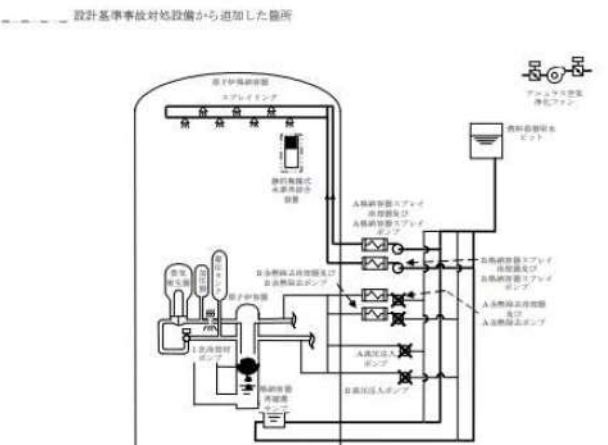
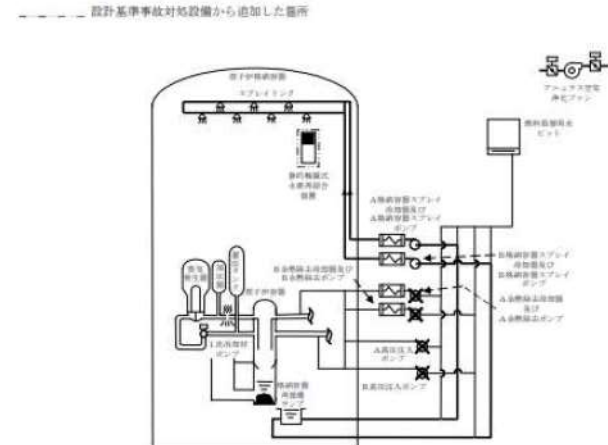
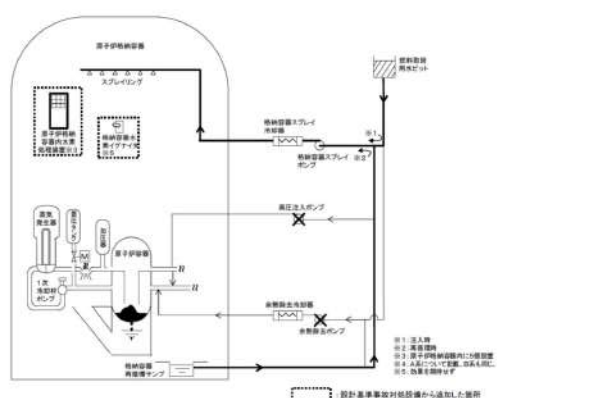
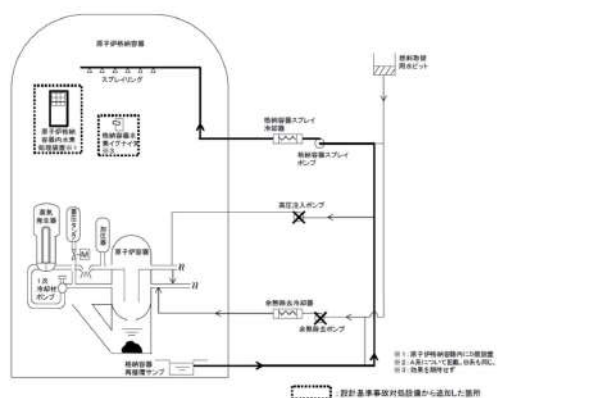


赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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時に低圧注入機能が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時に低圧注入機能が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時に低圧注入機能が及び高圧注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図 （原子炉格納容器水素処理装置及び格納容器スプレイ再循環運転）</p>	<p>記載方針の相違</p>

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

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

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																			
<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.9</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器内の水素混合について</p> <p>重大事故時に発生する水素の混合挙動については、原子炉格納容器内の循環流によって濃度が均一化すると考えられているが、水素は分子量も小さいことから循環流がない場合は原子炉格納容器ドーム部の上層部で局所的に高濃度の領域が生じることが考えられる。</p> <p>財団法人原子力発電技術機構（NUPEC）の可燃性ガス濃度分布・混合挙動試験では、加圧器気相部破断のように破断位置が格納容器内の上部に位置し、さらに格納容器スプレイ等の循環流がない特殊なケースで試験を行った。その結果、破断位置より上方に熱成層化が生じ、これによりドーム部とその他の区画に濃度差が生じるという濃度成層化現象が起こった。一方、ドーム部内においては均一に混合した。</p> <p>そこで、大阪3、4号炉においてこのような上下区画間の有意な水素濃度差が生じ得るか検討を行った。検討の結果、格納容器スプレイが機能喪失した場合でも、混合促進に寄与する対策として①代替スプレイや②格納容器内自然対流冷却を整備（NUPEC 報告書*1でも提言）しており濃度成層化が生じる可能性は十分低い。さらに、③静的触媒式水素再結合装置（以下、PAR）発熱による流体の上昇流、④溶融炉心の原子炉下部キャビティ落下後の発生蒸気による上昇流、⑤SGからの放熱等による上昇流により原子炉格納容器全体での大きな循環流が形成されることにより、濃度成層化が起こることはないと考えられる。</p> <p>次頁以降において1章に NUPEC 試験の概要、2章に実機における考察、3章に感度解析結果、4章にまとめを示す。また、検討の結果を下表のとおり整理した。</p> <p>○成層化に対する混合の効果</p> <table border="1" data-bbox="210 1029 981 1198"> <thead> <tr> <th>混合の要素</th> <th>効果</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①スプレイ</td> <td>スプレイ又は格納容器内自然対流冷却の単独で原子炉格納容器全体が混合</td> <td>NUPEC 報告(H15)*1、有効性評価</td> </tr> <tr> <td>②自然対流冷却</td> <td>の単独で原子炉格納容器全体が混合</td> <td>JNES 解析(H18)*2</td> </tr> <tr> <td>③PAR</td> <td>混合に寄与</td> <td>感度解析を実施</td> </tr> <tr> <td>④蒸気流</td> <td>加圧器気相部破断以外のケースでは、蒸気流によって格納容器全体が混合</td> <td>NUPEC 報告(H15)*1</td> </tr> <tr> <td>⑤SGからの放熱等</td> <td>混合に寄与</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	混合の要素	効果	備考	①スプレイ	スプレイ又は格納容器内自然対流冷却の単独で原子炉格納容器全体が混合	NUPEC 報告(H15)*1、有効性評価	②自然対流冷却	の単独で原子炉格納容器全体が混合	JNES 解析(H18)*2	③PAR	混合に寄与	感度解析を実施	④蒸気流	加圧器気相部破断以外のケースでは、蒸気流によって格納容器全体が混合	NUPEC 報告(H15)*1	⑤SGからの放熱等	混合に寄与		<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.4.8</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器内の水素混合について</p> <p>重大事故時に発生する水素の混合挙動については、原子炉格納容器内の循環流によって濃度が均一化すると考えられているが、水素は分子量も小さいことから循環流がない場合は原子炉格納容器ドーム部の上層部で局所的に高濃度の領域が生じることが考えられる。</p> <p>財団法人原子力発電技術機構（NUPEC）の可燃性ガス濃度分布・混合挙動試験では、加圧器気相部破断のように破断位置が原子炉格納容器内の上部に位置し、さらに格納容器スプレイ等の循環流がない特殊なケースで試験を行った。その結果、破断位置より上方に熱成層化が生じ、これによりドーム部とその他の区画に濃度差が生じるという濃度成層化現象が起こった。一方、ドーム部内においては均一に混合した。</p> <p>そこで、泊3号炉においてこのような上下区画間の有意な水素濃度差が生じ得るか検討を行った。検討の結果、格納容器スプレイが機能喪失した場合でも、混合促進に寄与する対策として①代替スプレイや②格納容器内自然対流冷却を整備（NUPEC 報告書*1でも提言）しており濃度成層化が生じる可能性は十分低い。さらに、③原子炉格納容器内水素処理装置（以下、「PAR」という。）発熱による流体の上昇流、④溶融炉心の原子炉下部キャビティ落下後の発生蒸気による上昇流、⑤蒸気発生器からの放熱等による上昇流により原子炉格納容器全体での大きな循環流が形成されることにより、濃度成層化が起こることはないと考えられる。</p> <p>次頁以降において1章に NUPEC 試験の概要、2章に実機における考察、3章に感度解析結果、4章にまとめを示す。また、検討の結果を下表のとおり整理した。</p> <p style="text-align: center;">表1 成層化に対する混合の効果</p> <table border="1" data-bbox="1106 997 1924 1315"> <thead> <tr> <th>混合の要素</th> <th>効果</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①スプレイ</td> <td rowspan="2">スプレイ又は自然対流冷却の単独で原子炉格納容器全体が混合</td> <td>NUPEC 報告(H15)*1、有効性評価</td> </tr> <tr> <td>②格納容器内自然対流冷却</td> <td>JNES 解析(H18)*2</td> </tr> <tr> <td>③PAR</td> <td>混合に寄与</td> <td></td> </tr> <tr> <td>④蒸気流</td> <td>加圧器気相部破断以外のケースでは、蒸気流によって原子炉格納容器全体が混合</td> <td>NUPEC 報告(H15)*1</td> </tr> <tr> <td>⑤蒸気発生器からの放熱等</td> <td>混合に寄与</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>*1 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（平成15年3月） *2 アクシデントマネジメント知識ベース整備に関する報告書（平成18年8月）</p>	混合の要素	効果	備考	①スプレイ	スプレイ又は自然対流冷却の単独で原子炉格納容器全体が混合	NUPEC 報告(H15)*1、有効性評価	②格納容器内自然対流冷却	JNES 解析(H18)*2	③PAR	混合に寄与		④蒸気流	加圧器気相部破断以外のケースでは、蒸気流によって原子炉格納容器全体が混合	NUPEC 報告(H15)*1	⑤蒸気発生器からの放熱等	混合に寄与		<p>設備名称の相違</p>
混合の要素	効果	備考																																			
①スプレイ	スプレイ又は格納容器内自然対流冷却の単独で原子炉格納容器全体が混合	NUPEC 報告(H15)*1、有効性評価																																			
②自然対流冷却	の単独で原子炉格納容器全体が混合	JNES 解析(H18)*2																																			
③PAR	混合に寄与	感度解析を実施																																			
④蒸気流	加圧器気相部破断以外のケースでは、蒸気流によって格納容器全体が混合	NUPEC 報告(H15)*1																																			
⑤SGからの放熱等	混合に寄与																																				
混合の要素	効果	備考																																			
①スプレイ	スプレイ又は自然対流冷却の単独で原子炉格納容器全体が混合	NUPEC 報告(H15)*1、有効性評価																																			
②格納容器内自然対流冷却		JNES 解析(H18)*2																																			
③PAR	混合に寄与																																				
④蒸気流	加圧器気相部破断以外のケースでは、蒸気流によって原子炉格納容器全体が混合	NUPEC 報告(H15)*1																																			
⑤蒸気発生器からの放熱等	混合に寄与																																				

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>格納容器全体での混合に寄与することとなる。</p> <p>また、NUPEC 報告書においても実炉の対策への提言として、以下の趣旨での整理もされており、これは上述の考察の結果とも一致している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水素混合挙動が問題となるシビアアクシデント時には水素とともに大量の水蒸気が放出され、格納容器内は自然循環による対流が促進されるため水素が均一に混合。 ・格納容器スプレイや再循環ファン投入はより混合を促進。 ・加圧器上部の破断を想定した場合、水素・水蒸気の混合ガスが成層化する可能性はあるが、大量の水蒸気存在により爆轟等による原子炉格納容器への脅威とはならない。 ・水素放出後の長期的な安全確保のため格納容器スプレイ、再循環ファンによる混合、間欠スプレイ等が有効。 <p>さらに、実機の格納容器内にはPARを設置している。PARは、原子炉格納容器内に一定濃度以上の水素が存在する限り、長期にわたって水素を処理する装置であり、PAR自身の発熱による上昇流が原子炉格納容器内の対流効果に寄与すると考えられる。</p> <p>*1 重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（平成15年3月） *2 アクシデントマネジメント知識ベースに関する報告書（平成18年8月）</p>	<p>循環流によって原子炉格納容器全体での混合に寄与することとなる。</p> <p>また、NUPEC 報告書においても実炉の対策への提言として、以下の趣旨での整理もされており、これは上述の考察の結果とも一致している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水素混合挙動が問題となるシビアアクシデント時には水素とともに大量の水蒸気が放出され、原子炉格納容器内は自然循環による対流が促進されるため水素が均一に混合。 ・格納容器スプレイや再循環ファン投入により混合を促進。 ・加圧器上部の破断を想定した場合、水素・水蒸気の混合ガスが成層化する可能性はあるが、大量の水蒸気存在により爆轟等による原子炉格納容器への脅威とはならない。 ・水素放出後の長期的な安全確保のため、格納容器スプレイ、再循環ファンによる混合、間欠スプレイ等が有効。 <p>さらに、実機の原子炉格納容器内にはPARを設置している。PARは、原子炉格納容器内に一定濃度以上の水素が存在する限り、長期にわたって水素を処理する装置であり、PAR自身の発熱による上昇流が原子炉格納容器内の対流効果に寄与すると考えられる。</p>	<p>相違理由</p> <p>記載箇所の相違 ・泊は参照した表の下に記載あり</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 7.2.4.8 原子炉格納容器内の水素混合について）

大飯発電所3/4号炉			泊発電所3号炉			相違理由																																																												
<p>表1 NUPEC試験体系と実機体系の比較</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>NUPEC試験</th> <th>大飯3,4号炉</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>使用ガス</td> <td>ヘリウム</td> <td>水素</td> </tr> <tr> <td>格納容器体積</td> <td>約1,600m³</td> <td>約72,900m³</td> </tr> <tr> <td>内径</td> <td>約10m</td> <td>約43m</td> </tr> <tr> <td>ヒートシンク</td> <td>格納容器(鋼製) 鋼製隔壁</td> <td>7レブリスコンクリート製格納容器 外部遮蔽建屋(鉄筋コンクリート製) 隔壁・ループ基礎部(鉄筋コンクリート製) 燃料取替キャビティ(鉄筋コンクリート製) アニュラ(鉄筋コンクリート製)</td> </tr> <tr> <td>格納容器の外気断熱性</td> <td>有り(硬質ウレタン)</td> <td>なし</td> </tr> <tr> <td>水蒸気</td> <td>0kg/s (M-2-2, M-2-3, M-5-1) 0.03kg/s (M-7-1, M-8-2) 0.04kg/s (M-4-1) 0.33kg/s (M-4-3, M-8-1)</td> <td>ドーム部の水蒸気量: 約30~500kg/s (NUPEC試験体系の大きさでは約0.7kg/s~11kg/sに相当*) 破断箇所の水蒸気量: 約1.3×10⁷~2.2×10⁶m³/h (110℃)</td> </tr> <tr> <td>スプレー</td> <td>0 m³/h (M-2-2, M-2-3, M-4-1, M-4-3, M-8-1) 18m³/h (M-5-1) 70m³/h (M-7-1, M-8-2)</td> <td>約1,200m³/h (2台) (NUPEC試験体系の大きさでは約65m³/hに相当**) (恒設代替低圧注水ポンプによるスプレーの場合130m³/h)</td> </tr> <tr> <td>触媒型静的水素再結合装置</td> <td>なし</td> <td>約300m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>自然対流冷却</td> <td>なし</td> <td>自然対流冷却による流動による混合により成層化の形成は緩和される。</td> </tr> </tbody> </table> <p>* : 30×1,600/72,900=0.7 ~ 500×1,600/72,900=11 ** : (10/43)²×1,200=65 (10m/43mは試験装置/格納容器の内径)</p>			NUPEC試験	大飯3,4号炉	備考	使用ガス	ヘリウム	水素	格納容器体積	約1,600m ³	約72,900m ³	内径	約10m	約43m	ヒートシンク	格納容器(鋼製) 鋼製隔壁	7レブリスコンクリート製格納容器 外部遮蔽建屋(鉄筋コンクリート製) 隔壁・ループ基礎部(鉄筋コンクリート製) 燃料取替キャビティ(鉄筋コンクリート製) アニュラ(鉄筋コンクリート製)	格納容器の外気断熱性	有り(硬質ウレタン)	なし	水蒸気	0kg/s (M-2-2, M-2-3, M-5-1) 0.03kg/s (M-7-1, M-8-2) 0.04kg/s (M-4-1) 0.33kg/s (M-4-3, M-8-1)	ドーム部の水蒸気量: 約30~500kg/s (NUPEC試験体系の大きさでは約0.7kg/s~11kg/sに相当*) 破断箇所の水蒸気量: 約1.3×10 ⁷ ~2.2×10 ⁶ m ³ /h (110℃)	スプレー	0 m ³ /h (M-2-2, M-2-3, M-4-1, M-4-3, M-8-1) 18m ³ /h (M-5-1) 70m ³ /h (M-7-1, M-8-2)	約1,200m ³ /h (2台) (NUPEC試験体系の大きさでは約65m ³ /hに相当**) (恒設代替低圧注水ポンプによるスプレーの場合130m ³ /h)	触媒型静的水素再結合装置	なし	約300m ³ /h/台	自然対流冷却	なし	自然対流冷却による流動による混合により成層化の形成は緩和される。	<p>表2 NUPEC試験体系と実機体系の比較</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>NUPEC試験</th> <th>泊3号炉</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>使用ガス</td> <td>ヘリウム</td> <td>水素</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器体積</td> <td>約1,600m³</td> <td>約65,500m³</td> </tr> <tr> <td>内径</td> <td>約10m</td> <td>約40m</td> </tr> <tr> <td>ヒートシンク</td> <td>原子炉格納容器(鋼製) 鋼製隔壁</td> <td>原子炉格納容器(鋼製) 外部遮蔽建屋(鉄筋コンクリート製) 隔壁・ループ基礎部(鉄筋コンクリート製) 燃料取替キャビティ(鉄筋コンクリート製) アニュラ(鉄筋コンクリート製)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器の外気断熱性</td> <td>有り(硬質ウレタン)</td> <td>なし</td> </tr> <tr> <td>水蒸気</td> <td>0kg/s (M-2-2, M-2-3, M-5-1) 0.03kg/s (M-7-1, M-8-2) 0.04kg/s (M-4-1) 0.33kg/s (M-4-3, M-8-1)</td> <td>ドーム部の水蒸気量: 約30~400kg/s (NUPEC試験体系の大きさでは約0.7~9.8kg/sに相当*) 破断箇所の水蒸気量: 約1×10⁷~1.3×10⁶m³/h (120℃)</td> </tr> <tr> <td>スプレー</td> <td>0 m³/h (M-2-2, M-2-3, M-4-1, M-4-3, M-8-1) 18m³/h (M-5-1) 70m³/h (M-7-1, M-8-2)</td> <td>約940m³/h (2台) (NUPEC試験体系の大きさでは約60m³/hに相当**) (代替格納容器スプレーポンプによるスプレーの場合140m³/h)</td> </tr> <tr> <td>PAR</td> <td>なし</td> <td>約300m³/h/台</td> </tr> <tr> <td>自然対流冷却</td> <td>なし</td> <td>自然対流冷却による流動による混合により成層化の形成は緩和される。</td> </tr> </tbody> </table> <p>* : 30×1,600/65,500=0.7 ~ 400×1,600/65,500=9.8 ** : (10/40)²×940=60 (10m/40mは試験装置/原子炉格納容器の内径)</p>			NUPEC試験	泊3号炉	備考	使用ガス	ヘリウム	水素	原子炉格納容器体積	約1,600m ³	約65,500m ³	内径	約10m	約40m	ヒートシンク	原子炉格納容器(鋼製) 鋼製隔壁	原子炉格納容器(鋼製) 外部遮蔽建屋(鉄筋コンクリート製) 隔壁・ループ基礎部(鉄筋コンクリート製) 燃料取替キャビティ(鉄筋コンクリート製) アニュラ(鉄筋コンクリート製)	原子炉格納容器の外気断熱性	有り(硬質ウレタン)	なし	水蒸気	0kg/s (M-2-2, M-2-3, M-5-1) 0.03kg/s (M-7-1, M-8-2) 0.04kg/s (M-4-1) 0.33kg/s (M-4-3, M-8-1)	ドーム部の水蒸気量: 約30~400kg/s (NUPEC試験体系の大きさでは約0.7~9.8kg/sに相当*) 破断箇所の水蒸気量: 約1×10 ⁷ ~1.3×10 ⁶ m ³ /h (120℃)	スプレー	0 m ³ /h (M-2-2, M-2-3, M-4-1, M-4-3, M-8-1) 18m ³ /h (M-5-1) 70m ³ /h (M-7-1, M-8-2)	約940m ³ /h (2台) (NUPEC試験体系の大きさでは約60m ³ /hに相当**) (代替格納容器スプレーポンプによるスプレーの場合140m ³ /h)	PAR	なし	約300m ³ /h/台	自然対流冷却	なし	自然対流冷却による流動による混合により成層化の形成は緩和される。	
NUPEC試験	大飯3,4号炉	備考																																																																
使用ガス	ヘリウム	水素																																																																
格納容器体積	約1,600m ³	約72,900m ³																																																																
内径	約10m	約43m																																																																
ヒートシンク	格納容器(鋼製) 鋼製隔壁	7レブリスコンクリート製格納容器 外部遮蔽建屋(鉄筋コンクリート製) 隔壁・ループ基礎部(鉄筋コンクリート製) 燃料取替キャビティ(鉄筋コンクリート製) アニュラ(鉄筋コンクリート製)																																																																
格納容器の外気断熱性	有り(硬質ウレタン)	なし																																																																
水蒸気	0kg/s (M-2-2, M-2-3, M-5-1) 0.03kg/s (M-7-1, M-8-2) 0.04kg/s (M-4-1) 0.33kg/s (M-4-3, M-8-1)	ドーム部の水蒸気量: 約30~500kg/s (NUPEC試験体系の大きさでは約0.7kg/s~11kg/sに相当*) 破断箇所の水蒸気量: 約1.3×10 ⁷ ~2.2×10 ⁶ m ³ /h (110℃)																																																																
スプレー	0 m ³ /h (M-2-2, M-2-3, M-4-1, M-4-3, M-8-1) 18m ³ /h (M-5-1) 70m ³ /h (M-7-1, M-8-2)	約1,200m ³ /h (2台) (NUPEC試験体系の大きさでは約65m ³ /hに相当**) (恒設代替低圧注水ポンプによるスプレーの場合130m ³ /h)																																																																
触媒型静的水素再結合装置	なし	約300m ³ /h/台																																																																
自然対流冷却	なし	自然対流冷却による流動による混合により成層化の形成は緩和される。																																																																
NUPEC試験	泊3号炉	備考																																																																
使用ガス	ヘリウム	水素																																																																
原子炉格納容器体積	約1,600m ³	約65,500m ³																																																																
内径	約10m	約40m																																																																
ヒートシンク	原子炉格納容器(鋼製) 鋼製隔壁	原子炉格納容器(鋼製) 外部遮蔽建屋(鉄筋コンクリート製) 隔壁・ループ基礎部(鉄筋コンクリート製) 燃料取替キャビティ(鉄筋コンクリート製) アニュラ(鉄筋コンクリート製)																																																																
原子炉格納容器の外気断熱性	有り(硬質ウレタン)	なし																																																																
水蒸気	0kg/s (M-2-2, M-2-3, M-5-1) 0.03kg/s (M-7-1, M-8-2) 0.04kg/s (M-4-1) 0.33kg/s (M-4-3, M-8-1)	ドーム部の水蒸気量: 約30~400kg/s (NUPEC試験体系の大きさでは約0.7~9.8kg/sに相当*) 破断箇所の水蒸気量: 約1×10 ⁷ ~1.3×10 ⁶ m ³ /h (120℃)																																																																
スプレー	0 m ³ /h (M-2-2, M-2-3, M-4-1, M-4-3, M-8-1) 18m ³ /h (M-5-1) 70m ³ /h (M-7-1, M-8-2)	約940m ³ /h (2台) (NUPEC試験体系の大きさでは約60m ³ /hに相当**) (代替格納容器スプレーポンプによるスプレーの場合140m ³ /h)																																																																
PAR	なし	約300m ³ /h/台																																																																
自然対流冷却	なし	自然対流冷却による流動による混合により成層化の形成は緩和される。																																																																
<p>枠囲いの内容は、機密に属しますので公開できません。</p>			<p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>																																																															

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>★ H.濃度計測点（現状） ☆ H.濃度計測点（追加） ● 圧力計測点</p>	<p>★ H.濃度計測点（現状） ☆ H.濃度計測点（追加） ● 圧力計測点</p>	
<p>図1 (a) He 濃度計測点配置図(上部区画での放出試験) 試験 M-8-1</p>	<p>図1 (a) He 濃度計測点配置図(上部区画での放出試験) 試験 M-8-1</p>	
<p>図1 (b) He 濃度計測結果(ドーム部及び頂部) 試験 M-8-1</p>	<p>図1 (b) He 濃度計測結果(ドーム部及び頂部) 試験 M-8-1</p>	

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

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

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

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

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

大飯発電所3/4号炉

申請書解析と感度解析の事象シーケンス比較

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

泊発電所3号炉

表 3 申請書解析と感度解析の事象シーケンス比較

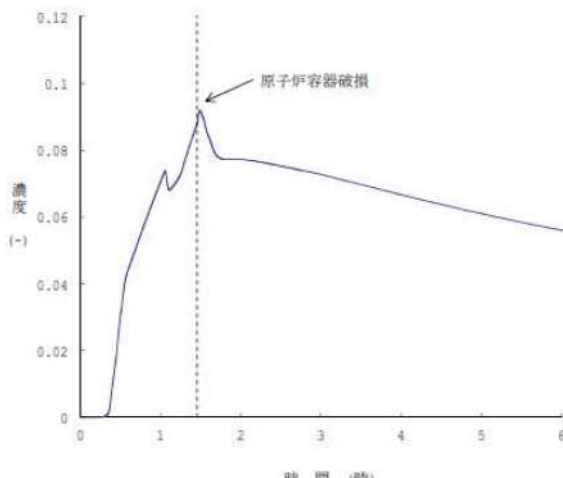
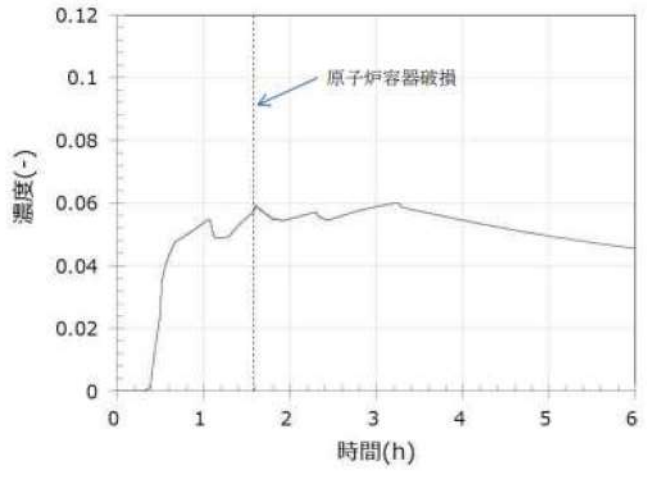
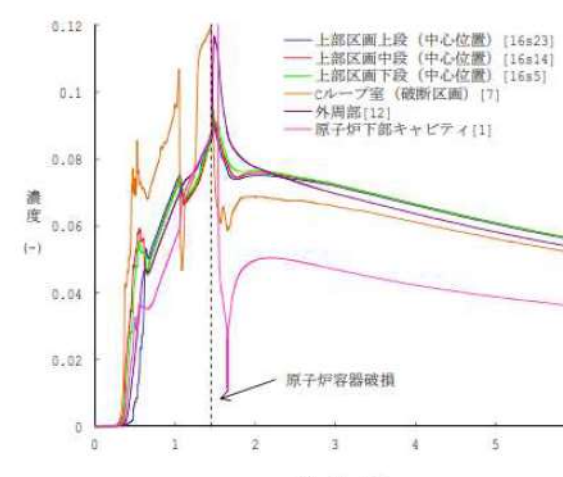
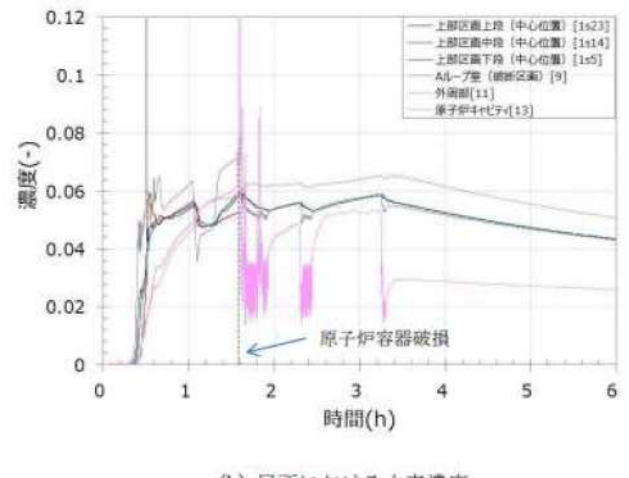
項目	3ルーブプラント		泊3号炉	考察
	申請書ケース (AEI)	感度ケース (AEM)		
事故シーケンス	大 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレィ再循環成功 (水蒸気の凝縮により水素濃度が相対的に高くなる事象を想定)	大 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレィ再循環失敗 (スプレィによる混合効果を排除するため)	申請書ケースの事故シーケンスは同様。	3ルーブプラントと同様のシーケンスを想定
	格納容器スプレィ	□ m³/h (最大流量)	□ m³/h (最大流量)	3ルーブプラントと同様の格納容器スプレィ流量
解析条件	高温側配管の完全両端破断	高温側配管の完全両端破断	高温側配管の完全両端破断	3ルーブプラントと同様の破断位置
	格納容器自由体積	67,400m³	67,400m³	3ルーブプラントと同等の格納容器自由体積
PAR	有 (5台)	有 (5台)	有 (5台)	3ルーブプラントと同様の性能の PAR を同様の台数配置
解析結果	格納容器内スプレィは再循環運転成功により継続	格納容器内スプレィは約 40 分で再循環運転に失敗することにより停止	格納容器内スプレィは約 40 分で再循環運転に失敗することにより停止	申請書ケースに対して、格納容器スプレィ再循環運転及び再循環失敗を考慮した場合は、同様の挙動になると考えられる。
	Zr-水反応による水素放出終了時点でスプレィは継続しており、格納容器内のドライ水素濃度は速やかに均一化した。	Zr-水反応による水素放出終了時点でスプレィは停止しているが、格納容器内には循環流が形成されており、格納容器内のドライ水素濃度は速やかに均一化した。	Zr-水反応による水素放出終了時点でスプレィは停止しているが、格納容器内には循環流が形成されており、格納容器内のドライ水素濃度は速やかに均一化した。	申請書ケースとして、格納容器スプレィ再循環運転を考慮した場合、図 4 に示すとおお、炉心溶融開始に伴い破断区画の水素濃度が上昇し、その後、水素生成が低下することによって各区画が均一化されるという一連の挙動は同様であり、再循環失敗を考慮した場合においても、同様の混合挙動になると考えられる。

□：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。

相違理由

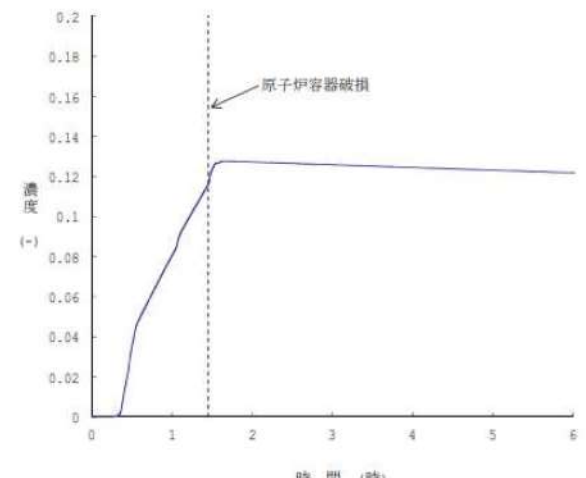
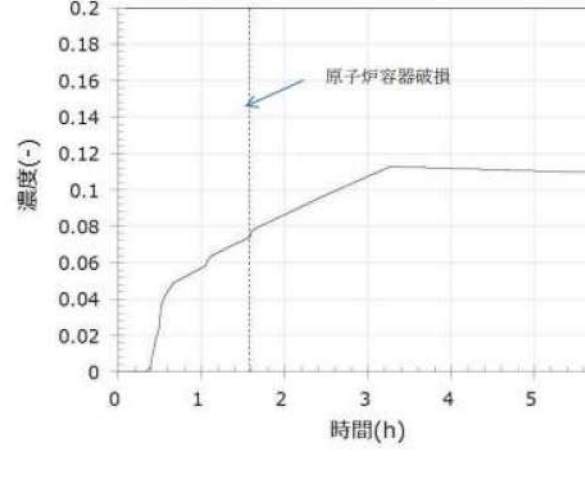
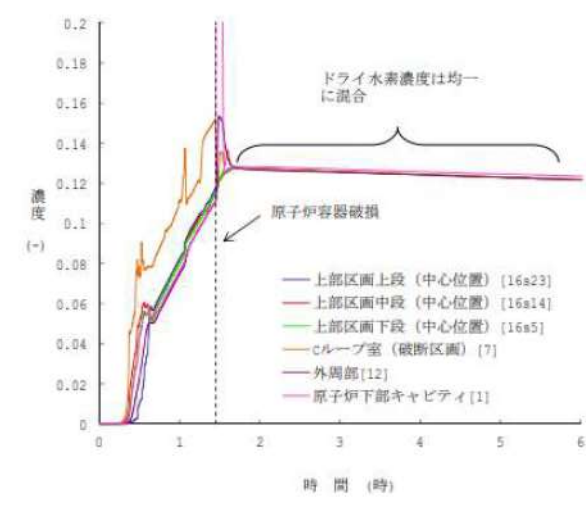
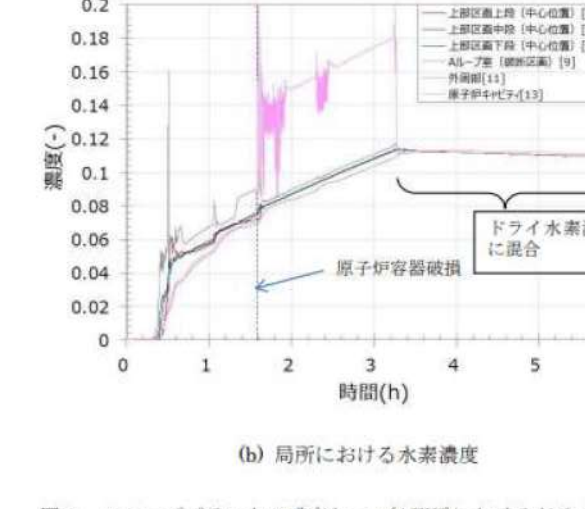
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

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

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

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

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

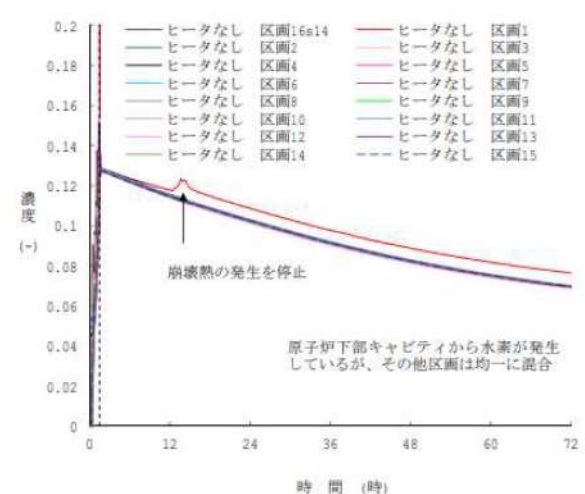
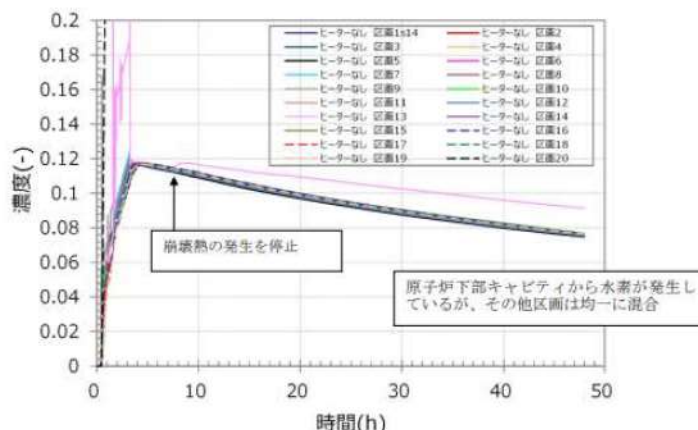
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="291 223 873 718"> </div> <div data-bbox="358 750 784 798"> <p>図4 (a) 申請書ケース (AEI)におけるドライ水素濃度 (格納容器内平均濃度)</p> </div> <div data-bbox="291 829 873 1324"> </div> <div data-bbox="358 1356 784 1404"> <p>図4 (b) 申請書ケース (AEI)におけるドライ水素濃度 (局所における水素濃度)</p> </div>	<div data-bbox="1209 255 1836 702"> </div> <div data-bbox="1388 710 1702 742"> <p>(a) 原子炉格納容器内平均濃度</p> </div> <div data-bbox="1209 829 1836 1292"> </div> <div data-bbox="1411 1300 1680 1332"> <p>(b) 局所における水素濃度</p> </div> <div data-bbox="1232 1364 1859 1396"> <p>図4 泊3号炉の申請書ケース (AED)におけるドライ水素濃度</p> </div>	

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

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

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="358 782 761 845">図5 感度ケース(AEW)※におけるドライ水素濃度 ※ 1Pd到達時に崩壊熱をなくした条件</p>	 <p data-bbox="1187 734 1792 798">図5 3ループプラントの感度ケース(AEW)※におけるドライ水素濃度 ※ 1Pd到達時に崩壊熱をなくした条件</p>	
<p data-bbox="134 1053 246 1077">4. まとめ</p> <p data-bbox="134 1085 1052 1181">NUPEC 試験において加圧器気相部を破断箇所に想定した混合挙動試験の結果、ドーム部内で均一に混合し局所的な成層化は生じていないが、ドーム部で温度差が生じたことからドーム部とループ室・一般部の間に濃度成層化が生じたことが確認された。</p> <p data-bbox="134 1189 1052 1284">実機においては格納容器のヒートシンクの熱容量が大きく放出蒸気により発生する温度勾配は小さく、また、自然対流冷却や代替スプレイによって格納容器全体での循環流を発生させることにより濃度成層化が起こることはないものと考える。</p> <p data-bbox="985 1324 1052 1348">以上</p>	<p data-bbox="1052 1053 1164 1077">4. まとめ</p> <p data-bbox="1052 1085 1966 1181">NUPEC 試験において加圧器気相部を破断箇所に想定した混合挙動試験の結果、ドーム部内で均一に混合し局所的な成層化は生じていないが、ドーム部で温度差が生じたことからドーム部とループ室・一般部の間に濃度成層化が生じたことが確認された。</p> <p data-bbox="1052 1189 1966 1284">実機においては原子炉格納容器のヒートシンクの熱容量が大きく放出蒸気により発生する温度勾配は小さく、また、格納容器内自然対流冷却や代替格納容器スプレイによって原子炉格納容器全体での循環流を発生させることにより濃度成層化が起こることはないものと考える。</p> <p data-bbox="1881 1324 1948 1348">以上</p>	

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

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

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

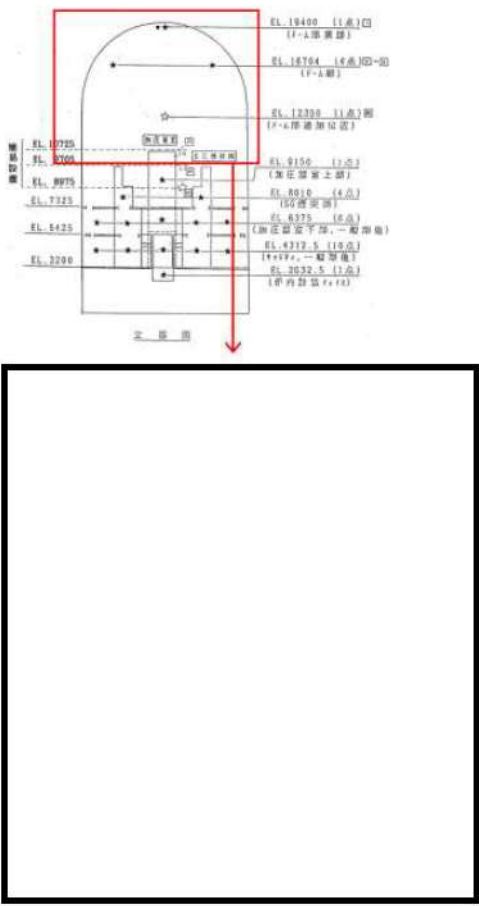
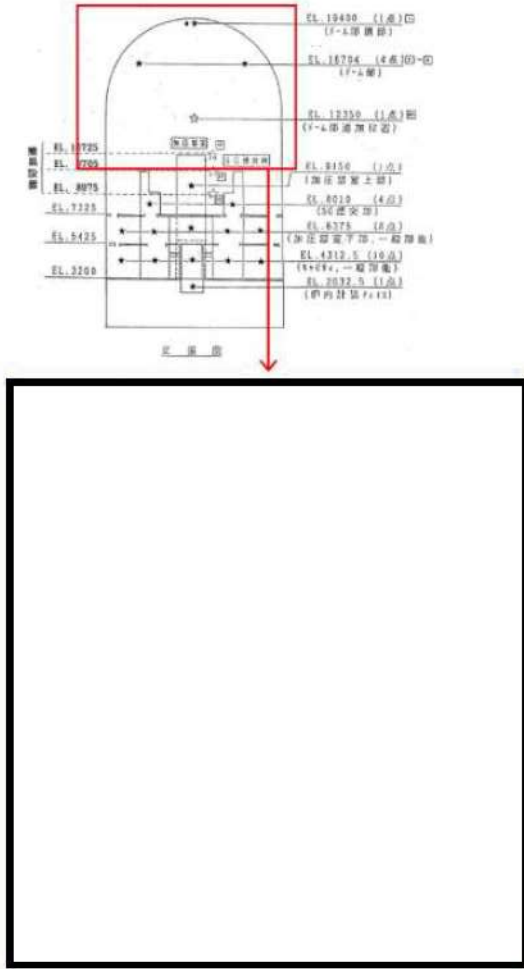
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="320 233 835 619" style="border: 2px solid black; height: 242px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="479 628 689 646" style="text-align: center;">(a)NUPEC 試験結果(M-8-1 試験)</div> <div data-bbox="320 671 835 1058" style="border: 2px solid black; height: 242px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="439 1062 745 1080" style="text-align: center;">(b)GOTHIC コードによる検証結果(M-8-1 試験)</div> <div data-bbox="407 1110 761 1129" style="text-align: center;">別図1 GOTHIC コードによるM-8-1 試験の解析結果</div> <div data-bbox="629 1401 1021 1425" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 20px;">枠囲いの内容は、機密に属しますので公開できません。</div>	<div data-bbox="1229 223 1816 663" style="border: 2px solid black; height: 276px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="1420 679 1671 697" style="text-align: center;">(a)NUPEC 試験結果(M-8-1 試験)</div> <div data-bbox="1229 727 1816 1153" style="border: 2px solid black; height: 267px; margin-bottom: 10px;"></div> <div data-bbox="1391 1169 1704 1187" style="text-align: center;">(b)GOTHIC による検証結果(M-8-1 試験)</div> <div data-bbox="1384 1224 1709 1243" style="text-align: center;">別図1 GOTHIC によるM-8-1 の解析結果</div> <div data-bbox="1261 1393 1832 1417" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 20px;">枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</div>	

