認する目的で平成元年から平成10年に渡って実施された。</p> <p>NUPECの大規模燃焼試験の試験容器を参考図1に示す。NUPECの大規模燃焼試験の試験容器は直径8mの球形容器で、実プラントの多区画体系を近似的に模擬するため11区画で構成されている。</p> <p>NUPECの大規模燃焼試験の試験結果の概要を表1に示す。</p> <p>また、試験から得られた知見に基づき、次世代格納容器設計民間自主基準<sup>[4]</sup>の評価を行っている。評価結果は以下の通りである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・PWR(運転時空気雰囲気)において、「格納容器の自由体積により水素濃度を13%未満(ドライ換算)にできない場合は、水素制御装置を設置」との要件があることについて、NUPECの試験結果(爆轟限界水素濃度15%)から妥当と評価。</li> </ul>	<p>2. 試験の内容</p> <p>①NUPECの大規模燃焼試験<sup>[2][3]</sup></p> <p>NUPECの大規模燃焼試験は、過去にNUPECにおいて実施された原子炉格納容器信頼性実証事業中の「可燃性ガス燃焼挙動試験」の一部である。</p> <p>「可燃性ガス燃焼挙動試験」の目的は、基礎試験及び実炉試験等によって、シビアアクシデント(SA)時の大量生成水素が原子炉格納容器内で燃焼しても、爆轟が生じにくく原子炉格納容器の健全性が脅かされないことを確認すること、また、アクシデントマネジメント(AM)を考慮した場合の燃焼挙動を把握し、その有効性を評価することである。この目的に対して、究明すべき課題として、以下の項目が挙げられている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器内水素混合挙動</li> <li>・SA時の水素ガスの燃焼挙動</li> <li>・水素燃焼時の圧力/温度挙動</li> <li>・爆轟への遷移の条件の明確化</li> <li>・高温/水蒸気条件下における燃焼挙動</li> </ul> <p>NUPECの大規模燃焼試験は「可燃性ガス燃焼挙動試験」の一環として、国内型PWRの原子炉格納容器多区画形状や事故シーケンス等の実炉条件下における燃焼挙動を究明し、原子炉格納容器の健全性やアクシデントマネジメント(AM)の効果を確認する目的で平成元年から平成10年に渡って実施された。</p> <p>NUPECの大規模燃焼試験の試験容器を図1に示す。NUPECの大規模燃焼試験の試験容器は直径8mの球形容器で、実プラントの多区画体系を近似的に模擬するため11区画で構成されている。</p> <p>NUPECの大規模燃焼試験の試験結果の概要を表1に示す。</p> <p>また、試験から得られた知見に基づき、次世代格納容器設計民間自主基準<sup>[4]</sup>の評価を行っている。評価結果は以下の通りである。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・PWR(運転時空気雰囲気)において、「格納容器の自由体積により水素濃度を13vol%未満(ドライ換算)にできない場合は、水素制御装置を設置」との要件があることについて、NUPECの試験結果(爆轟限界水素濃度15vol%)から妥当と評価。</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（添付資料 7.2.4.3 GOTHIC における水素濃度分布の評価について

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



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

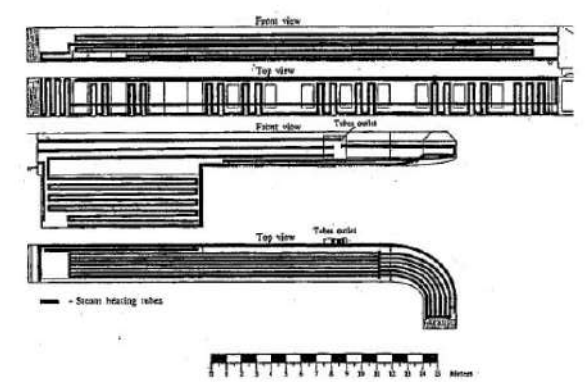
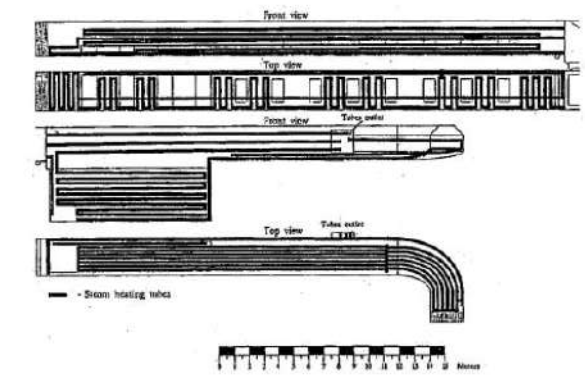
7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.3 GOTHIC における水素濃度分布の評価について