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>正 横断図</p> <p>解析モデルイメージ図</p> <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>	 <p>正 横断図</p> <p>別図2 解析モデルイメージ図</p> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="369 263 862 726" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="504 766 705 798" data-label="Caption"> <p>(a) キャビティ三元図</p> </div> <div data-bbox="280 829 884 1252" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="515 1268 694 1300" data-label="Caption"> <p>(b) ドライ水素濃度</p> </div> <div data-bbox="448 1332 750 1364" data-label="Caption"> <p>別図2 感度ケース（75%補正有）</p> </div>	<div data-bbox="1276 279 1769 734" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1344 774 1657 805" data-label="Caption"> <p>(a) 原子炉下部キャビティ三元図</p> </div> <div data-bbox="1176 845 1780 1268" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1400 1268 1601 1300" data-label="Caption"> <p>(b) ドライ水素濃度</p> </div> <div data-bbox="1131 1324 1870 1388" data-label="Caption"> <p>別図3 3ループプラントの感度ケース(AEW)における原子炉下部キャビティ三元図及びドライ水素濃度(75%補正有)</p> </div>	

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="358 255 873 734"> <p>(a) キャビティ三元図</p> </div> <div data-bbox="246 813 896 1276"> <p>(b) ドライ水素濃度</p> </div> <p>別図3 感度ケース（75%補正無）</p>	<div data-bbox="1276 255 1792 734"> <p>(a) 原子炉下部キャビティ三元図</p> </div> <div data-bbox="1164 813 1814 1276"> <p>(b) ドライ水素濃度</p> </div> <p>別図4 3ループプラント感度ケース(AEW)における原子炉下部キャビティ三元図及びドライ水素濃度（75%補正無し）</p>	

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

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

大飯発電所3 / 4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

(参考) NUPEC試験条件

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

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

(参考) NUPEC試験条件

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

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

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.9 AICC 評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																				
<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.10</p> <p style="text-align: center;">AICC 評価について</p> <p>1. はじめに 本評価では、可燃性ガスが蓄積し、その可燃性ガスが燃焼した場合の原子炉格納容器内圧力として、断熱等積完全燃焼（AICC: adiabatic isochoric complete combustion）を想定した評価を実施した。</p> <p>2. 評価の想定 全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生すると想定した場合に、これがすべて燃焼に寄与することを想定し、その際の原子炉格納容器バウダリにかかる圧力を評価した。</p> <p>3. 評価方法 (1) 評価条件 全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応した際に生成される水素の燃焼による AICC 時の原子炉格納容器内の圧力上昇を評価する。主要な評価条件を表1に示す。 AICC の評価にあたっては、保守的に燃焼後の圧力が高くなるように、燃焼前の水蒸気濃度は、原子炉格納容器全体燃焼が生じ得る最小限の水素濃度（ウェット水素濃度 8vol%）となる水蒸気濃度とする。</p> <p style="text-align: center;">表1 評価条件</p> <table border="1" data-bbox="248 927 954 1393"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>値</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>全炉心内 Zr 質量</td> <td>24,800kg</td> <td>燃料集合体のみの最大全炉心内ジルコニウム質量</td> </tr> <tr> <td>初期原子炉格納容器雰囲気温度</td> <td>49℃ (322.15K)</td> <td>空気量が少なくなり同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に高めの値として、添付書類十解析の原子炉格納容器健全性評価と同じ値</td> </tr> <tr> <td>初期原子炉格納容器内圧力</td> <td>大気圧 (101.325Pa[abs])</td> <td>空気量が少なくなり同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に低めの値として、添付書類十解析の ECCS 性能評価、原子炉格納容器健全性評価と同じ値</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器自由体積</td> <td>72,900m³</td> <td>同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に小さめの値として、添付書類十解析の原子炉格納容器健全性評価と同じ値（最小自由体積）</td> </tr> <tr> <td>燃焼前ウェット水素濃度</td> <td>8vol%</td> <td>火災の下方伝搬により原子炉格納容器全体燃焼が生じ原子炉格納容器の圧力上昇が高くなる水素濃度</td> </tr> </tbody> </table>	項目	値	備考	全炉心内 Zr 質量	24,800kg	燃料集合体のみの最大全炉心内ジルコニウム質量	初期原子炉格納容器雰囲気温度	49℃ (322.15K)	空気量が少なくなり同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に高めの値として、添付書類十解析の原子炉格納容器健全性評価と同じ値	初期原子炉格納容器内圧力	大気圧 (101.325Pa[abs])	空気量が少なくなり同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に低めの値として、添付書類十解析の ECCS 性能評価、原子炉格納容器健全性評価と同じ値	原子炉格納容器自由体積	72,900m ³	同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に小さめの値として、添付書類十解析の原子炉格納容器健全性評価と同じ値（最小自由体積）	燃焼前ウェット水素濃度	8vol%	火災の下方伝搬により原子炉格納容器全体燃焼が生じ原子炉格納容器の圧力上昇が高くなる水素濃度	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.4.9</p> <p style="text-align: center;">AICC 評価について</p> <p>1. はじめに 本評価では、可燃性ガスが蓄積し、その可燃性ガスが燃焼した場合の原子炉格納容器内圧力として、断熱等積完全燃焼（AICC: adiabatic isochoric complete combustion）を想定した評価を実施した。</p> <p>2. 評価の想定 全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生すると想定した場合に、これがすべて燃焼に寄与することを想定し、その際の原子炉格納容器バウダリにかかる圧力を評価した。</p> <p>3. 評価方法 (1) 評価条件 全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応した際に生成される水素の燃焼による AICC 時の原子炉格納容器（以下、「CV」という。）内の圧力上昇を評価する。主要な評価条件を表1に示す。 AICC の評価にあたっては、保守的に燃焼後の圧力が高くなるように、燃焼前の水蒸気濃度は、CV 全体燃焼が生じ得る最小限の水素濃度（ウェット水素濃度 8 vol%）となる水蒸気濃度とする。</p> <p style="text-align: center;">表1 評価条件</p> <table border="1" data-bbox="1171 927 1877 1382"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>値</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>全炉心内 Zr 質量</td> <td>20,200kg</td> <td>燃料集合体のみの最大全炉心内ジルコニウム質量</td> </tr> <tr> <td>初期 CV 内温度</td> <td>49℃ (322.15K)</td> <td>空気量が少なくなり同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に高めの値として、添付書類十解析の原子炉格納容器健全性評価と同じ値</td> </tr> <tr> <td>初期 CV 内圧力</td> <td>大気圧 (101,325Pa[abs])</td> <td>空気量が少なくなり同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に低めの値として、添付書類十解析の ECCS 性能評価、原子炉格納容器健全性評価と同じ値</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器自由体積</td> <td>65,500m³</td> <td>同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に小さめの値として、添付書類十解析の原子炉格納容器健全性評価と同じ値（最小自由体積）</td> </tr> <tr> <td>燃焼前ウェット水素濃度</td> <td>8 vol%</td> <td>火災の下方伝搬により CV 全体燃焼が生じ CV の圧力上昇が高くなる水素濃度</td> </tr> </tbody> </table>	項目	値	備考	全炉心内 Zr 質量	20,200kg	燃料集合体のみの最大全炉心内ジルコニウム質量	初期 CV 内温度	49℃ (322.15K)	空気量が少なくなり同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に高めの値として、添付書類十解析の原子炉格納容器健全性評価と同じ値	初期 CV 内圧力	大気圧 (101,325Pa[abs])	空気量が少なくなり同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に低めの値として、添付書類十解析の ECCS 性能評価、原子炉格納容器健全性評価と同じ値	原子炉格納容器自由体積	65,500m ³	同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に小さめの値として、添付書類十解析の原子炉格納容器健全性評価と同じ値（最小自由体積）	燃焼前ウェット水素濃度	8 vol%	火災の下方伝搬により CV 全体燃焼が生じ CV の圧力上昇が高くなる水素濃度	
項目	値	備考																																				
全炉心内 Zr 質量	24,800kg	燃料集合体のみの最大全炉心内ジルコニウム質量																																				
初期原子炉格納容器雰囲気温度	49℃ (322.15K)	空気量が少なくなり同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に高めの値として、添付書類十解析の原子炉格納容器健全性評価と同じ値																																				
初期原子炉格納容器内圧力	大気圧 (101.325Pa[abs])	空気量が少なくなり同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に低めの値として、添付書類十解析の ECCS 性能評価、原子炉格納容器健全性評価と同じ値																																				
原子炉格納容器自由体積	72,900m ³	同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に小さめの値として、添付書類十解析の原子炉格納容器健全性評価と同じ値（最小自由体積）																																				
燃焼前ウェット水素濃度	8vol%	火災の下方伝搬により原子炉格納容器全体燃焼が生じ原子炉格納容器の圧力上昇が高くなる水素濃度																																				
項目	値	備考																																				
全炉心内 Zr 質量	20,200kg	燃料集合体のみの最大全炉心内ジルコニウム質量																																				
初期 CV 内温度	49℃ (322.15K)	空気量が少なくなり同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に高めの値として、添付書類十解析の原子炉格納容器健全性評価と同じ値																																				
初期 CV 内圧力	大気圧 (101,325Pa[abs])	空気量が少なくなり同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に低めの値として、添付書類十解析の ECCS 性能評価、原子炉格納容器健全性評価と同じ値																																				
原子炉格納容器自由体積	65,500m ³	同じ水素質量でも水素濃度が高くなる保守的に小さめの値として、添付書類十解析の原子炉格納容器健全性評価と同じ値（最小自由体積）																																				
燃焼前ウェット水素濃度	8 vol%	火災の下方伝搬により CV 全体燃焼が生じ CV の圧力上昇が高くなる水素濃度																																				

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.9 AICC 評価について）

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

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.9 AICC 評価について）

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

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.9 AICC 評価について）

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

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.9 AICC 評価について）

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

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.9 AICC 評価について）

大飯発電所3 / 4号炉		泊発電所3号炉		相違理由			
(参考1) 評価条件及び計算結果の比較 (ケース1、ケース3)				(参考1)			
表1 評価条件及び計算結果の比較 (ケース1、ケース3)		表3 評価条件及び計算結果の比較 (ケース1、ケース3)					
パラメータ	ケース1	ケース3	パラメータ	ケース1	ケース3		
P ₀	初期 CV 内圧力(Pa[abs])	101,325	←	P ₀	初期 CV 内圧力(Pa[abs])	101,325	←
R ₀	一般ガス定数 (J/kmolK)	8,314	←	R ₀	一般ガス定数 (J/kmol・K)	8,314	←
T ₀	初期 CV 内温度 (K)	322.15	←	T ₀	初期 CV 内温度 (K)	322.15	←
p ₀	理想気体の単位体積当たりのモル数(kmol/m ³)	0.037831	←	p ₀	理想気体の単位体積当たりのモル数 (kmol/m ³)	0.037831	←
V _{cv}	原子炉格納容器自由体積(m ³)	72,900	←	V _{cv}	原子炉格納容器自由体積(m ³)	65,500	←
M _N	窒素分子量 (kg/kmol)	28.0134	←	M _N	窒素分子量 (kg/kmol)	28.0134	←
m _N	(燃焼前) 窒素質量 (kg)	60,261	←	m _N	(燃焼前) 窒素質量 (kg)	54,144	←
M _O	酸素分子量 (kg/kmol)	31.9988	←	M _O	酸素分子量 (kg/kmol)	31.9988	←
m _O	(燃焼前) 酸素質量(kg)	19,415	←	m _O	(燃焼前) 酸素質量(kg)	17,444	←
m _{Zr}	全炉心内 Zr 量の 75%質量 (kg)	18,600	←	m _{Zr}	全炉心内 Zr 量の 75%質量 (kg)	15,150	←
M _{Zr}	ジルコニウム分子量(kg/kmol)	91.224	←	M _{Zr}	ジルコニウム分子量(kg/kmol)	91.224	←
M _H	水素分子量 (kg/kmol)	2.01588	←	M _H	水素分子量 (kg/kmol)	2.01588	←
m _H	(燃焼前) 水素質量(kg)	822.1	←	m _H	(燃焼前) 水素質量(kg)	669.6	←
T _{cv}	(燃焼前) CV 内温度 (K)	366.9	←	T _{cv}	(燃焼前) CV 内温度 (K)	359.63	←
P _{sat} (T _{cv})	温度 T における水蒸気飽和圧力 (Pa)	80,709	←	P _{sat} (T _{cv})	温度 T における水蒸気飽和圧力 (Pa)	61,241	←
m _v	(燃焼前) 水蒸気質量(kg)	34,748	0	m _v	(燃焼前) 水蒸気質量(kg)	24,169	0
P _{cv}	(燃焼前) CV 内圧力 (MPa[gauge])	0.112	0.015	P _{cv}	(燃焼前) CV 内圧力 (MPa[gauge])	0.088	0.014
m' _v	(燃焼後) 水蒸気質量(kg)	42,095	7,346	m' _v	(燃焼後) 水蒸気質量(kg)	30,153	5,984
m' _O	(燃焼後) 酸素質量(kg)	12,890	←	m' _O	(燃焼後) 酸素質量(kg)	12,130	←
C _{v,N}	窒素の定容比熱(J/kgK) ^{*1}	875.9204	944.5872	C _{v,N}	窒素の定容比熱(J/kgK) ^{*1}	875.9204	932.4449
C _{v,O}	酸素の定容比熱(J/kgK) ^{*1}	833.213	880.5261	C _{v,O}	酸素の定容比熱(J/kgK) ^{*1}	833.2130	872.1521
C _{v,H}	水蒸気の定容比熱(J/kgK) ^{*1}	1,847.723	2,139.138	C _{v,H}	水蒸気の定容比熱(J/kgK) ^{*1}	1,847.723	2,080.520
C _{v,H}	水素の定容比熱(J/kgK) ^{*1}	10,902.95	11,828.275	C _{v,H}	水素の定容比熱(J/kgK) ^{*1}	10,902.95	11,614.74
Q _H	水素の低発熱量(J/kg) ^{*2}	1.209×10 ⁹	←	Q _H	水素の低発熱量(J/kg) ^{*2}	1.209×10 ⁹	←
T _{cv'}	(燃焼後) CV 内温度(K)	1,072	1,505	T _{cv'}	(燃焼後) CV 内温度(K)	1,077	1,423
P _{cv'}	(燃焼後) CV 内圧力(MPa[gauge])	0.497	0.407	P _{cv'}	(燃焼後) CV 内圧力(MPa[gauge])	0.443	0.376
P _{cv'} - P _{cv}	圧縮上昇幅(MPa[gauge])	0.385	0.392	P _{cv'} - P _{cv}	圧縮上昇幅(MPa[gauge])	0.355	0.362

*1 燃焼後の定容比熱を使用。

*2 発熱量には燃焼時に発生する水蒸気の凝縮潜熱を含めた高発熱量と凝縮潜熱を含めない低発熱量がある。
 本評価では、AICC の仮定により、水素燃焼時の発熱量は 水蒸気が凝縮しないとして水素低発熱量を使用。

*1 燃焼後の定容比熱を使用。

*2 発熱量には燃焼時に発生する水蒸気の凝縮潜熱を含めた高発熱量と凝縮潜熱を含めない低発熱量がある。
 本評価では、AICC の仮定により、水素燃焼時の発熱量は水蒸気が凝縮しないとして水素低発熱量を使用。

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.9 AICC 評価について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																												
<p>(参考2) 燃焼後の温度算出式において燃焼後の定容比熱を使用している理由について</p> <p>燃焼前後のエネルギー保存式から求めた以下の燃焼後の温度の算出式において、分子は燃焼前の混合気体全体の内部エネルギーと燃焼エネルギーの和であり、分母は燃焼後の混合気体全体の熱容量を表している。</p> $T_{cv}' = \frac{T_{cv} \sum_{i=N,D,H,S} m_i C_{v,i} + m_H Q_H}{\sum_{i=N,D,S} m_i C_{v,i}'}$ <p>今回の評価においては、内部エネルギーを最大化して保守的な評価を行えるように、分子に燃焼後の大きな比熱を与えることで、燃焼前の比熱を使用した場合に比べ表2-1及び表2-2に比べ燃焼後の温度は保守的な値となっている。上記の計算に使用した格納容器気体の燃焼前後の質量・比熱・熱容量については表2-3に示すとおりである。</p> <p>また、圧力については以上のように保守的に求めた燃焼後の温度を用いて、以下の式より燃焼後の圧力を用いている。表2-4に計算結果を示す。</p> $P_{cv}' = P_{cv} \frac{n' T_{cv}'}{n T_{cv}} = P_{cv} \frac{T_{cv}' \sum_{i=N,D,S} \frac{m_i}{M_i}}{T_{cv} \sum_{i=N,D,H,S} \frac{m_i}{M_i}}$ <p>上記の式より、圧力に対しても保守的に求められた燃焼後の温度を使用することで、保守的な燃焼後の圧力を得ることができる。</p> <p>表2-1 比熱条件と燃焼後の温度、圧力 ケース1（ウェット）</p> <table border="1" data-bbox="219 1066 896 1157"> <thead> <tr> <th>比熱(分子)</th> <th>比熱(分母)</th> <th>温度(K)</th> <th>圧力(MPa[gage])</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃焼後</td> <td>燃焼後</td> <td>1,072</td> <td>0.50</td> <td>今回の評価</td> </tr> <tr> <td>燃焼前</td> <td>燃焼後</td> <td>1,005</td> <td>0.46</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>表2-2 比熱条件と燃焼後の温度、圧力 ケース3（ドライ）</p> <table border="1" data-bbox="219 1252 896 1343"> <thead> <tr> <th>比熱(分子)</th> <th>比熱(分母)</th> <th>温度(K)</th> <th>圧力(MPa[gage])</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃焼後</td> <td>燃焼後</td> <td>1,505</td> <td>0.41</td> <td>今回の評価</td> </tr> <tr> <td>燃焼前</td> <td>燃焼後</td> <td>1,437</td> <td>0.38</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	比熱(分子)	比熱(分母)	温度(K)	圧力(MPa[gage])	備考	燃焼後	燃焼後	1,072	0.50	今回の評価	燃焼前	燃焼後	1,005	0.46		比熱(分子)	比熱(分母)	温度(K)	圧力(MPa[gage])	備考	燃焼後	燃焼後	1,505	0.41	今回の評価	燃焼前	燃焼後	1,437	0.38		<p>(参考2)</p> <p>燃焼後の温度算出式において燃焼後の定容比熱を使用している理由について</p> <p>燃焼前後のエネルギー保存式から求めた以下の燃焼後の温度の算出式において、分子は燃焼前の混合気体全体の内部エネルギーと燃焼エネルギーの和であり、分母は燃焼後の混合気体全体の熱容量を表している。</p> $T_{cv}' = \frac{T_{cv} \sum_{i=N,D,H,S} m_i C_{v,i} + m_H Q_H}{\sum_{i=N,D,S} m_i C_{v,i}'}$ <p>今回の評価においては、内部エネルギーを最大化して保守的な評価を行えるように、分子に燃焼後の大きな比熱を与えることで、燃焼前の比熱を使用した場合に比べ表4及び表5に示すとおり燃焼後の温度は保守的な値となっている。上記の計算に使用した原子炉格納容器気体の燃焼前後の質量・比熱・熱容量については表6及び表7に示すとおりである。</p> <p>また、圧力については以上のように保守的に求めた燃焼後の温度を用いて、以下の式より燃焼後の圧力を用いている。表8に計算結果を示す。</p> $P_{cv}' = P_{cv} \frac{n' T_{cv}'}{n T_{cv}} = P_{cv} \frac{T_{cv}' \sum_{i=N,D,S} \frac{m_i}{M_i}}{T_{cv} \sum_{i=N,D,H,S} \frac{m_i}{M_i}}$ <p>上記の式より、圧力に対しても保守的に求められた燃焼後の温度を使用することで、保守的な燃焼後の圧力を得ることができる。</p> <p>表4 比熱条件と燃焼後の温度、圧力 ケース1（ウェット）</p> <table border="1" data-bbox="1187 1045 1774 1136"> <thead> <tr> <th>比熱(分子)</th> <th>比熱(分母)</th> <th>温度(K)</th> <th>圧力(MPa[gage])</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃焼後</td> <td>燃焼後</td> <td>1077</td> <td>0.443</td> <td>今回の評価</td> </tr> <tr> <td>燃焼前</td> <td>燃焼後</td> <td>1012</td> <td>0.411</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>表5 比熱条件と燃焼後の温度、圧力 ケース3（ドライ）</p> <table border="1" data-bbox="1187 1232 1774 1323"> <thead> <tr> <th>比熱(分子)</th> <th>比熱(分母)</th> <th>温度(K)</th> <th>圧力(MPa[gage])</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃焼後</td> <td>燃焼後</td> <td>1423</td> <td>0.376</td> <td>今回の評価</td> </tr> <tr> <td>燃焼前</td> <td>燃焼後</td> <td>1358</td> <td>0.354</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	比熱(分子)	比熱(分母)	温度(K)	圧力(MPa[gage])	備考	燃焼後	燃焼後	1077	0.443	今回の評価	燃焼前	燃焼後	1012	0.411		比熱(分子)	比熱(分母)	温度(K)	圧力(MPa[gage])	備考	燃焼後	燃焼後	1423	0.376	今回の評価	燃焼前	燃焼後	1358	0.354		<p></p>
比熱(分子)	比熱(分母)	温度(K)	圧力(MPa[gage])	備考																																																										
燃焼後	燃焼後	1,072	0.50	今回の評価																																																										
燃焼前	燃焼後	1,005	0.46																																																											
比熱(分子)	比熱(分母)	温度(K)	圧力(MPa[gage])	備考																																																										
燃焼後	燃焼後	1,505	0.41	今回の評価																																																										
燃焼前	燃焼後	1,437	0.38																																																											
比熱(分子)	比熱(分母)	温度(K)	圧力(MPa[gage])	備考																																																										
燃焼後	燃焼後	1077	0.443	今回の評価																																																										
燃焼前	燃焼後	1012	0.411																																																											
比熱(分子)	比熱(分母)	温度(K)	圧力(MPa[gage])	備考																																																										
燃焼後	燃焼後	1423	0.376	今回の評価																																																										
燃焼前	燃焼後	1358	0.354																																																											

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.9 AICC 評価について）

大飯発電所3 / 4号炉

表2-3 燃焼前後の質量、定容比熱及び熱容量 ケース1（ウェット）

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

注：水素が半分燃焼した状態を中間としている。比熱の合計は加重平均を記載。

泊発電所3号炉

表6 燃焼前後の質量、定容比熱及び熱容量 ケース1（ウェット）

	窒素	酸素	水素	水蒸気	合計	
燃焼前	質量(kg)	6.03E+04	1.94E+04	8.22E+02	0.00E+00	8.05E+04
	比熱(J/kgK)	7.45E+02	6.78E+02	1.03E+04	1.43E+03	1.01E+03
	熱容量(J/K)	4.49E+07	1.32E+07	8.48E+06	4.96E+07	1.16E+08
中間	質量(kg)	5.41E+04	1.48E+04	3.33E+02	2.72E+04	9.69E+04
	比熱(J/kgK)	8.06E+02	7.77E+02	1.02E+04	1.64E+03	1.97E+03
	熱容量(J/K)	4.37E+07	1.13E+07	3.33E+06	4.43E+07	1.03E+08
燃焼後	質量(kg)	6.03E+04	1.29E+04	0.00E+00	7.35E+03	8.05E+04
	比熱(J/kgK)	9.45E+02	8.81E+02	1.18E+04	2.14E+03	1.04E+03
	熱容量(J/K)	5.69E+07	1.14E+07	0.00E+00	1.57E+07	8.40E+07

注：水素が半分燃焼した状態を中間としている。比熱の合計は加重平均を記載。

表7 燃焼前後の質量、定容比熱及び熱容量 ケース3（ドライ）

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

注：水素が半分燃焼した状態を中間としている。比熱の合計は加重平均を記載。

相違理由

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.9 AICC 評価について）

大飯発電所3 / 4号炉								泊発電所3号炉								相違理由						
表 2-4 AICC 評価の計算結果								表 8 AICC 評価の計算結果														
	燃焼	気体	窒素	酸素	水素	水蒸気	合計	T _{cv} or T _{cv'} (K)														
		M	28.0134	31.9988	2.01588	18.01528																
ケース 1 (ウェット)	前	m(kg)	6.03E+04	1.94E+04	8.22E+02	3.47E+04	-	366.9														
		n(=m/M)	2.15E+03	6.07E+02	4.08E+02	1.93E+03	5.09E+03															
	後	m'(kg)	6.03E+04	1.29E+04	0	4.21E+04	-	1,072														
		n'(=m'/M)	2.15E+03	4.03E+02	0	2.34E+03	4.89E+03															
ケース 3 (ドライ)	前	m(kg)	6.03E+04	1.94E+04	8.22E+02	0	-	322.15														
		n(=m/M)	2.15E+03	6.07E+02	4.08E+02	0	3.17E+03															
	後	m'(kg)	6.03E+04	1.29E+04	0	7.35E+03	-	1,505														
		n'(=m'/M)	2.15E+03	4.03E+02	0	4.08E+02	2.96E+03															

	n/n	T _{cv} /T _{cv'}	(n'/n) × (T _{cv} /T _{cv')}	P _{cv} [MPa(absolute)]	P _{cv'} [MPa(absolute)]	P _{cv} [MPa(gauge)]	P _{cv'} [MPa(gauge)]	圧力上昇幅 (MPa)
ケース 1 (ウェット)	0.960	2.923	2.806	0.21	0.60	0.11	0.50	0.39
ケース 3 (ドライ)	0.936	4.670	4.370	0.12	0.51	0.015	0.41	0.39

注：M（分子量）、m（質量）、m/M（モル数）

	燃焼	気体	窒素	酸素	水素	水蒸気	合計	温度(K)
		M	28.0134	31.9988	2.01588	18.01528		
ケース1 (ウェット)	前	m(kg)	5.41E+04	1.74E+04	6.70E+02	2.43E+04	-	359.63
		n(=m/M)	1.93E+03	5.45E+02	3.32E+02	1.34E+03	4.15E+03	
	後	m'(kg)	5.41E+04	1.21E+04	0	3.02E+04	-	3077
		n'(=m'/M)	1.93E+03	3.79E+02	0	1.67E+03	3.99E+03	
ケース3 (ドライ)	前	m(kg)	5.41E+04	1.74E+04	6.70E+02	0	-	322.15
		n(=m/M)	1.93E+03	5.45E+02	3.32E+02	0	2.81E+03	
	後	m'(kg)	5.41E+04	1.21E+04	0	5.98E+03	-	1423
		n'(=m'/M)	1.93E+03	3.79E+02	0	3.32E+02	2.64E+03	
気体	n'/n	T _{cv} '/T _{cv}	(n'/n) × (T _{cv} '/T _{cv})	P _{cv} ' [MPa(absolute)]	P _{cv} [MPa(absolute)]	P _{cv} [MPa(gauge)]	P _{cv} ' [MPa(gauge)]	圧力上昇幅 (MPa)
ケース1 (ウェット)	0.96	2.99	2.87	0.190	0.545	0.088	0.443	0.355
ケース3 (ドライ)	0.94	4.42	4.16	0.115	0.478	0.014	0.376	0.362

注：M（分子量）、m（質量 kg）、m/M（モル数）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.10 安定状態について）

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

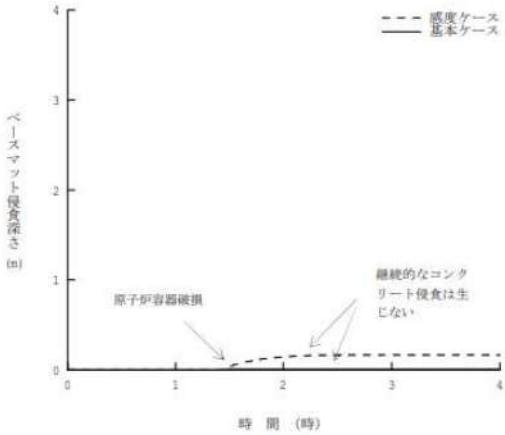
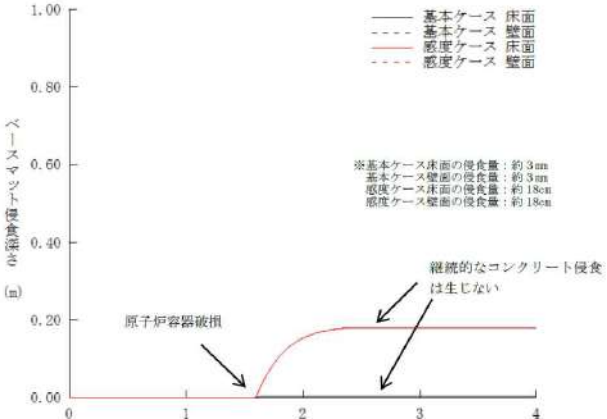
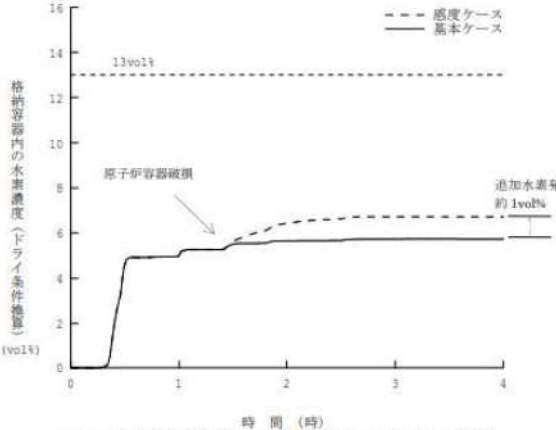
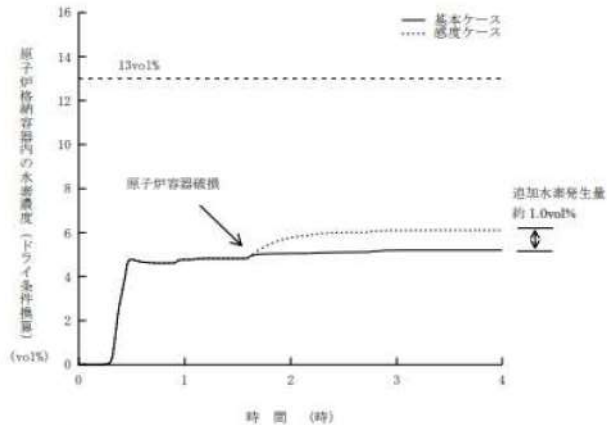
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

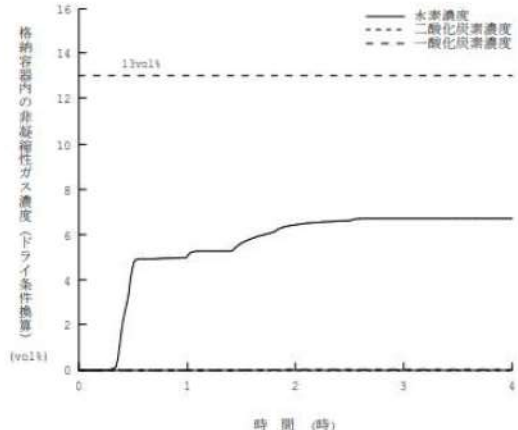
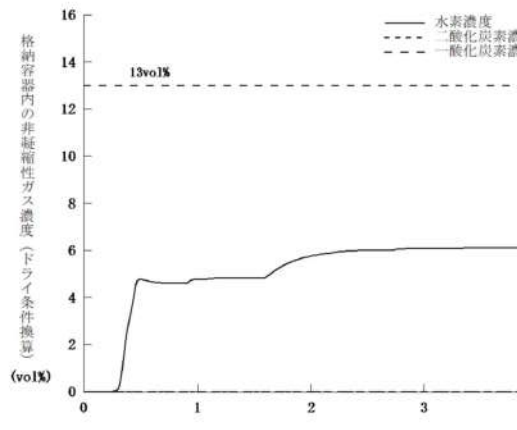
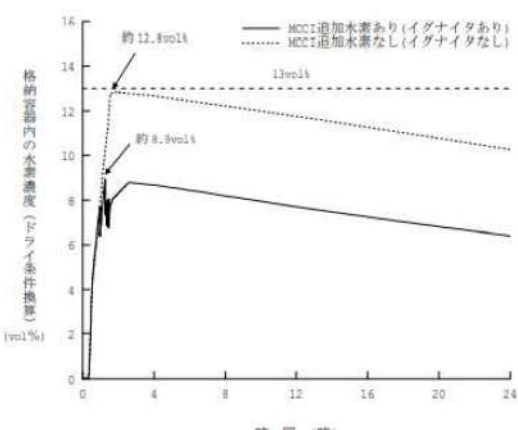
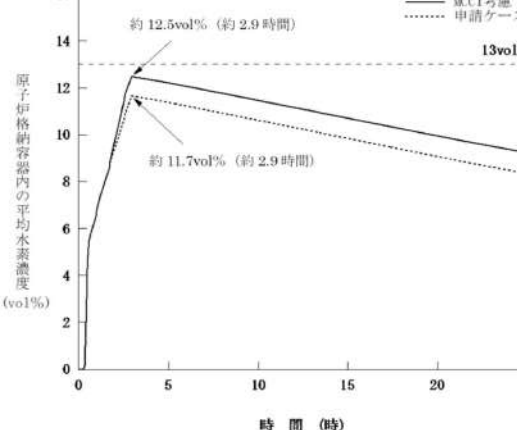
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																										
<p>表1 感度ケースの解析条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>パラメータ</th> <th>設定値</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">基本ケース</td> <td>格納容器代替スプレイ作動</td> <td>炉心溶融後 30分</td> <td>運転員操作余裕時間として設定</td> </tr> <tr> <td>エントレインメント係数</td> <td>□</td> <td>当該変数推奨範囲の最確値</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心の拡がり面積</td> <td>キャビティ床面積の 1/1</td> <td>キャビティ区画床全面とする</td> </tr> <tr> <td>Kutateladze 係数</td> <td>0.1 (0.8 MW/m²相当^(注))</td> <td>水による冷却を伴ったデブリとコンクリートの相互作用に関する実験に基づく値</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">感度ケース</td> <td>格納容器代替スプレイ作動</td> <td>炉心溶融後 30分</td> <td>運転員操作余裕時間として設定</td> </tr> <tr> <td>エントレインメント係数</td> <td>□</td> <td>当該変数推奨範囲の最大値</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心の拡がり面積</td> <td>キャビティ床面積の約 1/10 から落下量に応じて拡大</td> <td>落下時に細粒化などにより冷却が進む</td> </tr> <tr> <td>Kutateladze 係数</td> <td>溶融物存在時 0.1 (0.8 MW/m²相当^(注)) 全体固化時 0.0625 (0.5 MW/m²相当^(注)) コンクリート 15%混入時 0.015625 (0.125 MW/m²相当^(注))</td> <td>CCI 実験、SSWICS 実験に基づく熱流束を設定</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注) 大気圧条件</p> <p>表2 MAAPコードによる解析で考慮しているコンクリート含有成分及びその比率</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>成分</th> <th>比率</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>SiO₂</td><td>0.67</td></tr> <tr><td>CaO</td><td>0.10</td></tr> <tr><td>Al₂O₃</td><td>0.06</td></tr> <tr><td>K₂O</td><td>0.04</td></tr> <tr><td>MgO, MnO, TiO₂</td><td>0.01</td></tr> <tr><td>Fe₂O₃</td><td>0.03</td></tr> <tr><td>H₂O</td><td>0.08</td></tr> <tr><td>CO₂</td><td>0.01</td></tr> </tbody> </table> <p>表3 MCCIによる水素発生量の推移</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">時刻</th> <th rowspan="2"></th> <th>RV 破損前</th> <th>RV 破損後 30分</th> <th>RV 破損後後期</th> </tr> <tr> <th>1.4 時間</th> <th>1.9 時間</th> <th>10 時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">MCCI</td> <td>ジルコニウム</td> <td>0.0kg (0.0%)</td> <td>49.2kg (4.5%)</td> <td>66.4kg (6.1%)</td> </tr> <tr> <td>ステンレス</td> <td>0.0kg (0.0%)</td> <td>0.0kg (0.0%)</td> <td>0.0kg (0.0%)</td> </tr> <tr> <td>小計</td> <td>0.0kg (0.0%)</td> <td>49.2kg (4.5%)</td> <td>66.4kg (6.1%)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ () 内は全炉心ジルコニウム量の 100%が反応した場合の水素発生量に対する割合</p>	項目	パラメータ	設定値	設定根拠	基本ケース	格納容器代替スプレイ作動	炉心溶融後 30分	運転員操作余裕時間として設定	エントレインメント係数	□	当該変数推奨範囲の最確値	溶融炉心の拡がり面積	キャビティ床面積の 1/1	キャビティ区画床全面とする	Kutateladze 係数	0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注))	水による冷却を伴ったデブリとコンクリートの相互作用に関する実験に基づく値	感度ケース	格納容器代替スプレイ作動	炉心溶融後 30分	運転員操作余裕時間として設定	エントレインメント係数	□	当該変数推奨範囲の最大値	溶融炉心の拡がり面積	キャビティ床面積の約 1/10 から落下量に応じて拡大	落下時に細粒化などにより冷却が進む	Kutateladze 係数	溶融物存在時 0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注)) 全体固化時 0.0625 (0.5 MW/m ² 相当 ^(注)) コンクリート 15%混入時 0.015625 (0.125 MW/m ² 相当 ^(注))	CCI 実験、SSWICS 実験に基づく熱流束を設定	成分	比率	SiO ₂	0.67	CaO	0.10	Al ₂ O ₃	0.06	K ₂ O	0.04	MgO, MnO, TiO ₂	0.01	Fe ₂ O ₃	0.03	H ₂ O	0.08	CO ₂	0.01	時刻		RV 破損前	RV 破損後 30分	RV 破損後後期	1.4 時間	1.9 時間	10 時間	MCCI	ジルコニウム	0.0kg (0.0%)	49.2kg (4.5%)	66.4kg (6.1%)	ステンレス	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)	小計	0.0kg (0.0%)	49.2kg (4.5%)	66.4kg (6.1%)	<p>表1 感度ケースの解析条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>パラメータ</th> <th>設定値</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">基本ケース</td> <td>代替格納容器スプレイ作動</td> <td>炉心溶融後 30分</td> <td>運転員等操作余裕時間として設定</td> </tr> <tr> <td>エントレインメント係数</td> <td>□</td> <td>当該変数推奨範囲の最確値</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心の拡がり面積</td> <td>原子炉下部キャビティ床面積の 1/1</td> <td>キャビティ区画床全面とする</td> </tr> <tr> <td>Kutateladze 係数</td> <td>0.1 (0.8 MW/m²相当^(注))</td> <td>水による冷却を伴ったデブリとコンクリートの相互作用に関する実験に基づく値</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">感度ケース</td> <td>代替格納容器スプレイ作動</td> <td>炉心溶融後 30分</td> <td>運転員等操作余裕時間として設定</td> </tr> <tr> <td>エントレインメント係数</td> <td>□</td> <td>当該変数推奨範囲の最大値</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心の拡がり面積</td> <td>原子炉下部キャビティ床面積の約 1/10 から落下量に応じて拡大</td> <td>落下時に細粒化などにより冷却が進む</td> </tr> <tr> <td>Kutateladze 係数</td> <td>溶融物存在時 0.1 (0.8 MW/m²相当^(注)) 全体固化時 0.0625 (0.5 MW/m²相当^(注)) コンクリート 15%混入時 0.015625 (0.125 MW/m²相当^(注))</td> <td>CCI 実験、SSWICS 実験に基づく熱流束を設定</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注) 大気圧条件</p> <p>表2 MAAPコードによる解析で考慮しているコンクリート含有成分及びその比率</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>成分</th> <th>比率</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>SiO₂</td><td>0.67</td></tr> <tr><td>CaO</td><td>0.10</td></tr> <tr><td>Al₂O₃</td><td>0.06</td></tr> <tr><td>K₂O</td><td>0.04</td></tr> <tr><td>MgO, MnO, TiO₂</td><td>0.01</td></tr> <tr><td>Fe₂O₃</td><td>0.03</td></tr> <tr><td>H₂O</td><td>0.08</td></tr> <tr><td>CO₂</td><td>0.01</td></tr> </tbody> </table> <p>表3 MCCIによる水素発生量の推移</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">時刻</th> <th rowspan="2"></th> <th>RV 破損前</th> <th>RV 破損後 30分</th> <th>RV 破損後後期</th> </tr> <tr> <th>1.6 時間</th> <th>2.1 時間</th> <th>10 時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">MCCI</td> <td>ジルコニウム</td> <td>0.0kg (0.0%)</td> <td>48.1kg (5.4%)</td> <td>53.5kg (6.1%)</td> </tr> <tr> <td>ステンレス</td> <td>0.0kg (0.0%)</td> <td>0.0kg (0.0%)</td> <td>0.0kg (0.0%)</td> </tr> <tr> <td>小計</td> <td>0.0kg (0.0%)</td> <td>48.1kg (5.4%)</td> <td>53.5kg (6.1%)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ () 内は全炉心ジルコニウム量の 100%が反応した場合の水素発生量 (約 882.6kg) に対する割合</p>	項目	パラメータ	設定値	設定根拠	基本ケース	代替格納容器スプレイ作動	炉心溶融後 30分	運転員等操作余裕時間として設定	エントレインメント係数	□	当該変数推奨範囲の最確値	溶融炉心の拡がり面積	原子炉下部キャビティ床面積の 1/1	キャビティ区画床全面とする	Kutateladze 係数	0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注))	水による冷却を伴ったデブリとコンクリートの相互作用に関する実験に基づく値	感度ケース	代替格納容器スプレイ作動	炉心溶融後 30分	運転員等操作余裕時間として設定	エントレインメント係数	□	当該変数推奨範囲の最大値	溶融炉心の拡がり面積	原子炉下部キャビティ床面積の約 1/10 から落下量に応じて拡大	落下時に細粒化などにより冷却が進む	Kutateladze 係数	溶融物存在時 0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注)) 全体固化時 0.0625 (0.5 MW/m ² 相当 ^(注)) コンクリート 15%混入時 0.015625 (0.125 MW/m ² 相当 ^(注))	CCI 実験、SSWICS 実験に基づく熱流束を設定	成分	比率	SiO ₂	0.67	CaO	0.10	Al ₂ O ₃	0.06	K ₂ O	0.04	MgO, MnO, TiO ₂	0.01	Fe ₂ O ₃	0.03	H ₂ O	0.08	CO ₂	0.01	時刻		RV 破損前	RV 破損後 30分	RV 破損後後期	1.6 時間	2.1 時間	10 時間	MCCI	ジルコニウム	0.0kg (0.0%)	48.1kg (5.4%)	53.5kg (6.1%)	ステンレス	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)	小計	0.0kg (0.0%)	48.1kg (5.4%)	53.5kg (6.1%)	<p>以上</p>
項目	パラメータ	設定値	設定根拠																																																																																																																																									
基本ケース	格納容器代替スプレイ作動	炉心溶融後 30分	運転員操作余裕時間として設定																																																																																																																																									
	エントレインメント係数	□	当該変数推奨範囲の最確値																																																																																																																																									
	溶融炉心の拡がり面積	キャビティ床面積の 1/1	キャビティ区画床全面とする																																																																																																																																									
	Kutateladze 係数	0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注))	水による冷却を伴ったデブリとコンクリートの相互作用に関する実験に基づく値																																																																																																																																									
感度ケース	格納容器代替スプレイ作動	炉心溶融後 30分	運転員操作余裕時間として設定																																																																																																																																									
	エントレインメント係数	□	当該変数推奨範囲の最大値																																																																																																																																									
	溶融炉心の拡がり面積	キャビティ床面積の約 1/10 から落下量に応じて拡大	落下時に細粒化などにより冷却が進む																																																																																																																																									
	Kutateladze 係数	溶融物存在時 0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注)) 全体固化時 0.0625 (0.5 MW/m ² 相当 ^(注)) コンクリート 15%混入時 0.015625 (0.125 MW/m ² 相当 ^(注))	CCI 実験、SSWICS 実験に基づく熱流束を設定																																																																																																																																									
成分	比率																																																																																																																																											
SiO ₂	0.67																																																																																																																																											
CaO	0.10																																																																																																																																											
Al ₂ O ₃	0.06																																																																																																																																											
K ₂ O	0.04																																																																																																																																											
MgO, MnO, TiO ₂	0.01																																																																																																																																											
Fe ₂ O ₃	0.03																																																																																																																																											
H ₂ O	0.08																																																																																																																																											
CO ₂	0.01																																																																																																																																											
時刻		RV 破損前	RV 破損後 30分	RV 破損後後期																																																																																																																																								
		1.4 時間	1.9 時間	10 時間																																																																																																																																								
MCCI	ジルコニウム	0.0kg (0.0%)	49.2kg (4.5%)	66.4kg (6.1%)																																																																																																																																								
	ステンレス	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)																																																																																																																																								
	小計	0.0kg (0.0%)	49.2kg (4.5%)	66.4kg (6.1%)																																																																																																																																								
項目	パラメータ	設定値	設定根拠																																																																																																																																									
基本ケース	代替格納容器スプレイ作動	炉心溶融後 30分	運転員等操作余裕時間として設定																																																																																																																																									
	エントレインメント係数	□	当該変数推奨範囲の最確値																																																																																																																																									
	溶融炉心の拡がり面積	原子炉下部キャビティ床面積の 1/1	キャビティ区画床全面とする																																																																																																																																									
	Kutateladze 係数	0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注))	水による冷却を伴ったデブリとコンクリートの相互作用に関する実験に基づく値																																																																																																																																									
感度ケース	代替格納容器スプレイ作動	炉心溶融後 30分	運転員等操作余裕時間として設定																																																																																																																																									
	エントレインメント係数	□	当該変数推奨範囲の最大値																																																																																																																																									
	溶融炉心の拡がり面積	原子炉下部キャビティ床面積の約 1/10 から落下量に応じて拡大	落下時に細粒化などにより冷却が進む																																																																																																																																									
	Kutateladze 係数	溶融物存在時 0.1 (0.8 MW/m ² 相当 ^(注)) 全体固化時 0.0625 (0.5 MW/m ² 相当 ^(注)) コンクリート 15%混入時 0.015625 (0.125 MW/m ² 相当 ^(注))	CCI 実験、SSWICS 実験に基づく熱流束を設定																																																																																																																																									
成分	比率																																																																																																																																											
SiO ₂	0.67																																																																																																																																											
CaO	0.10																																																																																																																																											
Al ₂ O ₃	0.06																																																																																																																																											
K ₂ O	0.04																																																																																																																																											
MgO, MnO, TiO ₂	0.01																																																																																																																																											
Fe ₂ O ₃	0.03																																																																																																																																											
H ₂ O	0.08																																																																																																																																											
CO ₂	0.01																																																																																																																																											
時刻		RV 破損前	RV 破損後 30分	RV 破損後後期																																																																																																																																								
		1.6 時間	2.1 時間	10 時間																																																																																																																																								
MCCI	ジルコニウム	0.0kg (0.0%)	48.1kg (5.4%)	53.5kg (6.1%)																																																																																																																																								
	ステンレス	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)	0.0kg (0.0%)																																																																																																																																								
	小計	0.0kg (0.0%)	48.1kg (5.4%)	53.5kg (6.1%)																																																																																																																																								
<p>□ 枠囲いの内容は、機密に属しますので公開できません。</p>		<p>□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>																																																																																																																																										

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

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

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

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

※保守的に、MCCIによる追加発生分に対する水素処理は考慮していない。

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

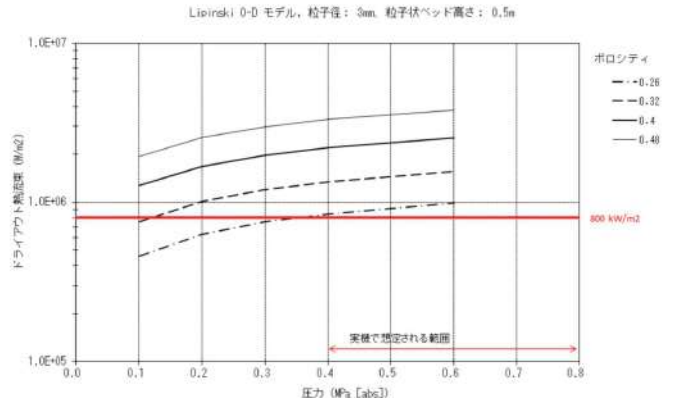
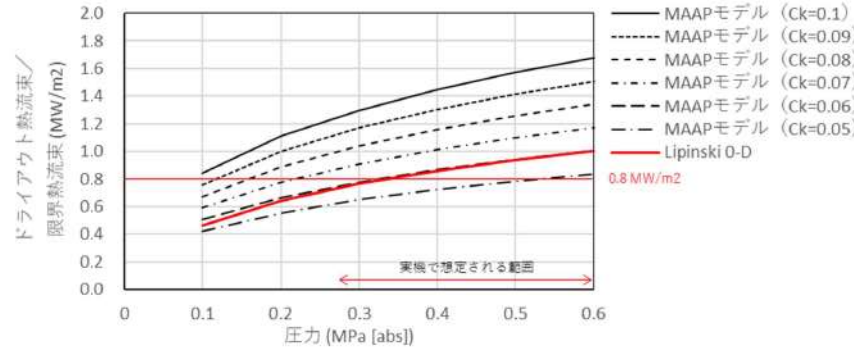
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

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

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

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

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="224 220 952 678"> <p>Lipinski 0-D モデル, 圧力: 0.4 MPa(abs), 粒子状ベッド高さ: 0.5m</p> </div> <p data-bbox="398 683 766 734">図 4-8b 粒子径とドライアウト熱流束の関係 (Lipinski 0-D モデル)</p> <div data-bbox="224 805 952 1252"> <p>Lipinski 0-D モデル, 圧力: 0.4 MPa(abs), 粒子径: 3 mm</p> </div> <p data-bbox="353 1260 810 1311">図 4-8c 粒子状ベッド高さ とドライアウト熱流束の関係 (Lipinski 0-D モデル)</p> <p data-bbox="515 1364 676 1391">【抜粋はここまで】</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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) 格納容器下部の評価において溶融炉心の拡がりを抑制する場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・溶融炉心が拡がらないことを想定した極端なケースとして、水中に落下した溶融炉心は水中で拡がらず、3.4m 高さの円柱になるものとした。 ・評価体系（円柱）の上面及び壁面から水によって除熱されるものとした。水との伝熱面積について、拡がりを抑制した場合とベースケースの比較を行った。 <p>(4) ドレンサンプへの溶融炉心の流入を考慮する場合</p> <ul style="list-style-type: none"> ・MAAP コードでは、ドレンサンプのような直方体の形状を模擬できないため、床面積を実際の大きさに合わせた円柱で模擬した。 ・溶融炉心の堆積厚さは、格納容器下部と水頭圧が釣り合うところまで溶融炉心がドレンサンプに流入した場合を想定し、ドレンサンプ床から約 1.8m とした。 ・溶融炉心からプール水への熱流束は、圧力依存ありとした Kutateladze の式から算出された値（約 1,500kW/m²）とする。 ・溶融炉心の崩壊熱を保守的に設定するため、(1) の評価と同様に溶融炉心の崩壊熱を事象発生から約 3.0 時間後の値とした。 		<p>相違理由②</p> <p>相違理由③</p>
<p>3. 評価結果</p> <p>(1) 格納容器下部の評価において溶融炉心の崩壊熱を保守的に考慮する場合</p> <p>評価結果を図 1 に示す。評価の結果、コンクリート侵食量は床面で約 3 cm、壁面で約 3 cm に抑えられることから、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。コンクリート侵食量が僅かであることから、本評価における溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生量は格納容器内の気相濃度に影響を与えない。このため、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う可燃性ガスの発生による格納容器圧力への影響は無く、格納容器内の気相組成の推移はベースケース（「3.5.2(3) b. 評価項目等」参照）と同じとなる。なお、ベースケースにおける格納容器下部への溶融炉心落下後の水素濃度は、ウェット条件、ドライ条件ともに 13vol% を上回る。一方、ウェット条件における酸素濃度は、酸素の蓄積が最も進む事象発生から 7 日後においても約 2.1vol% であり、可燃限界を下回る。ドライ条件では、事象発生の約 7 時間後から約 23 時間後までの間、ドライウエルにおける酸素濃度が可燃限界である 5vol% を上回る。この間、ウェット条件では、格納容器下部への溶融炉心落下に伴う水蒸気発生によって、ドライウエルに存在する非凝縮性ガスが水蒸気とともにサブプレッションチェンバに送り込まれ、供給される水蒸気でドライウエル内が満たされるため、ドライウエル内のほぼ 100% が水蒸気となっている。そのため、この間のドライ条件でのドライウエル内の気体組成は、ほぼ水の放射線分解によって生じる水素及び酸素の割合となり、そのウェット条件での酸素濃度は 1 vol% 未満（約 0.004 vol%）である。また、ドライウエル内の非凝縮性ガス（水素、酸素及び窒素）の分圧の和は大気圧よりも低く、0.01MPa[abs] 未満（水素及び酸素の分圧の和は 0.01MPa[abs] 未満）である。この間のサブプレッションチェンバ内のウェット条件での水蒸気の濃度は約 8.5vol% であり、サブプレッションチェンバ内の全圧が 0.56MPa[abs] 以上であることから、非凝縮性ガス（水素、酸素及び窒素）の分圧は少なくとも</p>	<p>3. 評価結果</p>	<p>相違理由①</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

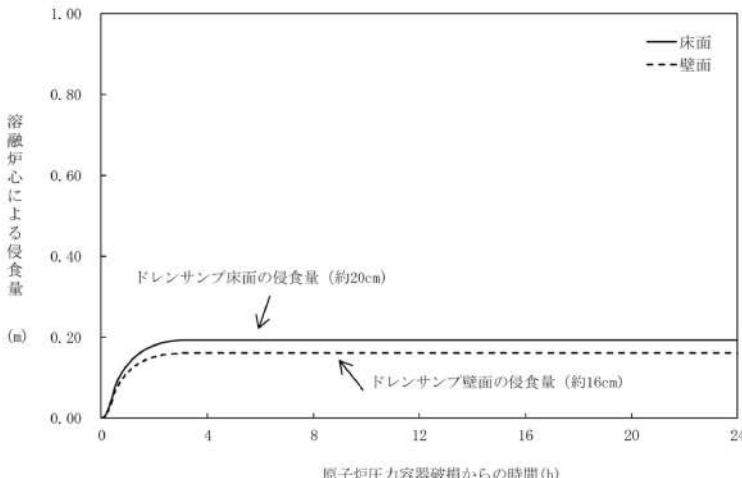
7.2.4. 水素燃焼（添付資料 7.2.4.11 溶融炉心・コンクリート相互作用による水素の発生を考慮した場合の原子炉格納容器内水素濃度について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>サブプレッションチェンバにおいて約3.2vol%である。したがって、格納容器スプレイの誤動作等により水蒸気量が低下しても、可燃限界である5vol%に達することはない。</p> <p>4. まとめ</p> <p>溶融炉心の落下時刻の不確かさの影響によって、格納容器下部のコンクリート侵食量が増大する場合の保守的な条件設定が評価結果に与える影響を確認した結果、評価項目となるコンクリート侵食量は、最もコンクリート侵食量が多い結果となった格納容器下部の評価において溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮した場合であっても格納容器下部の床面で約18cm、壁面で約18cmに抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。また、仮にドレンサンプへの溶融炉心の流入を考慮する場合においてもドレンサンプの床面で約20cm、壁面で約16cmに抑えられ、原子炉格納容器バウンダリまで侵食は到達しないこと及び原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。</p> <p>なお、溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生を考慮しても格納容器圧力に与える影響は小さく、可燃性ガスの燃焼の観点でも燃焼のリスクを高めるものではないことを確認した。</p> <p>【女川の「付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて 第5部 MAAP 添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について」より抜粋】</p> <p>参考文献：</p> <p>[14] D. Magallon, "Characteristics of corium debris bed generated in largescale fuel-coolant interaction experiments," Nucl. Eng. Design, 236 1998-2009 (2006).</p> <p>[15] M. Kato, H. Nagasaka, et al., "COTELS Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions," JAERI-Conf 2000-015 (2000).</p> <p>[16] A. Karbojian, et al., "A scoping study of debris bed formation in the DEFOR test facility," Nucl. Eng. Design 239 1653-1659, (2009).</p> <p>[24] R. J. Lipinski, "A Model for Boiling and Dryout in Particle Beds," NUREG/CR-2646, SAND82-0765 (1982).</p> <p>[33] (財)原子力安全研究協会、「シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討」、平成13年7月 付録7-4 溶融炉心の粒子化割合、付録7-5 粒子状物質ベットの冷却性 付録7-6 粒子状物質の粒子径</p> <p>【抜粋はここまで】</p>	<p>参考文献：</p> <p>[1] P. Kudinov and M. Davydov "PREDICTION OF MASS FRACTION OF AGGLOMERATED DEBRIS IN A LWR SEVERE ACCIDENT", NURETH14-543</p> <p>[2] R. J. Lipinski, "A Model for Boiling and Dryout in Particle Beds", NUREG/CR-2646, SAND82-0765, R7 (1982), Sandia National Laboratory.</p> <p>[3] R. J. Lipinski, "A Particle-Bed Dryout Model with Upward and Downward Boiling," Trans. Amer. Nucl. Soc., 35, 358 (1980).</p> <p>[4] (財)原子力安全研究協会、「シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討」、平成13年7月</p>	<p>※女川は複数の感度解析を実施しているのに対し泊では溶融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合のみの感度解析のため、まとめの記載はしていない</p>

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

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

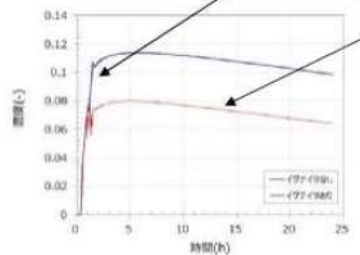
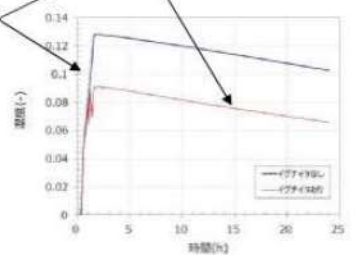
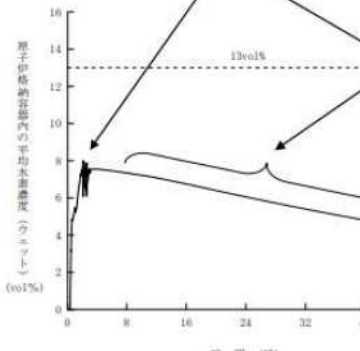
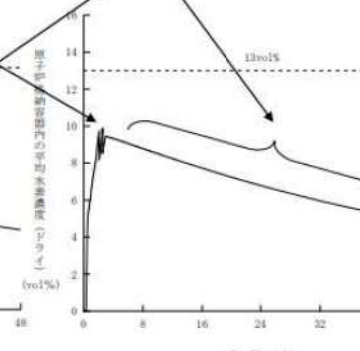
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

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

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

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

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

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

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

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

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

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																
<p>成層化した場合においても、確実に処理できるよう、原子炉格納容器ドーム部頂部付近にイグナイタ2個（うち予備1個）を追加設置する。</p> <p>3. イグナイタの追加設置による効果について</p> <p>原子炉格納容器内ドーム部の水素成層化の可能性に対応するため、原子炉格納容器ドーム部の頂部付近に2個（うち予備1個）のイグナイタを追加設置する。</p> <p>具体的な設置位置は、原子炉格納容器のスプレイリングのサポートパッドを利用することから、原子炉格納容器ドーム部の最も高い位置から少し低い位置に設置する。（図1）</p> <p>イグナイタはウェット水素濃度8vol%以下で水素を燃焼させる性能を有しており、一般的に水素燃焼時の火炎伝播は、水素濃度が約4vol%から6vol%では上方伝播のみ、約6vol%から8vol%では上方と水平方向に伝播、約8vol%以上で下方へも伝播するようになる。</p> <p>追加設置するイグナイタは、原子炉格納容器内ドーム部での水素の滞留、成層化を想定することから、できるだけ高いドーム部頂部付近とし、かつウェット水素濃度8vol%以下の低い水素濃度での燃焼による火炎の上方伝播によって成層化する水素を確実に処理できるよう最頂部から少し低い位置としている。</p> <p>なお、原子炉格納容器の健全性に影響を及ぼす水素爆発防止に対しては、今後も解析方法の不確定性や海外の技術動向も踏まえて、さらなる安全性向上のための継続的な改善検討に取り組んでいく。</p>	<p>成層化した場合においても、確実に処理できるよう、今回、さらなる安全性の向上を目的にイグナイタを原子炉格納容器ドーム部頂部付近に2個（うち予備1個）を追加設置する。（図1）</p> <p>3. イグナイタの追加設置による効果について</p> <p>原子炉格納容器内ドーム部の水素成層化の可能性に対応するため、原子炉格納容器ドーム部の頂部付近に2個（うち予備1個）のイグナイタを追加設置する。</p> <p>具体的な設置位置は、原子炉格納容器のスプレイリングのサポートパッドを利用することから、原子炉格納容器ドーム部の最も高い位置から少し低い位置に設置する（図1）。</p> <p>イグナイタはウェット水素濃度8vol%以下で水素を燃焼させる性能を有しており、一般的に水素燃焼時の火炎伝播は、水素濃度が約4vol%から可燃領域に入り、約4vol%から6vol%では上方伝播のみ、約6vol%から8vol%では上方と水平方向に伝播、約8vol%以上で下方へも伝播するようになる。</p> <p>追加設置するイグナイタは、原子炉格納容器内ドーム部での水素の滞留、成層化を想定することから、できるだけ高いドーム部頂部付近とし、かつウェット水素濃度8vol%以下の低い水素濃度での燃焼による火炎の上方伝播によって成層化する水素を確実に処理できるよう最頂部から少し低い位置としている。</p> <p>なお、原子炉格納容器の健全性に影響を及ぼす水素爆発防止に対しては、今後も解析方法の不確定性や海外の技術動向も踏まえて、さらなる安全性向上のための継続的な改善検討に取り組んでいく。</p>																																																																																																	
<table border="1" data-bbox="224 837 974 1316"> <thead> <tr> <th rowspan="2">イグナイタ設置場所</th> <th colspan="3">水素放出等の想定</th> <th rowspan="2">設置個数</th> </tr> <tr> <th>放出^{※1}</th> <th>隣接部又は通過経路^{※2}</th> <th>想定事項</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>加圧器逃がしタンク近傍</td> <td>○</td> <td></td> <td>加圧器逃がしタンクチャージイスクからの水素放出</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>ループ基礎室外周部</td> <td></td> <td>○</td> <td>加圧器逃がしタンク近傍からの水素の流入</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>加圧器室</td> <td>○</td> <td></td> <td>加圧器室内の破断口からの水素放出</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>加圧器室外上部</td> <td></td> <td>○</td> <td>加圧器室からの水素の流入 上部ドーム部への万一の水素蓄積</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>各ループ室</td> <td>○</td> <td></td> <td>RCS配管の破断口からの水素放出</td> <td>4</td> </tr> <tr> <td>炉内核計装シムプル配管室入口扉近傍</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>ICISシムプル配管室入口扉からの水素放出 加圧器逃がしタンク近傍からの水素の流入</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>炉内核計装装置のシールテーブル近傍</td> <td>○</td> <td></td> <td>ICISコンジット床面貫通部からの水素放出</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器ドーム部の頂部付近</td> <td></td> <td></td> <td>仮に原子炉格納容器ドーム部頂部に水素が滞留もしくは成層化することを想定</td> <td>2^{※2}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※：「放出」については重大事故等の事象発生直後に水素が発生すると想定される箇所を示し、「隣接部又は通過経路」については水素発生以降時間が経過した後水素が拡散すると想定される箇所を示す。</p> <p>*：2個のうち1個予備</p>	イグナイタ設置場所	水素放出等の想定			設置個数	放出 ^{※1}	隣接部又は通過経路 ^{※2}	想定事項	加圧器逃がしタンク近傍	○		加圧器逃がしタンクチャージイスクからの水素放出	1	ループ基礎室外周部		○	加圧器逃がしタンク近傍からの水素の流入	3	加圧器室	○		加圧器室内の破断口からの水素放出	1	加圧器室外上部		○	加圧器室からの水素の流入 上部ドーム部への万一の水素蓄積	1	各ループ室	○		RCS配管の破断口からの水素放出	4	炉内核計装シムプル配管室入口扉近傍	○	○	ICISシムプル配管室入口扉からの水素放出 加圧器逃がしタンク近傍からの水素の流入	1	炉内核計装装置のシールテーブル近傍	○		ICISコンジット床面貫通部からの水素放出	1	原子炉格納容器ドーム部の頂部付近			仮に原子炉格納容器ドーム部頂部に水素が滞留もしくは成層化することを想定	2 ^{※2}	<p>表2 イグナイタの設置場所及び水素放出等の想定</p> <table border="1" data-bbox="1176 845 1859 1308"> <thead> <tr> <th rowspan="2">イグナイタ設置場所</th> <th colspan="3">水素放出等の想定</th> <th rowspan="2">設置個数</th> </tr> <tr> <th>放出^{※1}</th> <th>隣接部又は通過経路^{※2}</th> <th>想定事項</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>加圧器逃がしタンク近傍</td> <td>○</td> <td></td> <td>加圧器逃がしタンクチャージイスクからの水素放出</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>ループ基礎室外周部</td> <td></td> <td>○</td> <td>加圧器逃がしタンク近傍からの水素の流入</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>加圧器室</td> <td>○</td> <td></td> <td>加圧器室内の破断口からの水素放出</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>加圧器室外上部</td> <td></td> <td>○</td> <td>加圧器室からの水素の流入 上部ドーム部への万一の水素蓄積</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>各ループ室</td> <td>○</td> <td></td> <td>RCS配管の破断口からの水素放出</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>ICISシムプル配管室入口扉近傍</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>ICISシムプル配管室入口扉からの水素放出 加圧器逃がしタンク近傍からの水素の流入</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>ICISシムプル配管のCV一般部からICISシムプル配管室への床貫通近傍</td> <td>○</td> <td></td> <td>ICISコンジット床面貫通部からの水素放出</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器ドーム部の頂部付近</td> <td></td> <td></td> <td>仮に原子炉格納容器ドーム部頂部に水素が滞留もしくは成層化することを想定</td> <td>2^{※2}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1：「放出」については重大事故等の事象発生直後に水素が発生すると想定される箇所を示し、「隣接部又は通過経路」については水素発生以降時間が経過した後水素が拡散すると想定される箇所を示す。</p> <p>※2：2個のうち1個予備</p>	イグナイタ設置場所	水素放出等の想定			設置個数	放出 ^{※1}	隣接部又は通過経路 ^{※2}	想定事項	加圧器逃がしタンク近傍	○		加圧器逃がしタンクチャージイスクからの水素放出	1	ループ基礎室外周部		○	加圧器逃がしタンク近傍からの水素の流入	3	加圧器室	○		加圧器室内の破断口からの水素放出	1	加圧器室外上部		○	加圧器室からの水素の流入 上部ドーム部への万一の水素蓄積	1	各ループ室	○		RCS配管の破断口からの水素放出	3	ICISシムプル配管室入口扉近傍	○	○	ICISシムプル配管室入口扉からの水素放出 加圧器逃がしタンク近傍からの水素の流入	1	ICISシムプル配管のCV一般部からICISシムプル配管室への床貫通近傍	○		ICISコンジット床面貫通部からの水素放出	1	原子炉格納容器ドーム部の頂部付近			仮に原子炉格納容器ドーム部頂部に水素が滞留もしくは成層化することを想定	2 ^{※2}	
イグナイタ設置場所		水素放出等の想定				設置個数																																																																																												
	放出 ^{※1}	隣接部又は通過経路 ^{※2}	想定事項																																																																																															
加圧器逃がしタンク近傍	○		加圧器逃がしタンクチャージイスクからの水素放出	1																																																																																														
ループ基礎室外周部		○	加圧器逃がしタンク近傍からの水素の流入	3																																																																																														
加圧器室	○		加圧器室内の破断口からの水素放出	1																																																																																														
加圧器室外上部		○	加圧器室からの水素の流入 上部ドーム部への万一の水素蓄積	1																																																																																														
各ループ室	○		RCS配管の破断口からの水素放出	4																																																																																														
炉内核計装シムプル配管室入口扉近傍	○	○	ICISシムプル配管室入口扉からの水素放出 加圧器逃がしタンク近傍からの水素の流入	1																																																																																														
炉内核計装装置のシールテーブル近傍	○		ICISコンジット床面貫通部からの水素放出	1																																																																																														
原子炉格納容器ドーム部の頂部付近			仮に原子炉格納容器ドーム部頂部に水素が滞留もしくは成層化することを想定	2 ^{※2}																																																																																														
イグナイタ設置場所	水素放出等の想定			設置個数																																																																																														
	放出 ^{※1}	隣接部又は通過経路 ^{※2}	想定事項																																																																																															
加圧器逃がしタンク近傍	○		加圧器逃がしタンクチャージイスクからの水素放出	1																																																																																														
ループ基礎室外周部		○	加圧器逃がしタンク近傍からの水素の流入	3																																																																																														
加圧器室	○		加圧器室内の破断口からの水素放出	1																																																																																														
加圧器室外上部		○	加圧器室からの水素の流入 上部ドーム部への万一の水素蓄積	1																																																																																														
各ループ室	○		RCS配管の破断口からの水素放出	3																																																																																														
ICISシムプル配管室入口扉近傍	○	○	ICISシムプル配管室入口扉からの水素放出 加圧器逃がしタンク近傍からの水素の流入	1																																																																																														
ICISシムプル配管のCV一般部からICISシムプル配管室への床貫通近傍	○		ICISコンジット床面貫通部からの水素放出	1																																																																																														
原子炉格納容器ドーム部の頂部付近			仮に原子炉格納容器ドーム部頂部に水素が滞留もしくは成層化することを想定	2 ^{※2}																																																																																														

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

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="152 339 1037 762" style="border: 2px solid black; height: 265px; width: 395px;"></div> <p data-bbox="427 786 741 807">図1 大飯3号機 イグナイタ配置図</p> <div data-bbox="519 863 1012 895" style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> 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="1099 231 1910 855" style="border: 2px solid black; height: 391px; width: 362px;"></div> <div data-bbox="1328 863 1883 887" style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> □：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </div>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.16</p> <p style="text-align: center;">解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について （水素燃焼）</p> <p>「水素燃焼」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表1から表3に示す。</p> <p>なお、枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.4.4</p> <p style="text-align: center;">解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について （水素燃焼）</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.4.15</p> <p style="text-align: center;">解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について （水素燃焼）</p> <p>評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表1から表3に示す。</p>	

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

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

大飯発電所3/4号炉				女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉				相違理由
<p>表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等業務時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (3/3) (MAP)</p>	<p>分類</p>	<p>重要現象</p>	<p>解析コード</p>	<p>運転員等業務時間</p>	<p>評価項目</p>	<p>解析コード</p>	<p>運転員等業務時間</p>	<p>評価項目</p>	<p>解析コード</p>	<p>運転員等業務時間</p>	<p>評価項目</p>	<p>相違理由</p>
	<p>原子炉降圧装置 （炉心風扇系）</p>	<p>原子炉降圧装置 （炉心風扇系）</p>	<p>原子炉降圧装置 （炉心風扇系）</p>	<p>原子炉降圧装置 （炉心風扇系）</p>	<p>原子炉降圧装置 （炉心風扇系）</p>	<p>原子炉降圧装置 （炉心風扇系）</p>	<p>原子炉降圧装置 （炉心風扇系）</p>	<p>原子炉降圧装置 （炉心風扇系）</p>	<p>原子炉降圧装置 （炉心風扇系）</p>	<p>原子炉降圧装置 （炉心風扇系）</p>	<p>原子炉降圧装置 （炉心風扇系）</p>	
<p>原子炉降圧装置 （炉心風扇系）</p>	<p>原子炉降圧装置 （炉心風扇系）</p>	<p>原子炉降圧装置 （炉心風扇系）</p>	<p>原子炉降圧装置 （炉心風扇系）</p>	<p>原子炉降圧装置 （炉心風扇系）</p>	<p>原子炉降圧装置 （炉心風扇系）</p>	<p>原子炉降圧装置 （炉心風扇系）</p>	<p>原子炉降圧装置 （炉心風扇系）</p>	<p>原子炉降圧装置 （炉心風扇系）</p>	<p>原子炉降圧装置 （炉心風扇系）</p>	<p>原子炉降圧装置 （炉心風扇系）</p>	<p>原子炉降圧装置 （炉心風扇系）</p>	<p>相違理由</p>

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

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

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

大飯発電所3/4号炉				女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉				相違理由
分類	重要現象	解析モデル	考慮内容	評価項目となるパラメータ	評価項目となるパラメータ	評価項目となるパラメータ	評価項目となるパラメータ	評価項目となるパラメータ	評価項目となるパラメータ	評価項目となるパラメータ	評価項目となるパラメータ	相違理由
炉内の燃焼評価	圧力変動、燃焼速度変動による燃焼式及び燃焼モデル	燃焼モデル	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	炉内の燃焼評価
	燃焼速度、燃焼速度変動	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	
	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	
	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	
	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	
炉内の燃焼評価	燃焼速度、燃焼速度変動	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	炉内の燃焼評価
	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	
	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	
	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	
	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	
炉内の燃焼評価	燃焼速度、燃焼速度変動	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	炉内の燃焼評価
	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	
	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	
	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	
	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	
炉内の燃焼評価	燃焼速度、燃焼速度変動	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	炉内の燃焼評価
	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	
	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	
	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	
	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	燃焼速度	

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

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

大飯発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
項目	解析条件 (準拠条件) の仕様	解析条件 (準拠条件) の仕様	条件設定の考え方	解析条件 (準拠条件) の仕様	解析条件 (準拠条件) の仕様	
起燃条件	大飯炉 LOCA 高温加温時の 高温加温時の 高温加温時の	大飯炉 LOCA 高温加温時の 高温加温時の 高温加温時の	大飯炉 LOCA 高温加温時の 高温加温時の 高温加温時の	大飯炉 LOCA 高温加温時の 高温加温時の 高温加温時の	大飯炉 LOCA 高温加温時の 高温加温時の 高温加温時の	大飯炉 LOCA 高温加温時の 高温加温時の 高温加温時の
緊急降圧の発生に対する取扱い	緊急降圧の発生に 対する取扱い	緊急降圧の発生に 対する取扱い	緊急降圧の発生に 対する取扱い	緊急降圧の発生に 対する取扱い	緊急降圧の発生に 対する取扱い	緊急降圧の発生に 対する取扱い
外部電源	外部電源あり	外部電源あり	外部電源あり	外部電源あり	外部電源あり	外部電源あり
水素の発生	水素の発生	水素の発生	水素の発生	水素の発生	水素の発生	水素の発生

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

項目	解析条件 (準拠条件) の仕様	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
起燃条件	大飯炉 LOCA 高温加温時の 高温加温時の 高温加温時の	大飯炉 LOCA 高温加温時の 高温加温時の 高温加温時の	大飯炉 LOCA 高温加温時の 高温加温時の 高温加温時の	大飯炉 LOCA 高温加温時の 高温加温時の 高温加温時の
緊急降圧の発生に対する取扱い	緊急降圧の発生に 対する取扱い	緊急降圧の発生に 対する取扱い	緊急降圧の発生に 対する取扱い	緊急降圧の発生に 対する取扱い
外部電源	外部電源あり	外部電源あり	外部電源あり	外部電源あり
水素の発生	水素の発生	水素の発生	水素の発生	水素の発生

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

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

大飯発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号炉	
項目	解析条件 (不確かさ)	解析条件 (不確かさ)	解析条件 (不確かさ)
燃料消費 スプレッド質量	燃料消費 0.0t/炉 0.0t/100kW	燃料消費 0.0t/炉 0.0t/100kW	燃料消費 0.0t/炉 0.0t/100kW
水の 放射能分解	放射能分解 0.3分子/100kW	放射能分解 0.3分子/100kW	放射能分解 0.3分子/100kW
余燬炭	アルミニウム 重量 表面積	アルミニウム 重量 表面積	アルミニウム 重量 表面積
	セシウム 重量 表面積	セシウム 重量 表面積	セシウム 重量 表面積
	トリウム 重量 表面積	トリウム 重量 表面積	トリウム 重量 表面積
放射能による ヒドランジンの放 射能分解	放射能による ヒドランジンの放 射能分解 0.4分子/100kW 700kg	放射能による ヒドランジンの放 射能分解 0.4分子/100kW 700kg	放射能による ヒドランジンの放 射能分解 0.4分子/100kW 700kg

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

項目	解析条件 (不確かさ)	条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
燃料消費 スプレッド質量	燃料消費 0.0t/炉	水素燃焼の観点で詳しくなるように最大流量を設定。	燃料消費が減少することなく、運転員等操作時間には影響はない。	燃料消費が減少した場合、解析条件で想定している質量より少なくなるため、水素燃焼の観点から、評価項目となるパラメータに与える影響は大きくない。
水の 放射能分解	放射能分解 0.3分子/100kW	水の放射能分解による水素の生成割合は、設計として設定。	水の放射能分解による水素の生成割合は、設計として設定。	水の放射能分解による水素の生成割合は、設計として設定している。最悪条件での生成割合を想定しているため、水の放射能分解による水素の生成割合が減少した場合、評価項目となるパラメータに与える影響は大きくない。
余燬炭	アルミニウム 重量 表面積	アルミニウム 重量 表面積	燃料消費が減少することなく、運転員等操作時間には影響はない。	燃料消費が減少した場合、解析条件で想定している質量より少なくなるため、水素燃焼の観点から、評価項目となるパラメータに与える影響は大きくない。
	セシウム 重量 表面積	セシウム 重量 表面積	燃料消費が減少することなく、運転員等操作時間には影響はない。	燃料消費が減少した場合、解析条件で想定している質量より少なくなるため、水素燃焼の観点から、評価項目となるパラメータに与える影響は大きくない。
	トリウム 重量 表面積	トリウム 重量 表面積	燃料消費が減少することなく、運転員等操作時間には影響はない。	燃料消費が減少した場合、解析条件で想定している質量より少なくなるため、水素燃焼の観点から、評価項目となるパラメータに与える影響は大きくない。
放射能による ヒドランジンの放 射能分解	放射能による ヒドランジンの放 射能分解 0.4分子/100kW 700kg	放射能による水素の生成割合は、設計として設定。	放射能による水素の生成割合は、設計として設定。	放射能による水素の生成割合は、設計として設定している。最悪条件での生成割合を想定しているため、水の放射能分解による水素の生成割合が減少した場合、評価項目となるパラメータに与える影響は大きくない。

■ 評価項目の内容は機器情報に属しますので公開できません。

大飯発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号炉	
項目	解析条件 (不確かさ)	解析条件 (不確かさ)	解析条件 (不確かさ)
燃料消費 スプレッド質量	燃料消費 0.0t/炉	燃料消費 0.0t/炉	燃料消費 0.0t/炉
水の 放射能分解	放射能分解 0.3分子/100kW	放射能分解 0.3分子/100kW	放射能分解 0.3分子/100kW
余燬炭	アルミニウム 重量 表面積	アルミニウム 重量 表面積	アルミニウム 重量 表面積
	セシウム 重量 表面積	セシウム 重量 表面積	セシウム 重量 表面積
	トリウム 重量 表面積	トリウム 重量 表面積	トリウム 重量 表面積
放射能による ヒドランジンの放 射能分解	放射能による ヒドランジンの放 射能分解 0.4分子/100kW 700kg	放射能による ヒドランジンの放 射能分解 0.4分子/100kW 700kg	放射能による ヒドランジンの放 射能分解 0.4分子/100kW 700kg

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

項目	解析条件 (不確かさ)	条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
燃料消費 スプレッド質量	燃料消費 0.0t/炉	水素燃焼の観点で詳しくなるように最大流量を設定。	燃料消費が減少することなく、運転員等操作時間には影響はない。	燃料消費が減少した場合、解析条件で想定している質量より少なくなるため、水素燃焼の観点から、評価項目となるパラメータに与える影響は大きくない。
水の 放射能分解	放射能分解 0.3分子/100kW	水の放射能分解による水素の生成割合は、水中の不純物、水の放射能及び水素燃焼等の影響を考慮し、設計として設定。	水の放射能分解による水素の生成割合は、設計として設定している。最悪条件での生成割合を想定しているため、水の放射能分解による水素の生成割合が減少した場合、評価項目となるパラメータに与える影響は大きくない。	水の放射能分解による水素の生成割合は、水中の不純物、水の放射能及び水素燃焼等の影響を考慮し、設計として設定している。最悪条件での生成割合を想定しているため、水の放射能分解による水素の生成割合が減少した場合、評価項目となるパラメータに与える影響は大きくない。
余燬炭	アルミニウム 重量 表面積	アルミニウム 重量 表面積	燃料消費が減少することなく、運転員等操作時間には影響はない。	燃料消費が減少した場合、解析条件で想定している質量より少なくなるため、水素燃焼の観点から、評価項目となるパラメータに与える影響は大きくない。
	セシウム 重量 表面積	セシウム 重量 表面積	燃料消費が減少することなく、運転員等操作時間には影響はない。	燃料消費が減少した場合、解析条件で想定している質量より少なくなるため、水素燃焼の観点から、評価項目となるパラメータに与える影響は大きくない。
	トリウム 重量 表面積	トリウム 重量 表面積	燃料消費が減少することなく、運転員等操作時間には影響はない。	燃料消費が減少した場合、解析条件で想定している質量より少なくなるため、水素燃焼の観点から、評価項目となるパラメータに与える影響は大きくない。
ヒドランジンの放 射能分解	放射能による ヒドランジンの放 射能分解 0.4分子/100kW 700kg	放射能による水素の生成割合は、設計として設定。	放射能による水素の生成割合は、設計として設定している。最悪条件での生成割合を想定しているため、水の放射能分解による水素の生成割合が減少した場合、評価項目となるパラメータに与える影響は大きくない。	放射能による水素の生成割合は、設計として設定している。最悪条件での生成割合を想定しているため、水の放射能分解による水素の生成割合が減少した場合、評価項目となるパラメータに与える影響は大きくない。

□ 評価項目の内容は機器情報に属しますので公開できません。

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE725-9 r.10.0
提出年月日	令和5年6月30日

泊発電所3号炉
重大事故等対策の有効性評価
比較表

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

令和5年6月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
------------	------------	-------------	---------	------

比較結果等を取りまとめた資料

1. 先行審査実績等を踏まえた泊3号炉まとめ資料の変更状況(2017年3月以降)

1-1) 設計方針・運用・体制などを変更し、まとめ資料を修正した箇所と理由

- a. 大飯3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし
- b. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし
- c. 他社審査会合の指摘事項等を確認した結果、変更したもの : なし
- d. 当社が自主的に変更したもの : なし

1-2) 設計方針・運用・体制を変更するものではないが、まとめ資料の記載の充実を行った箇所と理由

- a. 大飯3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし
- b. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし
- c. 他社審査会合の指摘事項等を確認した結果、変更したもの : なし
- d. 当社が自主的に変更したもの : なし