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



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

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

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

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

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

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

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

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

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

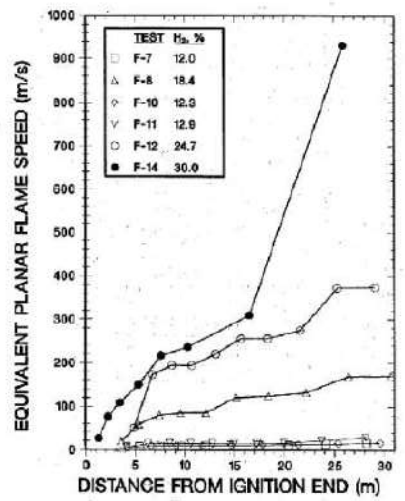
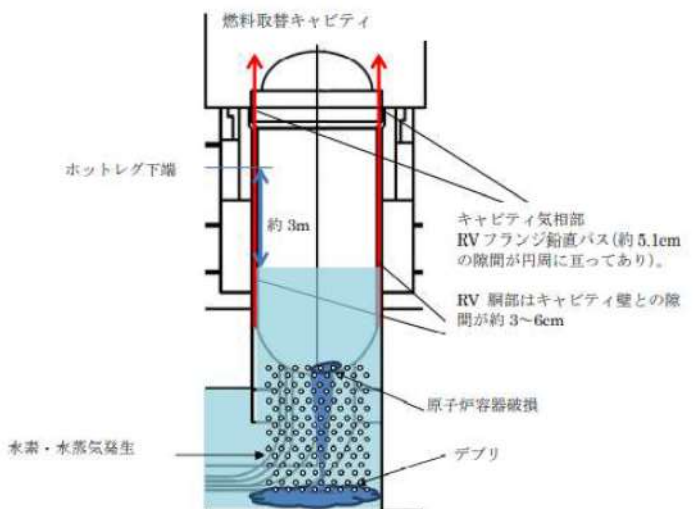
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																										
<p>(2) 原子炉キャビティの水素濃度が最大（約 50%）となる時の助走距離が、参考図 5 から得られる 15m より短くなった場合でも、参考図 6 に示すようにキャビティ水の水面からホットレグまでは約 3m であり助走距離としては不十分であると考えられる。したがって、助走距離の観点から、原子炉キャビティ気相部において爆轟は発生しにくいと考えられる。</p> <p>(3) 参考図 6 に示すように、原子炉キャビティの気相部の形状は、細長い閉空間ではないため、形状としては爆轟に転じにくく、また、十分に水蒸気があることから、過去の水素燃焼に関する試験等の知見の観点からも爆轟は発生しにくいと考えられる。</p> <p>以上の検討から、原子炉キャビティの気相部においては、図 10 に示す三元図で一時的に爆轟領域になる期間はあるものの、爆燃および爆轟に至る可能性は非常に低いと考える。</p> <p>したがって、爆轟の影響評価ではなく、水素の燃焼によるエネルギーが全て放出された極めて保守的な想定である AICC 評価を行い、原子炉キャビティ区画への影響を推定することは妥当であると考え</p>																																												
<p>■ 閉空間または XYZ の寸法が同等の閉空間での水素燃焼試験の条件の整理（爆轟が生じなかった試験結果のみ）：</p>																																												
<table border="1"> <caption>表 4 過去の水素燃焼に関する試験等の知見</caption> <thead> <tr> <th>試験</th> <th>試験体系</th> <th>障害物の有無</th> <th>水素濃度等</th> <th>配管の長さ (L) と径 (D) の比 (L/D)</th> <th>爆轟の発生時の条件等</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>NTS 試験 (米) 控室</td> <td>半径 16m の球体系(2100m<sup>3</sup>) 特徴：広い自由空間</td> <td>なし</td> <td>5~15vol% (水蒸気濃度 4~40vol%)</td> <td>該当なし</td> <td>なし</td> <td></td> </tr> <tr> <td>BMC (米)</td> <td>640m<sup>3</sup> 特徴：多区画</td> <td>なし</td> <td>5.5~14vol% (水蒸気濃度 0~60vol%)</td> <td>該当なし</td> <td>なし</td> <td></td> </tr> <tr> <td>NUPEC 小型炉試験</td> <td>閉空間 (5m<sup>3</sup>の球体系)</td> <td>なし</td> <td>6.8, 10 vol% (7/9) 5.50vol% (7/9) 20% 30vol% (7/9) 40%</td> <td>約 2.3</td> <td>なし</td> <td></td> </tr> <tr> <td>NUPEC 大規模試験</td> <td>内径 8m の球体系(270m<sup>3</sup>) 特徴：多区画 (11 区画) 円周約 16m、 口径 1m のドーナツ状 8 角閉空間</td> <td>手すり状の線状のものがある オアフィス 4 箇所</td> <td>5~15vol% (7/9) 5.6~12.7vol% (7/9) 8~15 vol% (7/9)</td> <td>該当なし 約 16</td> <td>なし</td> <td>2 階席の上区画への開口部あり</td> </tr> <tr> <td>NEKO 試験</td> <td>100%水素高圧(40MPa)~貯蔵罐に 漏えい孔を設置し、大気への放出量に着火</td> <td>なし</td> <td></td> <td>該当なし</td> <td>なし</td> <td>100%水素高圧(40MPa)~貯蔵罐に漏えい孔を設置し、大気への放出量に着火。</td> </tr> </tbody> </table> <p>*爆轟が発生するのは、過去の試験等では、下表のような長い配管幅に水素と支那性ガスがドライに近い条件で閉じ込められた場合であり、上表のようなそれ以外の体系では、ドライ濃度 13,14,15% でもそれぞれ爆轟の発生は認められていない。ウェット条件になるとさらに高濃度の水素でも生じていない。</p>			試験	試験体系	障害物の有無	水素濃度等	配管の長さ (L) と径 (D) の比 (L/D)	爆轟の発生時の条件等	備考	NTS 試験 (米) 控室	半径 16m の球体系(2100m <sup>3</sup> ) 特徴：広い自由空間	なし	5~15vol% (水蒸気濃度 4~40vol%)	該当なし	なし		BMC (米)	640m <sup>3</sup> 特徴：多区画	なし	5.5~14vol% (水蒸気濃度 0~60vol%)	該当なし	なし		NUPEC 小型炉試験	閉空間 (5m <sup>3</sup> の球体系)	なし	6.8, 10 vol% (7/9) 5.50vol% (7/9) 20% 30vol% (7/9) 40%	約 2.3	なし		NUPEC 大規模試験	内径 8m の球体系(270m <sup>3</sup> ) 特徴：多区画 (11 区画) 円周約 16m、 口径 1m のドーナツ状 8 角閉空間	手すり状の線状のものがある オアフィス 4 箇所	5~15vol% (7/9) 5.6~12.7vol% (7/9) 8~15 vol% (7/9)	該当なし 約 16	なし	2 階席の上区画への開口部あり	NEKO 試験	100%水素高圧(40MPa)~貯蔵罐に 漏えい孔を設置し、大気への放出量に着火	なし		該当なし	なし	100%水素高圧(40MPa)~貯蔵罐に漏えい孔を設置し、大気への放出量に着火。
試験	試験体系	障害物の有無	水素濃度等	配管の長さ (L) と径 (D) の比 (L/D)	爆轟の発生時の条件等	備考																																						
NTS 試験 (米) 控室	半径 16m の球体系(2100m <sup>3</sup> ) 特徴：広い自由空間	なし	5~15vol% (水蒸気濃度 4~40vol%)	該当なし	なし																																							
BMC (米)	640m <sup>3</sup> 特徴：多区画	なし	5.5~14vol% (水蒸気濃度 0~60vol%)	該当なし	なし																																							
NUPEC 小型炉試験	閉空間 (5m <sup>3</sup> の球体系)	なし	6.8, 10 vol% (7/9) 5.50vol% (7/9) 20% 30vol% (7/9) 40%	約 2.3	なし																																							
NUPEC 大規模試験	内径 8m の球体系(270m <sup>3</sup> ) 特徴：多区画 (11 区画) 円周約 16m、 口径 1m のドーナツ状 8 角閉空間	手すり状の線状のものがある オアフィス 4 箇所	5~15vol% (7/9) 5.6~12.7vol% (7/9) 8~15 vol% (7/9)	該当なし 約 16	なし	2 階席の上区画への開口部あり																																						
NEKO 試験	100%水素高圧(40MPa)~貯蔵罐に 漏えい孔を設置し、大気への放出量に着火	なし		該当なし	なし	100%水素高圧(40MPa)~貯蔵罐に漏えい孔を設置し、大気への放出量に着火。																																						
<p>■ 細長い閉空間（管路、ダクト系）での水素燃焼試験の条件の整理（爆轟が発生した（生じさせた）結果を含む）：</p>																																												
<table border="1"> <thead> <tr> <th>試験、他</th> <th>試験体系</th> <th>障害物の有無</th> <th>水素濃度等</th> <th>配管の長さ (L) と径 (D) の比 (L/D)</th> <th>爆轟の発生時の条件等</th> <th>爆轟が発生しなかった条件等</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>HUT 試験 (米) OECD/CEU</td> <td>70m の閉鎖空間 (480m<sup>3</sup>) 12.3mW×2.5mH×70m</td> <td>12 枚設置</td> <td>~60vol% (7/9) (7/9 条件でも実施)</td> <td>約 28</td> <td>あり 12.5vol% (7/9) で爆轟発生。</td> <td>水蒸気 15vol% (7/9) 条件では、同一体系でも爆轟は発生せず。</td> </tr> <tr> <td>NUPEC (米 NRC) 高温燃焼試験</td> <td>爆轟管：2 体系。 両端部とも閉鎖構造。 ・10cm 内径×6.1m (SSDA 試験) ・27cm 内径×2.3m (HYO/F 試験)</td> <td>障害物(7/9)を 多数設置。</td> <td>約 5~約 50vol% (水素-空気を、水蒸気、 水素-空気を)</td> <td>SSDA 試験：約 60 HTCF 試験：約 78</td> <td>あり 300K 条件では 15% (7/9) から、 650K 条件では 11% (7/9) から、 それぞれ爆轟発生。</td> <td>同一体系に、~1m による 開閉のバスを追加した 試験では爆轟は発生せず。</td> </tr> <tr> <td>SRI(UNDO We-Ne) 閉鎖管</td> <td>約 10m の爆轟管。一端は開構造。</td> <td>障害物 有 (7,13,25 番) 無 (1,4) あり</td> <td>20~57vol%</td> <td>約 26</td> <td>あり 障害物設置時に爆轟発生。</td> <td>障害物無しでは爆轟発生せず。</td> </tr> <tr> <td>産業安全研究所 試験</td> <td>爆轟管： ・25mm 内径×管全長 2.1m~9.1m 特徴：端部の開口部を合わせ</td> <td>障害物(7/9)無の 有無</td> <td>30vol% (7/9)</td> <td>約 75~325</td> <td>あり</td> <td>管の両端部とも開の場合 は爆轟は発生せず。(障害物 設置の場合も)。</td> </tr> </tbody> </table>			試験、他	試験体系	障害物の有無	水素濃度等	配管の長さ (L) と径 (D) の比 (L/D)	爆轟の発生時の条件等	爆轟が発生しなかった条件等	HUT 試験 (米) OECD/CEU	70m の閉鎖空間 (480m <sup>3</sup> ) 12.3mW×2.5mH×70m	12 枚設置	~60vol% (7/9) (7/9 条件でも実施)	約 28	あり 12.5vol% (7/9) で爆轟発生。	水蒸気 15vol% (7/9) 条件では、同一体系でも爆轟は発生せず。	NUPEC (米 NRC) 高温燃焼試験	爆轟管：2 体系。 両端部とも閉鎖構造。 ・10cm 内径×6.1m (SSDA 試験) ・27cm 内径×2.3m (HYO/F 試験)	障害物(7/9)を 多数設置。	約 5~約 50vol% (水素-空気を、水蒸気、 水素-空気を)	SSDA 試験：約 60 HTCF 試験：約 78	あり 300K 条件では 15% (7/9) から、 650K 条件では 11% (7/9) から、 それぞれ爆轟発生。	同一体系に、~1m による 開閉のバスを追加した 試験では爆轟は発生せず。	SRI(UNDO We-Ne) 閉鎖管	約 10m の爆轟管。一端は開構造。	障害物 有 (7,13,25 番) 無 (1,4) あり	20~57vol%	約 26	あり 障害物設置時に爆轟発生。	障害物無しでは爆轟発生せず。	産業安全研究所 試験	爆轟管： ・25mm 内径×管全長 2.1m~9.1m 特徴：端部の開口部を合わせ	障害物(7/9)無の 有無	30vol% (7/9)	約 75~325	あり	管の両端部とも開の場合 は爆轟は発生せず。(障害物 設置の場合も)。							
試験、他	試験体系	障害物の有無	水素濃度等	配管の長さ (L) と径 (D) の比 (L/D)	爆轟の発生時の条件等	爆轟が発生しなかった条件等																																						
HUT 試験 (米) OECD/CEU	70m の閉鎖空間 (480m <sup>3</sup> ) 12.3mW×2.5mH×70m	12 枚設置	~60vol% (7/9) (7/9 条件でも実施)	約 28	あり 12.5vol% (7/9) で爆轟発生。	水蒸気 15vol% (7/9) 条件では、同一体系でも爆轟は発生せず。																																						
NUPEC (米 NRC) 高温燃焼試験	爆轟管：2 体系。 両端部とも閉鎖構造。 ・10cm 内径×6.1m (SSDA 試験) ・27cm 内径×2.3m (HYO/F 試験)	障害物(7/9)を 多数設置。	約 5~約 50vol% (水素-空気を、水蒸気、 水素-空気を)	SSDA 試験：約 60 HTCF 試験：約 78	あり 300K 条件では 15% (7/9) から、 650K 条件では 11% (7/9) から、 それぞれ爆轟発生。	同一体系に、~1m による 開閉のバスを追加した 試験では爆轟は発生せず。																																						
SRI(UNDO We-Ne) 閉鎖管	約 10m の爆轟管。一端は開構造。	障害物 有 (7,13,25 番) 無 (1,4) あり	20~57vol%	約 26	あり 障害物設置時に爆轟発生。	障害物無しでは爆轟発生せず。																																						
産業安全研究所 試験	爆轟管： ・25mm 内径×管全長 2.1m~9.1m 特徴：端部の開口部を合わせ	障害物(7/9)無の 有無	30vol% (7/9)	約 75~325	あり	管の両端部とも開の場合 は爆轟は発生せず。(障害物 設置の場合も)。																																						