1-3) バックフィット関連事項

なし

2. 大飯3/4号炉・高浜3/4号炉まとめ資料との比較結果の概要

2-1) 比較表の構成について

・泊と大飯、高浜で記載が異なる箇所は右上凡例に従い色付けをし、「相違理由」欄に相違理由を記載しているプラントを【大飯】【高浜】と記載している

2-2) 泊3号炉の特徴について

・泊3号は他のPWR3ループプラントに比べて以下の特徴がある（添付資料6.5.8）

- 補助給水流量が小さい : 「全交流動力電源喪失」では、蒸気発生器保有水量の回復が遅くなる傾向がある
- 余熱除去ポンプの注入特性（高圧時の注入流量が若干多い） : 「ECCS注水機能喪失（2インチ破断）」では、燃料が露出せず終始冠水状態となる
- CV関連パラメータ（CV自由体積が若干小さく、格納容器再循環ユニットの除熱特性も若干低い） : 原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器雰囲気温度が高めに推移する傾向がある

2-3) 有効性評価の主な項目（1/2）

項目	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
格納容器破損モードの特徴	LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、原子炉容器内の熔融炉心が原子炉下部キャビティへ流出し、緩和措置がとられない場合には、熔融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉下部キャビティのコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、原子炉格納容器の破損に至る。	LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、原子炉容器内の熔融炉心が原子炉格納容器内の床へ流出し、緩和措置がとられない場合には、熔融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器床のコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、原子炉格納容器の破損に至る。	発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉容器内の熔融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し、熔融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉下部キャビティのコンクリートが侵食され、原子炉格納容器の構造部材の支持機能を喪失し、原子炉格納容器の破損に至る。	相違なし （記載表現は異なるが、格納容器破損モードの特徴としては同等）

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

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

7.2.5 溶解炉心・コンクリート相互作用

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

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

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

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度が緩慢に上昇することから、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、継続的に発生する水素を処理する。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シナリオに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉下部キャビティのコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性</p>	<p>また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度が緩慢に上昇することから、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、継続的に発生する水素を処理する。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シナリオに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器床のコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガス</p>	<p>とともに、溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生を抑制する。また、溶融炉心の落下後は、原子炉格納容器下部注水系（常設）（復水移送ポンプ）によって溶融炉心を冷却するとともに、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施する。その後、代替循環冷却系又は原子炉格納容器フィルタベント系によって格納容器の圧力及び温度を低下させる。</p> <p>なお、本格格納容器破損モードの有効性評価を実施する上では、原子炉圧力容器破損までは重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても使用できないものと仮定し、原子炉圧力容器破損に至るものとする。一方、本格格納容器破損モードに対しては、原子炉圧力容器破損後の格納容器破損防止のための重大事故等対策の有効性についても評価するため、原子炉圧力容器破損後は重大事故等対策に係る手順に基づきプラント状態を評価することとする。</p> <p>したがって、本評価では原子炉圧力容器破損後も原子炉圧力容器内に残存する放射性物質の冷却のために原子炉に注水する対策及び手順を整備することから、これを考慮した有効性評価を実施することとする。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シナリオに対して、格納容器下部のコンクリートの侵食による原子炉圧力容器の支持機能喪失を防止するため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（常設）及び原子炉格納容器下部注水系（常設）（復</p>	<p>心・コンクリート相互作用による水素発生を抑制する。また、溶融炉心の落下後は、代替格納容器スプレイによって溶融炉心を冷却する。</p> <p>また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度が緩慢に上昇することから、代替格納容器スプレイポンプ及びC、D-格納容器再循環ユニットによって原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、原子炉格納容器内水素処理装置によって継続的に発生する水素を処理、低減させるとともに最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。</p> <p>(3) 格納容器破損防止対策 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シナリオに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉下部キャビティのコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性</p>	<p>【大飯 高岡】 記載方針の相違（女川 実態の反映 ・女川に合わせて具体 的設備及び手順を記載</p> <p>【大飯 高岡】 記載方針の相違 ・他事例に合わせてCV 除熱に関して記載を追加 伊方と同様</p>

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

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

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<ul style="list-style-type: none"> ・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 ・気液分離・対向流 <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"> ・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション ・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達 ・炉心損傷後の原子炉容器における原子炉容器破損・熔融 ・炉心損傷後の原子炉容器における1次系内核分裂生成物挙動 <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・区画間の流動 ・スプレイ冷却 ・水素濃度変化 ・炉心損傷後の原子炉容器外における熔融燃料-冷却材相互作用 ・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 ・炉心損傷後の熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱 ・炉心損傷後の熔融炉心とコンクリートの伝熱 ・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生 ・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動 <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</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・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 ・気液分離・対向流 <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"> ・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション ・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達 ・原子炉容器破損、熔融 ・炉心損傷後の原子炉容器における1次系内核分裂生成物挙動 <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・区画間・区画内の流動 ・スプレイ冷却 ・水素濃度 ・炉心損傷後の原子炉容器外における熔融燃料-冷却材相互作用 ・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 ・炉心損傷後の熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱 ・炉心損傷後の熔融炉心とコンクリートの伝熱 ・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生 ・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動 <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</p>	<p>ン、構造材との熱伝達、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損及び原子炉圧力容器内F P 挙動並びに炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器下部床面での熔融炉心の拡がり、原子炉圧力容器外FC I (熔融炉心細粒化)、原子炉圧力容器外FC I (デブリ粒子熱伝達)、熔融炉心と原子炉格納容器下部プール水との伝熱、熔融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生が重要現象となる。</p> <p>よって、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉圧力容器内及び格納容器内の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心の挙動に関するモデル</p>	<ul style="list-style-type: none"> ・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 ・気液分離・対向流 <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"> ・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション ・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達 ・炉心損傷後の原子炉容器破損、熔融 ・炉心損傷後の原子炉容器における1次系内核分裂生成物挙動 <p>c. 原子炉格納容器における重要現象</p> <ul style="list-style-type: none"> ・区画間の流動 ・スプレイ冷却 ・水素濃度変化 ・炉心損傷後の原子炉容器外における熔融燃料-冷却材相互作用 ・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 ・炉心損傷後の熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱 ・炉心損傷後の熔融炉心とコンクリートの伝熱 ・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生 ・炉心損傷後の原子炉格納容器内核分裂生成物挙動 <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</p>	<p>ている</p> <p>【大飯、高浜】 記載表現の相違</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有する解析コードとしてMAAPを使用する。</p> <p>なお、MAAPは、大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、事象初期については設計基準事故時の評価結果により確認している。</p> <p>(添付資料 2.7.3、3.1.1.4、3.1.1.5)</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンス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、本評価事故シーケンスに対する影響を考慮した条件となっており、初期条件も含めた主要な解析条件を第3.5.1表に示す。</p> <p>(添付資料 3.1.1.6)</p> <p>a. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 熔融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がり</p> <p>原子炉下部キャビティ床底面の全面に拡がるものとする。</p>	<p>系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有する解析コードとしてMAAPを使用する。</p> <p>なお、MAAPは、大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、事象初期については設計基準事故時の評価結果により確認している。</p> <p>(添付資料 2.7.3、3.1.1.4、3.1.1.5)</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本評価事故シーケンス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、本評価事故シーケンスに対する影響を考慮した条件となっており、初期条件も含めた主要な解析条件を第3.5.2.1表に示す。</p> <p>(添付資料 3.1.1.6)</p> <p>a. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 熔融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がり</p> <p>原子炉下部キャビティ床底面の全面に拡がるものとする。</p>	<p>を有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより格納容器下部の床面及び壁面のコンクリート侵食量等の過渡応答を求める。</p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シ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</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は、「3.2 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の条件と同じである。また、初期条件の酸素濃度並びに事故条件の水素及び酸素の発生については、「3.4 水素燃焼」と同じである。</p>	<p>納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の熔融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPによりベースマット侵食深さ等の過渡応答を求める。</p> <p>なお、MAAPは、大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、事象初期においては有効性評価と同様の事象進展となる原子炉設置許可申請書添付書類十「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</p> <p>本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の条件と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シーケンスに対する影響を考慮した条件となっており、初期条件も含めた主要な解析条件を第7.2.5.1表に示す。</p> <p>(添付資料 7.2.1.1.6)</p> <p>a. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 熔融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がり</p> <p>原子炉下部キャビティ床底面の全面に拡がるものとする。</p>	<p>【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>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>圧の和は0.01MPa[abs]未満）である。 この間のサブプレッションチェンバ内のウェット条件での水蒸気の濃度は約8.5vol%であり、サブプレッションチェンバ内の全圧が0.56MPa[abs]以上であることから、非凝縮性ガス（水素、酸素及び窒素）の分圧は少なくとも0.51MPa[abs]以上である。このため、仮にドライウエル内の水蒸気が凝縮してドライウエル内の圧力が低下し、相対的に水素濃度及び酸素濃度が上昇しても、ドライウエル内の水素濃度及び酸素濃度が可燃限界を上回る前に、サブプレッションチェンバから酸素濃度が5.0vol%未満の気体が流入する。このため、この間においてドライウエルの酸素濃度が現実に可燃限界である5vol%を上回ることはない。事象発生の約23時間後以降は、ドライ条件を仮定しても酸素濃度は5.0vol%未満で推移し、事象発生から7日後の酸素濃度はドライウエルにおいて約2.3vol%、サブプレッションチェンバにおいて約3.2vol%である。したがって、格納容器スプレイの誤動作等により水蒸気量が低下しても、可燃限界である5vol%に達することはない。</p> <p>その後は、格納容器下部に50m³/hの注水を行い、また、代替循環冷却系による格納容器除熱を継続して行うことで、安定状態を維持できる。</p> <p>（添付資料3.5.1）</p> <p>本評価では、「1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(8)の評価項目について、格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食</p>	<p>本評価では、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(8)の評価項目について、原子炉下部キャビティ床面及び壁面のベースマ</p>	<p>【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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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

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

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

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.5.4 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「熔融炉心・コンクリート相互作用」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価 格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」において、必要な水源、燃料及び電源は、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>3.5.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価 格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な要員の評価については、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価 格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」において、必要な水源、燃料及び電源は、「3.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>3.5.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>本評価事故シーケンスは、「3.2 高圧熔融物放出／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 高圧熔融物放出／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「高圧熔融物放出／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「高圧熔融物放出／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 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」】</p>	<p>7.2.5.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価 格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価 格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。</p>	<p>【大飯、高浜】設計の相違 ・泊はシングルプラント評価のためツインプラントでの評価である大飯、高浜とは評価条件が異なる（女川と同様）</p>

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

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

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

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

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

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

第 3.5.1 表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件
 (大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (1/4)

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(gage)
1次冷却材平均流量 (初期)	307.14t/h
炉心温度	炉心：日本原子力学会標準 アクチニド-01(GE2) (マイケル米組を基準)
蒸気発生量 2次側及び蒸気 発生設備	50t (1基当たり)
原子炉格納容器 自由液面	72,900mm ³
セーメントシंक	設計時に余裕を考慮した小さい値

第 3.5.2 表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件
 (大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (1/4)

項目	主要解析条件
解析コード	MAAP
炉心熱出力 (初期)	100% (2.652MW) ×1.02
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa(gage)
1次冷却材平均流量 (初期)	302.2t/h
炉心温度	炉心：日本原子力学会標準 アクチニド-1(GE2) (マイケル米組を基準)
蒸気発生器 2次側冷却水量 (初期)	40t (1基当たり)
原子炉格納容器 自由液面	67,400mm ³
セーメントシंक	標準値

項目	主要解析条件
解析コード	MAAP
炉心熱出力 (初期)	100% (2.652MW) ×1.02
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa(gage)
1次冷却材平均流量 (初期)	306.6+2.2t/h
炉心温度	炉心：日本原子力学会標準 アクチニド-01(GE2) (マイケル米組を基準)
蒸気発生器 2次側冷却水量 (初期)	50t (1基当たり)
原子炉格納容器 自由液面	66,500mm ³
セーメントシंक	設計時に余裕を考慮した小さい値

第 7.2.5.1 表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件
 (大破断LOCA時に高圧注入機能、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) (1/4)

項目	主要解析条件
解析コード	MAAP
炉心熱出力 (初期)	100% (2.652MW) ×1.02
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa(gage)
1次冷却材平均流量 (初期)	306.6+2.2t/h
炉心温度	炉心：日本原子力学会標準 アクチニド-01(GE2) (マイケル米組を基準)
蒸気発生器 2次側冷却水量 (初期)	50t (1基当たり)
原子炉格納容器 自由液面	66,500mm ³
セーメントシंक	設計時に余裕を考慮した小さい値

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

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

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																								
<p>第3.5.1表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件 (大飯機1,2,3,4号機に高圧注入機能、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) (3/4)</p> <table border="1"> <tr> <td>項目</td> <td>主要解析条件</td> </tr> <tr> <td>原子炉トリップ</td> <td>1. 高圧注入機能喪失 (定常運転時0.6秒) 2. 高圧注入機能喪失 (定常運転時0.6秒)</td> </tr> <tr> <td>タービン駆動機停止</td> <td>事故発生から60秒後に日本時間 300m/s (駆動機停止後4.5秒後)</td> </tr> <tr> <td>蒸気圧力</td> <td>4.0MPa (絶対圧力) 150m/s (駆動機停止後)</td> </tr> <tr> <td>格納容器内圧力</td> <td>1. 蒸気圧力 2. 100℃ - 約140℃ 3. 4.1MPa - 約11.2MPa</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>効果を得ず</td> </tr> <tr> <td>格納容器内水位</td> <td>原子炉下部から、クォーツ注液管の 0.5MPa (絶対圧力) (大飯機条件)</td> </tr> <tr> <td>格納容器内注液管 の注液率</td> <td>注液管の注液率を考慮せず</td> </tr> <tr> <td>コンクリートの損傷</td> <td>注液管の注液率を考慮せず</td> </tr> </table>	項目	主要解析条件	原子炉トリップ	1. 高圧注入機能喪失 (定常運転時0.6秒) 2. 高圧注入機能喪失 (定常運転時0.6秒)	タービン駆動機停止	事故発生から60秒後に日本時間 300m/s (駆動機停止後4.5秒後)	蒸気圧力	4.0MPa (絶対圧力) 150m/s (駆動機停止後)	格納容器内圧力	1. 蒸気圧力 2. 100℃ - 約140℃ 3. 4.1MPa - 約11.2MPa	格納容器内温度	効果を得ず	格納容器内水位	原子炉下部から、クォーツ注液管の 0.5MPa (絶対圧力) (大飯機条件)	格納容器内注液管 の注液率	注液管の注液率を考慮せず	コンクリートの損傷	注液管の注液率を考慮せず	<p>第3.5.2.1表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件 (大飯機1,2,3,4号機に高圧注入機能、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) (3/4)</p> <table border="1"> <tr> <td>項目</td> <td>主要解析条件</td> </tr> <tr> <td>原子炉トリップ</td> <td>1. 高圧注入機能喪失 (定常運転時0.6秒) 2. 高圧注入機能喪失 (定常運転時0.6秒)</td> </tr> <tr> <td>タービン駆動機停止</td> <td>事故発生から60秒後に日本時間 300m/s (駆動機停止後4.5秒後)</td> </tr> <tr> <td>蒸気圧力</td> <td>4.0MPa (絶対圧力) 150m/s (駆動機停止後)</td> </tr> <tr> <td>格納容器内圧力</td> <td>1. 蒸気圧力 2. 100℃ - 約140℃ 3. 4.1MPa - 約11.2MPa</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>効果を得ず</td> </tr> <tr> <td>格納容器内水位</td> <td>原子炉下部から、クォーツ注液管の 0.5MPa (絶対圧力) (大飯機条件)</td> </tr> <tr> <td>格納容器内注液管 の注液率</td> <td>注液管の注液率を考慮せず</td> </tr> <tr> <td>コンクリートの損傷</td> <td>注液管の注液率を考慮せず</td> </tr> </table>	項目	主要解析条件	原子炉トリップ	1. 高圧注入機能喪失 (定常運転時0.6秒) 2. 高圧注入機能喪失 (定常運転時0.6秒)	タービン駆動機停止	事故発生から60秒後に日本時間 300m/s (駆動機停止後4.5秒後)	蒸気圧力	4.0MPa (絶対圧力) 150m/s (駆動機停止後)	格納容器内圧力	1. 蒸気圧力 2. 100℃ - 約140℃ 3. 4.1MPa - 約11.2MPa	格納容器内温度	効果を得ず	格納容器内水位	原子炉下部から、クォーツ注液管の 0.5MPa (絶対圧力) (大飯機条件)	格納容器内注液管 の注液率	注液管の注液率を考慮せず	コンクリートの損傷	注液管の注液率を考慮せず	<p>第3.5.1表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件 (大飯機1,2,3,4号機に高圧注入機能、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) (3/4)</p> <table border="1"> <tr> <td>項目</td> <td>主要解析条件</td> </tr> <tr> <td>原子炉トリップ</td> <td>1. 高圧注入機能喪失 (定常運転時0.6秒) 2. 高圧注入機能喪失 (定常運転時0.6秒)</td> </tr> <tr> <td>タービン駆動機停止</td> <td>事故発生から60秒後に日本時間 300m/s (駆動機停止後4.5秒後)</td> </tr> <tr> <td>蒸気圧力</td> <td>4.0MPa (絶対圧力) 150m/s (駆動機停止後)</td> </tr> <tr> <td>格納容器内圧力</td> <td>1. 蒸気圧力 2. 100℃ - 約140℃ 3. 4.1MPa - 約11.2MPa</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>効果を得ず</td> </tr> <tr> <td>格納容器内水位</td> <td>原子炉下部から、クォーツ注液管の 0.5MPa (絶対圧力) (大飯機条件)</td> </tr> <tr> <td>格納容器内注液管 の注液率</td> <td>注液管の注液率を考慮せず</td> </tr> <tr> <td>コンクリートの損傷</td> <td>注液管の注液率を考慮せず</td> </tr> </table>	項目	主要解析条件	原子炉トリップ	1. 高圧注入機能喪失 (定常運転時0.6秒) 2. 高圧注入機能喪失 (定常運転時0.6秒)	タービン駆動機停止	事故発生から60秒後に日本時間 300m/s (駆動機停止後4.5秒後)	蒸気圧力	4.0MPa (絶対圧力) 150m/s (駆動機停止後)	格納容器内圧力	1. 蒸気圧力 2. 100℃ - 約140℃ 3. 4.1MPa - 約11.2MPa	格納容器内温度	効果を得ず	格納容器内水位	原子炉下部から、クォーツ注液管の 0.5MPa (絶対圧力) (大飯機条件)	格納容器内注液管 の注液率	注液管の注液率を考慮せず	コンクリートの損傷	注液管の注液率を考慮せず	<p>第3.5.1表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件 (大飯機1,2,3,4号機に高圧注入機能、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) (3/4)</p> <table border="1"> <tr> <td>項目</td> <td>主要解析条件</td> </tr> <tr> <td>原子炉トリップ</td> <td>1. 高圧注入機能喪失 (定常運転時0.6秒) 2. 高圧注入機能喪失 (定常運転時0.6秒)</td> </tr> <tr> <td>タービン駆動機停止</td> <td>事故発生から60秒後に日本時間 300m/s (駆動機停止後4.5秒後)</td> </tr> <tr> <td>蒸気圧力</td> <td>4.0MPa (絶対圧力) 150m/s (駆動機停止後)</td> </tr> <tr> <td>格納容器内圧力</td> <td>1. 蒸気圧力 2. 100℃ - 約140℃ 3. 4.1MPa - 約11.2MPa</td> </tr> <tr> <td>格納容器内温度</td> <td>効果を得ず</td> </tr> <tr> <td>格納容器内水位</td> <td>原子炉下部から、クォーツ注液管の 0.5MPa (絶対圧力) (大飯機条件)</td> </tr> <tr> <td>格納容器内注液管 の注液率</td> <td>注液管の注液率を考慮せず</td> </tr> <tr> <td>コンクリートの損傷</td> <td>注液管の注液率を考慮せず</td> </tr> </table>	項目	主要解析条件	原子炉トリップ	1. 高圧注入機能喪失 (定常運転時0.6秒) 2. 高圧注入機能喪失 (定常運転時0.6秒)	タービン駆動機停止	事故発生から60秒後に日本時間 300m/s (駆動機停止後4.5秒後)	蒸気圧力	4.0MPa (絶対圧力) 150m/s (駆動機停止後)	格納容器内圧力	1. 蒸気圧力 2. 100℃ - 約140℃ 3. 4.1MPa - 約11.2MPa	格納容器内温度	効果を得ず	格納容器内水位	原子炉下部から、クォーツ注液管の 0.5MPa (絶対圧力) (大飯機条件)	格納容器内注液管 の注液率	注液管の注液率を考慮せず	コンクリートの損傷	注液管の注液率を考慮せず	<p>相違理由</p> <p>【大飯、高浜】 設計の相違 ・泊は個別解析であり、設備仕様も異なることから「主要解析条件」及び「条件設定の考え方」の記載が一部異なる</p> <p>【大飯、高浜】 名称等の相違</p>
項目	主要解析条件																																																																											
原子炉トリップ	1. 高圧注入機能喪失 (定常運転時0.6秒) 2. 高圧注入機能喪失 (定常運転時0.6秒)																																																																											
タービン駆動機停止	事故発生から60秒後に日本時間 300m/s (駆動機停止後4.5秒後)																																																																											
蒸気圧力	4.0MPa (絶対圧力) 150m/s (駆動機停止後)																																																																											
格納容器内圧力	1. 蒸気圧力 2. 100℃ - 約140℃ 3. 4.1MPa - 約11.2MPa																																																																											
格納容器内温度	効果を得ず																																																																											
格納容器内水位	原子炉下部から、クォーツ注液管の 0.5MPa (絶対圧力) (大飯機条件)																																																																											
格納容器内注液管 の注液率	注液管の注液率を考慮せず																																																																											
コンクリートの損傷	注液管の注液率を考慮せず																																																																											
項目	主要解析条件																																																																											
原子炉トリップ	1. 高圧注入機能喪失 (定常運転時0.6秒) 2. 高圧注入機能喪失 (定常運転時0.6秒)																																																																											
タービン駆動機停止	事故発生から60秒後に日本時間 300m/s (駆動機停止後4.5秒後)																																																																											
蒸気圧力	4.0MPa (絶対圧力) 150m/s (駆動機停止後)																																																																											
格納容器内圧力	1. 蒸気圧力 2. 100℃ - 約140℃ 3. 4.1MPa - 約11.2MPa																																																																											
格納容器内温度	効果を得ず																																																																											
格納容器内水位	原子炉下部から、クォーツ注液管の 0.5MPa (絶対圧力) (大飯機条件)																																																																											
格納容器内注液管 の注液率	注液管の注液率を考慮せず																																																																											
コンクリートの損傷	注液管の注液率を考慮せず																																																																											
項目	主要解析条件																																																																											
原子炉トリップ	1. 高圧注入機能喪失 (定常運転時0.6秒) 2. 高圧注入機能喪失 (定常運転時0.6秒)																																																																											
タービン駆動機停止	事故発生から60秒後に日本時間 300m/s (駆動機停止後4.5秒後)																																																																											
蒸気圧力	4.0MPa (絶対圧力) 150m/s (駆動機停止後)																																																																											
格納容器内圧力	1. 蒸気圧力 2. 100℃ - 約140℃ 3. 4.1MPa - 約11.2MPa																																																																											
格納容器内温度	効果を得ず																																																																											
格納容器内水位	原子炉下部から、クォーツ注液管の 0.5MPa (絶対圧力) (大飯機条件)																																																																											
格納容器内注液管 の注液率	注液管の注液率を考慮せず																																																																											
コンクリートの損傷	注液管の注液率を考慮せず																																																																											
項目	主要解析条件																																																																											
原子炉トリップ	1. 高圧注入機能喪失 (定常運転時0.6秒) 2. 高圧注入機能喪失 (定常運転時0.6秒)																																																																											
タービン駆動機停止	事故発生から60秒後に日本時間 300m/s (駆動機停止後4.5秒後)																																																																											
蒸気圧力	4.0MPa (絶対圧力) 150m/s (駆動機停止後)																																																																											
格納容器内圧力	1. 蒸気圧力 2. 100℃ - 約140℃ 3. 4.1MPa - 約11.2MPa																																																																											
格納容器内温度	効果を得ず																																																																											
格納容器内水位	原子炉下部から、クォーツ注液管の 0.5MPa (絶対圧力) (大飯機条件)																																																																											
格納容器内注液管 の注液率	注液管の注液率を考慮せず																																																																											
コンクリートの損傷	注液管の注液率を考慮せず																																																																											

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

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

第 3.5.1.1 表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件
 （大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）（4/4）

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

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

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

女川原子力発電所2号炉

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

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
代替格納容器スプレイポンプの開始	炉心溶融開始の30分後	運転員等操作時間を考慮して設定。
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停止	事象発生の24時間後	格納容器内自然対流冷却回路開始に伴い停止。
格納容器内循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却回路の開始	事象発生の24時間後	運転員等操作時間を考慮して設定。

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

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

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

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

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

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第 3.5.3 図 原子炉下部キャビティ水量の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 3.5.3.1 図 原子炉下部キャビティ水量の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 3.5.3.3 図 格納容器圧力の推移</p>	<p>第 7.2.5.3 図 原子炉下部キャビティ水量の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・泊は原子炉下部キャビティに水が流入しやすい構造のため、事象初期の原子炉下部キャビティ室水量が多い</p>
<p>第 3.5.4 図 ベースマット侵食深さの推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 3.5.3.2 図 ベースマット侵食深さの推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 3.5.4 図 格納容器温度の推移</p>	<p>第 7.2.5.4 図 ベースマット侵食深さ (床面) の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	
<p>第 3.5.5 図 ドライウェルの酸素濃度の推移 (ウェット条件)</p>	<p>第 3.5.3.2 図 ベースマット侵食深さの推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>第 3.5.5 図 サブプレッションチャンベラの酸素濃度の推移 (ウェット条件)</p>	<p>第 7.2.5.5 図 ベースマット侵食深さ (壁面) の推移 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊では女川同様に壁面の値も記載</p>

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

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>大阪発電所3/4号炉</p> <p>第 3.5.5 図 原子炉下部キャビティ水量の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p> <p>第 3.5.3.3 図 原子炉下部キャビティ水量の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>第 3.5.7 図 ドライウェルの気相濃度の推移 (ドライ条件)</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>第 7.2.5.6 図 原子炉下部キャビティ水量の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・泊は原子炉下部キャビティに水が流入しやすい構造のため、事象初期の原子炉下部キャビティ水量が多い</p>
<p>大阪発電所3/4号炉</p> <p>第 3.5.6 図 ベースマット侵食深さの推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p> <p>第 3.5.3.4 図 ベースマット侵食深さの推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>第 3.5.8 図 サプレッションチェンバの気相濃度の推移 (ドライ条件)</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>第 7.2.5.7 図 ベースマット侵食深さ (床面) の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>大阪発電所3/4号炉</p> <p>第 3.5.9 図 サプレッションプール水位の推移</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p> <p>第 3.5.10 図 サプレッションプール水位の推移</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>第 3.5.10 図 サプレッションプール水位の推移</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>第 7.2.5.8 図 ベースマット侵食深さ (壁面) の推移 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊では女川同様に壁面の値も記載</p>

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

7.2.5 溶解炉心・コンクリート相互作用

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

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

7.2.5 溶解炉心・コンクリート相互作用

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

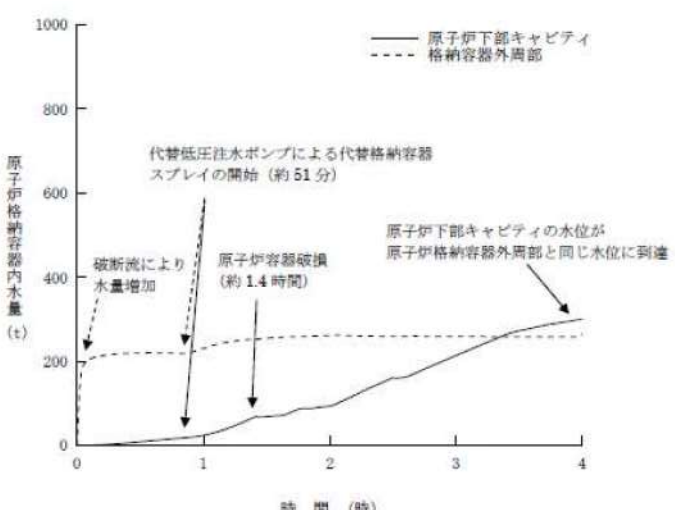
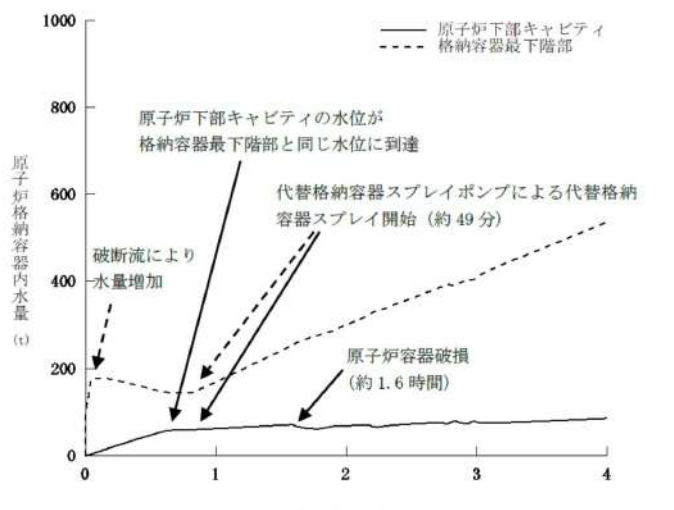
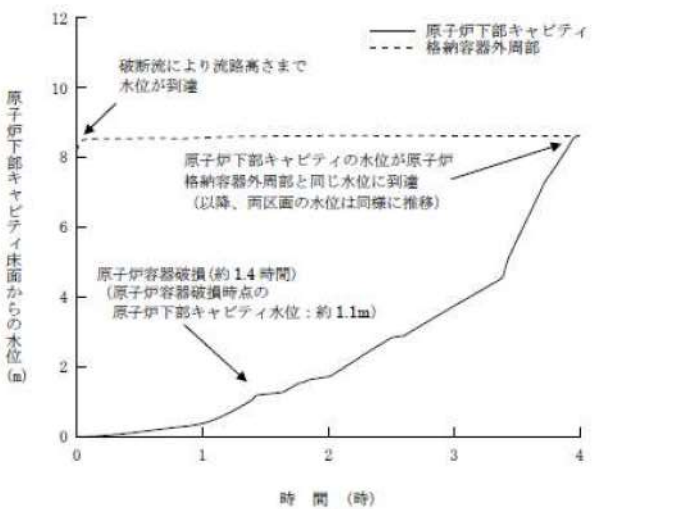
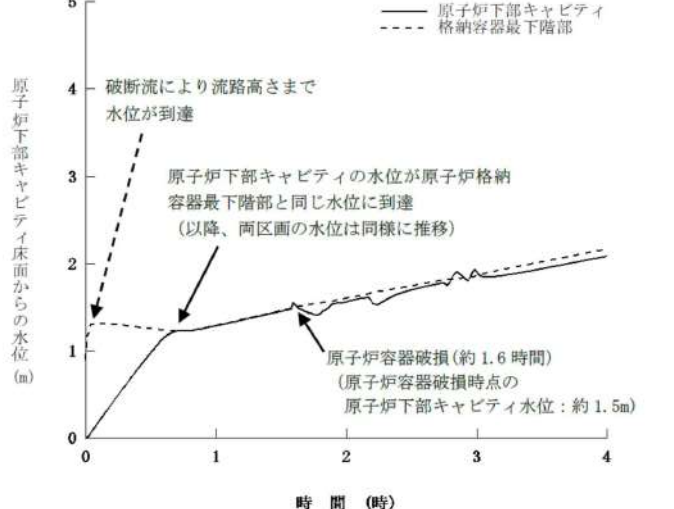
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

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

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 3.5.3</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について （溶融炉心・コンクリート相互作用）</p> <p>「溶融炉心・コンクリート相互作用」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表1から表3に示す。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 3.5.2</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について （溶融炉心・コンクリート相互作用）</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.5.2</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について （溶融炉心・コンクリート相互作用）</p> <p>評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表1から表3に示す。</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

大飯発電所3/4号炉				女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉				相違理由
表2 解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間となるパラメータと与える影響 (4/4)												
項目	解析条件 (機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間と与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響	項目	解析条件 (機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間と与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響	相違理由
	解析条件	機器条件					解析条件	機器条件				
溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での乾びり	原子炉下部キャビティ床面の全面	原子炉下部キャビティ床面の全面	各面の乾びりに対する乾きアウトタイムは、溶融炉心の全面に均一に乾き出すことを前提とした考え方が採用されているため、本評価項目においても同様の考え方に拠る設定。	解析条件と最悪条件が同等であることから、運転員等操作時間には影響はない。	解析条件と最悪条件が同等であることから、運転員等操作時間には影響はない。	溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面の全面	原子炉下部キャビティ床面の全面	各面の乾びりに対する乾きアウトタイムは、溶融炉心の全面に均一に乾き出すことを前提とした考え方が採用されているため、本評価項目においても同様の考え方に拠る設定。	解析条件と最悪条件が同等であることから、運転員等操作時間には影響はない。	解析条件と最悪条件が同等であることから、運転員等操作時間には影響はない。		
溶融炉心から原子炉下部キャビティ床への熱伝達の上昇	0.8MW/相当 (大気圧条件)	0.8MW/相当 (大気圧条件)	水による冷却作用の不足が原因となるため、本評価項目においても同様の考え方に拠る設定。	解析条件と最悪条件が同等であることから、運転員等操作時間には影響はない。	解析条件と最悪条件が同等であることから、運転員等操作時間には影響はない。	溶融炉心とコンクリート間の伝熱抵抗を考慮せず	溶融炉心とコンクリート間の伝熱抵抗を考慮せず	水による冷却作用の不足が原因となるため、本評価項目においても同様の考え方に拠る設定。	解析条件と最悪条件が同等であることから、運転員等操作時間には影響はない。	解析条件と最悪条件が同等であることから、運転員等操作時間には影響はない。		
溶融炉心とコンクリートの伝熱	溶融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず	溶融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず	溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面は、溶融炉心の全面に均一に乾き出すことを前提とした考え方が採用されているため、本評価項目においても同様の考え方に拠る設定。	解析条件と最悪条件が同等であることから、運転員等操作時間には影響はない。	解析条件と最悪条件が同等であることから、運転員等操作時間には影響はない。	溶融炉心とコンクリートの伝熱	溶融炉心とコンクリートの伝熱	水による冷却作用の不足が原因となるため、本評価項目においても同様の考え方に拠る設定。	解析条件と最悪条件が同等であることから、運転員等操作時間には影響はない。	解析条件と最悪条件が同等であることから、運転員等操作時間には影響はない。		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

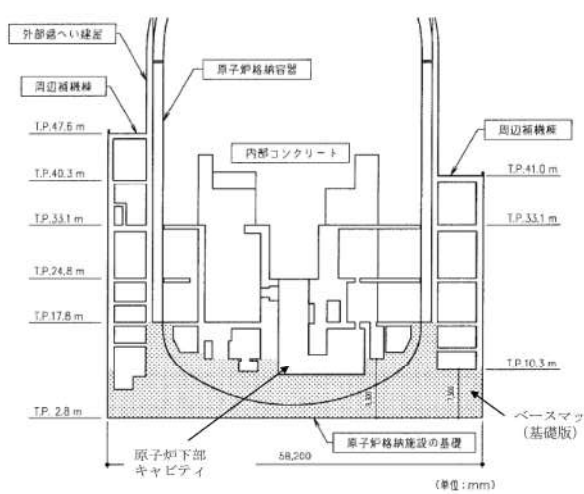
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																													
	<p style="text-align: center;">表3 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延長 (溶融炉心・コンクリート相互作用) (2/2)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th data-bbox="913 1316 965 1396">項目</th> <th data-bbox="965 1316 1077 1396">運転員等操作時間延長の発生状況</th> <th data-bbox="1077 1316 1245 1396">運転員等操作時間延長の発生状況</th> <th data-bbox="913 1236 965 1316">運転員等操作時間延長の発生状況</th> <th data-bbox="965 1236 1077 1316">運転員等操作時間延長の発生状況</th> <th data-bbox="1077 1236 1245 1316">運転員等操作時間延長の発生状況</th> <th data-bbox="913 1157 965 1236">運転員等操作時間延長の発生状況</th> <th data-bbox="965 1157 1077 1236">運転員等操作時間延長の発生状況</th> <th data-bbox="1077 1157 1245 1236">運転員等操作時間延長の発生状況</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="913 1077 965 1157">炉心の温度</td> <td data-bbox="965 1077 1077 1157">炉心の温度が上昇する</td> <td data-bbox="1077 1077 1245 1157">炉心の温度が上昇する</td> <td data-bbox="913 997 965 1077">炉心の温度が上昇する</td> <td data-bbox="965 997 1077 1077">炉心の温度が上昇する</td> <td data-bbox="1077 997 1245 1077">炉心の温度が上昇する</td> <td data-bbox="913 917 965 997">炉心の温度が上昇する</td> <td data-bbox="965 917 1077 997">炉心の温度が上昇する</td> <td data-bbox="1077 917 1245 997">炉心の温度が上昇する</td> </tr> <tr> <td data-bbox="913 758 965 837">炉心の圧力</td> <td data-bbox="965 758 1077 837">炉心の圧力が低下する</td> <td data-bbox="1077 758 1245 837">炉心の圧力が低下する</td> <td data-bbox="913 678 965 758">炉心の圧力が低下する</td> <td data-bbox="965 678 1077 758">炉心の圧力が低下する</td> <td data-bbox="1077 678 1245 758">炉心の圧力が低下する</td> <td data-bbox="913 598 965 678">炉心の圧力が低下する</td> <td data-bbox="965 598 1077 678">炉心の圧力が低下する</td> <td data-bbox="1077 598 1245 678">炉心の圧力が低下する</td> </tr> <tr> <td data-bbox="913 438 965 518">炉心の水位</td> <td data-bbox="965 438 1077 518">炉心の水位が低下する</td> <td data-bbox="1077 438 1245 518">炉心の水位が低下する</td> <td data-bbox="913 359 965 438">炉心の水位が低下する</td> <td data-bbox="965 359 1077 438">炉心の水位が低下する</td> <td data-bbox="1077 359 1245 438">炉心の水位が低下する</td> <td data-bbox="913 279 965 359">炉心の水位が低下する</td> <td data-bbox="965 279 1077 359">炉心の水位が低下する</td> <td data-bbox="1077 279 1245 359">炉心の水位が低下する</td> </tr> <tr> <td data-bbox="913 119 965 199">炉心の流量</td> <td data-bbox="965 119 1077 199">炉心の流量が低下する</td> <td data-bbox="1077 119 1245 199">炉心の流量が低下する</td> <td data-bbox="913 39 965 119">炉心の流量が低下する</td> <td data-bbox="965 39 1077 119">炉心の流量が低下する</td> <td data-bbox="1077 39 1245 119">炉心の流量が低下する</td> <td data-bbox="913 119 965 199">炉心の流量が低下する</td> <td data-bbox="965 119 1077 199">炉心の流量が低下する</td> <td data-bbox="1077 119 1245 199">炉心の流量が低下する</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転員等操作時間延長の発生状況	運転員等操作時間延長の発生状況	運転員等操作時間延長の発生状況	運転員等操作時間延長の発生状況	運転員等操作時間延長の発生状況	運転員等操作時間延長の発生状況	運転員等操作時間延長の発生状況	運転員等操作時間延長の発生状況	炉心の温度	炉心の温度が上昇する	炉心の温度が上昇する	炉心の温度が上昇する	炉心の温度が上昇する	炉心の温度が上昇する	炉心の温度が上昇する	炉心の温度が上昇する	炉心の温度が上昇する	炉心の圧力	炉心の圧力が低下する	炉心の圧力が低下する	炉心の圧力が低下する	炉心の圧力が低下する	炉心の圧力が低下する	炉心の圧力が低下する	炉心の圧力が低下する	炉心の圧力が低下する	炉心の水位	炉心の水位が低下する	炉心の水位が低下する	炉心の水位が低下する	炉心の水位が低下する	炉心の水位が低下する	炉心の水位が低下する	炉心の水位が低下する	炉心の水位が低下する	炉心の流量	炉心の流量が低下する	炉心の流量が低下する	炉心の流量が低下する	炉心の流量が低下する	炉心の流量が低下する	炉心の流量が低下する	炉心の流量が低下する	炉心の流量が低下する		
項目	運転員等操作時間延長の発生状況	運転員等操作時間延長の発生状況	運転員等操作時間延長の発生状況	運転員等操作時間延長の発生状況	運転員等操作時間延長の発生状況	運転員等操作時間延長の発生状況	運転員等操作時間延長の発生状況	運転員等操作時間延長の発生状況																																								
炉心の温度	炉心の温度が上昇する	炉心の温度が上昇する	炉心の温度が上昇する	炉心の温度が上昇する	炉心の温度が上昇する	炉心の温度が上昇する	炉心の温度が上昇する	炉心の温度が上昇する																																								
炉心の圧力	炉心の圧力が低下する	炉心の圧力が低下する	炉心の圧力が低下する	炉心の圧力が低下する	炉心の圧力が低下する	炉心の圧力が低下する	炉心の圧力が低下する	炉心の圧力が低下する																																								
炉心の水位	炉心の水位が低下する	炉心の水位が低下する	炉心の水位が低下する	炉心の水位が低下する	炉心の水位が低下する	炉心の水位が低下する	炉心の水位が低下する	炉心の水位が低下する																																								
炉心の流量	炉心の流量が低下する	炉心の流量が低下する	炉心の流量が低下する	炉心の流量が低下する	炉心の流量が低下する	炉心の流量が低下する	炉心の流量が低下する	炉心の流量が低下する																																								