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

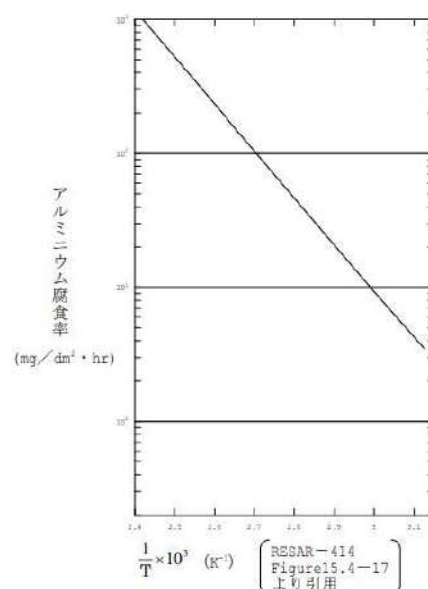
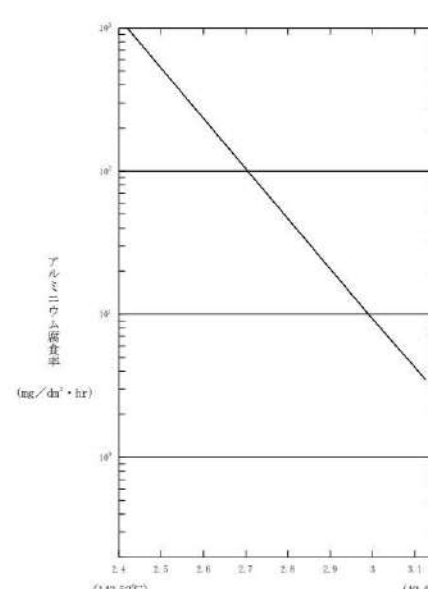
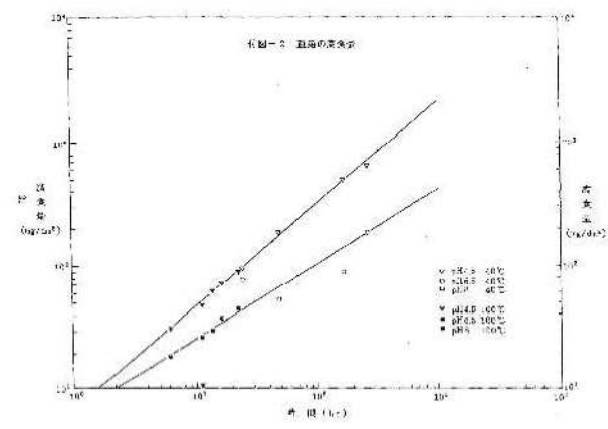
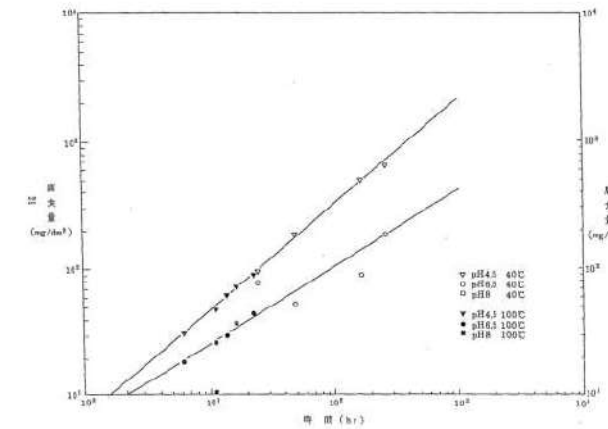
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

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

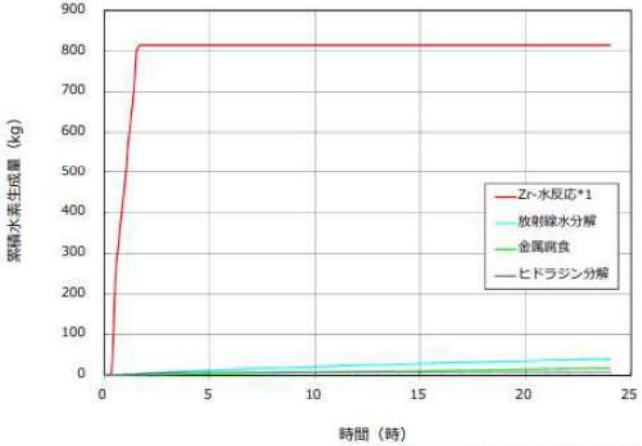
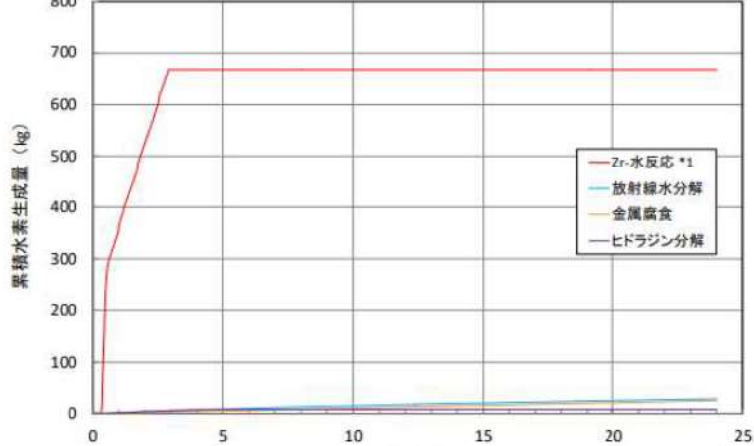
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

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

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

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

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

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

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

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 放射線水分解による水素生成について</p> <p>水が放射線エネルギーを吸収すると、一部は放射線分解して水素と酸素が生成される。</p> <p>本評価では、この水素生成割合を、炉心水については0.4分子/100eV、サンプル水については0.3分子/100eVとし、重大事故時における放射線水分解による水素の発生について、以下のとおり評価している。</p> <p>(1) 水素発生の過程</p> <p>放射線（γ線、β線）による水の分解については以下を考慮している。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>①原子炉容器（以下、「RV」という）内の燃料及びデブリ中の放射性物質（以下、「FP」という）による炉心内冷却水の分解</li> <li>②原子炉格納容器（以下、「CV」という）内液相部のFPによるサンプル水の分解</li> <li>③CV内に放出されたデブリ中FPによるサンプル水の分解</li> </ol> <p>(2) 水素発生率評価の概要</p> <p>事故時に炉心から放出され、RV内、およびCV内に移行するFP量は、事象進展によって変化する。また、FP自身の線源強度も放射性崩壊によって変化するため、放射線水分解による水素発生率も時間によって変化する。放射線水分解については、これらの時間変化を考慮し、水素発生率を評価している。</p> <p>図2に評価のフローを示す。まず、MAAPコードによってRV内およびCV内の各区画のFP割合が得られ、ORIGENコードを用いて炉心内蓄積FP量（線源強度）の時間変化を考慮し、MAAP結果と合わせて各区画の線源強度（eV）を算出する。ここで得られる線源強度とG値（分子/100eV）を用いて、各区画における水素発生率を評価している。</p> <p>MAAPにおけるノード分割図を図3に示す。また、各区画の水位・水温及び線源強度をそれぞれ図4～図7に示す。</p> <div data-bbox="264 1013 896 1337" data-label="Diagram"> <pre>             graph TD             A[MAAPによる各区画のFP割合] --&gt; C[各区画の線源強度]             B[ORIGENによる炉心内蓄積量] --&gt; C             C --&gt; D[各区画の水素発生率]             E[水素生成G値] --&gt; D             </pre> </div> <p>図2 放射線水分解による水素発生率評価フロー図</p>	<p>2. 水の放射線分解による水素生成について</p> <p>水が放射線エネルギーを吸収すると、一部は放射線分解して水素と酸素が生成される。</p> <p>本評価では、この水素生成割合を、炉心水については0.4分子/100eV、サンプル水については0.3分子/100eVとし、重大事故時における水の放射線分解による水素の発生について、以下のとおり評価している。</p> <p>(1) 水素発生の過程</p> <p>放射線（γ線、β線）による水の分解については以下を考慮している。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 原子炉容器（以下、「RV」という。）内の燃料及びデブリ中の放射性物質（以下、「FP」という。）による炉心内冷却水の分解</li> <li>② 原子炉格納容器（以下、「CV」という。）内液相部のFPによるサンプル水の分解</li> <li>③ CV内に放出されたデブリ中FPによるサンプル水の分解</li> </ol> <p>(2) 水素発生率評価の概要</p> <p>事故時に炉心から放出され、RV内、及びCV内に移行するFP量は、事象進展によって変化する。また、FP自身の線源強度も放射性崩壊によって変化するため、水の放射線分解による水素発生率も時間によって変化する。水の放射線分解については、これらの時間変化を考慮し、水素発生率を評価している。</p> <p>図2に評価のフローを示す。まず、MAAPによってRV内及びCV内の各区画のFP割合が得られ、ORIGENを用いて炉心内蓄積FP量（線源強度）の時間変化を考慮し、MAAP結果と合わせて各区画の線源強度（eV）を算出する。ここで得られる線源強度とG値（分子/100eV）を用いて、各区画における水素発生率を評価している。</p> <p>MAAPにおけるノード分割図を図3に示す。また、各区画の水位・水温及び線源強度をそれぞれ図4～図7に示す。</p> <div data-bbox="1227 1013 1836 1337" data-label="Diagram"> <pre>             graph TD             A[MAAPによる各区画のFP割合] --&gt; C[各区画の線源強度]             B[ORIGENによる炉心内蓄積量] --&gt; C             C --&gt; D[各区画の水素発生率]             E[水素生成G値] --&gt; D             </pre> </div> <p>図2 水の放射線分解による水素発生率評価フロー図</p>	

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="248 204 882 762" style="border: 1px solid black; height: 350px; width: 283px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="380 786 703 810" style="text-align: center;">図3 MAA Pにおけるノード分割図</div> <div data-bbox="291 837 772 1273"> </div> <div data-bbox="414 1297 660 1321" style="text-align: center;">図4 各ノードにおける水位</div> <div data-bbox="533 1358 1021 1385" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;">枠囲いの内容は、機密に属しますので公開できません。</div>	<div data-bbox="1131 204 1899 762" style="border: 1px solid black; height: 350px; width: 343px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="1332 778 1655 802" style="text-align: center;">図3 MAA Pにおけるノード分割図</div> <div data-bbox="1164 853 1758 1268"> </div> <div data-bbox="1339 1273 1612 1297" style="text-align: center;">図4 各ノードにおける水位</div> <div data-bbox="1310 1369 1883 1396" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;">枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</div>	

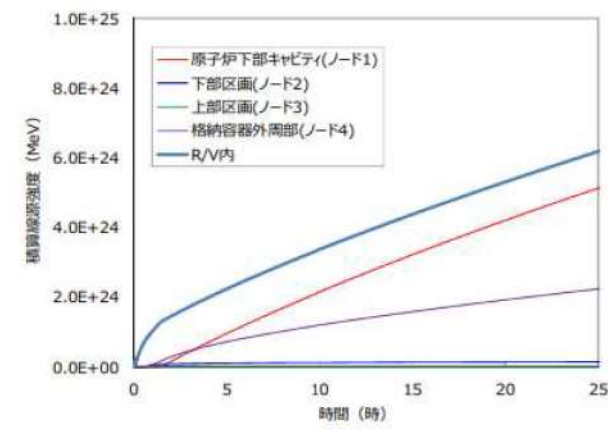
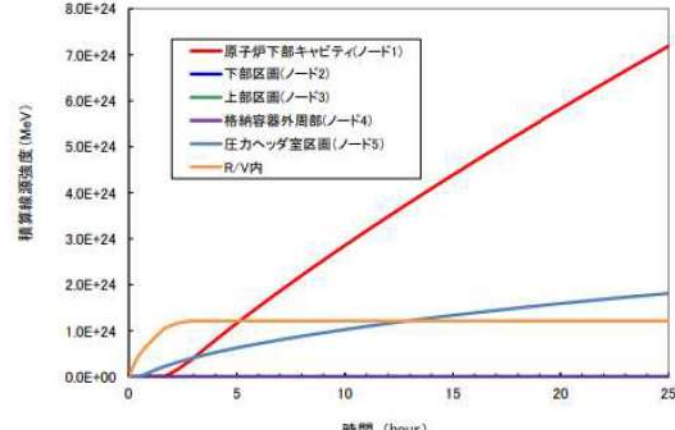
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