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>(別紙)</p> <p>ベースマットについて</p> <p>ベースマット(基礎版)の範囲は、以下のとおり。原子炉下部キャビティの底面及び壁面(高さ約2.6m)はベースマットで構成されている。</p>  <p>図 ベースマットの範囲</p>	<p>記載方針の相違</p> <p>・泊ではベースマットについて追記</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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.3 コンクリート侵食の侵食異方性について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 3.5.4</p> <p style="text-align: center;">コンクリート侵食の侵食異方性について</p> <p>OECD/MCCI プログラムにおいて実施された CCI 実験の中で、2次元のコンクリート侵食挙動が模擬された。CCI 実験では、コンクリート侵食が発生した後にキャビティ注水が行われ、その後、熔融物の冷却、熔融物の加熱停止に至り、最終的なコンクリート侵食形状が測定されている。最終的なコンクリート侵食形状については、石灰岩系コンクリートを使用した CCI-2 実験では床面方向と側面方向が等方的に侵食されているのに対して、玄武岩系コンクリートを使用した CCI-1 実験、CCI-3 実験では床面方向に比べて側面方向の侵食が大きくなる結果となっている。測定された侵食速度から評価すると、側面方向の熱流束は、床面方向の熱流束の 4 倍程度とされている^[1]。石灰岩系コンクリートと玄武岩系コンクリートの侵食の傾向の相違は、化学物質組成の相違、コンクリートのガス含有量の相違、熔融物とコンクリートの境界の状態の相違によって説明できるとされている^[1]が、その詳細については明らかではない。</p> <p>実機解析条件では、熔融炉心は冠水したキャビティに落下し、キャビティの水中を拡がって、キャビティ内に堆積することを想定しており、CCI 実験条件と実機解析条件は異なる。したがって、実機においてもコンクリートの侵食異方性が現れるか明確ではない。ここでは、実機条件において、コンクリートの侵食異方性があると想定して、その影響がどの程度になるかを検討する。</p> <p>前述のとおり、熔融炉心は冠水したキャビティの水中を拡がり、キャビティ床全面に到達すると考えられる。このとき、大飯 3/4 号機に対する MAAP 解析では床面方向の侵食深さは約 5mm、側面方向の侵食深さは約 5mm である。側面方向の侵食速度が 4 倍大きいと仮定すると、側面方向の侵食深さは約 2cm になるが、これは、大飯 3/4 号機に対する MCCI 事象における熔融炉心冷却モデルの不確かさを考慮した解析結果（側面方向の侵食深さ：約 17cm）で包絡される。</p> <p>次に熱流束の観点で考えると、MAAP 解析では側面方向の熱流束の積算値は $7.2 \times 10^4 \text{kJ/m}^2$ であり、CCI 実験同様に側面方向の熱流束の積算値が床面方向の熱流束の積算値の 4 倍と仮定した場合でも、MCCI 事象における熔融炉心冷却モデルの不確かさを考慮した解析結果 ($8.6 \times 10^5 \text{kJ/m}^2$) に包絡される。</p> <p>以上のことから、仮に侵食異方性が現れたとしても問題ないと考えられる。</p> <p>[1] "OECD MCCI Project Final Report", OECD/MCCI-2005-TR06, February 28, 2006.</p> <p><参考資料> なし</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.5.3</p> <p style="text-align: center;">コンクリート侵食の侵食異方性について</p> <p>OECD/MCCI プログラムにおいて実施された CCI 実験の中で、2次元のコンクリート侵食挙動が模擬された。CCI 実験では、コンクリート侵食が発生した後にキャビティ注水が行われ、その後、熔融物の冷却、熔融物の加熱停止に至り、最終的なコンクリート侵食形状が測定されている。最終的なコンクリート侵食形状については、石灰岩系コンクリートを使用した CCI-2 実験では床面方向と壁面方向が等方的に侵食されているのに対して、玄武岩系コンクリートを使用した CCI-1 実験、CCI-3 実験では床面方向に比べて壁面方向の侵食が大きくなる結果となっている。測定された侵食速度から評価すると、壁面方向の熱流束は、床面方向の熱流束の 4 倍程度とされている。石灰岩系コンクリートと玄武岩系コンクリートの侵食の傾向の相違は、化学物質組成の相違、コンクリートのガス含有量の相違、熔融物とコンクリートの境界の状態の相違によって説明できるとされている¹が、その詳細については明らかではない。</p> <p>実機解析条件では、熔融炉心は冠水した原子炉下部キャビティに落下し、キャビティの水中を拡がって、キャビティ内に堆積することを想定しており、CCI 実験条件と実機解析条件は異なる。したがって、実機においてもコンクリートの侵食異方性が現れるか明確ではない。ここでは、実機条件*において、コンクリートの侵食異方性があると想定して、その影響がどの程度になるかを検討する。</p> <p>前述のとおり、熔融炉心は冠水したキャビティの水中を拡がり、キャビティ床全面に到達すると考えられる。このとき、泊 3 号炉に対する MAAP 解析では床面方向の侵食深さは約 3mm、壁面方向の侵食深さは約 3mm である。壁面方向の侵食速度が 4 倍大きいと仮定すると、壁面方向の侵食深さは約 1.2cm になるが、これは、泊 3 号炉に対する MCCI 事象における熔融炉心冷却モデルの不確かさを考慮した解析結果（壁面方向の侵食深さ：約 18cm）で包絡される。</p> <p>次に熱流束の観点で考えると、MAAP 解析では壁面方向の熱流束の積算値は $5.4 \times 10^4 \text{kJ/m}^2$ であり、CCI 実験同様に壁面方向の熱流束の積算値が床面方向の熱流束の積算値の 4 倍と仮定した場合でも、MCCI 事象における熔融炉心冷却モデルの不確かさを考慮した解析結果 ($9.2 \times 10^5 \text{kJ/m}^2$) に包絡される。</p> <p>以上から、仮にコンクリートの侵食異方性があると想定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、泊 3 号炉の原子炉下部キャビティの壁面は厚さ [] 程度のコンクリートで覆われているため、仮に侵食異方性が現れたとしても問題ないと考えられる。</p> <p>※ 泊 3 号炉の原子炉下部キャビティの床面は厚さ [] 程度、壁面は厚さ [] 程度（原子炉容器周りでは [] 以上、一番薄い箇所では [] 以上）のコンクリートで覆われている。</p> <p>[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> <p>1 "OECD MCCI Project Final Report", OECD/MCCI-2005-TR06, February 28, 2006.</p>	<p>相違理由</p> <p>解析結果の相違</p> <p>記載方針の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料7.2.5.4 溶融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器サンプの影響について）

女川原子力発電所2号炉	柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉（抜粋）	泊発電所3号炉	相違理由
<p>20. 溶融炉心・コンクリート相互作用に対するドライウェル床ドレンサンプの影響について</p> <p>1. はじめに 女川2号炉において、ドライウェル内で発生した水を集水し、ポンプによって格納容器外へ移送するためにドライウェル床ドレンサンプ（以下「ドレンサンプ」という。）が図1及び図2のとおり配置されている。また、格納容器下部とドレンサンプはドレン配管にて接続されている。</p> <p>溶融炉心が格納容器下部に落下する場合には、格納容器下部注水により水位が形成されており、溶融炉心の冷却が促進し粘性が増加すること及びドレン配管は約10mの長さがあることから、格納容器下部に落下した溶融炉心がドレンサンプに流入する可能性は低いと考えられる。そのため、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）のベースケースにおいては、原子炉圧力容器破損によって格納容器下部へ落下した溶融炉心がドレンサンプへ流入することを考慮していないが、溶融炉心がドレンサンプに流入することを考慮すると、ドレンサンプ底面から原子炉格納容器パウンドリまでの距離及びドレンサンプ壁面から外側鋼板までの距離が小さいことから、コンクリートの侵食により原子炉格納容器のパウンドリ機能及び原子炉圧力容器の支持機能が損なわれるおそれがある。</p> <p>ここでは、溶融炉心の凝固評価により溶融炉心がドレン配管内で凝固することを確認する。また、仮に溶融炉心がドレンサンプに流入した場合を考慮し、MCCIによる侵食量及び原子炉格納容器パウンドリへの到達の有無を確認する。</p> <p>2. 溶融炉心の凝固評価 (1) EPRI/FAI試験の概要⁽¹⁾ EPRI (Electric Power Research Institute) 及びFAI (FAUSKE & ASSOCIATES, LLC) が、下部プレナムを模擬した試験体に模擬溶融炉心 (Al₂O₃) を流入させる試験を行っている。同試験の試験体系が、比較的、女川2号炉のドレン配管(80A)に近い体系となっていることから、その試験結果に基づき、ドレン配管内での溶融炉心の凝固距離について評価を行う。</p> <p>図3に試験装置概要を示す。Fe₂O₃とAlによるテルミット反応により、模擬溶融炉心である溶融したAl₂O₃が生成される。模擬溶融炉心はテルミットレシーバに流入し、密度差によりFeとAl₂O₃とで成層化が起こる。密度差からAl₂O₃はFeより上層にあることにより、Al₂O₃によりセメント製のキャップが溶融</p>	<p>37. ドライウェルサンプへの溶融炉心流入防止対策に期待した場合の溶融炉心・コンクリート相互作用の影響について</p> <p>(6) 機器ファンネルからサンプへの溶融炉心の流入について 7号炉原子炉格納容器下部床面には機器ファンネルが存在し、溶融炉心が原子炉格納容器下部床面に堆積した場合には、溶融炉心の堆積高さが機器ファンネル高さを超えることから、機器ファンネルに溶融炉心が流入する。機器ファンネルの位置及びドレン配管の敷設状況について図3-12に示す。</p> <p>機器ファンネルからドライウェルサンプへと繋がるドレン配管は、最短でも約3.6m以上の配管長を有しており、かつ「b. ドレン配管内での溶融炉心の凝固距離について」及び別紙-2に示すとおり、ドレン配管内の溶融炉心の凝固距離は最大でも□□□と、ドライウェルサンプに溶融炉心が流入することはない。しかしながら、ドレン配管内の溶融炉心の凝固挙動の不確かさを考慮し、ドライウェルサンプまでのドレン配管長が5m以下の機器ファンネルについては、コンクリート等により閉止を行う。</p> <p>なお、6号炉原子炉格納容器下部床面には機器ファンネルが存在しない。</p>  <p>図3-12 機器ファンネル配置及びドレン配管敷設状況(7号炉)</p> <p>EPRI (Electric Power Research Institute) 及びFAI (FAUSKE & LLC) が、下部プレナムを模擬した試験体に模擬溶融炉心 (Al₂O₃) を流入させる試験を行っている。同試験の試験体系が、比較的、7号炉のドレン配管(80A)に近い体系となっていることから、その試験結果に基づき、ドレン配管内での溶融炉心の凝固距離について評価を行う。</p> <p>a. EPRI/FAI試験の概要 図3-13に試験装置概要を示す。酸化鉄とアルミニウムによるテルミット反応により、模擬溶融炉心である溶融したAl₂O₃が生成される。模擬溶融炉心はテルミットレシーバに流入し、密度差により鉄とAl₂O₃とで成層化が起こる。密度差からAl₂O₃は鉄より上層にあることにより、Al₂O₃によりセメント製のキャ</p>	<p>添付資料7.2.5.4 原子炉下部キャビティから格納容器サンプへの溶融炉心の流入について</p> <p>1. はじめに 泊3号炉において、原子炉格納容器内で発生した水を集水し、ポンプによって原子炉格納容器外へ移送するために格納容器サンプが図1及び図2のとおり配置されている。また、原子炉下部キャビティと格納容器サンプはドレン配管にて接続されている。</p> <p>溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する場合には、代替格納容器スプレイにより水位が形成されており、溶融炉心の冷却が促進し粘性が増加すること及びドレン配管は約8mの長さがあることことから、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心が格納容器サンプに流入する可能性は低いと考えられる。そのため、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）のベースケースにおいては、原子炉容器破損によって原子炉下部キャビティへ落下した溶融炉心が格納容器サンプへ流入することは考慮していない。ただし、格納容器サンプ底面から原子炉格納容器パウンドリまでの距離及び格納容器サンプ壁面から原子炉下部キャビティ壁面までの距離が十分に確保されていることから、コンクリートの侵食により原子炉格納容器のパウンドリ機能及び原子炉圧力容器の支持機能が損なわれるおそれは低いと考えられる。</p> <p>ここでは、溶融炉心の凝固評価により溶融炉心がドレン配管内で凝固することを確認する。</p> <p>2. 溶融炉心の凝固評価 (1) EPRI/FAI試験の概要⁽¹⁾ EPRI (Electric Power Research Institute) 及びFAI (FAUSKE & ASSOCIATES, LLC) が、下部プレナムを模擬した試験体に模擬溶融炉心 (Al₂O₃) を流入させる試験を行っている。同試験の試験体系が、比較的、泊3号炉のドレン配管に近い体系となっていることから、その試験結果に基づき、ドレン配管内での溶融炉心の凝固距離について評価を行う。</p> <p>図3に試験装置概要を示す。Fe₂O₃とAlによるテルミット反応により、模擬溶融炉心である溶融したAl₂O₃が生成される。模擬溶融炉心はテルミットレシーバに流入し、密度差によりFeとAl₂O₃とで成層化が起こる。密度差からAl₂O₃はFeより上層にあることにより、Al₂O₃によりセメント製のキャップが溶融</p>	<p>※女川2号炉の資料をベースとしつつ、泊のドレン配管の配置形状に近いKK67号炉の資料も参考までに抜粋して記載</p> <p>手順の相違 設計の相違</p> <p>設計の相違 ・泊は格納容器サンプからCVパウンドリまでの距離が約1.4mであり、RVを支える1次遮蔽コンクリートの厚さもそれ以上あることから仮に格納容器サンプに溶融炉心が流入した場合でもパウンドリ機能及びRVの支持機能が喪失する可能性は極めて低い</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料7.2.5.4 溶融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器サンプの影響について）

女川原子力発電所2号炉	柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉（抜粋）	泊発電所3号炉	相違理由
<p>し、Al₂O₃のみ Lower Chamber に移行する。このとき、Lower Chamber 及びドレン配管は水で満たされており、溶融炉心が格納容器下部へと落下してくる際の実機の条件と類似している。試験の結果、模擬溶融炉心の流動距離（凝固距離）は 0.79m であった。</p> <p>(2) ドレン配管内での溶融炉心の凝固距離について ドレン配管内の溶融炉心の溶融凝固特性は流入する溶融炉心の保有熱量と、配管外部への放熱量に依存するものと考えられる。そこで、ドレン配管体系について、溶融炉心の物性の違いも考慮して、溶融炉心の保有熱量及び配管外への放熱量（配管径に依存）の比率に基づき流動距離を推定する。</p> <p>表 1 に評価に使用する溶融炉心の物性値を示す。Al₂O₃の溶融潜熱 (h_{fs}=1.16×10⁶J/kg) に密度 (ρ=3800kg/m³) を乗じると、流動停止までの保有熱量は 4408MJ/m³ となる。一方、溶融炉心の流動停止までの保有熱量は顕熱と溶融潜熱の和として次式で表される。</p> $h_{ab} = \{ (T_{sh} + T_{liq} - T_{sol}) C_p + h_{fs} \}$ <p>ここで、h_{ab}：溶融炉心の流動停止までの顕熱と溶融潜熱の和 (J/kg)、T_{sh}：溶融炉心過熱度 (K)、T_{liq}：溶融炉心液相線温度 (K)、T_{sol}：溶融炉心固相線温度 (K)、C_p：溶融炉心比熱 (J/kgK)、h_{fs}：溶融炉心溶融潜熱 (J/kg) である。</p> <p>このとき、h_{ab}は約 [] J/kg となり、密度を乗じ、流動停止までの保有熱量とすると約 [] MJ/m³ となり、Al₂O₃の約 [] 倍となる。</p> <p>また、ドレン配管(80A)の配管直径(d_f)を約 8cm と仮定すると、EPRI/FAI 試験のドレンラインの配管直径(d_{tes})は 5cm のため、配管直径の比は約 1.56 倍である。配管直径の比、保有熱量比を用いて、ドレン配管内の溶融炉心流動距離（凝固距離）を次の様に評価する。</p> $L = L_{tes} \times d_f/d_{tes} \times (h_{ab} \rho_{ab}) / (h_{al} \rho_{al})$ <p>ここで、L：ドレン配管内の溶融炉心流動距離（凝固距離）、L_{tes}：EPRI/FAI 試験の流動距離、d_f/d_{tes}：配管直径比、(h_{ab} ρ_{ab}) / (h_{al} ρ_{al})：流動停止までの保有熱量比である。</p> <p>EPRI/FAI 試験の流動距離 0.79m を基に、上記式によってドレン配管内の溶融炉心の凝固距離を評価すると、凝固距離は約 [] m となる。</p>	<p>ッブが溶融し、Al₂O₃のみ Lower Chamber に移行する。このとき、Lower Chamber 及びドレン配管は水で満たされており、溶融炉心が原子炉格納容器下部へと落下してくる際の実機の条件と類似している。試験の結果、模擬溶融炉心の流動距離（凝固距離）は 0.79m であった。</p> <p>b. ドレン配管内での溶融炉心の凝固距離について ドレン配管内の溶融炉心の溶融凝固特性は流入する溶融炉心の保有熱量と、配管外部への放熱量に依存するものと考えられる。そこで、ドレン配管体系について、溶融炉心の物性の違いも考慮して、溶融炉心の保有熱量及び配管外への放熱量（配管系に依存）の比率に基づき流動距離を推定する。</p> <p>表 3-6 に評価に使用する溶融炉心とコンクリートの物性値を示す。Al₂O₃の溶融潜熱 (h_{fs}=1.16×10⁶J/kg) に密度 (ρ=3800kg/m³) を乗じると、流動停止までの保有熱量は 4408MJ/m³ となる。一方、溶融炉心の流動停止までの保有熱量は顕熱と溶融潜熱の和として次式で表される。</p> $h_{db} = \{ (T_d - T_{sol}) C_p + h_{fs} \}$ <p>ここで、h_{db}：溶融炉心の流動停止までの顕熱と溶融潜熱の和 (J)、T_d：溶融炉心温度 (°C)、T_{sol}：溶融炉心固相線温度 (°C)、C_p：溶融炉心比熱 (J/kg°C)、h_{fs}：溶融炉心溶融潜熱 (J/kg) である。</p> <p>このとき、h_{db}は約 [] となり、密度を乗じ、流動停止までの保有熱量とすると約 [] となり、Al₂O₃の約 [] 倍となる。</p> <p>また、ドレン配管(80A)の配管直径(d_f)を 8cm と仮定すると、EPRI/FAI 試験のドレンライン d_{tes}(5cm)より、配管径の比は約 1.6 倍である。配管径の比、保有熱量比を用いて、ドレン配管内の溶融炉心流動距離（凝固距離）を次の様に評価する。</p> $L = L_{tes} \times d_f/d_{tes} \times (h_{db} \rho_{db}) / (h_{al} \rho_{al})$ <p>ここで、L：ドレン配管内の溶融炉心流動距離（凝固距離）、L_{tes}：EPRI/FAI 試験の流動距離、d_f/d_{tes}：配管直径比、(h_{db} ρ_{db}) / (h_{al} ρ_{al})：流動停止までの保有熱量比である。</p> <p>EPRI/FAI 試験の流動距離 0.79m を基に、上記式によってドレン配管内の溶融炉心の凝固距離を評価すると、凝固距離は [] となる。</p>	<p>し、Al₂O₃のみ Lower Chamber に移行する。このとき、Lower Chamber 及びドレン配管は水で満たされており、溶融炉心が原子炉格納容器下部へと落下してくる際の実機の条件と類似している。試験の結果、模擬溶融炉心の流動距離（凝固距離）は 0.79m であった。</p> <p>(2) ドレン配管内での溶融炉心の凝固距離について ドレン配管内の溶融炉心の溶融凝固特性は、流入する溶融炉心の保有熱量と、配管外部への放熱量に依存するものと考えられる。そこで、ドレン配管体系について、溶融炉心の物性の違いも考慮して、溶融炉心の保有熱量及び配管外への放熱量（配管径に依存）の比率に基づき流動距離を推定する。</p> <p>表 1 に評価に使用する溶融炉心の物性値を示す。EPRI/FAI 試験の模擬溶融炉心である Al₂O₃の溶融潜熱 (h_{fs}=1.16×10⁶J/kg) に密度 (ρ=3,800kg/m³) を乗じると、流動停止までの保有熱量は 4,408MJ/m³ となる。一方、溶融炉心の流動停止までの保有熱量は顕熱と溶融潜熱の和として次式で表される。</p> $h_{ab} = \{ (T_{sh} + T_{liq} - T_{sol}) C_p + h_{fs} \}$ <p>ここで、h_{ab}：溶融炉心の流動停止までの顕熱と溶融潜熱の和 (J/kg)、T_{sh}：溶融炉心過熱度 (K)、T_{liq}：溶融炉心液相線温度 (K)、T_{sol}：溶融炉心固相線温度 (K)、C_p：溶融炉心比熱 (J/kgK)、h_{fs}：溶融炉心溶融潜熱 (J/kg) である。</p> <p>このとき、h_{ab}は約 [] J/kg となり、密度を乗じ、流動停止までの保有熱量とすると約 [] MJ/m³ となり、Al₂O₃の約 [] 倍となる。</p> <p>また、ドレン配管の配管直径(d_f)は [] m、EPRI/FAI 試験のドレンラインの配管直径(d_{tes})は 5cm のため、配管直径の比は [] 倍である。配管直径の比、保有熱量比を用いて、ドレン配管内の溶融炉心流動距離（凝固距離）を次のように評価する。</p> $L = L_{tes} \times d_f/d_{tes} \times (h_{ab} \rho_{ab}) / (h_{al} \rho_{al})$ <p>ここで、L：ドレン配管内の溶融炉心流動距離（凝固距離）、L_{tes}：EPRI/FAI 試験の流動距離、d_f/d_{tes}：配管直径比、(h_{ab} ρ_{ab}) / (h_{al} ρ_{al})：流動停止までの保有熱量比である。</p> <p>EPRI/FAI 試験の流動距離 0.79m を基に、上記式によってドレン配管内の溶融炉心の凝固距離を評価すると、凝固距離は約 [] m となる。</p>	<p>相違理由</p> <p>※(2)では、先行プラントの評価との比較のため、別紙1で考慮しているデブリの流速は考慮しない（デブリの流速を考慮していないのは女川、KK67と同様）</p> <p>記載表現の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>評価結果の相違・泊での評価結果と女川のoriumシールド設置後の評価結果は同等</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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.4 溶融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器サンプの影響について）

女川原子力発電所2号炉	柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉（抜粋）	泊発電所3号炉	相違理由
<p>格納容器下部からドレンサンプまでのドレン配管長は、約10m あることから、溶融炉心はドレン配管内で凝固するため、ドレンサンプ内に到達することはないと考えられる。</p> <p>なお、コリウムシールド設置後の凝固距離を評価した場合、コリウムシールド設置後の配管直径（d_p'）を約 <input type="text"/> cm と仮定すると、EPRI/FAI 試験との配管直径の比は約 <input type="text"/> 倍となり、凝固距離は約 <input type="text"/> m となる。</p> <p><input type="text"/> 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p>	<p>機器ファンネルからドライウェルサンプまでのドレン配管長は、最短でも約 3.6m 以上であることから、機器ファンネルに流入した溶融炉心は、ドレン配管内で凝固するため、ドライウェルサンプ内に到達することはないと考えられる。</p>	<p>原子炉下部キャビティから格納容器サンプまでのドレン配管長は、約 8m あることから、溶融炉心はドレン配管内で凝固するため、格納容器サンプ内に到達することはないと考えられる。</p> <p><input type="text"/>：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p>設計の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料7.2.5.4 溶融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器サンプの影響について）

女川原子力発電所2号炉	柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉（抜粋）	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. ドレンサンプに溶融炉心が流入した場合の評価</p> <p>2. に示すとおり、格納容器下部へ落下した溶融炉心はドレン配管内で凝固することを確認した。しかし、ドレンサンプ底面から原子炉格納容器バウンダリまでの距離が小さいことから、サンプ底面コンクリートの侵食により原子炉格納容器のバウンダリ機能が損なわれるおそれがあることを考慮し、仮にドレンサンプに溶融炉心が流入した場合の評価を実施した。</p> <p>(1) 解析条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 溶融炉心の堆積厚さは、格納容器下部と水頭圧が釣り合うところまで溶融炉心がドレンサンプに流入した場合を想定して設定する。 溶融炉心からプール水への熱流束は、圧力依存ありとした Kutateladze の式から算出された値（約 1,500kW/m²）とする。 溶融炉心の崩壊熱を保守的に設定するため、溶融炉心の崩壊熱を事象発生から約 3.0 時間後[*]の値とした。 上記以外は、有効性評価（MCCI 評価）の条件と同じとする。 <p>※事故シーケンスを「大破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗+全交流動力電源喪失」とし、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する場合、溶融炉心が格納容器下部に全量落下するまでの時間が事象発生約 3.0 時間後となることから設定。</p> <p>(2) 解析体系</p> <ul style="list-style-type: none"> MAAP コードでは、サンプのような直方体の形状を模擬できないため、床面積を実際の大きさに合わせた円柱で模擬した。ドレンサンプ侵食量の解析体系を図 4 に示す。 溶融炉心の堆積厚さは、ドレンサンプ床から約 1.8m とした。 <p>(3) 解析結果</p> <p>ドレンサンプにおけるコンクリート侵食量の推移を図 5 に示す。コンクリート侵食量は、壁面約 0.16m、床面約 0.20m となった。ドレンサンプと格納容器バウンダリまでの距離は約 0.8m であり、格納容器バウンダリまで侵食は到達しない。また、ドレンサンプ壁面のコンクリート侵食に対しては、コンクリート侵食が厚さ約 <input type="text" value="0.16"/> m のコンクリート部を貫通して外側鋼板まで到達しない限り、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。評価の結果、ドレンサンプ壁面のコンクリート侵食量は約 16cm に抑えられ、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;"> <p>枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p> </div>			<p>評価結果の相違 ・相違理由は P1 に記載のとおり</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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.4 溶融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器サンプの影響について）

女川原子力発電所2号炉	柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉（抜粋）	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4. 結論</p> <p>2. に示すとおり、格納容器下部へ落下した溶融炉心はドレン配管内で凝固することを確認した。</p> <p>また、仮にドレンサンプに溶融炉心が流入した場合においても、ドレンサンプにおけるコンクリート侵食により格納容器パウンドリまで侵食は到達しないこと及び原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。</p> <p>なお、女2号炉においては、ドレン配管にコリウム流入防止対策として、コリウムシールドを自主設備として設置することから、ドレンサンプへ溶融炉心が流入する可能性はさらに低減できるものと考ええる。コリウム流入防止対策の設備概要を参考に示す。</p> <p>[1] EPRI, Experiments to Address Lower Plenum Response Under Severe Accident Conditions, Volume 1, EPRI Technical Report TR-103389, 1994</p>	<p>【再掲】</p> <p>(6) 機器ファンネルからサンプへの溶融炉心の流入について</p> <p>7号炉原子炉格納容器下部床面には機器ファンネルが存在し、溶融炉心が原子炉格納容器下部床面に堆積した場合には、溶融炉心の堆積高さが機器ファンネル高さを超えることから、機器ファンネルに溶融炉心が流入する。機器ファンネルの位置及びドレン配管の敷設状況について図 3-12 に示す。</p> <p>機器ファンネルからドライウエルサンプへと繋がるドレン配管は、最短でも約 3.6m 以上の配管長を有しており、かつ「b. ドレン配管内での溶融炉心の凝固距離について」及び別紙-2 に示すとおり、ドレン配管内の溶融炉心の凝固距離は最大でも [] と、ドライウエルサンプに溶融炉心が流入することはない。</p> <p>しかしながら、ドレン配管内の溶融炉心の凝固挙動の不確かさを考慮し、ドライウエルサンプまでのドレン配管長が 5m 以下の機器ファンネルについては、コンクリート等により閉止を行う。</p> <p>なお、6号炉原子炉格納容器下部床面には機器ファンネルが存在しない。</p>	<p>3. 結論</p> <p>原子炉下部キャビティから格納容器サンプへと繋がるドレン配管は、全長約 8 m（水平部分は約 6.2m）の配管長を有しており、かつ 2. 及び別紙 1 に示すとおり、ドレン配管内の溶融炉心の凝固距離は最大でも 2.6m と、格納容器サンプに溶融炉心が流入することはない。</p> <p>なお、仮に格納容器サンプに溶融炉心が流入した場合においても、格納容器サンプから原子炉格納容器パウンドリ及び格納容器サンプ壁面から原子炉下部キャビティ壁面まで十分な距離があることから、コンクリート侵食により原子炉格納容器パウンドリまで侵食は到達せず、原子炉容器の支持機能を維持できると考えられる。</p> <p>[1] EPRI, Experiments to Address Lower Plenum Response Under Severe Accident Conditions, Volume 1, EPRI Technical Report TR-103389, 1994</p>	<p>記載方針の相違 ・泊はドレン配管の配置形状が KK67 と近いことから KK67 をベースに記載</p> <p>評価結果の相違 ・相違理由は PI に記載のとおり</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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料7.2.5.4 溶融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器サンプの影響について）

女川原子力発電所2号炉	柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉（抜粋）	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="152 193 714 715" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="434 738 698 919" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="349 925 519 951" data-label="Caption"> <p>図1 格納容器の構造図</p> </div> <div data-bbox="349 983 698 1008" data-label="Text"> <p>枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p> </div>		<div data-bbox="1368 722 1966 995" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="1518 1008 1809 1034" data-label="Caption"> <p>図1 原子炉格納容器の構造図</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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料7.2.5.4 溶融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器サンプの影響について）

女川原子力発電所2号炉	柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉（抜粋）	泊発電所3号炉	相違理由
<p>格納容器下部壁面</p> <p>ドレン配管 (配管長 約11m)</p> <p>ドレン配管 (配管長 約10m)</p> <p>ドライウェル床ドレンサンプ</p>		<p>(断面図)</p> <p>(平面図)</p>	<p>相違理由</p>
<p>図2 ドライウェル床ドレンサンプの配置</p>		<p>図2 格納容器サンプの配置及びドレン配管形状</p>	
<p>模擬デブリの流れ</p> <p>Deflector</p> <p>Upper Chamber (Thermite Receiver)</p> <p>Cap with Refractory Cement</p> <p>Vent Tube</p> <p>Base Plate</p> <p>Flow Meter</p> <p>Separator Tube</p> <p>Lower Chamber (Oxide Receiver)</p> <p>Water</p> <p>Base Plate</p> <p>Drain Line</p>	<p>模擬デブリの流れ</p> <p>Deflector</p> <p>Upper Chamber (Thermite Receiver)</p> <p>Cap with Refractory Cement</p> <p>Vent Tube</p> <p>Base Plate</p> <p>Flow Meter</p> <p>Separator Tube</p> <p>Lower Chamber (Oxide Receiver)</p> <p>Water</p> <p>Base Plate</p> <p>Drain Line</p>	<p>模擬デブリの流れ</p> <p>Deflector</p> <p>Upper Chamber (Thermite Receiver)</p> <p>Cap with Refractory Cement</p> <p>Vent Tube</p> <p>Base Plate</p> <p>Flow Meter</p> <p>Separator Tube</p> <p>Lower Chamber (Oxide Receiver)</p> <p>Water</p> <p>Base Plate</p> <p>Drain Line</p>	<p>図3 EPRI/FAI 試験装置概要^[1]</p> <p>図3 EPRI/FAI 試験装置概要^[1]</p> <p>最大流動距離：約79cm</p>
<p>図3 EPRI/FAI 試験装置概要^[1]</p>	<p>図3-13 EPRI 試験装置概要</p>	<p>図3 EPRI/FAI 試験装置概要^[1]</p> <p>最大流動距離：約79cm</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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料7.2.5.4 溶融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器サンプの影響について）

女川原子力発電所2号炉	柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉（抜粋）	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図4 ドレンサンプ侵食量の解析体系</p> <p>図5 ドレンサンプの床面及び壁面の侵食量の推移</p>			<p>評価内容の相違</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料7.2.5.4 溶融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器サンプの影響について）

女川原子力発電所2号炉	柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉（抜粋）	泊発電所3号炉	相違理由																		
<p>表1 評価に使用する溶融炉心物性値*</p> <table border="1" data-bbox="230 228 544 379"> <tr><td>溶融炉心過熱度</td><td rowspan="6"></td></tr> <tr><td>溶融炉心液相線温度</td></tr> <tr><td>溶融炉心固相線温度</td></tr> <tr><td>溶融炉心比熱</td></tr> <tr><td>溶融炉心密度</td></tr> <tr><td>溶融炉心溶融潜熱</td></tr> </table> <p>※溶融炉心物性値については、MAAP 解析における、原子炉圧力容器破損直前の下部プレナム内の物性値を使用した。</p> <p style="text-align: center;">□：枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p>	溶融炉心過熱度		溶融炉心液相線温度	溶融炉心固相線温度	溶融炉心比熱	溶融炉心密度	溶融炉心溶融潜熱	<p>表3-6 評価に使用する溶融炉心物性値及びコンクリート物性値*</p> <table border="1" data-bbox="848 204 1229 389"> <tr><td colspan="2"></td></tr> </table> <p>※溶融炉心物性値については、MAAP 解析における、原子炉圧力容器破損直前の下部プレナム内の物性値を使用した。また、コンクリート物性値については、原子炉格納容器のコンクリートの密度とし、また、既往の研究（NUREG/CR-2282）より熱点及び溶融潜熱を引用した。</p>			<p>表1 評価に使用する溶融炉心物性値*</p> <table border="1" data-bbox="1458 212 1839 395"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>物性値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>溶融炉心過熱度</td><td rowspan="6"></td></tr> <tr><td>溶融炉心液相線温度</td></tr> <tr><td>溶融炉心固相線温度</td></tr> <tr><td>溶融炉心比熱</td></tr> <tr><td>溶融炉心密度</td></tr> <tr><td>溶融炉心溶融潜熱</td></tr> </tbody> </table> <p>※溶融炉心物性値については、MAAP 解析（格納容器過圧破壊/FCL/MCCI）における原子炉容器破損直前の下部プレナム内溶融炉心の物性値を使用した。</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>	項目	物性値	溶融炉心過熱度		溶融炉心液相線温度	溶融炉心固相線温度	溶融炉心比熱	溶融炉心密度	溶融炉心溶融潜熱	<p>設計の相違</p>
溶融炉心過熱度																					
溶融炉心液相線温度																					
溶融炉心固相線温度																					
溶融炉心比熱																					
溶融炉心密度																					
溶融炉心溶融潜熱																					
項目	物性値																				
溶融炉心過熱度																					
溶融炉心液相線温度																					
溶融炉心固相線温度																					
溶融炉心比熱																					
溶融炉心密度																					
溶融炉心溶融潜熱																					

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.4 溶融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器サンプの影響について）

女川原子力発電所2号炉	柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉（抜粋）	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">別紙1</p> <p>ドレン配管内の凝固評価に関する EPRI/FAI 試験の適用性について</p> <p>1. EPRI/FAI 試験と実機のドレン配管の体系の比較 EPRI/FAI 試験の適用性を検討するにあたり、女川2号炉のドレン配管と体系を比較するため、溶融物条件を表1に、流路構造を表2に比較する。 表1の通り、EPRI/FAI 試験で用いたアルミナと、MAAP 解析結果に基づく溶融デブリの物性を比較すると、密度・熱伝導率が異なるものの、配管内での溶融物凝固・流動特性に影響する凝固までの蓄熱量、動粘度は近い値になっている。</p> <p>表2に流路構造を比較する。EPRI/FAI 試験の配管径50mmに対し、女川2号炉のドレン配管の口径は78mm(80A)であり、配管断面積比は女川2号炉のドレン配管の方が約2.44倍大きい。そのため、単位長さ当たりの凝固までの蓄熱量比は、限界固相率1のとき約0.92倍、限界固相率0.64のとき約0.55倍となる。一方で、配管径が大きくなると単位長さ当たりの円管への伝熱面積(表面積)も増加するため、単位長さ当たりの伝熱面積は女川2号炉の方が約1.56倍大きい。また、コリウムシールド設置後の配管で評価した場合、コリウムシールド設置後の配管の口径は約□mmであり、配管断面積比は約□倍となり、単位長さ当たりの凝固までの蓄熱量比は、限界固相率1のとき約□倍、限界固相率0.64のとき約□倍となる。単位長さ当たりの伝熱面積は約□倍となる。</p> <p>デブリの堆積高さは、EPRI/FAI 試験で約0.18m(試験後の観察結果)であり、女川2号炉では約1.2m(MAAP 結果)である。また EPRI/FAI 試験においてベースプレートから配管水平部までの長さは約0.27mである。従って配管水平部までの堆積高さは EPRI/FAI 試験で約0.45m、女川2号炉で約1.2mである。このヘッドに基づき、ベルヌーイの式で配管入口流速を評価すると、EPRI/FAI 試験で約3.0m/s、女川2号炉で約4.9m/sとなる。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。 </div> <p>2. EPRI/FAI 試験の適用性 EPRI/FAI 試験を女川2号炉のドレン配管の体系に適用するにあたり、Flemings モデルの式を参考に、両者の体系の違いから流動距離を評価する。 Flemings モデルではデブリの流動距離はデブリの保有熱量、デブリからの除熱量、デブリの流速の関係から計算されている。このため、これらの要素について EPRI/FAI の試験条件と女川2号炉での評価条件の比をとり、EPRI/FAI の試験結果を女川2号炉のドレン配管に適用した場合の評価を行う。</p>	<p style="text-align: right;">別紙-2</p> <p>KK7 下部 D/W ドレン配管内の凝固評価に関する EPRI/FAI 試験の適用性について</p> <p>1. EPRI/FAI 試験と KK7 のファンネルの体系の比較 EPRI/FAI 試験の適用性を検討するにあたり、KK7 の下部 D/W サンプと体系を比較するため、溶融物条件を表別2-1に、流路構造を表別2-2に比較する。 表別2-1のとおり EPRI/FAI 試験で用いたアルミナと、MAAP 解析結果に基づく溶融デブリ平均の物性を比較すると、密度・熱伝導率が異なるものの、配管内での溶融物凝固・流動特性に影響する凝固までの蓄熱量、動粘性係数は近い値になっている。なお溶融デブリ酸化物溶融デブリ金属は EPRI/FAI 試験との蓄熱量比が小さいことから、溶融デブリ平均について流動距離を評価する。</p> <p>表別2-2に流路構造を比較する。EPRI/FAI 試験の配管径50mmに対し、KK7 のファンネルの口径は78mm(80A)であり、配管断面積比は KK7 の方が約2.44倍大きい。そのため、単位長さ当たりの凝固までの蓄熱量比は、溶融デブリ(平均)のケースにおいて限界固相率1のとき約2.63倍、限界固相率0.64のとき約1.72倍となる。一方で配管径が大きくなると単位長さ当たりの円管への伝熱面積(表面積)も増加するため単位長さ当たりの伝熱面積は KK7 の方が約1.56倍大きい。</p> <p>デブリの堆積高さは EPRI/FAI 試験で約0.18m(試験後の観察結果)であり KK7 では約0.56m(MAAP 結果)である。また EPRI/FAI 試験においてベースプレートから配管水平部までの長さは約0.27m、KK7 ではベDESTAL床面からドレン配管水平部までが最も深いケースで約0.97mである。従って配管水平部までの堆積高さは EPRI/FAI 試験で約0.45m、KK7 で約1.5mである。このヘッドに基づきベルヌーイの式で配管入口流速を評価すると EPRI/FAI 試験で約3.0m/s、KK7 で約5.5m/sとなる。</p> <p>2. EPRI/FAI 試験の適用性 EPRI/FAI の試験を KK7 のファンネルの体系に適用するにあたり、Flemings モデルの式を参考に両者の体系の違いから流動距離を評価する。 Flemings モデルではデブリの流動距離はデブリの保有熱量、デブリからの除熱量、デブリの流速の関係から計算されている。このため、これらの要素について EPRI/FAI の試験条件と KK7 での評価条件の比をとり、EPRI/FAI の試験結果を KK7 のファンネルに適用した場合の評価を行う。</p>	<p style="text-align: right;">別紙1</p> <p>ドレン配管内の凝固評価に関する EPRI/FAI 試験の適用性について</p> <p>1. EPRI/FAI 試験と実機のドレン配管の体系の比較 EPRI/FAI 試験の適用性を検討するにあたり、泊3号炉のドレン配管と体系を比較するため、溶融物条件を表1に、流路構造を表2に比較する。 表1の通り、EPRI/FAI 試験で用いたアルミナと、MAAP 解析結果に基づく溶融デブリの物性を比較すると、密度及び動粘度が異なるものの、熱伝導率、配管内での溶融物凝固及び流動特性に影響する凝固までの蓄熱量は近い値になっている。なお、密度は、凝固までの蓄熱量及び動粘性係数の計算に用いており、動粘性係数については、EPRI 試験値よりも泊3号炉の値の方が大きいのため、泊3号炉の方が大きい摩擦応力が伝わりやすいと考えられる。</p> <p>表2に流路構造を比較する。EPRI/FAI 試験の配管径50mmに対し、泊3号炉のドレン配管の口径は108mmであり、配管断面積比は泊3号炉のドレン配管の方が約4.67倍大きい。そのため、単位長さ当たりの凝固までの蓄熱量比は、限界固相率1のとき約0.75倍、限界固相率0.70のとき約0.46倍となる。一方で、配管径が大きくなると単位長さ当たりの円管への伝熱面積(表面積)も増加するため、単位長さ当たりの伝熱面積は泊3号炉の方が約2.16倍大きい。</p> <p>デブリの堆積高さは、EPRI/FAI 試験で約0.18m(試験後の観察結果)であり、泊3号炉では約0.25m(MAAP 結果)である。また EPRI/FAI 試験においてベースプレートから配管水平部までの長さは約0.27mである。従って配管水平部までの堆積高さは EPRI/FAI 試験で約0.45m、泊3号炉で約1.1mである。このヘッドに基づき、ベルヌーイの式で配管入口流速を評価すると、EPRI/FAI 試験で約3.0m/s、泊3号炉で約4.6m/sとなる。</p>	<p>記載内容の相違 ・泊におけるデブリ物性値等による相違</p> <p>設計の相違</p> <p>設計の相違 ・泊ではコリウムシールドは設置しない</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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料7.2.5.4 溶融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器サンプの影響について）