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

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

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

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

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

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

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



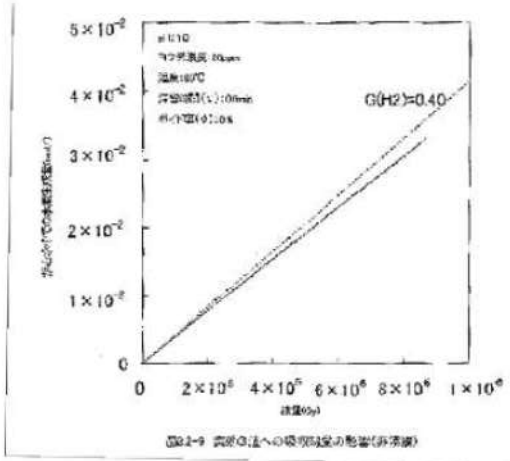
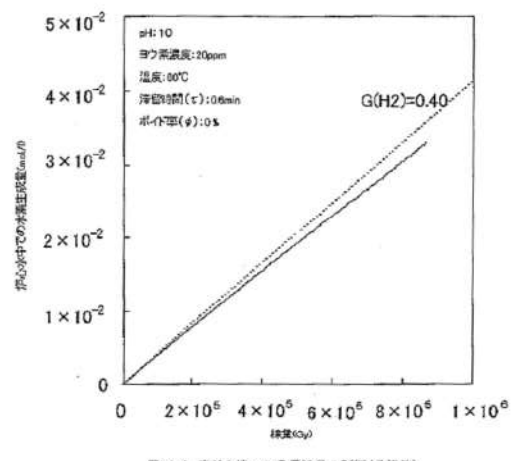
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1) FP等の不純物の影響</p> <p>重大事故においては設計基準事故では考慮していなかった大量のCs等の放出があることから、FP核種等の不純物に対するG値へ影響について示す。</p> <p>公開文献<sup>*1</sup>内で実施された試験においては、よう素以外の不純物として構造物等に含まれるFe、Niを代表として用いている。</p> <p>ここで、FeにはFe<sup>2+</sup>とFe<sup>3+</sup>が存在し、下記の反応によってOHラジカル(OH・)と反応する。</p> $\text{Fe}^{2+} + \text{OH} \cdot \rightarrow \text{Fe}^{3+} + \text{OH}^- \quad \text{①}$ <p>この反応によってOHラジカルが消費され、下記の水素再結合反応が妨げられる方向に働く。</p> $\text{H}_2 + \text{OH} \cdot \rightarrow \text{H}_2\text{O} + \text{H} \cdot \quad \text{②}$ <p>この結果、H<sub>2</sub>濃度が高くなる傾向となることから、Feの量が増加すると実効G値は増加する。そのため、公開文献<sup>*1</sup>内では不純物の影響として確認の試験を実施している。</p> <p>ただし、①の反応は、よう素イオン(I<sup>-</sup>)の下記反応と競合する。</p> $\text{I}^- + \text{OH} \cdot \rightarrow \text{I} \cdot + \text{OH}^- \quad \text{③}$ <p>I<sup>-</sup>濃度が十分高ければ、①よりも③の反応が支配的となり、①の反応の寄与は無視できることから、不純物による影響は小さいと公開文献<sup>*1</sup>では結論付けている。</p> <p>一方、よう素以外の不純物でH<sub>2</sub>濃度に影響を与える可能性のある元素としては、上述したFeやIの様に</p> <p>(a) 水中への溶解度が高い</p> <p>(b) 異なる価数をもったイオンが存在する</p> <p>ものが挙げられる。</p> <p>NUREG-1465に示されている元素グループのうち上記(a)と(b)をともに満たす元素としては、よう素(I)、臭素(Br)以外にはない。ここで、よう素濃度については、炉心内の全よう素がスプレイ水に溶け込んだ<sup>*2</sup>としても、公開文献<sup>*1</sup>で実施されているよう素濃度(20ppm)を超えることはない。また臭素については、よう素の炉心内に蓄積された質量に対して1桁程度小さいことから、その不純物濃度への寄与は試験で設定されているよう素濃度に包含されていると考えられる。</p> <p>以上のことから、重大事故時の不純物に対しても、適用可能であると考えられる。</p> <p>*1 「PWRプラントにおけるLOCA時の水の放射線分解による水素生成割合」(MHI-NES-1013、平成11年12月)</p> <p>*2 大飯3号機及び4号機の全よう素量は約25kgであり、スプレイ水の水量は約1600m<sup>3</sup>(ここでは、簡易的に1m<sup>3</sup>=1tとする)である。したがって、全よう素がスプレイ水に溶け込んだとしても約16ppmであり20ppmを超えることはない。</p>	<p>1) FP等の不純物の影響</p> <p>重大事故においては設計基準事故では考慮していなかった大量のCs等の放出があることから、FP核種等の不純物に対するG値へ影響について示す。</p> <p>公開文献<sup>*1</sup>内で実施された試験においては、よう素以外の不純物として構造物等に含まれるFe、Niを代表として用いている。</p> <p>ここで、FeにはFe<sup>2+</sup>とFe<sup>3+</sup>が存在し、下記の反応によってOHラジカル(OH・)と反応する。</p> $\text{Fe}^{2+} + \text{OH} \cdot \rightarrow \text{Fe}^{3+} + \text{OH}^- \quad \text{①}$ <p>この反応によってOHラジカルが消費され、下記の水素再結合反応が妨げられる方向に働く。</p> $\text{H}_2 + \text{OH} \cdot \rightarrow \text{H}_2\text{O} + \text{H} \cdot \quad \text{②}$ <p>この結果、H<sub>2</sub>濃度が高くなる傾向となることから、Feの量が増加すると実効G値は増加する。そのため、公開文献<sup>*1</sup>内では不純物の影響として確認の試験を実施している。</p> <p>ただし、①の反応は、よう素イオン(I<sup>-</sup>)の下記反応と競合する。</p> $\text{I}^- + \text{OH} \cdot \rightarrow \text{I} \cdot + \text{OH}^- \quad \text{③}$ <p>I<sup>-</sup>濃度が十分高ければ、①よりも③の反応が支配的となり、①の反応の寄与は無視できることから、不純物による影響は小さいと公開文献<sup>*1</sup>では結論付けている。</p> <p>一方、よう素以外の不純物でH<sub>2</sub>濃度に影響を与える可能性のある元素としては、上述したFeやIの様に</p> <p>(a) 水中への溶解度が高い</p> <p>(b) 異なる価数をもったイオンが存在する</p> <p>ものが挙げられる。</p> <p>NUREG-1465に示されている元素グループのうち上記(a)と(b)をともに満たす元素としては、よう素(I)、臭素(Br)以外にはない。ここで、よう素濃度については、炉心内の全よう素がスプレイ水に溶け込んだ<sup>*2</sup>としても、公開文献<sup>*1</sup>で実施されているよう素濃度(20ppm)を超えることはない。また臭素については、よう素の炉心内に蓄積された質量に対して1桁程度小さいことから、その不純物濃度への寄与は試験で設定されているよう素濃度に包含されていると考えられる。</p> <p>以上のことから、重大事故時の不純物に対しても、適用可能であると考えられる。</p> <p>*1 「PWRプラントにおけるLOCA時の水の放射線分解による水素生成割合」(MHI-NES-1013、平成11年12月)</p> <p>*2 泊3号炉の全よう素量は約20kgであり、スプレイ水の水量は約1400m<sup>3</sup>(ここでは、簡易的に1m<sup>3</sup>=1tonとする)である。したがって、全よう素がスプレイ水に溶け込んだとしても約15ppmであり20ppmを超えることはない</p>	<p>設計の相違</p>

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

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

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

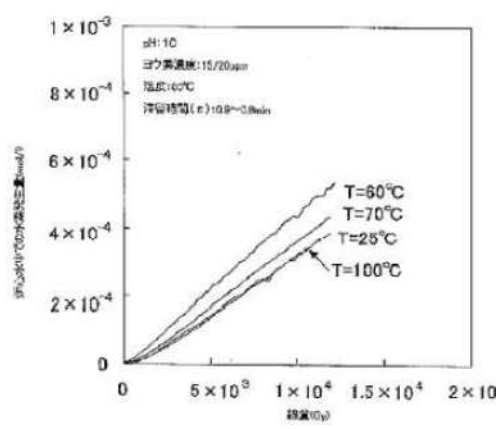
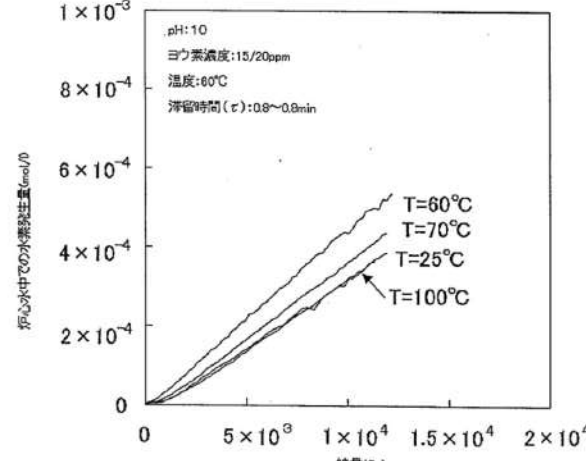
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="313 215 795 582" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="291 598 851 654" data-label="Caption"> <p>注) 図中の G/L は気液体積比を表す              図9 公開文献<sup>*1</sup>にて実効 G 値と吸収線量との関係を示した図 (サンプル水)</p> </div> <div data-bbox="280 686 918 742" data-label="Footnote"> <p>*1 「PWR プラントにおける LOCA 時の水の放射線分解による水素生成割合」              (MHI-NES-1013、平成 11 年 12 月)</p> </div> <div data-bbox="168 750 313 774" data-label="Section-Header"> <p>3) 温度の影響</p> </div> <div data-bbox="179 782 1041 877" data-label="Text"> <p>吸収線量同様に温度については、図 10 に示すとおり、炉心水では 60℃で最大となっており、60℃における G 値を包含するような G 値が設定されており、重大事故時の炉心水においても適用は可能であると考えられる。</p> </div> <div data-bbox="179 885 1041 949" data-label="Text"> <p>一方、サンプル水については、公開文献<sup>*1</sup>にて「実効 G 値は温度が高くなるほど小さくなる傾向がある」との記載がある。その理由を以下に示す。</p> </div> <div data-bbox="179 957 1041 1013" data-label="Text"> <p>水中に生成した水素が気相中に移行する過程において下記の水素再結合反応によって水素生成が妨げられる。</p> </div> <div data-bbox="224 1053 784 1077" data-label="Chemical-Block"> <math display="block">H_2 + OH \cdot \rightarrow H_2O + H \cdot \quad \text{④}</math> </div> <div data-bbox="179 1125 1041 1189" data-label="Text"> <p>④の反応には、温度依存性があるが、以下に示す水素生成反応の温度依存性に比べて、活性化エネルギーが高い。</p> </div> <div data-bbox="224 1228 784 1252" data-label="Chemical-Block"> <math display="block">H \cdot + H \cdot \rightarrow H_2 \quad \text{⑤}</math> </div> <div data-bbox="224 1260 784 1284" data-label="Chemical-Block"> <math display="block">eaq^- + H \cdot + H_2O \rightarrow H_2 + OH^- \quad \text{⑥}</math> </div> <div data-bbox="224 1292 784 1316" data-label="Chemical-Block"> <math display="block">eaq^- + eaq^- + 2H_2O \rightarrow H_2 + 2OH^- \quad \text{⑦}</math> </div> <div data-bbox="582 1316 795 1340" data-label="Text"> <p>注) eaq<sup>-</sup>は水和電子を表す。</p> </div>	<div data-bbox="1232 183 1736 550" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1187 574 1836 630" data-label="Caption"> <p>注) 図中の G/L は気液体積比を表す              図9 公開文献<sup>*1</sup>にて実効 G 値と吸収線量との関係を示した図 (サンプル水)</p> </div> <div data-bbox="1198 662 1870 718" data-label="Footnote"> <p>*1 「PWR プラントにおける LOCA 時の水の放射線分解による水素生成割合」              (MHI-NES-1013、平成 11 年 12 月)</p> </div> <div data-bbox="1086 750 1232 774" data-label="Section-Header"> <p>3) 温度の影響</p> </div> <div data-bbox="1097 782 1960 877" data-label="Text"> <p>吸収線量同様に温度については、図 10 に示すとおり、炉心水では 60℃で最大となっており、60℃における G 値を包含するような G 値が設定されており、重大事故時の炉心水においても適用は可能であると考えられる。</p> </div> <div data-bbox="1097 885 1960 949" data-label="Text"> <p>一方、サンプル水については、公開文献にて「実効 G 値は温度が高くなるほど小さくなる傾向がある」との記載がある。その理由を以下に示す。</p> </div> <div data-bbox="1097 957 1960 1013" data-label="Text"> <p>水中に生成した水素が気相中に移行する過程において下記の水素再結合反応によって水素生成が妨げられる。</p> </div> <div data-bbox="1142 1053 1702 1077" data-label="Chemical-Block"> <math display="block">H_2 + OH \cdot \rightarrow H_2O + H \cdot \quad \text{④}</math> </div> <div data-bbox="1097 1125 1960 1189" data-label="Text"> <p>④の反応には、温度依存性があるが、以下に示す水素生成反応の温度依存性に比べて、活性化エネルギーが高い。</p> </div> <div data-bbox="1142 1228 1702 1252" data-label="Chemical-Block"> <math display="block">H \cdot + H \cdot \rightarrow H_2 \quad \text{⑤}</math> </div> <div data-bbox="1142 1260 1702 1284" data-label="Chemical-Block"> <math display="block">eaq^- + H \cdot + H_2O \rightarrow H_2 + OH^- \quad \text{⑥}</math> </div> <div data-bbox="1142 1292 1702 1316" data-label="Chemical-Block"> <math display="block">eaq^- + eaq^- + 2H_2O \rightarrow H_2 + 2OH^- \quad \text{⑦}</math> </div> <div data-bbox="1478 1316 1713 1340" data-label="Text"> <p>注) eaq<sup>-</sup>は水和電子を表す。</p> </div>	

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

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

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

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

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

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

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

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

大飯発電所3 / 4号炉

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

表2 実効G値変更に伴う影響

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

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

図11 炉心水及びサンプル水における放射線水分解による水素発生(イメージ)