女川原子力発電所2号炉	柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉（抜粋）	泊発電所3号炉	相違理由
<p>この場合、女川2号炉のドレン配管でのデブリの流動距離（L_{O2}）は次の式で表現できると考えられる。</p> $L_{O2} = L_{FAI} \times \frac{d_{O2}}{d_{FAI}} \times \frac{h_{O2}\rho_{O2}}{h_{FAI}\rho_{FAI}} \times \frac{v_{O2}}{v_{FAI}}$ <p>ここで、</p> $\frac{d_{O2}}{d_{FAI}} : \text{配管直径比}$ $\frac{h_{O2}\rho_{O2}}{h_{FAI}\rho_{FAI}} : \text{凝固までの蓄熱量比}$ $\frac{v_{O2}}{v_{FAI}} : \text{デブリの速度比}$ <p>であり、上式に基づいてデブリの流動距離（L_{O2}）を求めると、</p> $L_{O2} = 0.79 \times 1.56 \times 0.92 \times 2 = 2.3 \text{ (m)}$ <p>となる。また、コリウムシールド設置後の配管で評価した場合、凝固距離は約 <input type="text" value="2.3"/> m となる。</p> <p>ファンネル流入から停止までの時間が短いことから、本評価では流入中の崩壊熱は無視できるものとした。なお、この流動距離は流動限界固相率を1として評価している。固相率の上昇に伴い、粘性係数はある点で急激に上昇する傾向があり、固相率0.64程度で粘性係数が初期値の 1×10^5 倍になる等、流動限界固相率を考慮することで流動距離は更に低下するものと考えられる。</p> <p>EPRI/FAI 試験と女川2号炉で考慮した溶融物の条件では、溶融物の組成が EPRI/FAI 試験では単相、女川2号炉では混合物であり、条件が異なっている。凝固様式の違いとして、単相では凝固点まで温度が低下し、溶融潜熱が奪われた段階で凝固し、混合組成の場合は固相の割合が徐々に増加し、流動限界固相率が1の場合は固相線温度まで温度が低下した時点で凝固する。なお、現実には流動限界固相率は1よりも小さな値と考えられるが、上記の評価では保守的に1としている。水中を流動する場合は、単相では溶融潜熱が奪われるまでは凝固しないが、混合組成は固相割合が増加し流動限界固相率で凝固するため、保有熱量（凝固までの蓄熱量比）が同程度の場合、単相の方が流動距離は長くなる。よって、EPRI/FAI 試験での単層試験の結果得られた流動距離を女川2号炉のスケールに適用する評価は、流動距離を長く見積もる保守的な扱いとなると考える。</p> <p>以上より、本評価は EPRI/FAI 試験からデブリの保有熱量、デブリからの除熱量、デブリの流速を基に流動距離を求める際の最大値と考える。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin-top: 10px;">枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</div>	<p>この場合 KK7 のファンネルでのデブリの流動距離 L_{K7} は次の式で表現できると考えられる。</p> $L_{K7} = L_{FAI} \times \frac{d_{K7}}{d_{FAI}} \times \frac{h_{K7}\rho_{K7}}{h_{FAI}\rho_{FAI}} \times \frac{v_{K7}}{v_{FAI}}$ <p>ここで、</p> $\frac{d_{K7}}{d_{FAI}} : \text{配管直径比}$ $\frac{h_{K7}\rho_{K7}}{h_{FAI}\rho_{FAI}} : \text{凝固までの蓄熱量比}$ $\frac{v_{K7}}{v_{FAI}} : \text{デブリの速度比}$ <p>であり、上式に基づいてデブリの流動距離（L_{K7}）を求めると、</p> $L_{K7} = 0.79 \times 1.56 \times 1.08 \times 2 = 2.7 \text{ (m)}$ <p>となる。</p> <p>ファンネル流入から停止までの時間が短いことから、本評価では流入中の崩壊熱は無視できるものとした。なお、この流動距離は流動限界固相率を1として評価している。固相率の上昇に伴い、粘性係数はある点で急激に上昇する傾向があり、固相率0.64程度で粘性係数が初期値の 1×10^5 倍になる等、流動限界固相率を考慮することで流動距離は更に低下するものと考えられる。</p> <p>EPRI/FAI 試験と KK7 で考慮した溶融物の条件では、溶融物の組成が EPRI/FAI 試験では単相、KK7 では混合物であり、条件が異なっている。凝固様式の違いとして、単相では凝固点まで温度が低下し、溶融潜熱が奪われた段階で凝固し、混合組成の場合は固相の割合が徐々に増加し、流動限界固相率が1の場合は固相線温度まで温度が低下した時点で凝固する。なお、現実には流動限界固相率は1よりも小さな値と考えられるが、上記の評価では保守的に1としている。水中を流動する場合は、単相では溶融潜熱が奪われるまでは凝固しないが、混合組成は固相割合が増加し流動限界固相率で凝固するため、保有熱量（凝固までの蓄熱量比）が同程度の場合、単相の方が流動距離は長くなる。よって、EPRI/FAI 試験での単層試験の結果得られた流動距離を KK7 のスケールに適用する評価は、流動距離を長く見積もる、保守的な扱いとなると考える。</p> <p>以上より、本評価は EPRI/FAI の試験からデブリの保有熱量、デブリからの除熱量、デブリの流速をもとに流動距離を求める際の最大値と考える。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>この場合、泊3号炉のドレン配管でのデブリの流動距離（L_{L3}）は次の式で表現できると考えられる。</p> $L_{L3} = L_{FAI} \times \frac{d_{L3}}{d_{FAI}} \times \frac{h_{L3}\rho_{L3}}{h_{FAI}\rho_{FAI}} \times \frac{v_{L3}}{v_{FAI}}$ <p>ここで、</p> $\frac{d_{L3}}{d_{FAI}} : \text{配管直径比}$ $\frac{h_{L3}\rho_{L3}}{h_{FAI}\rho_{FAI}} : \text{凝固までの蓄熱量比}$ $\frac{v_{L3}}{v_{FAI}} : \text{デブリの速度比}$ <p>であり、上式に基づいてデブリの流動距離（L_{L3}）を求めると、</p> $L_{L3} = 0.79 \times 2.16 \times 0.75 \times 2 = 2.6 \text{ (m)}$ <p>となる。</p> <p>ドレン配管流入から停止までの時間が短いことから、本評価では流入中の崩壊熱は無視できるものとした。なお、この流動距離は流動限界固相率を1として評価している。固相率の上昇に伴い、粘性係数はある点で急激に上昇する傾向があり、固相率0.70程度で流がりが停止するという知見がある等^[2]、流動限界固相率を考慮することで流動距離は更に低下するものと考えられる。</p> <p>EPRI/FAI 試験と泊3号炉で考慮した溶融物の条件では、溶融物の組成が EPRI/FAI 試験では単相、泊3号炉では混合物であり、条件が異なっている。凝固様式の違いとして、単相では凝固点まで温度が低下し、溶融潜熱が奪われた段階で凝固し、混合組成の場合は固相の割合が徐々に増加し、流動限界固相率が1の場合は固相線温度まで温度が低下した時点で凝固する。なお、現実には流動限界固相率は1よりも小さな値と考えられるが、上記の評価では保守的に1としている。水中を流動する場合は、単相では溶融潜熱が奪われるまでは凝固しないが、混合組成は固相割合が増加し流動限界固相率で凝固するため、保有熱量（凝固までの蓄熱量比）が同程度の場合、単相の方が流動距離は長くなる。よって、EPRI/FAI 試験での単層試験の結果得られた流動距離を泊3号炉のスケールに適用する評価は、流動距離を長く見積もる保守的な扱いとなると考える。</p> <p>以上より、本評価は EPRI/FAI 試験からデブリの保有熱量、デブリからの除熱量、デブリの流速を基に流動距離を求める際の最大値と考える。</p> <p>[2] C. Journeau, et al., "Ex-vessel corium spreading: results from the VULCANO spreading tests," Nuclear Engineering and Design vol.223 (2003) 75-102</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>評価結果の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>記載内容の相違・泊では流動距離に関する知見に関して参考文献を元に記載</p> <p>記載内容の相違・同上</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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料7.2.5.4 溶融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器サンプの影響について）

女川原子力発電所2号炉				柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉（抜粋）					泊発電所3号炉			相違理由		
表1 溶融物条件の比較				表1-1 溶融物条件の比較					表1 溶融物条件の比較			設計の相違 ・泊3号炉の評 価結果を記載		
項目	EPR1/FAI試験	女川2号炉		項目	EPR1試験	K-7			項目	EPR1/FAI試験	泊3号炉			
溶融物	アルミナ	溶融デブリ		溶融物	アルミナ	溶融デブリ（平均）	溶融デブリ（酸化物 ^{※1} ）	溶融デブリ（金属 ^{※2} ）	溶融物	アルミナ	溶融デブリ			
過熱度(K)	100	-123		過熱度(K)	100	39	-60	161	過熱度(K)	100				
融点(°C)	2047	液相線	2198	融点(°C)	2047	液相線 2200 固相線 1591	液相線 2312 固相線 2063	液相線 1482 固相線 1115	融点(°C)	2047				
密度(kg/m ³)	3800	8141		密度(kg/m ³)	3800	3082	3162	7223	密度(kg/m ³)	3800				
比熱(kJ/kgK)	1.3	0.505		比熱(kJ/kgK)	1.3	0.54	0.51	0.682	比熱(kJ/kgK)	1.3				
溶融潜熱(kJ/kg)	1160	285		溶融潜熱(kJ/kg)	1160	303	310	280	溶融潜熱(kJ/kg)	1160				
熱伝導率(W/mK)	7.5	15		熱伝導率(W/mK)	7.5	14	8	35	熱伝導率(W/mK)	7.5	6.7			
粘性係数(Pa・s)	0.003	0.4		粘性係数(Pa・s)	0.003	0.0023-0.0076	0.0023-0.0076	0.001-0.0062	粘性係数(Pa・s)	0.003	11			
動粘性係数(m ² /s)	7.89×10 ⁻⁷	4.91×10 ⁻⁸		動粘性係数(m ² /s)	7.89×10 ⁻⁷	4.08×10 ⁻⁷ - 9.40×10 ⁻⁷	4.01×10 ⁻⁷ - 9.31×10 ⁻⁷	5.17×10 ⁻⁷ - 8.02×10 ⁻⁷	動粘性係数(m ² /s)	7.89×10 ⁻⁷	1.20×10 ⁻³			
凝固までの蓄熱量(MJ/m ³) (限界固相率=1.0)	4902	4487		凝固までの蓄熱量(MJ/m ³) (限界固相率=1.0)	4902	5277	3734	4386	凝固までの蓄熱量(MJ/m ³) (限界固相率=1.0)	4902	3671			
凝固までの蓄熱量(MJ/m ³) (限界固相率=0.64)	-	2690		凝固までの蓄熱量(MJ/m ³) (限界固相率=0.64)	-	3438	2290	2474	凝固までの蓄熱量(MJ/m ³) (限界固相率=0.70)	-	2259			
凝固までの蓄熱量比1 (限界固相率=1.0)	1	0.92		凝固までの蓄熱量比1 (限界固相率=1.0)	1	1.08	0.77	0.69	凝固までの蓄熱量比1 (限界固相率=1.0)	1	0.75			
凝固までの蓄熱量比2 (限界固相率=0.64)	-	0.55		凝固までの蓄熱量比2 (限界固相率=0.64)	1	0.71	0.47	0.51	凝固までの蓄熱量比2 (限界固相率=0.70)	-	0.46			
表2 流路構造の比較				表2-2 流路構造の比較					表2 流路構造の比較			設計の相違		
項目	EPR1/FAI試験	女川2号炉		項目	EPR1試験	K-7			項目	EPR1/FAI試験	泊3号炉			
溶融物	アルミナ	コリウムシールド 設置前	コリウムシールド 設置後	溶融物	アルミナ	溶融デブリ（平均）	溶融デブリ（酸化物）	溶融デブリ（金属）	溶融物	アルミナ	溶融デブリ			
流路構造比較		円管		流路構造比較		円管			流路構造比較		円管			
流路内径(m)	0.05(50A)	0.078(80A)		流路内径(m)	0.05(50A)	0.078(80A)			流路内径(m)	0.05(50A)	0.108			
断面積比	1	2.44		断面積比	1	2.34			断面積比	1	4.67			
単位長さ当たりの凝固までの蓄熱量比1 (限界固相率=1)	1	2.23		単位長さ当たりの凝固までの蓄熱量比1 (限界固相率=1.0)	1	2.83	1.96	1.99	単位長さ当たりの凝固までの蓄熱量比1 (限界固相率=1)	1	3.49			
単位長さ当たりの凝固までの蓄熱量比2 (限界固相率=0.64)	1	1.34		単位長さ当たりの凝固までの蓄熱量比2 (限界固相率=0.64)	1	1.73	1.14	1.21	単位長さ当たりの凝固までの蓄熱量比2 (限界固相率=0.70)	1	2.15			
単位長さ当たりの伝熱面積比	1	1.56		単位長さ当たりの伝熱面積比	1	1.56			単位長さ当たりの伝熱面積比	1	2.16			
床面から配管水平部までの深さ(m)	0.273	0		床面から配管水平部までの深さ(m)	0.273	0.372			床面から配管水平部までの深さ(m)	0.273	0.8			
デブリ堆積高さ(m)	0.18	1.2		デブリ堆積高さ(m)	0.18	0.56			デブリ堆積高さ(m)	0.18	0.25			
ヘッドから計算される流速(m/s)	2.99	4.9		ヘッドから計算される流速(m/s)	2.99	5.49			ヘッドから計算される流速(m/s)	2.99	4.6			
流速の実測値(m/s)	0.03(平均) ~0.19(最大)	-		流速の実測値(m/s)	0.03(平均) ~0.19(最大)	-			流速の実測値(m/s)	0.03(平均) ~0.19(最大)	-			
デブリの流動距離(m)	~0.79	2.3		デブリの流動距離(m)	~0.79	2.7			デブリの流動距離(m)	~0.79	2.6			
枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。														

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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

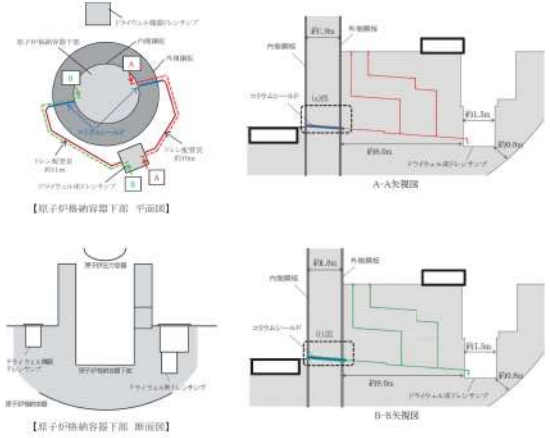
7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料7.2.5.4 溶融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器サンプの影響について）

女川原子力発電所2号炉	柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉（抜粋）	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(参考) コリウム流入防止対策の設備概要</p> <p>1. 設備概要 炉心損傷後に原子炉圧力容器底部が破損し、原子炉格納容器下部への溶融炉心の落下に至り、落下してきた溶融炉心がドライウエル床ドレンサンプ内に流入する場合、ドライウエル床ドレンサンプ底面から原子炉格納容器バウンダリまでの距離が短いことから、サンプ底面コンクリートの侵食により原子炉格納容器のバウンダリ機能が損なわれるおそれがある。溶融炉心は原子炉格納容器下部注水系による注水によって、原子炉格納容器下部からドライウエル床ドレンサンプに通じるドレン配管内で止まることを確認しているが、更なる安全性向上のため、自主対策設備としてコリウムシールドを設置する。 コリウムシールドは、原子炉格納容器下部注水系と合わせて、ドライウエル床ドレンサンプへの溶融炉心の流入を防ぐことで、底面のコンクリートの侵食を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止することを目的に設置する。コリウムシールドは、原子炉格納容器下部からドライウエル床ドレンサンプに通じるドレン配管内に設置し、実効的な流路径を小さくすることで冷却を促進し、溶融炉心を早期に固化・停止させるものである。 表1にコリウムシールド仕様を、図1にコリウムシールド概要図を示す。なお、コリウムシールドの耐熱材には、高い融点(約2,700℃)を有するジルコニアを用いる設計とする。</p>	<p>別紙3</p> <p>溶融炉心ファンネル流入後のドレン配管における管壁の侵食量評価(7号炉のみ)</p> <p>格納容器下部の床面にファンネルが設置されており、床下にドレン配管が設置されている号炉は7号炉のみである。このため、7号炉を想定して以下の評価を実施した。なお、6号炉では床面にファンネルが無く、ドレンは格納容器下部壁面に設置された配管を通じてサンプにドレンが集められる構造となっていることから7号炉と同様の評価は不要である。</p> <p>a. 評価体系 ・ファンネル内に流入した溶融炉心を円柱で模擬し、側面はコンクリートで囲まれているものとし、両端が水によって除熱されるものとした。 b. 評価条件 ・溶融炉心の流動距離（円柱の高さ）は、別紙2の評価結果を踏まえ、ファンネルからサンプまでの長さが最短の配管に合わせて3.6mとした。 ・崩壊熱は事象発生から6時間後の値とした。 ・水への熱流束は有効性評価における不確かさ評価において保守的な値として用いている800kW/m²一定とした。 c. 評価結果 ・管壁の侵食量は約0.08mとなった。ドレン配管から格納容器バウンダリであるライナまでの最短距離が約0.5mであることから、コンクリートの侵食がライナに到達することは無いことを確認した。(別図3-1参照) d. 評価の保守性について 本評価では、種々の不確かさを包絡する観点でb.の評価を実施したが、現実的には以下の効果に期待できるものと考えられ、b.の評価には保守性があるものとする。なお、c.のとおりb.の保守的な評価条件であっても、コンクリートの侵食がライナに到達することは無い。(別図3-2参照) ・流入量、流入距離の観点 流入量については別紙2に示すとおり、保守的に流動限界固相率を1とした場合の評価においても流動距離は約2.7mであり、流動限界固相率を0.64(粘性係数が初期値の1×10⁶倍になる値)として考慮すると流入量及び流入距離は更に低減されるものとする。(別図3-2中③参照) ・流入経路の影響 原子炉圧力容器下部から落下した溶融炉心がファンネルに流入する際にはファンネルの蓋を溶融させる必要があるが、蓋の裏面には初期水張りによる水が張られており蓋の表面からの熱伝達によって水が蒸発しても、蓋の裏面にはサンプ側から水が</p>	<p>別紙2</p> <p>溶融炉心流入後のドレン配管における管壁の侵食量評価</p> <p>原子炉下部キャビティの床面に目皿が設置されており、床下にドレン配管が設置されている。このため、以下の評価を実施した。</p> <p>a. 評価体系 ・ドレン配管内に流入した溶融炉心を円柱で模擬し、側面は熱伝導を考慮したコンクリートで囲まれているものとし、両端が水によって除熱されるものとした。 b. 評価条件 ・溶融炉心の流動距離（円柱の高さ）は、別紙1の評価結果を踏まえ、保守的に目皿から3.0mとした。 ・崩壊熱は事象発生から1.5時間後の値とした。 ・水への熱流束は800kW/m²一定とし、有効性評価に比べ、保守的な値を用いている。 c. 評価結果 ・管壁の侵食量は約0.008mとなった。ドレン配管から原子炉格納容器バウンダリまでの最短距離が約3.3mであることから、コンクリートの侵食が原子炉格納容器バウンダリに到達することは無いことを確認した。(別図2-1参照) d. 評価の保守性について 本評価では、種々の不確かさを包絡する観点でb.の評価を実施したが、現実的には以下の効果に期待できるものと考えられ、b.の評価には保守性があるものとする。なお、c.のとおりb.の保守的な評価条件であっても、コンクリートの侵食が原子炉格納容器バウンダリに到達することは無い。(別図2-2参照) ・流入量、流入距離の観点 流入量については別紙1に示すとおり、保守的に流動限界固相率を1とした場合の評価においても流動距離は約2.6mであり、流動限界固相率を0.7^[1]として考慮すると流入量及び流入距離は更に低減されるものとする。(別図2-2中②参照) ・流入経路の影響 原子炉容器下部から落下した溶融炉心がドレン配管に流入する際には目皿が流入を妨げる要因となりえるが、不確かさがあるものとする。(別図2-2中①参照)</p>	<p>※女川はコリウム流入防止対策の設備概要について記載しており、泊ではコリウム流入防止対策を行わないことから、別紙2はKK7と比較する ※泊のドレン配管の配置形状がKK7号炉と近いため新規に壁面の侵食量評価を実施 設計の相違</p> <p>評価体系の相違</p> <p>評価条件の相違</p> <p>評価結果の相違 設計の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>評価結果の相違 参照知見の相違</p> <p>設計の相違</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

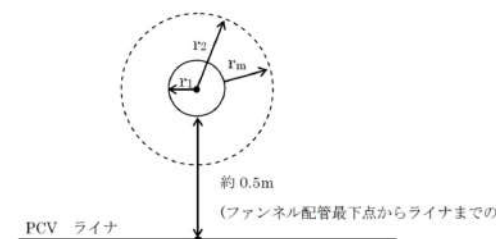
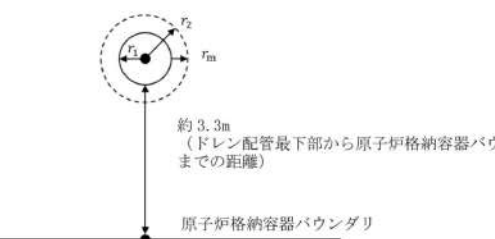
7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料7.2.5.4 溶融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器サンプの影響について）

女川原子力発電所2号炉	柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉（抜粋）	泊発電所3号炉	相違理由						
<p>表1 コリウムシールド仕様</p> <table border="1" data-bbox="179 215 672 295"> <tr> <td>耐熱材主成分</td> <td>ジルコニア (ZrO₂)</td> </tr> <tr> <td>耐熱材寸法（外径／内径／長さ）</td> <td></td> </tr> <tr> <td>通水配管流路口径</td> <td></td> </tr> </table>  <p>図1 コリウムシールド概要図</p> <p>枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p>	耐熱材主成分	ジルコニア (ZrO ₂)	耐熱材寸法（外径／内径／長さ）		通水配管流路口径		<p>供給されることから、原子炉压力容器下部からの溶融炉心の落下を仮定した上でも、ファンネルからの溶融炉心侵入の発生には不確かさがあるものとする。(別図3-2中①参照)</p> <p>ドレン配管は、ファンネル流入口から数10cm程度垂直に落下した後、水平に曲がる構造となっており、さらに水平落下後も少なくとも数回屈曲していることから、配管の曲りによる抵抗により流入量、流入距離は低減されるものとする。(図3-12、別図3-2中②参照)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱 <p>崩壊熱については事象発生から6時間後の崩壊熱を用いて評価したが、有効性評価のベースケースでの溶融炉心落下時刻は事象発生後7時間後であり、保守的な想定になっているものとする。また、格納容器下部に落下した溶融炉心が格納容器下部の端に到達し、ファンネルの蓋を溶融させ、ドレン配管に流入するまでの時間を考えると、崩壊熱については更に低減されるものとする。(別図3-2中④参照)</p> ・除熱の形態 <p>水への熱流束については、保守的に800kW/m²一定としているが、現実的には圧力依存性に期待できるものとする。(別図3-2中⑤参照)</p> <p>また、ドレン配管に侵入した溶融炉心の両端からの除熱にのみ期待しているが、侵食が進んだ場合、水平な配管の上部には空隙の多い領域が生じるものと考えられ、その領域への水の浸入を考慮すると更に除熱量が増大する。ドレン配管のサンプ側からは初期水張り及び溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部への注水によって水が供給され続けるため、水が枯渇する状況は考えにくい。ドレン配管内での溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生及びドレン配管内への流出により、空隙部に水が侵入できない可能性が考えられるが、その場合は非凝縮性ガスによる溶融炉心からの除熱に期待できるものとする。(別図3-2中⑥参照)</p> ・更なる感度解析の確認結果 <p>格納容器下部床下に存在する最も長いファンネルからのドレン配管は約13.2mであるが、これが溶融炉心で満たされた、本評価よりも更に極端なモデルを仮定しても、管壁の侵食量は約0.25mに留まり、ライナまでの最短距離(約0.5m)には余裕があることを確認している。</p> 	<ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱 <p>崩壊熱については事象発生から1.5時間後の崩壊熱を用いて評価したが、有効性評価のベースケースでの溶融炉心落下時刻は事象発生後約1.6時間後であり、保守的な想定になっているものとする。また、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心が目皿を介してドレン配管に流入するまでの時間を考えると、崩壊熱については更に低減されるものとする。(別図2-2中③参照)</p> ・除熱の形態 <p>水への熱流束については、保守的に800kW/m²一定としているが、現実的には圧力依存性に期待できるものとする。(別図2-2中④参照)</p> <p>また、ドレン配管に侵入した溶融炉心の冷却材への伝熱は両端からの除熱にのみ期待しているが、侵食が進んだ場合、水平な配管の上部には空隙の多い領域が生じるものと考えられ、その領域への水の浸入を考慮すると更に除熱量が増大する。ドレン配管の格納容器サンプ側からは代替格納容器スプレイにより溶融炉心落下後も水が供給されるため、水が枯渇する状況は考えにくい。ドレン配管内での溶融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生及びドレン配管内への流出により、空隙部に水が侵入できない可能性が考えられるが、その場合は非凝縮性ガスによる溶融炉心からの除熱に期待できるものとする。(別図2-2中⑤参照)</p> ・更なる感度解析の確認結果 <p>目皿からのドレン配管の全長は約8mであるが、これが溶融炉心で満たされた、本評価よりも更に極端なモデルを仮定しても、管壁の侵食量は約0.05mに留まり、原子炉格納容器バウンダリまでの最短距離(約3.3m)には余裕があることを確認している。</p> 	<p>解析結果の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>記載表現の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>運用の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>評価結果の相違</p>
耐熱材主成分	ジルコニア (ZrO ₂)								
耐熱材寸法（外径／内径／長さ）									
通水配管流路口径									

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

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.4 溶融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器サンプの影響について）

女川原子力発電所2号炉	柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉（抜粋）	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. コリウムシールドの周辺設備への悪影響の有無 コリウムシールドの設置により設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備に対し悪影響を及ぼす可能性があることから、コリウムシールドの設置による悪影響の有無について確認を行った。</p> <p>(1) 原子炉格納容器への悪影響の有無について 原子炉格納容器への影響評価として、閉じ込め機能、原子炉格納容器下部注水機能の2つの観点から影響の有無について確認を行った。 確認の結果、閉じ込め機能については、原子炉格納容器の構造強度を要する箇所に設置するのではなく、コンクリート侵食及び非凝縮性ガスの発生を抑制することから、原子炉格納容器の機能である閉じ込め機能への悪影響はないと判断した。 原子炉格納容器下部注水機能については、原子炉格納容器下部注水設備とは独立しており、原子炉格納容器下部の空間に設置するものではないことから、原子炉格納容器下部注水機能への悪影響はないことを確認した。</p> <p>(2) 原子炉冷却材漏えい検出機能への悪影響の有無について 原子炉冷却材漏えい検出機能として、ドライウェル床ドレンサンプへの不明確な箇所からの漏えい率が 0.23m³/h 以上となった場合に原子炉冷却材の漏えいを検出できる設計とする必要がある。 コリウムシールドは、原子炉格納容器下部に2箇所あるドライウェル床ドレンサンプに通じるドレン配管内に設置し、コリウムシールド内を通過する漏えい水の流量が1箇所当たりで 0.23m³/h 以上となるよう、コリウムシールドの開口面積を設定しており、コリウムシールドを設置した場合でもドライウェル床ドレンサンプまでの流路体積を増加させるのではなく、ドレン配管の勾配は維持されることから、不明確な箇所からの漏えい率の検出に対する機能に悪影響はない。 また、ドライウェル床ドレンサンプ及びドライウェル機器ドレンサンプの総漏えい率が 5.93m³/h(1日平均) 以上となった場合に原子炉冷却材の漏えいを検出できる設計とする必要があるが、ドライウェル機器ドレンサンプについては設備変更を実施しないことから、総漏えい率の検出に対する悪影響はない。 以上より、コリウムシールドは、原子炉格納容器下部に漏えいした原子炉冷却材をドライウェル床ドレンサンプへ導くために必要な開口面積を確保する設計となっていることから、原子炉冷却材漏えい検出機能に悪影響を与えるものではないことを確認した。</p>	 <p>別図 3-1 下部ドライウェルファンネル配管評価のイメージ</p> <p>d. コンクリート侵食時に発生する非凝縮性ガスの挙動 ・管壁の侵食量が約 0.08m となるまでに侵食されるコンクリートの体積は、ドレン配管を 3.6m とした場合、</p> $3.6 \times (0.12^2 - 0.04^2) \times \pi = 0.14\text{m}^3$ <p>となる。この侵食によってコンクリートに含まれる CO₂ が全て気体として放出されると仮定すると、</p> <p>質量：0.14 × 2300 × 0.015 = 約 5kg 体積：5/44 × 22.4 = 約 2.5Nm³</p> <p>となる。また、上記の体積のコンクリートに対して MCCI が生じた場合、約 3kg の水素が発生することとなる。管内に溶融炉心が流入した後は、管内の水による冷却や侵食に伴って空隙が発生すると考えると、発生した非凝縮性ガスは管壁に沿って排出されるものと考えられる。 これらの非凝縮性ガスについては、有効性評価「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」では、ジルコニウム-水反応によって約 1400kg の水素が発生することから、上記のコンクリート侵食の評価結果を踏まえて数 kg 程度の非凝縮性ガスの発生を考慮しても、格納容器圧力及び格納容器内の気体組成に有意な影響を及ぼすものではないと考える。</p> <p>以上</p>	 <p>別図2-1 原子炉下部キャビティドレン配管評価のイメージ</p> <p>e. コンクリート侵食時に発生する非凝縮性ガスの挙動 ・管壁の侵食量が約 0.008m となるまでに侵食されるコンクリートの体積は、ドレン配管へのデブリ侵入距離を 3.0m とした場合、</p> $3.0 \times (0.062^2 - 0.054^2) \times \pi = 0.009\text{m}^3$ <p>となる。この侵食によってコンクリートに含まれる CO₂ が全て気体として放出されると仮定すると、</p> <p>質量：0.009 × <input type="text"/> × <input type="text"/> = 約 0.24 kg 体積：0.24 / 44 × 22.4 = 約 0.12Nm³</p> <p>となる。また、上記の体積のコンクリートに対して MCCI が生じた場合、約 0.17kg の水素が発生することとなる。管内に溶融炉心が流入した後は、管内の水による冷却や侵食に伴って空隙が発生すると考えると、発生した非凝縮性ガスは管壁に沿って排出されるものと考えられる。 これらの非凝縮性ガスについては、MCCI 事象における溶融炉心冷却モデルの不確かさを考慮した解析では、ジルコニウム-水反応によって約 53.5kg の水素が発生することから、上記のコンクリート侵食の評価結果を踏まえて数 g 程度の非凝縮性ガスの発生を考慮しても、MCCI 事象における溶融炉心冷却モデルの不確かさを考慮した解析結果に包絡されており、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器内の気体組成に有意な影響を及ぼすものではないと考える。</p> <p>以上</p> <p>参考文献： [1] C. Journeau, et al., "Ex-vessel corium spreading: results from the VULCANO spreading tests," Nuclear Engineering and Design, vol.223 (2003) 75-102</p> <p><input type="text"/> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p>設計の相違</p> <p>設備名称の相違</p> <p>評価結果の相違</p> <p>解析結果の相違</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料7.2.5.4 溶融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器サンプの影響について）

女川原子力発電所2号炉	柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉（抜粋）	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>○初期水張り（2m）後の原子炉格納容器下部の状態</p>  <p>・溶融炉心落下に備えた水張り（初期水張り）後は、ファンネル及びドレン配管内を含め、水で満たされた状態</p> <p>○溶融炉心落下後の原子炉格納容器下部の状態</p>  <p>・溶融炉心落下後、溶融炉心がファンネルからドレン配管内に侵入しと仮定した状態</p> <p>・評価に対し、以下の不確かさは保守性があると考え</p> <ol style="list-style-type: none"> ①ドレン配管へ溶融炉心が侵入するには、水で満たされたファンネルに対し、ファンネルの蓋を破壊する必要があること ②ドレン配管は圧力保持が容易であり、これによる破損により、流入距離が短くなる可能性があること ③溶融炉心表面積を小さくして評価した場合、溶融炉心は約2mであるが、当該評価では約1.5m（溶融炉心の初期位置）と評価していることとして考慮する。流入距離及び侵入量が短くなる可能性があること ④溶融炉心の溶融熱については事象発生から約10分後の値を用いたが、ベースケースでの溶融炉心落下後の溶融炉心落下は事象発生から約10分経過であり、溶融炉心落下後にドレン配管に侵入するまでの時間もあることから、溶融熱の仮定は保守性があること ⑤評価では水への溶融熱を保守的な値として8000W/m²としているが、現実的には圧力依存で変動し、冷却水と接触する際の表面積も現実的にはより大きいと考えられることから、更なる除熱効果が得られると考えられること ⑥溶融炉心によるドレン配管の侵食により管壁と溶融炉心の間に空隙部が生じ、侵食に伴う非凝縮性ガスの漏出又は冷却材の侵入による更なる除熱に期待できる可能性があること <p>別図2-2 下部ダイヤケルファンネル配管への溶融炉心の流入イメージ</p>	<p>○溶融炉心落下に備えて水張りされた原子炉下部キャビティの状態</p>  <p>・溶融炉心落下に備えた水張りにより、目皿及びドレン配管内を含め、水で満たされた状態</p> <p>○溶融炉心落下後の原子炉下部キャビティの状態</p>  <p>・溶融炉心落下後、溶融炉心が目皿からドレン配管内に侵入しと仮定した状態</p> <p>・評価に対し、以下の不確かさは保守性があると考え</p> <ol style="list-style-type: none"> ①ドレン配管へ溶融炉心が侵入するには、目皿が流入を妨げる要因となりえる ②流動境界層厚さを1とした場合、流動距離は約2.8mであるが、当該係数を0.7として考慮すると流入距離及び流入量は更に低減される可能性があること ③溶融炉心の溶融熱については事象発生から1.5時間後の値を用いたが、ベースケースでの格納容器下部への溶融炉心落下は事象発生から約1.6時間後であり、溶融炉心落下後にドレン配管に流入するまでの時間もあることから、溶融熱の仮定には保守性があること ④評価では水への溶融熱を保守的な値として8000W/m²としているが、現実的には圧力依存に期待でき、かつ、水と接する面の表面積も現実的にはより大きいと考えられることから、更なる除熱効果が得られると考えられること ⑤溶融炉心によるドレン配管の侵食により管壁と溶融炉心の間に空隙部が生じ、侵食に伴う非凝縮性ガスの漏出又は冷却材の侵入による更なる除熱に期待できる可能性があること <p>別図 2-2 原子炉下部キャビティドレン配管への溶融炉心の流入イメージ</p>	<p>評価体系の相違 ・泊では評価上の前提としてコンクリートへの熱伝導を考慮</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.5 原子炉格納容器下部に落下する溶融デブリ評価条件と落下後の体積に関する考慮）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">【女川の補足説明資料から抜粋】</p> <p>19. 格納容器下部に落下する溶融デブリ評価条件と落下後の堆積に関する考慮</p> <p>1. 溶融デブリの評価条件 女川2号炉では、MCCIの評価にMAAPコードを用いている。MCCIの評価においては、全炉心に相当する量が溶融炉心として格納容器下部に落下するものとしており、この溶融炉心には炉内構造物等を考慮している。溶融炉心の拡がりに関する評価条件を表1に示す。</p> <p>2. 女川2号炉のMCCIの評価における溶融炉心の堆積高さ 女川2号炉のMCCIの評価では、落下した溶融炉心が格納容器下部に一樣に拡がるものとしており、この場合、堆積高さは約1.2mとなる。格納容器下部に落下した溶融炉心と格納容器下部の構造の位置関係を図1に示す。図1に示すとおり、格納容器下部の側面の開口部であっても[]mの高さがあることから、仮に溶融炉心が全量落下しても格納容器下部以外に溶融炉心が拡がる恐れはないと考える。</p> <p>3. 溶融炉心の堆積高さの不確かさ (1) 格納容器下部の構造物等の影響 格納容器下部には、様々な構造物が存在しており、その構造物が堆積したデブリにより溶融し、デブリ堆積高さが増加する可能性がある。 したがって、制御棒や炉心支持板等の炉内構造物も含めた全炉心相当のUO₂及びZr等のデブリ容積に加えて、格納容器下部の構造物等が溶融した場合のデブリ増加分を考慮した場合、原子炉圧力容器下部の構造物として、制御棒駆動機構ハウジング、中性子束計測ハウジング等、原子炉運転中に圧力容器ペダスタル内にある構造物として、CRD自動交換機プラットフォーム等を想定した場合においても、デブリ堆積高さは約1.5mとなり、増加分は約0.3mであることから、ドライウェル床に溶融炉心が拡がることはないと考え。</p> <p>(2) 溶融炉心の粒子化に伴う影響 溶融炉心が格納容器下部に落下する場合、予め格納容器下部へ初期水張りを実施する手順とされていることから、溶融炉心の一部は水中で粒子化すると考えられる。この時、粒子化した溶融炉心の密度が低いと堆積高さが高くなる。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;">枠囲みの内容は商業機密の観点から公開することはできません。</div>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.5.5</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器下部に落下する溶融デブリ評価条件と落下後の堆積に関する考慮</p> <p>1. 溶融デブリの評価条件 泊3号炉では、MCCIの評価にMAAPコードを用いている。MCCIの評価においては、全炉心に相当する量が溶融炉心として原子炉下部キャビティに落下するものとしており、この溶融炉心には炉内構造物等を考慮している。溶融炉心の拡がりに関する評価条件を表1に示す。</p> <p>2. 泊3号炉のMCCIの評価における溶融炉心の堆積高さ 泊3号炉のMCCIの評価では、落下した溶融炉心が原子炉下部キャビティに一樣に拡がるものとしており、この場合、堆積高さは[]mとなる。原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心と原子炉下部キャビティの位置関係を図1に示す。図1に示すとおり、原子炉下部キャビティの開口部（連通管・小扉）までは、[]m以上あることから、仮に溶融炉心が全量落下しても原子炉下部キャビティ以外に溶融炉心が拡がる恐れはないと考える。</p> <p>3. 溶融炉心の堆積高さの不確かさ (1) 原子炉下部キャビティの構造物等の影響 原子炉下部キャビティには、様々な構造物が存在しており、その構造物が堆積したデブリにより溶融し、デブリ堆積高さが増加する可能性がある。 したがって、制御棒や炉心支持板等の炉内構造物も含めた全炉心相当のUO₂及びZr等のデブリ容積に加えて、原子炉下部キャビティの構造物等が溶融した場合のデブリ増加分を考慮した場合、原子炉下部キャビティの構造物として、原子炉容器下部の計装案内管及びサポート等を想定した場合においても、デブリ堆積高さは、[]mとなり、増加分は[]mであることから、原子炉下部キャビティ以外に溶融炉心が拡がる恐れはないと考える。</p> <p>(2) 溶融炉心の細粒化に伴う影響 溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する場合、予め原子炉下部キャビティへ水張りを実施する手順とされていることから、溶融炉心の一部は水中で細粒化すると考えられる。この時、細粒化した溶融炉心の密度が低いと堆積高さが高くなる。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;">[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</div>	<p>※女川に倣い新規作成 記載表現の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>設計の相違</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.5 原子炉格納容器下部に落下する溶融デブリ評価条件と落下後の体積に関する考慮）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>もっとも厳しい条件として、全量が粒子化した際の堆積高さを評価する。例えば、ボロシティが最も大きな粒子の充填状態である、単純立方格子として堆積する場合を仮定すると、ボロシティは0.48であり、堆積高さは（1）で考慮した堆積高さ約1.5mに対し、デブリ堆積高さは約2.9mとなるが、格納容器下部の床面から格納容器下部の側面の開口部までの高さ□m以下であることから、粒子化に伴う堆積高さの増加を考慮しても格納容器下部以外に溶融炉心が広がる恐れは無いと考える。</p> <p>なお、溶融炉心落下前の格納容器下部への初期水張り、ドライウェル水位0.23mの位置まで注水する運用としている。そのため、格納容器下部の側面の開口部から粒子化した溶融炉心が流れ出ることも懸念されるが、溶融炉心の比重は8程度であり、水に比べて非常に重く、粒子化した溶融炉心は水面に浮遊し格納容器下部から流出することはないと想定される。模擬溶融物（比重2.5～8.0）を水プールに落下させたDEFOR試験の溶融ジェットの様子を図3に示す。この実験結果においても、上面への溶融粒子の移行は確認されていない。</p> <p>(3) 溶融デブリの落下の位置及び拡がりの影響</p> <p>原子炉圧力容器下部から格納容器下部への溶融炉心の落下の経路については、制御棒駆動機構ハウジングの逸出に伴う開口部からの落下等が考えられる。原子炉圧力容器の構造からは、溶融炉心は原子炉圧力容器底部の中心に流れ込むと考えられ、原子炉圧力容器底部の中心近傍に開口部が発生し、溶融炉心が格納容器下部に落下する可能性が高いと推定されるが、開口部の発生箇所については不確かさがあると考えられる。</p> <p>ここで仮に溶融炉心が偏って堆積し、格納容器下部の側面の開口部の高さ□mに到達する条件を考えると、溶融炉心が直径約3mの円柱を形成する必要があるが、溶融炉心の厚さが均一化するまでの時間が2～3分程度であるという過去の知見^[1]があることに加え、MAAPの溶融物落下履歴として溶融デブリの全量が一度に落下していることを踏まえると、溶融炉心は落下と同時に格納容器下部床面を拡がり、堆積高さが均一化していくと考えられることから、溶融炉心が格納容器下部の側面の開口部の高さまで堆積する状況は考え難い。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;"> 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開することはできません。 </div>	<p>もっとも厳しい条件として、全量が細粒化した際の堆積高さを評価する。例えば、空隙率が最も大きな粒子の充填状態である、単純立方格子として堆積する場合を仮定すると、空隙率は0.48であり、堆積高さは（1）で考慮した堆積高さ□mに対し、デブリ堆積高さは□mとなるが、原子炉下部キャビティ床面から原子炉下部キャビティの開口部までは、□m以上あることから、細粒化に伴う堆積高さの増加を考慮しても原子炉下部キャビティ以外に溶融炉心が広がる恐れはないと考える。</p> <p>なお、溶融炉心落下前の原子炉下部キャビティの水位は約1.5mである。そのため、原子炉下部キャビティの開口部（連通管・小扉）から細粒化した溶融炉心が流れ出ることも懸念されるが、代替格納容器スプレイは継続しており、また代替格納容器スプレイ停止時にも溶融炉心冷却により蒸散した冷却水を捕うよう、開口部を通じて原子炉下部キャビティへ流入が続くことから、溶融炉心が流出することはないと考える。</p> <p>(3) 溶融デブリの落下の位置及び拡がりの影響</p> <p>原子炉容器から原子炉下部キャビティへの溶融炉心の落下の経路については、計装案内管破損に伴う開口部からの落下等が考えられる。原子炉容器の構造からは、原子炉容器底部の中心に流れ込むと考えられ、原子炉容器底部の中心近傍に開口部が発生し、溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する可能性が高いと推定されるが、開口部の発生箇所については不確かさがあると考えられる。</p> <p>泊3号炉では、図3に示すとおり、原子炉下部キャビティの開口部があるのは、原子炉容器下部ではないため、原子炉容器直下ではない場所に溶融炉心が偏って堆積し、溶融炉心が原子炉下部キャビティの側面の開口部の高さまで到達する状況は考え難い。一方、原子炉下部キャビティの入口扉は、原子炉下部キャビティの端に繋がる通路の奥にあるもの（図3）、原子炉下部キャビティの床には段差もないことから、溶融炉心が入口扉まで広がる可能性はある。入口扉は金属製であり、溶融炉心の接触により損傷することも想定されるが、入口扉の先は上り階段になっており、階段の先の床まで約2.6mの高さがあることから、原子炉下部キャビティ以外に溶融炉心が広がる恐れはないと考える。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;"> □ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </div>	<p>評価結果の相違 設計の相違</p> <p>記載内容の相違 ・女川はドライウェル水位0.23mの位置まで注水した後注水を停止するが、泊は注水し続けるため開口部から細粒化した溶融炉心が流出することはない</p> <p>設計の相違</p> <p>記載内容の相違 ・開口部と原子炉容器の位置関係の違いにより記載が異なる</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