泊発電所3号炉

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

表2 実効G値変更に伴う影響

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

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

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

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

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

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

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

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

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																												
<p>(参考) その他の文献における実効G値</p> <p>勝村による報告<sup>(1)</sup>では、福島第一原子力発電所4号機の水素爆発の原因を探るため、沸騰水及び海水注入下でのG値を実験で測定している。</p> <p>この実験では、沸騰した純水において、G値0.24の水素発生を検出したとしており、今回の有効性評価に使用している実効G値よりも小さい。</p> <p>一方、沸騰した3.5%食塩水（海水相当）においては、G値0.54の水素発生を検出したとしている。しかしながら、放射線分解によるG値は、分解初期（初期G値0.45<sup>(2)</sup>）の後の再結合（水素とOHラジカル）により初期G値を理論的に超えないことから、G値0.54の水素発生が検出された原因は、水蒸気凝縮によって測定された水素濃度が高めになったためと考察している。</p> <p>なお、海水相当下でG値が増加した要因としては以下が考えられる。</p> <p>水の放射線分解で生成した水素には、水に戻る反応がある。</p> $H_2 + OH \cdot \rightarrow H_2O + H \cdot \quad \text{①}$ <p>一方、食塩水中にはCl<sup>-</sup>イオンが存在し、Cl<sup>-</sup>イオンはOH<sup>·</sup>と反応する。</p> $Cl^- + OH \cdot \rightarrow Cl \cdot + OH^- \quad \text{②}$ <p>②の反応は、①の反応と競合するため、Cl濃度が高くなると、②の反応が寄与するためにH<sub>2</sub>が水に戻る①の反応が起きにくくなる。このため、Clが存在しない場合に比べてH<sub>2</sub>濃度が上昇し、実効的な水素のG値が高くなる。</p> <p>有効性評価の水素燃焼の対象シーケンスである、「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗」においては、本設の格納容器スプレイに成功するために海水の注入はなく、海水注入によるG値上昇の影響を受けない。しかしながら、海水によるG値上昇を包含する影響検討として、水素とOHラジカルの再結合を無視した初期G値による保守的な検討を実施した。結果は下表のとおりであり、初期G値を用いた保守的な検討においても水素発生量への影響はわずかであり、水素濃度は判断基準の13%を超えない。</p>	<p>(参考) その他の文献における実効G値</p> <p>勝村による報告<sup>(1)</sup>では、福島第一原子力発電所4号機の水素爆発の原因を探るため、沸騰水及び海水注入下でのG値を実験で測定している。</p> <p>この実験では、沸騰した純水において、G値0.24の水素発生を検出したとしており、今回の有効性評価に使用している実効G値よりも小さい。</p> <p>一方、沸騰した3.5%食塩水（海水相当）においては、G値0.54の水素発生を検出したとしている。しかしながら、水の放射線分解によるG値は、分解初期（初期G値0.45<sup>(2)</sup>）の後の再結合（水素とOHラジカル）により初期G値を理論的に超えないことから、G値0.54の水素発生が検出された原因は、水蒸気凝縮によって測定された水素濃度が高めになったためと考察している。</p> <p>なお、海水相当下でG値が増加した要因としては以下が考えられる。</p> <p>水の放射線分解で生成した水素には、水に戻る反応がある。</p> $H_2 + OH \cdot \rightarrow H_2O + H \cdot \quad \text{①}$ <p>一方、食塩水中にはCl<sup>-</sup>イオンが存在し、Cl<sup>-</sup>イオンはOH<sup>·</sup>と反応する。</p> $Cl^- + OH \cdot \rightarrow Cl \cdot + OH^- \quad \text{②}$ <p>②の反応は、①の反応と競合するため、Cl濃度が高くなると、②の反応が寄与するためにH<sub>2</sub>が水に戻る①の反応が起きにくくなる。このため、Clが存在しない場合に比べてH<sub>2</sub>濃度が上昇し、実効的な水素のG値が高くなる。</p> <p>有効性評価の水素燃焼の対象シーケンスである、「大破断 LOCA 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」においては、本設の格納容器スプレイに成功するために海水の注入はなく、海水注入によるG値上昇の影響を受けない。しかしながら、海水によるG値上昇を包含する影響検討として、水素とOHラジカルの再結合を無視した初期G値による保守的な検討を実施した。結果は下表のとおりであり、初期G値を用いた保守的な検討においても水素発生量への影響はわずかであり、水素濃度は判断基準の13vol%を超えない。</p>	<p>記載表現の相違</p>																																																												
<p>表 「有効性評価」及び影響検討ケースにおける水素発生量（約1.7hr<sup>※1</sup>時点）</p> <table border="1" data-bbox="264 957 860 1241"> <thead> <tr> <th></th> <th>有効性評価</th> <th>影響検討ケース</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>G値</td> <td>炉心水：0.4 サンプル水：0.3</td> <td>全て0.45<sup>(2)</sup></td> </tr> <tr> <td>Zr-水反応</td> <td>822.1kg</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>放射線水分解合計</td> <td>4.4kg</td> <td>6.2kg</td> </tr> <tr> <td>炉心水</td> <td>1.0kg</td> <td>1.1kg</td> </tr> <tr> <td>サンプル水のうち液相FP</td> <td>3.3kg</td> <td>4.9kg</td> </tr> <tr> <td>サンプル水のうちコリウム</td> <td>0.1kg</td> <td>0.2kg</td> </tr> <tr> <td>その他（金属腐食等）</td> <td>4.2kg</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>合計<sup>※2</sup></td> <td>830.7kg</td> <td>832.5 kg</td> </tr> <tr> <td>ドライ水素濃度</td> <td>12.83%<sup>※3</sup></td> <td>12.65%<sup>※4</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：ドライ水素濃度のピーク時間                  ※2：PARによる水素処理量を考慮していない値                  ※3：PARによる水素処理を考慮した値                  ※4：G値変更による増加分についてのみ保守的にFARによる水素処理を考慮しない値</p>		有効性評価	影響検討ケース	G値	炉心水：0.4 サンプル水：0.3	全て0.45 <sup>(2)</sup>	Zr-水反応	822.1kg	同左	放射線水分解合計	4.4kg	6.2kg	炉心水	1.0kg	1.1kg	サンプル水のうち液相FP	3.3kg	4.9kg	サンプル水のうちコリウム	0.1kg	0.2kg	その他（金属腐食等）	4.2kg	同左	合計 <sup>※2</sup>	830.7kg	832.5 kg	ドライ水素濃度	12.83% <sup>※3</sup>	12.65% <sup>※4</sup>	<p>表 「有効性評価」及び影響検討ケースにおける水素発生量（約2.9hr<sup>※7</sup>時点）</p> <table border="1" data-bbox="1227 981 1765 1232"> <thead> <tr> <th></th> <th>有効性評価</th> <th>影響検討ケース</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>G値</td> <td>炉心水：0.4 サンプル水：0.3</td> <td>全て0.45<sup>(2)</sup></td> </tr> <tr> <td>Zr-水反応</td> <td>670.7kg</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>水の放射線分解合計</td> <td>5.4kg</td> <td>7.8kg</td> </tr> <tr> <td>炉心水</td> <td>0.9kg</td> <td>1.0kg</td> </tr> <tr> <td>サンプル水のうち液相FP</td> <td>4.2kg</td> <td>6.3kg</td> </tr> <tr> <td>サンプル水のうちコリウム</td> <td>0.4kg</td> <td>0.5kg</td> </tr> <tr> <td>その他（金属腐食等）</td> <td>8.0kg</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>合計<sup>※8</sup></td> <td>684.1kg</td> <td>686.5 kg</td> </tr> <tr> <td>ドライ水素濃度</td> <td>11.65vol%<sup>※9</sup></td> <td>11.69vol%<sup>※10</sup></td> </tr> </tbody> </table> <p>※7：ドライ水素濃度のピーク時間                  ※8：原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理量を考慮していない値                  ※9：原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理を考慮した値                  ※10：G値変更による増加分についてのみ保守的に原子炉格納容器内水素処理装置による水素処理を考慮しない値</p>		有効性評価	影響検討ケース	G値	炉心水：0.4 サンプル水：0.3	全て0.45 <sup>(2)</sup>	Zr-水反応	670.7kg	同左	水の放射線分解合計	5.4kg	7.8kg	炉心水	0.9kg	1.0kg	サンプル水のうち液相FP	4.2kg	6.3kg	サンプル水のうちコリウム	0.4kg	0.5kg	その他（金属腐食等）	8.0kg	同左	合計 <sup>※8</sup>	684.1kg	686.5 kg	ドライ水素濃度	11.65vol% <sup>※9</sup>	11.69vol% <sup>※10</sup>	
	有効性評価	影響検討ケース																																																												
G値	炉心水：0.4 サンプル水：0.3	全て0.45 <sup>(2)</sup>																																																												
Zr-水反応	822.1kg	同左																																																												
放射線水分解合計	4.4kg	6.2kg																																																												
炉心水	1.0kg	1.1kg																																																												
サンプル水のうち液相FP	3.3kg	4.9kg																																																												
サンプル水のうちコリウム	0.1kg	0.2kg																																																												
その他（金属腐食等）	4.2kg	同左																																																												
合計 <sup>※2</sup>	830.7kg	832.5 kg																																																												
ドライ水素濃度	12.83% <sup>※3</sup>	12.65% <sup>※4</sup>																																																												
	有効性評価	影響検討ケース																																																												
G値	炉心水：0.4 サンプル水：0.3	全て0.45 <sup>(2)</sup>																																																												
Zr-水反応	670.7kg	同左																																																												
水の放射線分解合計	5.4kg	7.8kg																																																												
炉心水	0.9kg	1.0kg																																																												
サンプル水のうち液相FP	4.2kg	6.3kg																																																												
サンプル水のうちコリウム	0.4kg	0.5kg																																																												
その他（金属腐食等）	8.0kg	同左																																																												
合計 <sup>※8</sup>	684.1kg	686.5 kg																																																												
ドライ水素濃度	11.65vol% <sup>※9</sup>	11.69vol% <sup>※10</sup>																																																												
<p>(1)：勝村、福島第一原子力発電所第四号機の水素爆発の謎、放射線化学92(2011)9                  (2)：G. V. Buxton, C. L. Greenstock, W. P. Helman, A. B. Ross, J. Phys. Chem. Ref. Data 1988, 17, 513</p>	<p>(1)：勝村、福島第一原子力発電所第四号機の水素爆発の謎、放射線化学第92号(2011)                  (2)：G. V. Buxton, C. L. Greenstock, W. P. Helman, A. B. Ross, J. Phys. Chem. Ref. Data 1988, 17, 513</p>																																																													












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

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

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

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

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

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

(注1) 亜鉛の腐食量については、pH4.5の腐食量を使用。

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

(注1) 亜鉛の腐食量については、pH4.5の腐食量を使用。

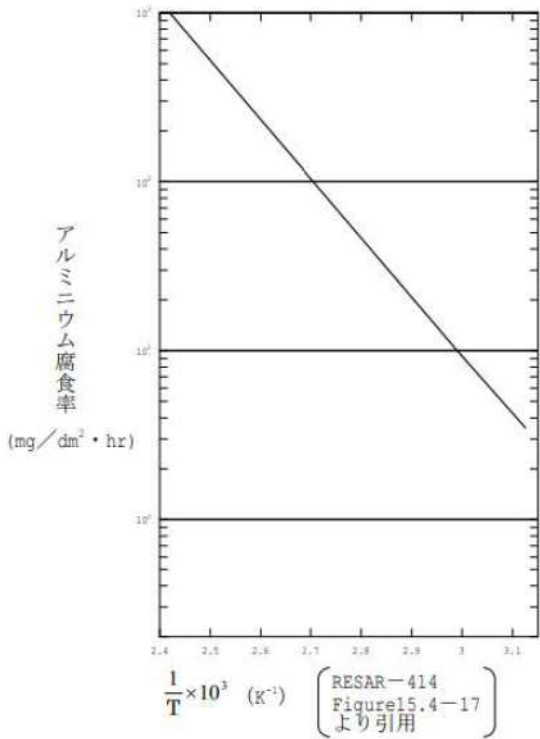
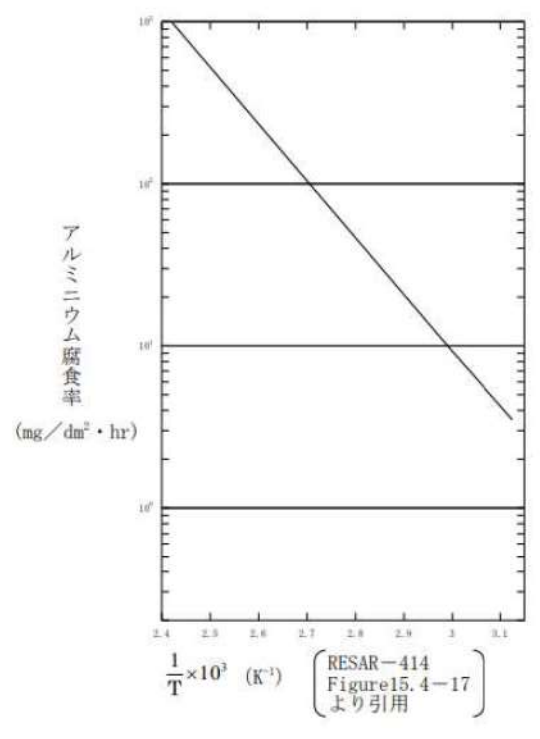
(注2) 原子炉格納容器内のうち、最も高温となり金属腐食による水素生成評価が厳しくなる原子炉下部キャビティ液相部における温度を使用。

 枠囲いの内容は、機密に属しますので公開できません。

 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

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

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>アルミニウム腐食率 (mg/dm<sup>2</sup>・hr)</p> <p><math>\frac{1}{T} \times 10^3 \text{ (K}^{-1}\text{)}</math> (RESAR-414 Figure 15.4-17 より引用)</p> <p>図14 アルミニウム腐食率</p>	 <p>アルミニウム腐食率 (mg/dm<sup>2</sup>・hr)</p> <p><math>\frac{1}{T} \times 10^3 \text{ (K}^{-1}\text{)}</math> (RESAR-414 Figure 15.4-17 より引用)</p> <p>図14 アルミニウム腐食率</p>	

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

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

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

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="241 236 940 686" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="427 715 757 742" data-label="Caption"> <p>図1 試験容器内の各部水素体積比<sup>[1]</sup></p> </div> <div data-bbox="271 767 887 1177" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="443 1193 678 1220" data-label="Caption"> <p>図2 PARの温度上昇<sup>[1]</sup></p> </div> <div data-bbox="488 1347 1025 1377" data-label="Text"> <p>枠囲みの内容は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p> </div>	<div data-bbox="1126 236 1825 670" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1301 686 1630 713" data-label="Caption"> <p>図1 試験容器内の各部水素体積比<sup>[1]</sup></p> </div> <div data-bbox="1122 767 1832 1169" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1346 1173 1559 1200" data-label="Caption"> <p>図2 PARの温度上昇<sup>[1]</sup></p> </div> <div data-bbox="1234 1347 1821 1377" data-label="Text"> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="257 223 936 614" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="392 638 761 667" data-label="Caption"> <p>図3 水素除去率の評価式と試験の比較<sup>[1]</sup></p> </div> <div data-bbox="488 1385 1025 1417" data-label="Text"> <p>枠囲みの内容は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p> </div>	<div data-bbox="1146 223 1854 625" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1288 635 1646 662" data-label="Caption"> <p>図3 水素除去率の評価式と試験の比較<sup>[1]</sup></p> </div> <div data-bbox="1288 1391 1863 1423" data-label="Text"> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="255 223 927 1066" style="border: 2px solid black; height: 528px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="264 1107 918 1133">図4 THAI試験（HR-3）のGOTHICコードによるノーディング</p> <div data-bbox="479 1375 1016 1407" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 20px;">                     枠囲みの内容は機密に係る事項ですので公開することはできません。                 </div>	<div data-bbox="1173 223 1823 1043" style="border: 2px solid black; height: 514px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="1263 1082 1715 1107">図4 THAI試験（HR-3）のGOTHICによるノーディング</p> <div data-bbox="1263 1382 1832 1414" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 20px;">                     枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。                 </div>	

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="217 252 967 807" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="454 826 732 855" data-label="Caption"> <p>図5 容器内水素濃度分布比較</p> </div> <div data-bbox="488 1380 1025 1412" data-label="Text"> <p>枠囲みの内容は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p> </div>	<div data-bbox="1151 245 1861 829" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1350 861 1637 888" data-label="Caption"> <p>図5 容器内水素濃度分布の比較</p> </div> <div data-bbox="1323 1390 1899 1422" data-label="Text"> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	

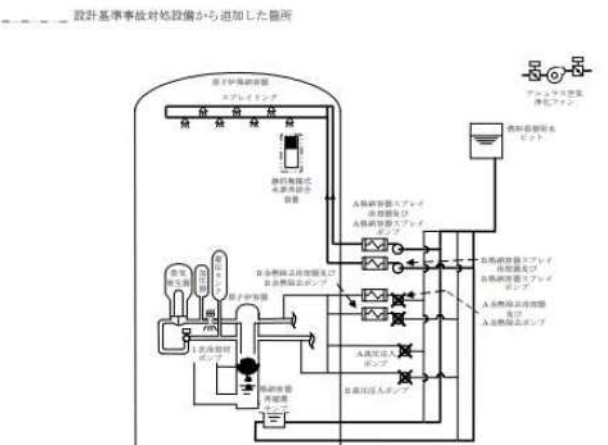
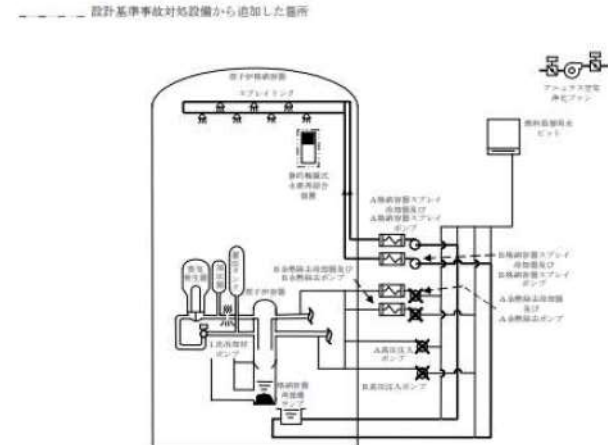
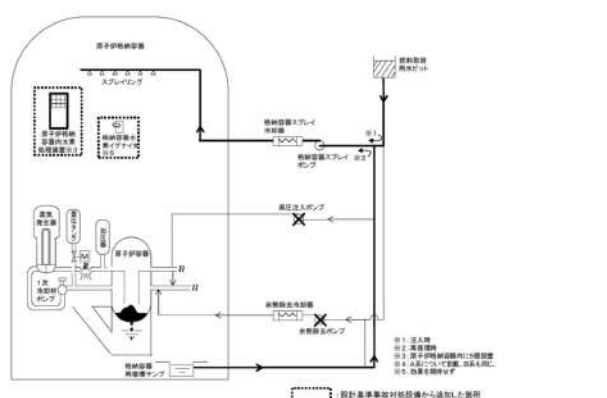
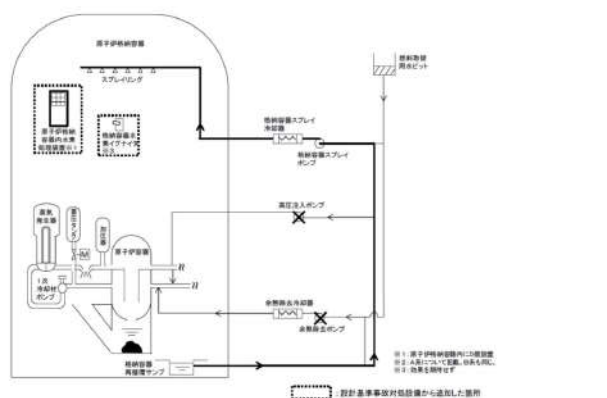
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="224 247 952 917" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="481 949 705 973">図6 水素処理量の比較</p> <div data-bbox="481 1364 1019 1396" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 20px;">                     枠囲みの内容は機密に係る事項ですので公開することはできません。                 </div>	<div data-bbox="1153 247 1870 885" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p data-bbox="1400 917 1601 941">図6 水素処理量の比較</p> <div data-bbox="1276 1364 1848 1396" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 20px;">                     枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。                 </div>	

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

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

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