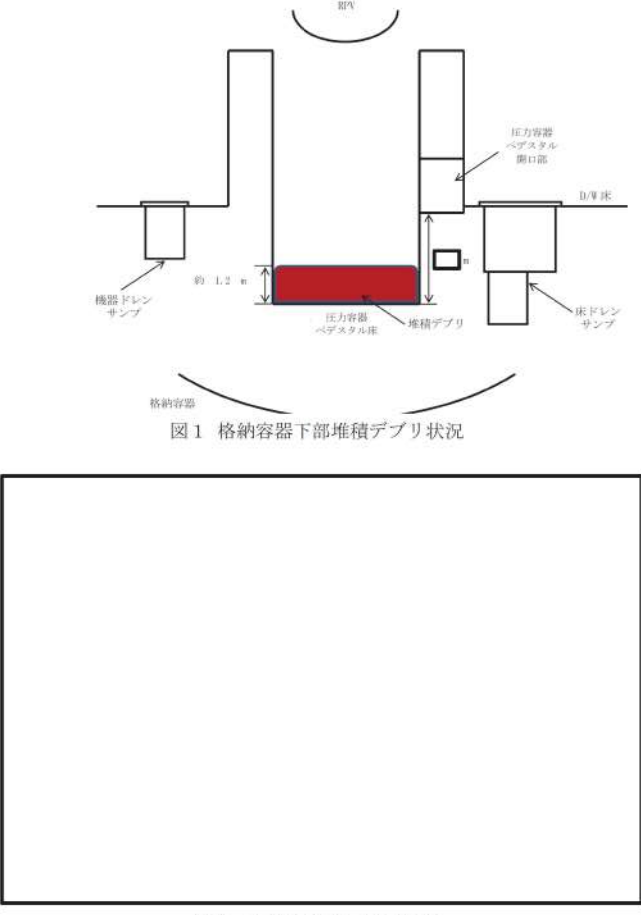
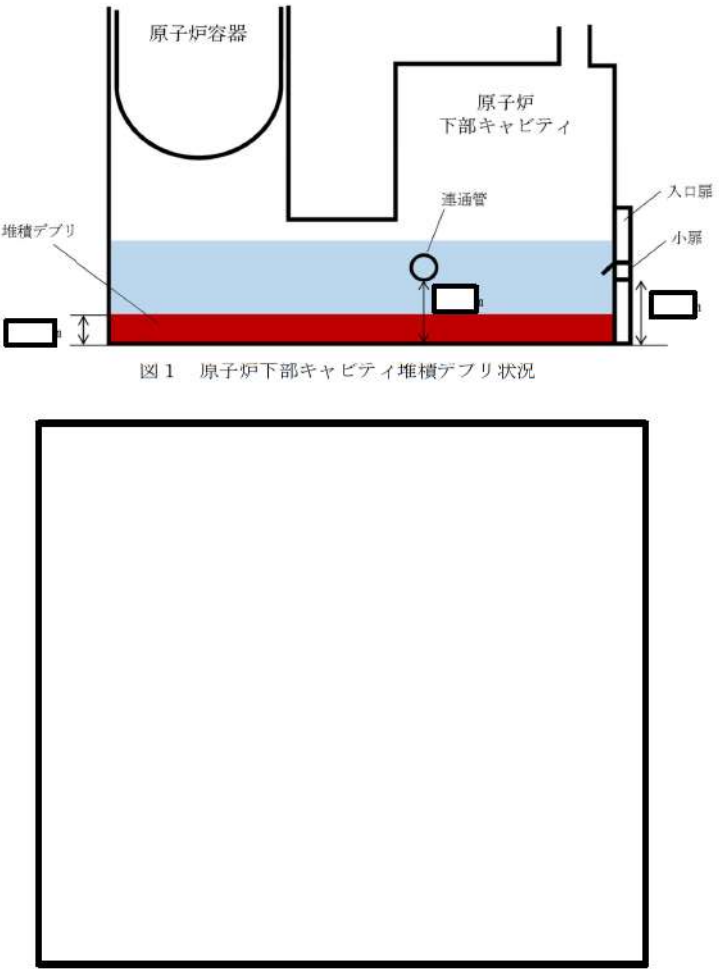
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.5 原子炉格納容器下部に落下する溶融デブリ評価条件と落下後の体積に関する考慮）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																
<p>表1 溶融炉心に関する評価条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>設定値</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>溶融炉心落下割合</td> <td>100%(約 220 t)</td> <td>保守的に全炉心相当量が落下するものとして設定</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心の組成</td> <td>図2参照</td> <td>MAAP コードによる評価結果(炉内構造物の組成・質量等を考慮)</td> </tr> <tr> <td>格納容器下部床面積</td> <td>約 24m²</td> <td>設計値</td> </tr> </tbody> </table>	項目	設定値	設定根拠	溶融炉心落下割合	100%(約 220 t)	保守的に全炉心相当量が落下するものとして設定	溶融炉心の組成	図2参照	MAAP コードによる評価結果(炉内構造物の組成・質量等を考慮)	格納容器下部床面積	約 24m ²	設計値	<p>表1 溶融炉心の拡がりに関する評価条件</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>設定値</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>溶融炉心落下割合</td> <td>100% [](t)</td> <td>保守的に全炉心相当量が落下するものとして設定</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心の組成</td> <td>図2参照</td> <td>MAAP コードによる評価結果(炉内構造物の組成・質量等を考慮)</td> </tr> <tr> <td>原子炉下部キャビティ床面積</td> <td>[]m²</td> <td>設計値^(注)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注) 通路部を除く</p>	項目	設定値	設定根拠	溶融炉心落下割合	100% [](t)	保守的に全炉心相当量が落下するものとして設定	溶融炉心の組成	図2参照	MAAP コードによる評価結果(炉内構造物の組成・質量等を考慮)	原子炉下部キャビティ床面積	[]m ²	設計値 ^(注)	<p>設計の相違</p>																								
項目	設定値	設定根拠																																																
溶融炉心落下割合	100%(約 220 t)	保守的に全炉心相当量が落下するものとして設定																																																
溶融炉心の組成	図2参照	MAAP コードによる評価結果(炉内構造物の組成・質量等を考慮)																																																
格納容器下部床面積	約 24m ²	設計値																																																
項目	設定値	設定根拠																																																
溶融炉心落下割合	100% [](t)	保守的に全炉心相当量が落下するものとして設定																																																
溶融炉心の組成	図2参照	MAAP コードによる評価結果(炉内構造物の組成・質量等を考慮)																																																
原子炉下部キャビティ床面積	[]m ²	設計値 ^(注)																																																
<p>表2 格納容器下部へ落下するコリウム重量及び体積</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>重量/体積^(注1)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料(UO₂)</td> <td>[]</td> <td>[]</td> </tr> <tr> <td>被覆管(Zr)</td> <td>[]</td> <td>標準長燃料棒, 短尺燃料棒を考慮</td> </tr> <tr> <td>チャンネルボックス/ ウォーターロッド/ スパーサ(Zr)</td> <td>[]</td> <td>チャンネルボックス [] ウォーターロッド [] スパーサ []</td> </tr> <tr> <td>CRD 関係(SUS)</td> <td>[]</td> <td>CR, CRDハウジング, CRDガイドチューブの合計</td> </tr> <tr> <td>CR(B,C)</td> <td>[]</td> <td>CRにおけるB,Cの質量</td> </tr> <tr> <td>炉心支持板/ 燃料支持金具+下部タイ プレート/ 上部タイプレート(SUS)</td> <td>[]</td> <td>炉心支持板 [] 燃料支持金具+下部タイプレート: [] 上部タイプレート []</td> </tr> <tr> <td>合計^(注2)</td> <td>[]</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 重量から体積への換算は以下の密度(密度は温度によって変化するが、常温での値で代表)を用いているため、体積は参考値扱いである。 UO₂ : 10100(kg/m³) Zr : 6500(kg/m³) SUS : 7860(kg/m³) B,C : 2520(kg/m³)</p> <p>(注2) MAAP では、Zr, SUS の酸化を考慮するため、圧力容器ベドスタルへの落下重量は約 220(ton)となる。</p>	項目	重量/体積 ^(注1)	備考	燃料(UO ₂)	[]	[]	被覆管(Zr)	[]	標準長燃料棒, 短尺燃料棒を考慮	チャンネルボックス/ ウォーターロッド/ スパーサ(Zr)	[]	チャンネルボックス [] ウォーターロッド [] スパーサ []	CRD 関係(SUS)	[]	CR, CRDハウジング, CRDガイドチューブの合計	CR(B,C)	[]	CRにおけるB,Cの質量	炉心支持板/ 燃料支持金具+下部タイ プレート/ 上部タイプレート(SUS)	[]	炉心支持板 [] 燃料支持金具+下部タイプレート: [] 上部タイプレート []	合計 ^(注2)	[]	-	<p>表2 原子炉下部キャビティにおいて溶融対象となる構造物の質量及び体積</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>質量/体積^(注1)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>燃料(UO₂)</td> <td>[]</td> <td>[]</td> </tr> <tr> <td>被覆管(Zr)</td> <td>[]</td> <td></td> </tr> <tr> <td>制御棒/BP集合体/ シンプルプラグ(SUS)</td> <td>[]</td> <td>制御棒, BP集合体, シンプルプラグの合計</td> </tr> <tr> <td>制御棒(その他の金属)^(注2)</td> <td>[]</td> <td>制御棒におけるAg, Cd, Inの質量</td> </tr> <tr> <td>下部炉心支持板/ 炉内計装案内管/ 下部炉心支持柱(SUS)</td> <td>[]</td> <td>下部炉心支持板: [] 炉内計装案内管: [] 下部炉心支持柱: []</td> </tr> <tr> <td>原子炉下部キャビティの サポート等(SUS)</td> <td>[]</td> <td></td> </tr> <tr> <td>合計^(注3)</td> <td>[]</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 質量から体積への換算は以下の密度(密度は温度によって変化するが、常温での値で代表)を用いているため、体積は参考値扱いである。 UO₂ : 10100(kg/m³) Zr : 6500(kg/m³) SUS : 7860(kg/m³) Ag : 10500(kg/m³)</p> <p>(注2) 体積については、制御棒のSUS以外の金属は割合の多いAgで代表する。 (注3) MAAPにおける、原子炉下部キャビティへの落下量は約 []であるが、評価では合計値より保守的に設定した数値を使用する。</p>	項目	質量/体積 ^(注1)	備考	燃料(UO ₂)	[]	[]	被覆管(Zr)	[]		制御棒/BP集合体/ シンプルプラグ(SUS)	[]	制御棒, BP集合体, シンプルプラグの合計	制御棒(その他の金属) ^(注2)	[]	制御棒におけるAg, Cd, Inの質量	下部炉心支持板/ 炉内計装案内管/ 下部炉心支持柱(SUS)	[]	下部炉心支持板: [] 炉内計装案内管: [] 下部炉心支持柱: []	原子炉下部キャビティの サポート等(SUS)	[]		合計 ^(注3)	[]		<p>設計の相違</p>
項目	重量/体積 ^(注1)	備考																																																
燃料(UO ₂)	[]	[]																																																
被覆管(Zr)	[]	標準長燃料棒, 短尺燃料棒を考慮																																																
チャンネルボックス/ ウォーターロッド/ スパーサ(Zr)	[]	チャンネルボックス [] ウォーターロッド [] スパーサ []																																																
CRD 関係(SUS)	[]	CR, CRDハウジング, CRDガイドチューブの合計																																																
CR(B,C)	[]	CRにおけるB,Cの質量																																																
炉心支持板/ 燃料支持金具+下部タイ プレート/ 上部タイプレート(SUS)	[]	炉心支持板 [] 燃料支持金具+下部タイプレート: [] 上部タイプレート []																																																
合計 ^(注2)	[]	-																																																
項目	質量/体積 ^(注1)	備考																																																
燃料(UO ₂)	[]	[]																																																
被覆管(Zr)	[]																																																	
制御棒/BP集合体/ シンプルプラグ(SUS)	[]	制御棒, BP集合体, シンプルプラグの合計																																																
制御棒(その他の金属) ^(注2)	[]	制御棒におけるAg, Cd, Inの質量																																																
下部炉心支持板/ 炉内計装案内管/ 下部炉心支持柱(SUS)	[]	下部炉心支持板: [] 炉内計装案内管: [] 下部炉心支持柱: []																																																
原子炉下部キャビティの サポート等(SUS)	[]																																																	
合計 ^(注3)	[]																																																	
<p>[] 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p>	<p>[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>																																																	

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

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.5 原子炉格納容器下部に落下する溶融デブリ評価条件と落下後の体積に関する考慮）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図1 格納容器下部堆積デブリ状況</p> <p>図2 溶融炉心の組成の推移</p> <p>枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p>	 <p>図1 原子炉下部キャビティ堆積デブリ状況</p> <p>図2 溶融炉心の組成の推移</p> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p>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）

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="224 702 896 1117" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="280 1129 981 1157" data-label="Caption"> <p>図3 DEFOR試験において模擬溶融物を水中に落下させた場合の粒子化の様子^[2]</p> </div> <div data-bbox="280 1252 974 1396" data-label="Footnote"> <p>[1] J. D. Gabor, L. Baker, Jr., and J. C. Cassulo, (ANL), "Studies on Heat Removal and Bed Leveling of Induction-heated Materials Simulating Fuel Debris", SAND76-9008 (1976). [2] A. Karbojian, et al., "A scoping study of debris bed formation in the DEFOR test facility," Nucl. Eng. Design 239 1653-1659, 2009.</p> </div>	<div data-bbox="1142 199 1904 662" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="1232 678 1780 710" data-label="Caption"> <p>図3 原子炉下部キャビティ内の連通管及び小扉の設置状況</p> </div> <div data-bbox="1344 1396 1948 1428" 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>	<div data-bbox="1971 199 2105 231" data-label="Text"> <p>記載方針の相違</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）

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.6 熔融炉心の堆積高さの評価に関する考え方について）

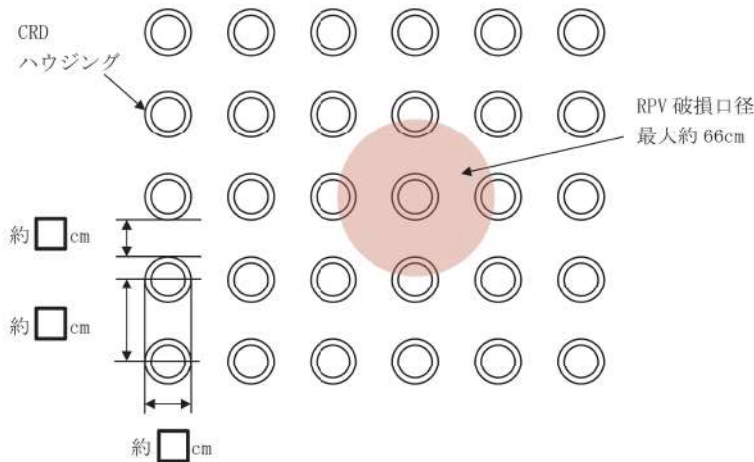
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">【女川の補足説明資料から抜粋】</p> <p>22. 熔融炉心の堆積高さの評価に関する考え方について</p> <p>熔融炉心の堆積高さの評価において、考慮した溶融物(コリウム)の考え方について以下に示す。</p> <p>○原子炉内 約 220 t</p> <p>原子炉内に存在するコリウムの総量については、MAAP 解析結果をベースにした上で、核計装管及び制御棒駆動機構(以下、「CRD」という。)を考慮した(添付資料1 参照)。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料集合体：560 体全て溶解すると想定 ・制御棒：137 本全て溶解すると想定 ・炉内構造物：炉心よりも下部に存在するものは全て溶解すると想定。CRD の炉内に存在する部分も全て溶解すると想定 ・炉内核計装管：全て溶解すると想定(約 t) <p>○原子炉外</p> <p>原子炉外に存在する構造物(以下、「炉外構造物」という。)として、原子炉の直下でコリウムの想定流出経路上に存在する、CRD ハウジング、CRD 交換装置及びCRD 関連機器を考慮した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・CRD ハウジング：CRD ハウジングが1本破損した場合、その破損口径の溶解による広がり considering し、隣接する4本のCRD ハウジングを巻き込んだ、計5本の溶解を想定(約 t) (添付資料2 参照)。 ・CRD 交換装置：全て溶解すると想定(約 t) ・CRD 関連機器：配管や支持金具は全て溶解すると想定(約 t) ・炉外核計装管：全て溶解すると想定(約 t) ・保温材関連：全て溶解すると想定(約 t) <p>上述の考え方に基づき、熔融炉心の堆積高さを算出した。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px; width: fit-content;"> 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開することはできません。 </div>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.5.6</p> <p style="text-align: center;">熔融炉心の堆積高さの評価に関する考え方について</p> <p>熔融炉心の堆積高さの評価において、考慮した溶融物(コリウム)の考え方について以下に示す。</p> <p>○原子炉容器内 t</p> <p>原子炉容器内に存在するコリウムの総量については、原子炉容器内に存在する以下の構造物を考慮した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料集合体：157 体全て溶解すると想定 ・制御棒：48 体全て溶解すると想定 ・BP 集合体・シンプルプラグ：全て溶解すると想定 ・炉内構造物：炉心よりも下部に存在するものは全て溶解すると想定 <p>○原子炉容器外</p> <p>原子炉容器外に存在する構造物として、原子炉下部キャビティに存在する炉内計装案内管及びサポート等を考慮した(別紙1 参照)。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉内計装案内管及びサポート等：全て溶解すると想定(約 t) <p>上述の考え方に基づき、熔融炉心の堆積高さを算出した。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px; width: fit-content;"> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </div>	<p>※女川に倣い新規作成</p> <p>設計の相違 評価条件の相違 ・泊では原子炉内外ではなく原子炉容器内外で堆積高さ評価で考慮する構造物を分けている</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）

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.6 溶融炉心の堆積高さの評価に関する考え方について）

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 1</p> <p style="text-align: center;">CRD の溶融想定箇所について</p> <p>溶融炉心の堆積高さを評価するにあたり、原子炉圧力容器から溶出したコリウムにより溶融されると推定される CRD の箇所について以下に示す（図1）。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 500px; width: 100%; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">図1 CRD 概要図</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin: 0 auto;">枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</div>	<p style="text-align: right;">別紙 1</p> <p style="text-align: center;">原子炉下部キャビティ内の溶融対象となる構造物について</p> <p>溶融炉心の堆積高さを評価するにあたり、原子炉容器から溶出したコリウムにより溶融すると推定した原子炉下部キャビティの構造物について以下に示す（図1）。なお、原子炉下部キャビティ水位の計算においては、炉内計装案内管及びサポート等を考慮せず、原子炉下部キャビティ水量とキャビティ幾何形状から水位を算出している。</p> <div style="border: 1px solid black; height: 500px; width: 100%; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: center;">図1 原子炉下部キャビティの溶融対象となる構造物</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin: 0 auto;">枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</div>	<p>記載内容の相違</p> <p>記載内容の相違</p> <p>・泊では原子炉下部キャビティ水位の算出方法について記載</p>

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.6 溶融炉心の堆積高さの評価に関する考え方について）

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 2</p> <p style="text-align: center;">溶融物量として考慮する CRD の設定について</p> <p>CRD および CRDハウジングの破損本数としては、MAAP 解析において RPV 底部の破損後に破損口の溶融により広がる最大の破損口径：約 66cm に含まれる本数 5 本を考慮している（図 1）。</p>  <p style="text-align: center;">図 1 CRD 配置と RPV 破損口径の関係</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px; width: fit-content; margin-left: auto; margin-right: auto;"> 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。 </div>	<p style="text-align: center;">【該当する資料無し】</p>	

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.7 原子炉下部キャビティの原子炉容器破損直後における溶融炉心の冠水評価）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">【女川の添付資料 3.3.3 の別添を抜粋】</p> <p style="text-align: right;">別添</p> <p style="text-align: center;">格納容器下部の水位が 3.67m の場合における溶融炉心の冠水評価</p> <p>初期水張りの格納容器水位の下限である 3.67m の場合における溶融炉心の冠水評価を以下に示す。</p> <p>(1) 溶融炉心の堆積高さ</p> <p>溶融炉心の堆積形状を図 1 に示す。ポロシティを考慮したデブリ堆積高さ H_{corium} は式(1)で評価する。</p> $H_{corium} = (V_m * (1 - \phi_{ent}) + V_s + V_m * \phi_{ent} / (1 - \epsilon)) / S_{pd} \quad (1)$ <p>ここで、</p> <ul style="list-style-type: none"> V_m : 溶融物体積 (約 27m³) V_s : 圧力容器ベデスタル内構造物体積 (約 6m³) ϕ_{ent} : Ricou-Spalding 相関式に基づく粒子化割合 0.611 (別紙参照) ϵ : ポロシティ (0.5) (0.26 (面心立方格子) から 0.48 (単純立方格子) を包絡する値) S_{pd} : 圧力容器ベデスタル床面積 (約 24m²) <p>式(1)から溶融炉心堆積高さは、約 2.09m となる。</p> <p>(2) 溶融炉心堆積形状の不確かさ評価</p> <p>溶融炉心が均一に堆積しない場合の堆積高さについて評価する。</p> <p>PULiMS 実験において確認された溶融炉心堆積高さと同様距離のアスペクト比を適用し、溶融炉心堆積形状を山状と想定すると、均一化した場合と比較して堆積高さが高くなる。</p> <p>(1) の堆積高さに対して、アスペクト比を考慮した場合の溶融炉心の堆積形状として、図 2 のように、連続層については、円柱上に円錐が堆積した形状とし、その上に粒子状デブリが均様に堆積する形状を仮定する。ここで、アスペクト比は、PULiMS 試験で得られた 1 : 16 を想定する*。これを元に初期水張り 3.67m における堆積高さを計算した結果、堆積高さは約 2.32m となる。計算方法は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・連続層の円錐部分については、堆積高さが最大となるのは床全面に広がった場合であることから、圧力容器ベデスタル直径 5.5m にアスペクト比を考慮すると、頂点部分の堆積高さは約 0.34m となる。 ・円柱部分については、連続層のうち、円錐部分の体積を除いたものとして求める。 	<p style="text-align: right;">添付資料 7.2.5.7</p> <p style="text-align: center;">原子炉下部キャビティの原子炉容器破損直後における溶融炉心の冠水評価</p> <p>原子炉容器破損直後の原子炉下部キャビティ水位における溶融炉心の冠水評価を以下に示す。</p> <p>(1) 溶融炉心の堆積高さ</p> <p>溶融炉心の堆積形状を図 1 に示す。空隙率を考慮したデブリ堆積高さは、H_{corium} は式(1)で評価する。</p> $H_{corium} = (V_m * (1 - \phi_{ent}) + V_n * \phi_{ent} / (1 - \epsilon)) / S_{cv} \quad (1)$ <p>ここで、</p> <ul style="list-style-type: none"> V_n : 溶融物体積 (約 17m³) ϕ_{ent} : 細粒化割合 (約 0.68) (別紙参照) ϵ : 空隙率 (0.5) (0.26 (面心立方格子) から 0.48 (単純立方格子) を包絡する値) S_{cv} : 原子炉下部キャビティ床面積 () m²) <p>式(1)から溶融炉心堆積高さは、() m となる。原子炉容器破損直後の原子炉下部キャビティの水位は約 1.5m であるため、細粒化を考慮した場合においても冠水することが確認できた。</p> <p>(2) 溶融炉心堆積形状の不確かさ評価</p> <p>溶融炉心が均一に堆積しない場合の堆積高さについて評価する。</p> <p>PULiMS 実験において確認された溶融炉心堆積高さと同様距離のアスペクト比を適用し、溶融炉心堆積形状を山状と想定すると、均一化した場合と比較して堆積高さが高くなる。</p> <p>(1) の堆積高さに対して、アスペクト比を考慮した場合の溶融炉心の堆積形状として、図 2 のように連続層については、原子炉下部キャビティの原子炉容器直下の円形部に円柱上に円錐が堆積した形状とする。粒子状デブリは、連続層の上から堆積するものとし、原子炉下部キャビティ全面に均様に堆積する形状を仮定する。ここで、アスペクト比は、PULiMS 試験で得られた 1 : 16 を想定する*。これを元に、原子炉容器破損直後における溶融炉心の堆積高さを計算した結果、堆積高さは() m となる。計算方法は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・連続層は、原子炉下部キャビティのうち原子炉容器直下の円形部分に堆積するものとする。 ・連続層の円錐部分については、堆積高さが最大となるのは円形部分全面に広がった場合であることから、原子炉下部キャビティ円形部分の直径() m にアスペクト比を考慮すると、頂点部分の高さは() m となる。 ・円柱部分については、連続層のうち、円錐部分の堆積を除いたものとして求める。 <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>評価条件の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・溶融炉心が落下する際の下部の水張状態が女川と泊で異なる <p>設計の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉容器下部の構造の違いにより溶融炉心の仮定する形状が異なる

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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.7 原子炉下部キャビティの原子炉容器破損直後における溶融炉心の冠水評価）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>・粒子状デブリについては、連続層の上に一様に堆積すると仮定して求める。</p> <p>・溶融炉心の堆積高さは上述の連続層と粒子状デブリの堆積高さの合計となる。</p> <p>なお、溶融炉心堆積形状が山状の場合、均一化した場合と比較して溶融炉心上部水プールとの伝熱面積が増加して、水位低下が早くなる可能性があるが、伝熱面積の増加分は1%未満である。したがって、伝熱面積の増加による格納容器下部水位変化への影響は小さく、溶融炉心露出までの時間への影響は小さい。</p> <p>※PULiMS 実験のうち、溶融物量が比較的大きい E4 実験において、平均堆積高さ 41mm に対して、拡がり距離は 740mm×560mm となっている（表 1、図 3）。アスペクト比としては 1:18~1:14 程度となっており、おおよそ 1:16 程度の拡がり挙動を示している。デブリ堆積高さの評価としては、ポロシティや压力容器ベドスタル内構造物量等の保守的な設定をしているため、不確かさ評価として考慮するアスペクト比としては、実験結果に基づく平均的な値として 1:16 を適用し評価を行う。</p> <p>PULiMS 実験は溶融物を水中に落下した実験であり、連続層と粒子状デブリを含めたデブリ全体としての堆積高さに関する知見として適用できるものである。連続層と粒子状デブリを含めた全体をアスペクト比 1:16 とするため、本評価では円柱上に円錐が堆積した形状の連続層の上に粒子状デブリが一様に堆積する形状を仮定する。</p>	<p>・粒子状デブリについては、原子炉下部キャビティ床面に連続層の上から一様に堆積すると仮定して求める。</p> <p>・溶融炉心の堆積高さは上述の連続層と粒子状デブリの堆積高さの合計となる。</p> <p>なお、溶融炉心堆積形状が山状の場合、均一化した場合と比較して溶融炉心上部水プールとの伝熱面積が増加して、水位低下が早くなる可能性があるが、伝熱面積の増加分は1%未満である。したがって、伝熱面積の増加による原子炉下部キャビティ水位変化への影響は小さく、溶融炉心露出までの時間への影響は小さい。</p> <p>※PULiMS 実験のうち、溶融物量が比較的大きい E4 実験において、平均堆積高さ 41mm に対して、拡がり距離は 740 mm×560 mm となっている（表 1、図 3）。アスペクト比としては 1:18~1:14 程度となっており、おおよそ 1:16 程度の拡がり挙動を示している。デブリ堆積高さの評価としては、空隙率や炉内及び原子炉下部キャビティ内の構造物量等の保守的な設定をしているため、不確かさ評価として考慮するアスペクト比としては、実験結果に基づく平均的な値として 1:16 を適用し評価を行う。</p> <p>PULiMS 実験は溶融物を水中に落下した実験であり、連続層と粒子状デブリを含めたデブリ全体としての堆積高さに関する知見として適用できるものである。本評価では、デブリ堆積高さを高くするため、連続層は原子炉下部キャビティ床面のうち、原子炉容器直下の円形部に、円柱状の上にアスペクト比 1:16 の円錐が堆積し、その上に粒子状デブリが原子炉下部キャビティ床面全面に堆積する形状を仮定する。</p> <p>溶融炉心の堆積形状については不確かさが大きいため、粒子状デブリの堆積の偏りにより、溶融炉心の一部が露出する可能性は否定できない。また、溶融炉心が落下する際に原子炉容器下部にある計装案内管及びサポート等の構造物が溶融せずに、溶融炉心がこれらに堆積し一部が露出する可能性もある。</p> <p>しかしながら、本評価では原子炉容器破損直後の原子炉下部キャビティ水位（約 1.5m）にて評価を実施しているが、代替格納容器スプレイは継続するため原子炉下部キャビティ水位は上昇し、仮に原子炉容器破損時に一部の溶融炉心が露出したとしても水没する。また、原子炉下部キャビティ水中に落下した溶融炉心により水蒸気が発生し、露出している溶融炉心は水蒸気により冷却される。このため、溶融炉心の一部が露出したとしても原子炉格納容器の健全性には影響はないと考えられる。</p>	<p>記載内容の相違 ・泊では一部の溶融炉心が露出した場合においても CV の健全性に影響を与えないと考えられる旨追記</p>

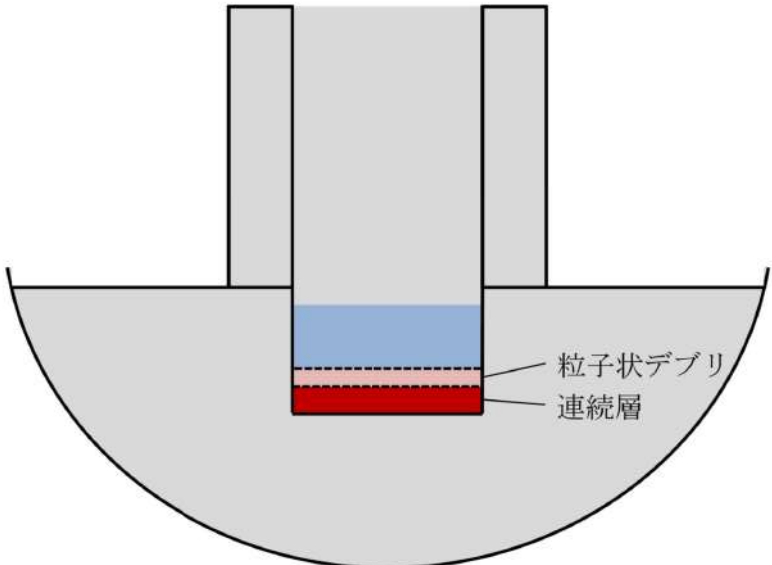
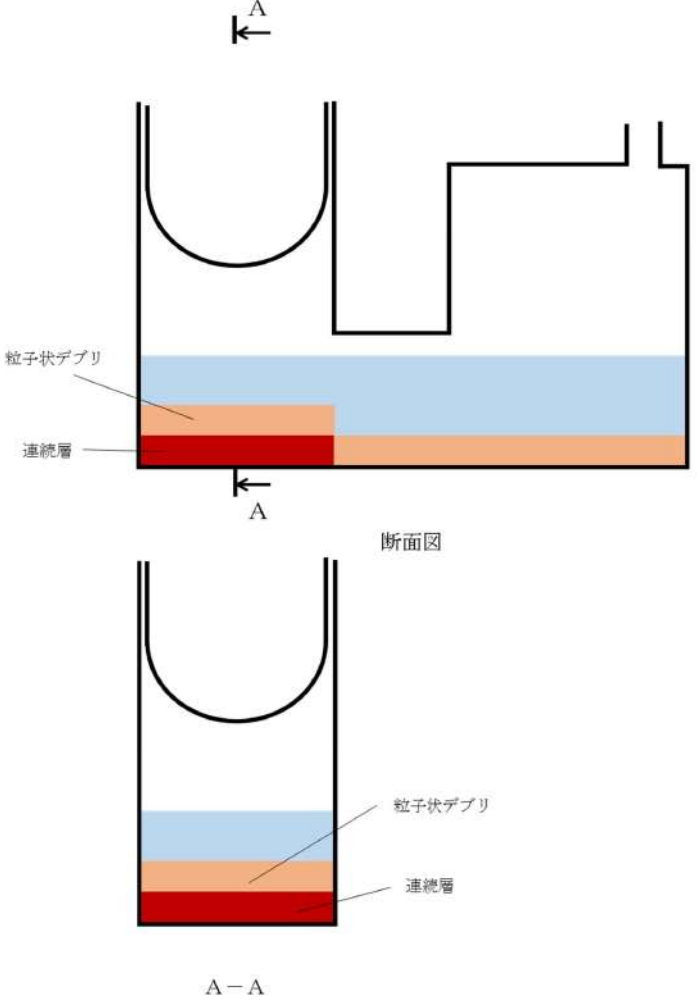
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

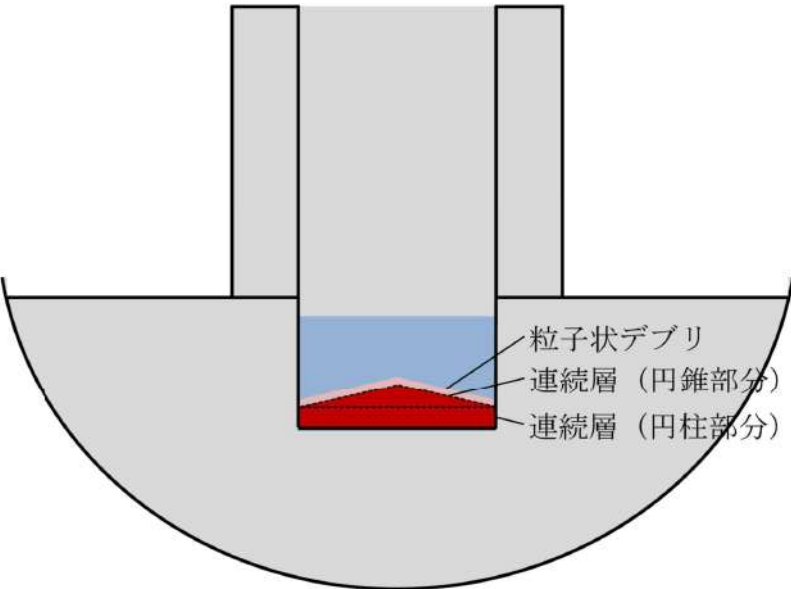
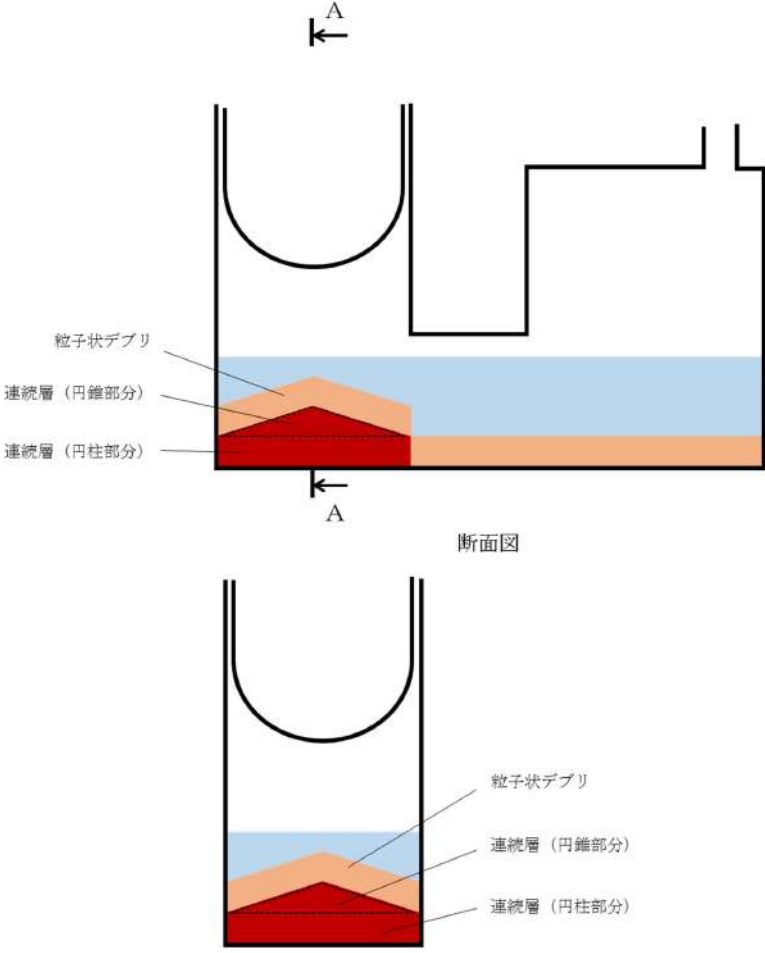
7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.7 原子炉下部キャビティの原子炉容器破損直後における溶融炉心の冠水評価）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3)溶融炉心の冠水評価</p> <p>溶融炉心落下後に格納容器下部注水が行われなかった場合、溶融炉心落下前に張られた水が溶融炉心の崩壊熱及びジルコニウム-水反応による発熱により蒸発した際の水位低下量評価を行った。その結果、不確かさを考慮した溶融炉心の堆積高さ約2.32mまで水位が低下するまでの時間は、RPV破損から約76分後であり、RPVの破損を判断し、格納容器下部注水操作をするために十分な時間余裕があることを確認した。</p> <p>[1] A. Konovalenko, et al., "Experimental Results on Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt-Coolant Interaction," Proceedings of NUTHOS-9, N9P0303, Taiwan (2012).</p>	<p>[1] A. Konovalenko, et al., "Experimental Results on Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt coolant Interaction," Proceedings of NUTHOS-9, N9P0303, Taiwan (2012).</p>	<p>運用の相違</p> <p>・泊ではスプレイにより連続的に下部キャビティに水張を行うため、溶融炉心落下後に下部注水が行われなかった場合の記載は不要</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)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="443 1045 750 1077">図1 熔融炉心堆積形状</p>	 <p data-bbox="1400 1260 1624 1292">図1 熔融炉心堆積形状</p>	<p data-bbox="1971 343 2072 375">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)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="340 1106 864 1137">図2 溶融炉心堆積形状 (不確かさ考慮)</p>	 <p data-bbox="1317 1329 1688 1361">図2 溶融炉心堆積形状 (不確かさ考慮)</p>	<p data-bbox="1975 375 2069 406">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)

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

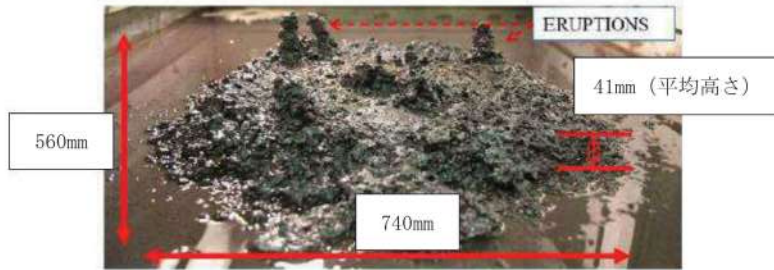


図3 PULiMS 実験結果 (E4) [1]

表1 PULiMS 実験条件と結果 [1]

Table 1. PULiMS-E test matrix with initial conditions.

Parameter	PULiMS tests				
	E1	E2	E3	E4	E5
Melt material	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	B ₂ O ₃ -CaO	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	ZrO ₂ -WO ₃
Melt mass composition, %	42.64-57.36 eutectic	30-70 non-eutectic	42.64-57.36 eutectic	42.64-57.36 eutectic	15.74-84.26 eutectic
Melt jet diameter, mm	20	20	20	20	20
Jet free fall height, mm	400	400	400	400	400
Initial melt volume, L	3	3	10	6	6
Initial melt mass, kg	23.4	7.5	78.1	46.9	41.2
T _{sub} , °C	870	1027	870	870	1231
T _{liq} , °C	870	1027	870	870	1231
Melt temperature in the funnel upon pouring, °C	1006	1350	1076	940	1531
Water pool depth, mm	200	200	200	200	200
Water temperature, °C	79	78	75	77	72

Table 2. Measured and estimated properties of the debris beds in PULiMS-E tests.

Parameter	Exploratory PULiMS tests			
	E1	E3	E4	E5
Melt release time, (sec)	10	15	12	~8.7
Total size x × y, mm	460x440	~750x750	740x560	-
Cake size x × y, mm	~430x320	~750x750	711x471	~400x420
Max debris height, mm	93	unknown	106	50
Area averaged debris bed height, mm	31	~30	30	22
Volume averaged debris bed height, mm	50	unknown	41	28
Debris height under injection point, mm	48	unknown	50	39
Total area occupied by cake, m ²	0.14	~0.44	0.30	0.14
Measured particulate debris mass, kg	~4	unknown	2.9	-
Measured particulate debris mass fraction, %	~20%	unknown	~6.8%	-
Solidified cake mass, kg	~20	unknown	39.5	13.6
Measured debris bed volume, L	~4.2	unknown	8.9	~3.1
Estimated total cake porosity	0.29	-	0.36	0.37
Symmetry of the spread	non-sym.	unknown	non-sym.	symmetric
Steam explosion	no	yes	no	yes
Cake formation	cake	no cake	cake	cake
Measured melt superheat, °C	136	206	70	300
Measured melt superheat in the pool, °C	121	77	48	90
Estimated loss of melt superheat due to jet interaction with coolant, °C	15	129	22	210

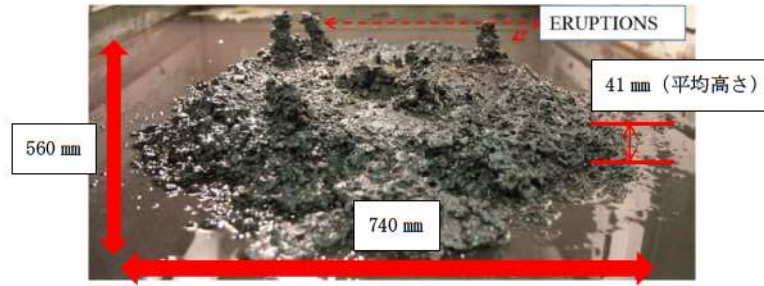


図3 PULiMS 実験結果 (E4) [1]

表1 PULiMS 実験条件と結果 [1]

Table 1. PULiMS-E test matrix with initial conditions.

Parameter	PULiMS tests				
	E1	E2	E3	E4	E5
Melt material	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	B ₂ O ₃ -CaO	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	ZrO ₂ -WO ₃
Melt mass composition, %	42.64-57.36 eutectic	30-70 non-eutectic	42.64-57.36 eutectic	42.64-57.36 eutectic	15.74-84.26 eutectic
Melt jet diameter, mm	20	20	20	20	20
Jet free fall height, mm	400	400	400	400	400
Initial melt volume, L	3	3	10	6	6
Initial melt mass, kg	23.4	7.5	78.1	46.9	41.2
T _{sub} , °C	870	1027	870	870	1231
T _{liq} , °C	870	1027	870	870	1231
Melt temperature in the funnel upon pouring, °C	1006	1350	1076	940	1531
Water pool depth, mm	200	200	200	200	200
Water temperature, °C	79	78	75	77	72

Table 2. Measured and estimated properties of the debris beds in PULiMS-E tests.

Parameter	Exploratory PULiMS tests			
	E1	E3	E4	E5
Melt release time, (sec)	10	15	12	~8.7
Total size x × y, mm	460x440	~750x750	740x560	-
Cake size x × y, mm	~430x320	~750x750	711x471	~400x420
Max debris height, mm	93	unknown	106	50
Area averaged debris bed height, mm	31	~30	30	22
Volume averaged debris bed height, mm	50	unknown	41	28
Debris height under injection point, mm	48	unknown	50	39
Total area occupied by cake, m ²	0.14	~0.44	0.30	0.14
Measured particulate debris mass, kg	~4	unknown	2.9	-
Measured particulate debris mass fraction, %	~20%	unknown	~6.8%	-
Solidified cake mass, kg	~20	unknown	39.5	13.6
Measured debris bed volume, L	~4.2	unknown	8.9	~3.1
Estimated total cake porosity	0.29	-	0.36	0.37
Symmetry of the spread	non-sym.	unknown	non-sym.	symmetric
Steam explosion	no	yes	no	yes
Cake formation	cake	no cake	cake	cake
Measured melt superheat, °C	136	206	70	300
Measured melt superheat in the pool, °C	121	77	48	90
Estimated loss of melt superheat due to jet interaction with coolant, °C	15	129	22	210

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

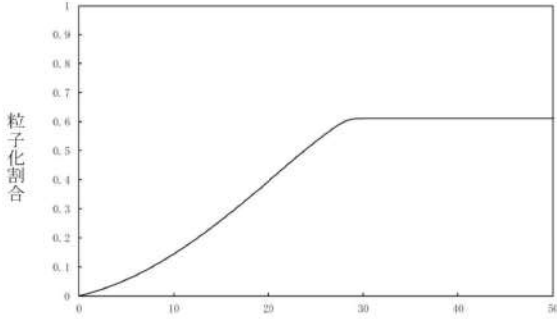
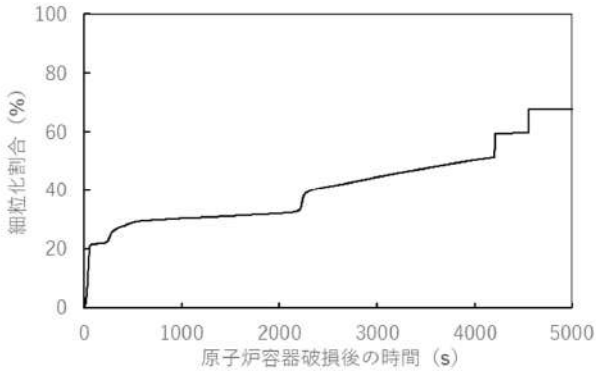
7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.7 原子炉下部キャビティの原子炉容器破損直後における溶融炉心の冠水評価）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">【女川の添付資料 3.3.3 の別紙を抜粋】</p> <p style="text-align: right;">別紙</p> <p style="text-align: center;">粒子化割合の評価</p> <p>RPV 破損時に流出する溶融炉心の粒子化割合を以下の Ricou-Spalding 式によって評価している。本相関式は、MAAP においても実装されている。</p> $d_a = d_{a0} - 2E_0 \left(\frac{\rho_w}{\rho_d} \right)^{1/2} \Delta H_{pool}$ $\Phi_{ent} = \frac{d_{d1,0}^2 - d_{d1}^2}{d_{d1,0}^2}$ <p>ここで、</p> <ul style="list-style-type: none"> Φ_{ent} : 粒子化割合 E_0 : エントレインメント係数 ΔH_{pool} : プール水深 (m) d_{d1} : プール底部における溶融炉心ジェット径 (m) $d_{d1,0}$: 気相部落下を考慮した水面における溶融炉心ジェット径 (m) ρ_{d1} : 溶融炉心ジェット密度 (kg/m³) ρ_w : 水密度 (kg/m³) <p>評価条件は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器下部水位：3.67m ・ 溶融炉心ジェット密度：MAAP 解析結果に基づく時間変化を考慮（RPV 破損直後は約 8100kg/m³） ・ 気相部落下距離：MAAP 解析結果に基づく時間変化を考慮（RPV 破損直後は、6.33m） ・ エントレインメント係数：MAAP 推奨値である <p>以上により評価した結果、粒子化割合（全溶融炉心重量に対する比）は約 61.1% となる（図 1 参照）。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px; text-align: center;"> 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。 </div>	<p style="text-align: right;">別紙</p> <p style="text-align: center;">細粒化割合の評価</p> <p>溶融炉心の細粒化の挙動は水深とジェット径に依存するが、スウェーデン王立工科大学（KTH）の解析研究により得られた凝集モードマップ¹⁴に基づくと、実機条件では、ジェット径に比べて水深が浅いため、原子炉下部キャビティ床に到達した時点では、ほぼすべての溶融炉心がケーキ状に堆積する。ここでは、細粒化に伴い発生した粒子が堆積することを想定し、原子炉容器破損時に流出する溶融炉心の冷却材中での細粒化割合を以下の Ricou-Spalding 式によって評価している。本相関式は、MAAP においても実装されている。</p> $d_{dj} = d_{dj,0} - 2E_0 \left(\frac{\rho_w}{\rho_{dj}} \right)^{1/2} \Delta H_{pool}$ $\Phi_{ent} = \frac{d_{dj,0}^2 - d_{dj}^2}{d_{dj,0}^2}$ <p>ここで、</p> <ul style="list-style-type: none"> Φ_{ent} : 細粒化割合 E_0 : エントレインメント係数 ΔH_{pool} : プール水深 (m) d_{dj} : プール底部における溶融炉心ジェット径 (m) $d_{dj,0}$: 気相部落下を考慮した水面における溶融炉心ジェット径 (m) ρ_{dj} : 溶融炉心ジェット密度 (kg/m³) ρ_w : 水密度 (kg/m³) <p>評価条件は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉下部キャビティ水位：MAAP 解析結果に基づく時間変化を考慮（原子炉容器破損直後は約 1.5 m） ・ 溶融炉心ジェット密度：MAAP 解析結果に基づく時間変化を考慮（原子炉容器破損直後は約 8800 kg/m³） ・ 気相部落下距離：MAAP 解析結果に基づく時間変化を考慮（原子炉容器破損直後は約 3.4 m） ・ エントレインメント係数：MAAP 推奨値である <p>以上により評価した結果、細粒化割合（全溶融炉心重量に対する比）は約 68% となる（図 1 参照）。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px; text-align: center;"> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </div>	<p>記載表現の相違</p> <p>溶融炉心堆積の考え方の相違</p> <p>解析条件、結果の相違</p> <p>設備名称の相違</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用（添付資料 7.2.5.7 原子炉下部キャビティの原子炉容器破損直後における熔融炉心の冠水評価）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="315 323 342 419">粒子化割合</p> <p data-bbox="517 544 781 564">原子炉压力容器破損後の時間(s)</p> <p data-bbox="398 579 808 608">図1 熔融炉心粒子化割合の変化</p>	 <p data-bbox="1211 304 1238 448">細粒化割合 (%)</p> <p data-bbox="1406 560 1666 580">原子炉容器破損後の時間 (s)</p> <p data-bbox="1368 616 1671 639">図1 熔融炉心細粒化割合の変化</p> <p data-bbox="1061 683 1178 707"><参考文献></p> <p data-bbox="1061 719 1957 775">[1] P. Kudinov and M. Davydov "PREDICTION OF MASS FRACTION OF AGGLOMERATED DEBRIS IN A LWR SEVERE ACCIDENT", NURETH14-543</p>	<p data-bbox="1973 204 2105 228">解析結果の相違</p> <p data-bbox="1973 683 2105 707">参考文献の追加</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用 (添付資料3.5.2 原子炉下部キャビティ室への熔融炉心落下後における格納容器の閉じ込め機能について)

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 style="text-align: center;">添付資料3.5.2</p> <p style="text-align: center;">大飯3, 4号炉 原子炉下部キャビティ室への熔融炉心落下後における 格納容器の閉じ込め機能について</p> <p style="text-align: center;">目次</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. はじめに 2. 熔融炉心落下による格納容器閉じ込め機能への影響 <ol style="list-style-type: none"> 2.1 プレストレストコンクリート製格納容器の構造 2.2 熔融炉心落下により想定される格納容器ライナの破損 2.3 格納容器ライナ破損時の閉じ込め機能への影響 3. リークパスを仮定した場合の閉じ込め機能への影響 <ol style="list-style-type: none"> 3.1 貫通リークパスを想定した場合の漏えい量試算 3.2 有効性評価における Cs-137 放出量評価への影響検討 4. さらなる安全性向上対策としての防護壁設置 <ol style="list-style-type: none"> 4.1 熔融炉心の拡がり挙動 4.2 防護壁仕様に対する検討 4.3 防護壁の構造及び機能・性能 4.4 防護壁設置工事の環境 5. まとめ 6. 参考文献 <p style="text-align: center;">(以降、省略)</p>	<p style="text-align: center;">【該当資料無し】</p>	<p>※大飯の CV 型式は FCCV であり、鋼製 CV である泊、高浜とは MCCI による影響、対策が異なるため大飯は添付資料にて CV 閉じ込め機能及び防護壁に関して記載している。泊は不確かさを考慮しても CV 閉じ込め機能が維持されるため、本資料は作成していない (伊方と同様)</p>

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE731-9 r.10.0
提出年月日	令和5年6月30日

泊発電所3号炉
重大事故等対策の有効性評価
比較表

7.3.1 想定事故1

令和5年6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）

大飯発電所 3 / 4 号炉	女川原子力発電所 2 号炉	泊発電所 3 号炉	相違理由
<p>比較結果等を取りまとめた資料</p> <p>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)</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>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</p> <p>d. 当社が自主的に変更したもの : 下記 1 件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・作業性向上の観点から、SFP 注水操作開始が SFP の沸騰開始前に可能になるように作業手順及び評価条件の見直しを実施。具体的な変更内容は以下のとおり。 <ul style="list-style-type: none"> ✓ 事象発生から沸騰するまでの時間を評価するピットを A—使用済燃料ピットから実運用を考慮し B—使用済燃料ピットへ変更したため沸騰するまでの時間を約 4.9 時間から約 6.6 時間に変更 <p>【比較表 P7 他】</p> <ul style="list-style-type: none"> ✓ 沸騰するまでの時間が変更になったことから使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位まで低下する時間を約 1.5 日から約 1.6 日に変更【比較表 P7 他】 ✓ 海水から使用済燃料ピットへの注水操作がより早期に実施できるよう着手時間及び対応人数を見直したことで注水準完了時間を 11.3 時間後から 4.4 時間後に変更【比較表 P7 他】 ✓ 海水から使用済燃料ピットへの注水操作見直しにより、使用済燃料ピットの監視の着手時間の見直し【比較表 P25】 <p>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</p> <p>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</p> <p>b. 女川 2 号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : 下記 1 件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料ピットの状態監視に関する検討資料を追加（添付資料 7.3.1.6）【比較表 P3】 <p>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</p> <p>d. 当社が自主的に変更したもの : なし</p> <p>1-3) バックフィット関連事項</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用済燃料貯蔵槽から発生する水蒸気による悪影響を防止するための対策（KK6/7 知見反映）が関連する。PWR は FH/B が区画化されており、FH/B 内の SA 設備は蒸気環境下の健全性を確保する設計としていることから、設備および運用を変更する必要はないが、作業性向上の観点から、SFP 注水操作開始が SFP の沸騰開始前に可能になるように作業手順及び評価条件の見直しを実施している。 <p>2. 大飯 3 / 4 号炉まとめ資料との比較結果の概要</p> <p>2-1) 泊 3 号炉の特徴について</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊 3 号は他の PWR 3 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） <ul style="list-style-type: none"> ● 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 			

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

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

7.3.1 想定事故1

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
2-2) 有効性評価の主な項目			
項目	大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
想定事故1の特徴	想定事故1では、使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水の温度が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料ピット水位が低下する。このため、緩和措置がとられない場合には、やがて燃料は露出し、損傷に至る。	想定事故1では、使用済燃料ピットの冷却機能及び注水機能が喪失することを想定する。このため、使用済燃料ピット水温が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料ピット水位が緩慢に低下することから、緩和措置がとられない場合には、使用済燃料ピット水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。	相違なし (記載表現は異なるが、想定事故1の特徴としては同一)
燃料損傷防止対策	想定事故1における機能喪失に対して、使用済燃料ピット内の燃料の著しい損傷を防止するため、送水車による使用済燃料ピットへの注水手段を整備する。	想定事故1における機能喪失に対して、使用済燃料ピット内の燃料が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水手段を整備する。	相違なし (記載表現、注水するポンプ車は異なるが、蒸発量を上回る注水量で海水を注水できる点では同様)
有効性評価の結果 (評価項目等)	<u>燃料有効長頂部の冠水及び放射線の遮蔽が維持される水位の確保</u> ：使用済燃料ピットの崩壊熱による蒸発水量を上回る容量の送水車を整備しており、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでに注水を開始できることから、燃料有効長頂部は冠水している。また、放射線の遮蔽が維持できる水位を確保できる。 <u>未臨界性の維持</u> ：使用済燃料ピットは、通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率はAエリアで約0.953、Bエリアで約0.970であり、未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット内の水温が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持される。	<u>燃料有効長頂部の冠水及び放射線の遮蔽が維持される水位の確保</u> ：使用済燃料ピット崩壊熱による蒸発水量を上回る容量の可搬型大型送水ポンプ車を整備しており、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでに注水を開始できることから、燃料有効長頂部は冠水している。また、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できる。 <u>未臨界性の維持</u> ：使用済燃料ピットは、通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は約0.970であり、未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット内の水温が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持される。	相違なし (注水するポンプ車は異なるが、蒸発量を上回る注水量で海水を注水できる点では同様。また、未臨界性の確保に関して実効増倍率の値は多少異なるが、実効増倍率1未満で未臨界性を確保している点では同様。)
2-3) 主な相違			
項目	大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
注水の優先順位の相違	①淡水タンクが使用可能であれば、屋内消火栓、屋外消火栓又はポンプ車からの注水を行う。 ②1次系純水タンクが使用可能であれば、1次系純水タンクからの注水操作を行う。 ③淡水タンク及び1次系純水タンクが使用不能と判断した場合には、送水車を用いた海水による注水を行う。	①1次系純水タンクが使用可能であれば、1次系純水タンクからの注水操作を行う。 ②1次系純水タンクが使用不能と判断した場合は、消火設備が使用可能であれば、消火設備による注水操作を行う。 ③1次系純水タンク及び消火設備が使用不能と判断した場合には、可搬型大型送水ポンプ車を用いた海水による注水を行う。	設備・手順の相違 ・設備構成の違いにより注水操作の優先順位が異なる

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）

7.3.1 想定事故1

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由	
2-4) 相違理由の省略				
相違理由	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号	泊発電所3号炉	相違が生じている理由
設備名称の相違	使用済燃料ピット	使用済燃料プール/燃料プール	使用済燃料ピット	—
	空冷式非常用発電装置	—	代替非常用発電機	—
	送水車	—	可搬型大型送水ポンプ車	—
記載表現の相違	放射線の遮蔽が維持できる最低水位	放射線の遮蔽が維持される最低水位	放射線の遮蔽が維持される最低水位	(女川と同様)
	通常水位	—	NWL	泊では「6.5.2.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」にて通常運転水位をNWLに読み替えているため
	崩壊熱	—	使用済燃料ピット崩壊熱	泊では他の記載箇所に合わせて「使用済燃料ピット崩壊熱」で統一（伊方と同様）
	使用済燃料ピット出口配管/入口配管	—	使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管/出口配管	泊では使用済燃料ピットからの出口/入口配管ではなく、使用済燃料ピット水浄化冷却設備としての入口/出口配管で記載。そのため大飯とは出口と入口が逆の記載となる。

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

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

7.3.1 想定事故1

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4. 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>本原子炉施設における想定事故について、その発生原因と、当該事故に対処するために必要な対策について説明し、使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止対策の有効性評価を行い、その結果について説明する。</p> <p>4.1 想定事故1</p> <p>4.1.1 想定事故1の特徴、燃料損傷防止対策</p> <p>(1) 想定する事故</p> <p>「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」において、使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の一つには、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、想定事故1として「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」がある。</p> <p>(2) 想定事故1の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>想定事故1では、使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能の喪失により、使用済燃料ピット内の水の温度が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料ピット水位が低下する。このため、緩和措置がとられない場合には、やがて燃料は露出し、損傷に至る。</p>	<p>4. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>4.1 想定事故1</p> <p>4.1.1 想定事故1の特徴、燃料損傷防止対策</p> <p>(1) 想定する事故</p> <p>「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」において、燃料プールにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の一つには、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、想定事故1として「燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」がある。</p> <p>(2) 想定事故1の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>想定事故1では、燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失することを想定する。このため、燃料プール水温が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって燃料プール水位が緩慢に低下することから、緩和措置がとられない場合には、燃料プール水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。</p> <p>本想定事故は、燃料プールの冷却機能及び注水機能を喪失したことによって燃料損傷に至る事故を想定するものである。このため、重大事故等対策の有効性評価には燃料プールの注水機能に対する重大事故等対処設備</p>	<p>7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>7.3.1 想定事故1</p> <p>7.3.1.1 想定事故1の特徴、燃料損傷防止対策</p> <p>(1) 想定する事故</p> <p>「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」において、使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止対策の有効性を確認するために想定する事故の一つには、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、想定事故1として「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」がある。</p> <p>(2) 想定事故1の特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>想定事故1では、使用済燃料ピットの冷却機能及び注水機能が喪失することを想定する。このため、使用済燃料ピット水温が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料ピット水位が緩慢に低下することから、緩和措置がとられない場合には、使用済燃料ピット水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。</p> <p>本想定事故は、使用済燃料ピットの冷却機能及び注水機能を喪失したことによって燃料損傷に至る事故を想定するものである。このため、重大事故等対策の有効性評価には使用済燃料ピットの注水機能に対する重大事</p>	<p>記載方針の相違</p> <p>・大飯は添付書類十と同様の記載をまとめ資料にも記載しているが、泊は添付書類十には記載するがまとめ資料には記載しない方針（高浜、女川と同様）</p> <p>記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>記載方針の相違（女川実績の反映）</p>

7.3.1 想定事故1

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>したがって、想定事故1では、使用済燃料ピットへの注水の確保を行うことによって、燃料有効長頂部を冠水させること、放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること及び未臨界を維持させることが必要となる。</p> <p>(3) 燃料損傷防止対策</p> <p>想定事故1における機能喪失に対して、使用済燃料ピット内の燃料の著しい損傷を防止するため、送水車による使用済燃料ピットへの注水手段を整備する。</p> <p>対策の概略系統図を第4.1.1図に、対応手順の概要を第4.1.2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4.1.1表に示す。</p> <p>想定事故1における3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、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34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6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20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。この必要な要員と作業項目について第4.1.3図に示す。</p> <p>a. 使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応</p> <p>使用済燃料ピットポンプトリップによる運転不能等により、使用済燃料ピット冷却機能の故障を確認した場合、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断し、使用済燃料ピット冷却機能回復操作、可搬式使用済燃料ピット区域周辺エリアモニタ、可搬式使用済燃料ピット水位及び使用済燃料ピット監視カメラ冷却装置の設置を行う。</p> <p>使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応に</p>	<p>に期待することが考えられる。</p> <p>したがって、想定事故1では、燃料プール代替注水系(可搬型)により燃料プールへ注水することによって、燃料損傷の防止を図る。また、燃料プール代替注水系(可搬型)により燃料プール水位を維持する。</p> <p>(3) 燃料損傷防止対策</p> <p>想定事故1における機能喪失に対して、燃料プール内の燃料が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、燃料プール代替注水系(可搬型)による燃料プールへの注水手段を整備する。</p> <p>これらの対策の概略系統図を第4.1.1図に、手順の概要を第4.1.2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操作手順の関係を第4.1.1表に示す。</p> <p>想定事故1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、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員で構成され、合計28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、発電課長1名、発電副長1名及び運転操作対応を行う運転員3名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う発電所対策本部要員は6名及び現場操作を行う重大事故等対応要員は17名である。必要な要員と作業項目について第4.1.3図に示す。</p> <p>※1 燃料プール代替注水系(可搬型)以外に、燃料プール代替注水系(常設配管)による対応が可能である。</p> <p>a. 燃料プールの冷却機能喪失確認</p> <p>燃料プールを冷却している系統が機能喪失することにより、燃料プール水の温度が上昇する。中央制御室からの遠隔操作による燃料プールの冷却系の再起動操作が困難な場合、燃料プールの冷却機能喪失であることを確認する。</p> <p>燃料プールの冷却機能喪失を確認するために必要</p>	<p>故等対処設備に期待することが考えられる。</p> <p>したがって、想定事故1では、可搬型大型送水ポンプ車により使用済燃料ピットへ注水することによって、燃料損傷の防止を図る。また、可搬型大型送水ポンプ車により使用済燃料ピット水位を維持する。</p> <p>(3) 燃料損傷防止対策</p> <p>想定事故1における機能喪失に対して、使用済燃料ピット内の燃料が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水手段を整備する。</p> <p>これらの対策の概略系統図を第7.3.1.1図に、手順の概要を第7.3.1.2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操作手順の関係を第7.3.1.1表に示す。</p> <p>想定事故1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、災害対策要員、災害対策要員(支援)及び災害対策本部要員で構成され、合計20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)及び副副長の2名、運転操作対応を行う運転員3名である。発電所構内に常駐している要員のうち、災害対策要員が9名、災害対策要員(支援)が2名、関係各所に通報連絡等を行う災害対策本部要員は4名である。必要な要員と作業項目について第7.3.1.3図に示す。</p> <p>a. 使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応</p> <p>使用済燃料ピットポンプトリップによる運転不能等により、使用済燃料ピット冷却機能の故障を確認した場合、使用済燃料ピット冷却機能喪失と判断し、使用済燃料ピット冷却機能回復操作、使用済燃料ピット可搬型エリアモニタ、使用済燃料ピット水位(可搬型)及び使用済燃料ピット監視カメラ空冷装置の設置を行う。</p> <p>使用済燃料ピット冷却機能喪失の判断及び対応に</p>	<p>記載方針の相違(女川実議の反映)</p> <p>体制の相違</p> <p>・シングルプラントとツインプラントによる相違を除けば、対応操作、要員数ともに同等</p> <p>設備名称の相違</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.3.1 想定事故1

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>必要な計装設備は使用済燃料ピット温度（AM用）等である。</p> <p>b. 使用済燃料ピット水温及び水位の確認 使用済燃料ピット冷却機能の故障により、使用済燃料ピット水温が上昇し、使用済燃料ピット水位が低下していることを確認する。 使用済燃料ピット水温及び水位の確認に必要な計装設備は使用済燃料ピット温度（AM用）等である。</p> <p>c. 使用済燃料ピット補給水系の故障の判断 2次系純水系統及び燃料取替用水ピットからの注水操作を行い、使用済燃料ピット水位の上昇が確認できなければ、使用済燃料ピット補給水系の故障と判断し、使用済燃料ピット補給水系の回復操作を行う。</p> <p>使用済燃料ピット補給水系の故障の判断に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位（AM用）等である。</p> <p>d. 使用済燃料ピット注水操作 淡水タンクが使用可能であれば、屋内消火栓、屋外消火栓又はポンプ車からの注水を行う。 1次系純水タンクが使用可能であれば、1次系純水タンクからの注水操作を行う。</p>	<p>な計装設備は、使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）等である。</p> <p>b. 燃料プールの注水機能喪失確認 燃料プールの冷却機能喪失の確認後、燃料プールの温度上昇による蒸発により燃料プール水位が低下することが想定されるため、補給水系による燃料プールへの注水準備を行う。中央制御室からの遠隔操作により燃料プールへの注水準備が困難な場合、燃料プールの注水機能喪失であることを確認する。</p> <p>燃料プールの注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料プール水位/温度（ヒートサーモ式）等である。 （添付資料 4.1.1）</p> <p>c. 燃料プール代替注水系（可搬型）による燃料プールへの注水 燃料プール代替注水系（可搬型）の準備は冷却機能</p>	<p>必要な計装設備は、使用済燃料ピット温度（AM用）等である。</p> <p>b. 使用済燃料ピット水温及び水位の確認 使用済燃料ピット冷却機能の故障により、使用済燃料ピット水温が上昇し、使用済燃料ピット水位が低下していることを確認する。 使用済燃料ピット水温及び水位を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料ピット温度（AM用）等である。</p> <p>c. 使用済燃料ピット補給水系の故障の判断 使用済燃料ピットの冷却機能喪失の確認後、使用済燃料ピット水の温度上昇による蒸発により使用済燃料ピット水位が低下することが想定されるため、補給水系による使用済燃料ピットへの注水準備を行う。2次系純水系統及び燃料取替用水ピットからの注水操作を行い、使用済燃料ピット水位の上昇が確認できなければ、使用済燃料ピット補給水系の故障と判断し、使用済燃料ピット補給水系の回復操作を行う。</p> <p>使用済燃料ピット補給水系の故障の判断に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位（AM用）等である。 （添付資料7.3.1.6）</p> <p>d. 使用済燃料ピット注水操作 1次系純水タンクが使用可能であれば、1次系純水タンクからの注水操作を行う。 1次系純水タンクが使用不能と判断した場合は、消火設備が使用可能であれば、消火設備による注水操作を行う。 可搬型大型送水ポンプ車による注水準備は冷却機</p>	<p>記載方針の相違（女川実績の反映） ・注水準備の明確化</p> <p>添付資料の相違（女川実績の反映） ・SFPの状態監視に関する添付資料を作成</p> <p>設備・手順の相違 ・設備構成の違いにより注水操作の優先順位が異なる</p> <p>記載方針の相違（女</p>

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

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

7.3.1 想定事故1

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>淡水タンク及び1次系純水タンクが使用不能と判断した場合には、送水車を用いた海水による注水を行う。使用済燃料ピット水位は通常水位を目安に注水し、通常水位到達後は使用済燃料ピット出口配管下端以下とならないよう水位を維持する。</p> <p>以降、使用済燃料ピットへの注水により使用済燃料ピット水位が維持され、温度が安定していることを確認する。</p> <p>使用済燃料ピット注水操作に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位（AM用）等である。</p>	<p>喪失による異常の認知を起点として開始する。準備が完了したところで、燃料プール代替注水系(可搬型)による燃料プールへの注水を開始し、燃料プール水位は回復する。</p> <p>その後、燃料プールの冷却機能を復旧するとともに、燃料プール代替注水系(可搬型)の間欠運転又は流量調整により蒸発量に応じた注水を行うことで、必要な遮蔽^{※2}を確保できる燃料プール水位より高く維持する。</p> <p>燃料プール代替注水系(可搬型)による燃料プールへの注水を確認するために必要な計装設備は、使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)等である。</p> <p>※2 必要な遮蔽の目安とした線量率は10mSv/hとする。</p> <p>想定事故1における原子炉建屋燃料取替床での運転員及び重大事故等対応要員による作業時間は3.5時間であり、その被ばく量は最大で35mSvとなる。また、現場作業員の退避は1時間以内であり、その被ばく量は10mSv以下となる。よって、被ばく量は最大でも35mSvとなるため、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕がある。原子炉建屋燃料取替床での作業は、燃料プール代替注水系(可搬型)を使用する場合のホース設置が想定される。必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hは、定期検査作業時での原子炉建屋燃料取替床における線量率を考慮した値である。この線量率となる燃料プール水位は通常水位から約1.3m下の位置である。</p>	<p>能喪失による異常の認知を起点として開始する。1次系純水タンク及び消火設備が使用不能と判断した場合には、可搬型大型送水ポンプ車を用いた海水による注水を行う。使用済燃料ピット水位はNWLを目安に注水し、NWL到達後は使用済燃料ピット水浄化冷却設備入口配管下端以下とならないよう水位を維持する。</p> <p>その後は、使用済燃料ピットの冷却機能を復旧するとともに、可搬型大型送水ポンプ車の間欠運転又は流量調整により蒸発量に応じた注水を行うことで、必要な遮蔽を確保できる使用済燃料ピット水位より高く維持する。</p> <p>使用済燃料ピット注水操作に必要な計装設備は、使用済燃料ピット水位（AM用）等である。</p>	<p>川浜崎の反映 ・注水準備の明確化</p> <p>記載方針の相違（女川浜崎の反映）</p> <p>【女川】 評価方法の相違 ・放射線の遮蔽が維持される最低水位の考え方が女川と泊、大飯では異なる。 PWR では通常時の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)以下に維持される最低水位を確保する評価としている。 ・具体的な水位については泊、大飯では主要解析条件の表やフロー図に記載</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）

7.3.1 想定事故1

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>想定事故1では、冷却機能又は注水機能の喪失による使用済燃料ピット水温上昇、沸騰及び蒸発により水位は低下するが、燃料有効長頂部を冠水させ、未臨界を維持するために、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。</p> <p>また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故1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>想定事故1に対する初期条件も含めた主要な評価条件を第4.1.2表に示す。また、主要な評価条件について、想定事故1特有の評価条件を以下に示す。</p>	<p>4.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>想定事故1で想定する事故は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」である。</p> <p>想定事故1では、燃料プールの冷却機能喪失及び注水機能喪失に伴い燃料プール水温が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって燃料プール水位が緩慢に低下するが、燃料プールへの注水により、燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。</p> <p>なお、燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることで、燃料有効長頂部は冠水が維持される。未臨界については、燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、維持される。</p> <p>また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故1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>(添付資料4.1.2, 4.1.3)</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>想定事故1に対する初期条件も含めた主要な評価条件を第4.1.2表に示す。また、主要な評価条件について、想定事故1特有の評価条件を以下に示す。</p> <p>なお、本評価では崩壊熱及び運転員の人数の観点から厳しい条件である原子炉運転停止中の燃料プールを前提とする。原子炉運転中の燃料プールは、崩壊熱が原子炉運転停止中の燃料プールに比べて小さく事象進展が緩やかになること、また、より多くの運転員による対応が可能であることから本評価に包絡される。</p>	<p>7.3.1.2 燃料損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>想定事故1で想定する事故は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故」である。</p> <p>想定事故1では、使用済燃料ピットの冷却機能喪失及び注水機能喪失に伴い使用済燃料ピット水温が徐々に上昇し、やがて沸騰して蒸発することによって使用済燃料ピット水位が緩慢に低下するが、使用済燃料ピットへの注水により、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。</p> <p>なお、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることで、燃料有効長頂部は冠水が維持される。未臨界については、燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、維持される。</p> <p>また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、想定事故1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>想定事故1に対する初期条件も含めた主要な評価条件を第7.3.1.2表に示す。また、主要な評価条件について、想定事故1特有の評価条件を以下に示す。</p> <p>なお、本評価では崩壊熱及び運転員の人数の観点から厳しい条件である原子炉運転停止中の使用済燃料ピットを前提とする。原子炉運転中の使用済燃料ピットは、崩壊熱が原子炉運転停止中の使用済燃料ピットに比べて小さく事象進展が緩やかになること、また、より多くの運転員による対応が可能であることから本評価に包絡される。</p>	<p>記載方針の相違（女川実績の反映） ・他の事故シーケンスグループ等に含ませて有効性評価を行う事故を最初に記載 記載表現の相違（女川実績の反映） 記載方針の相違（女川実績の反映） 評価方針の相違（女川実績の反映） 記載方針の相違（女川実績の反映） ・想定事故での評価は運転停止中のSFPを対象とすることは添付資料等で説明していたが、想定事故</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.3.1 想定事故1

大飯発電所3/4号炉	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1.5.7)</p> <p>a. 初期条件</p> <p>(a) 事象発生前使用済燃料ピット水位 使用済燃料ピット水位の実運用に基づき、燃料頂部より7.38mとする。</p> <p>b. 事故条件</p> <p>(a) 安全機能の喪失に対する仮定 使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能が喪失するものとする。</p> <p>(b) 外部電源 外部電源はないものとする。 外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事象進展は同じであることから、資源の評価の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件</p>	<p>(添付資料4.1.2)</p> <p>a. 初期条件</p> <p>(a) 燃料プールの初期水位及び初期水温 燃料プールの初期水位は、通常水位とし、保有水量を厳しく見積もるため、燃料プールと隣接する原子炉ウェルとの間に設置されているプールゲートは閉を仮定する。また、燃料プールの初期水温は、運転上許容される上限の65℃とする。</p> <p>(b) 崩壊熱 燃料プールには貯蔵燃料の他に、原子炉停止後に最短時間(原子炉停止後10日)で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることを想定して、燃料プールの崩壊熱は約6.7MWを用いるものとする。</p> <p>なお、崩壊熱に相当する保有水の蒸発量は約12m³/hである。</p> <p>b. 事故条件</p> <p>(a) 安全機能の喪失に対する仮定 燃料プールの冷却機能及び注水機能として燃料プール冷却浄化系、残留熱除去系、復水補給水系等の機能を喪失するものとする。</p> <p>(b) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。 外部電源が使用できない場合においても、燃料プール代替注水系(可搬型)による燃料プールへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の評価の観点から厳しい評価条件となる外部電源が使用できない場合を想定する。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件</p>	<p>(添付資料6.5.7)</p> <p>a. 初期条件</p> <p>(a) 事象発生前使用済燃料ピット水位 使用済燃料ピット水位の実運用に基づき、NWL(燃料頂部より約7.62m)とする。</p> <p>(b) 事象発生前使用済燃料ピット水温 使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温度として40℃とする。</p> <p>(c) 使用済燃料ピット崩壊熱 原子炉停止後に最短時間(原子炉停止後7.5日)で取り出された全炉心分の燃料及び以前から貯蔵されている使用済燃料が、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定して、使用済燃料ピットの熱負荷は11.508MWを用いるものとする。</p> <p>なお、崩壊熱に相当する保有水の蒸発量は約19.16m³/hである。</p> <p>b. 事故条件</p> <p>(a) 安全機能の喪失に対する仮定 使用済燃料ピットの冷却機能及び注水機能として使用済燃料ピット冷却系及び使用済燃料ピット補給水系の機能を喪失するものとする。</p> <p>(b) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定する。 外部電源が使用できない場合においても、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の評価の観点から厳しい評価条件となる外部電源が使用できない場合を想定する。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件</p>	<p>の本文にその旨明記</p> <p>設計の相違 ・泊の評価上の初期水位は、水位の実運用に基づき、標準的な水位としてNWLに設定</p> <p>記載方針の相違(女川実績の反映)</p> <p>記載表現の相違(女川実績の反映)</p> <p>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）

7.3.1 想定事故1

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(a) 送水車による使用済燃料ピットへの注水流量 崩壊熱による蒸発水量に対して燃料損傷防止が可能な流量として25m³/hを設定する。</p> <p>d. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 送水車による注水は、事象発生時の確認及び移動に必要な時間等を考慮して、事象発生時の5.2時間後に開始するものとする。</p> <p>(3) 有効性評価の結果 想定事故1の事象進展を第4.1.2図に示す。</p> <p>a. 事象進展 事象発生後、使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能の喪失に伴い、使用済燃料ピット水温が徐々に上昇し、約12時間で100℃に到達し、使用済燃料ピット水位は緩慢に低下する。その後、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのは、第4.1.4図に示すとおりの事象発生時の約2.6日後である。</p> <p>事故を検知し、送水車による注水を開始できる時間</p>	<p>(a) 燃料プール代替注水系(可搬型) 燃料プールへの注水は、大容量送水ポンプ(タイプ1)1台を使用するものとし、崩壊熱による燃料プール水の蒸発量を上回る114m³/h^{※3}の流量で注水する。</p> <p>※3 燃料プール代替注水系(可搬型)及び燃料プール代替注水系(常設配管)の注水容量はともに114m³/hである。</p> <p>d. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 燃料プール代替注水系(可搬型)による燃料プールへの注水準備操作は、運転員及び重大事故等対応要員の移動、注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生10時間までに完了するが、燃料プールへの注水操作は事象発生13時間後から開始する。</p> <p>(3) 有効性評価の結果 想定事故1における燃料プール水位の推移を第4.1.4図に、燃料プール水位と線量率の関係を第4.1.5図に示す。</p> <p>a. 事象進展 燃料プールの冷却機能が喪失した後、燃料プール水温は約4℃/hで上昇し、事象発生から約8時間後に100℃に到達する。その後、蒸発により燃料プール水位は低下し始めるが、事象発生から13時間経過した時点で燃料プール代替注水系(可搬型)による燃料プールへの注水を開始すると、燃料プール水位が回復する。</p>	<p>(a) 可搬型大型送水ポンプ車 使用済燃料ピットへの注水は、可搬型大型送水ポンプ車1台を使用するものとし、使用済燃料ピット崩壊熱による使用済燃料ピット水の蒸発量を上回る25m³/hの流量で注水する。</p> <p>d. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水準備操作は、災害対策要員及び災害対策要員(支援)の移動、注水準備に必要な時間等を考慮して、事象発生4.4時間までに完了するが、使用済燃料ピットへの注水操作は使用済燃料ピットの水温が100℃に到達することにより使用済燃料ピット水位が低下し始める事象発生時の約6.6時間後から開始する。</p> <p>(3) 有効性評価の結果 想定事故1の事象進展を第7.3.1.2図に示す。</p> <p>a. 事象進展 事象発生後、使用済燃料ピット冷却機能及び注水機能の喪失に伴い、使用済燃料ピット水温が徐々に上昇し、約6.6時間で100℃に到達し、使用済燃料ピット水位は緩慢に低下する。その後、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位まで低下するのは、第7.3.1.4図に示すとおりの事象発生時の約1.6日後である。</p> <p>事故を検知し、可搬型大型送水ポンプ車による注水</p>	<p>記載方針の相違(女川実績の反映)</p> <p>記載方針の相違 ・注は注水準備完了が水位が低下し始める水温100℃到達前に完了するため注水開始時間を水温が100℃に到達する時間に明確化(島根と同様)</p> <p>評価結果の相違 ・崩壊熱、SFP水量等の差異により、100℃到達時間及び遮蔽が維持される最低水位までの水位低下時間が異なる</p>

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

7.3.1 想定事故1

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>は、事象発生時の5.2時間後であることから、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのに要する時間である事象発生時の約2.6日後に対して十分な時間余裕がある。</p> <p>使用済燃料ピットの崩壊熱による蒸発水量を上回る容量の送水車を整備していることから、使用済燃料ピット水位を回復させ維持することができる。</p> <p>(添付資料 4.1.1)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>使用済燃料ピットの崩壊熱による蒸発水量を上回る容量の送水車を整備しており、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでに注水を開始できることから、燃料有効長頂部は冠水している。また、放射線の遮蔽が維持できる水位を確保できる。</p> <p>使用済燃料ピットは、通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率はAエリアで約0.953、Bエリアで約0.970であり、未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット内の水温が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、実効増倍率は低下し、使用済燃</p>	<p>その後は、燃料プールの冷却機能を復旧するとともに、燃料プール代替注水系(可搬型)により、蒸発量に応じた量を燃料プールに注水することで、燃料プール水位を維持する。</p> <p>(添付資料 4.1.1)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>燃料プール水位は、第4.1.4図に示すとおり、通常水位から約0.36m下まで低下するにどまり、燃料有効長頂部は冠水維持される。また、燃料プール水は事象発生約8時間で沸騰し、その後100℃付近で維持される。</p> <p>また、第4.1.5図に示すとおり、燃料プール水位が通常水位から約0.36m下の水位になった場合の線量率は、約5.4×10^{-2} mSv/hであり、必要な遮蔽の目安とした10mSv/hと比べて低いことから、この水位において放射線の遮蔽は維持されている。</p> <p>なお、線量率の評価点は原子炉建屋燃料取替床の床付近としている。</p> <p>燃料プールでは燃料がボロン添加ステンレス鋼製ラックセルに貯蔵されており、必要な燃料間距離をとる等の設計により水密度の状態によらず臨界未満となるため、本事象においても未臨界は維持される。</p>	<p>を開始できる時間は、事象発生時の4.4時間後であることから、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位まで低下するのに要する時間である事象発生時の約1.6日後に対して十分な時間余裕がある。</p> <p>使用済燃料ピット崩壊熱による蒸発水量を上回る容量の可搬型大型送水ポンプ車を整備していることから、使用済燃料ピット水位を回復させ維持することができる。</p> <p>その後は、使用済燃料ピットの冷却機能を復旧するとともに、可搬型大型送水ポンプ車により、蒸発量に応じた量を使用済燃料ピットに注水することで、使用済燃料ピット水位を維持する。</p> <p>(添付資料 7.3.1.1)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>使用済燃料ピット崩壊熱による蒸発水量を上回る容量の可搬型大型送水ポンプ車を整備しており、使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでに注水を開始できることから、燃料有効長頂部は冠水している。また、放射線の遮蔽が維持される水位を確保できる。</p> <p>使用済燃料ピットは、通常ほう酸水で満たされているが、純水で満たされた状態で、最も反応度の高い新燃料を設備容量分収容した場合を想定しても実効増倍率は約0.970であり、未臨界性を確保できる設計としている。純水で満たされた状態で使用済燃料ピット内の水温が上昇し沸騰状態となり、水密度が低下する場合でも、使用済燃料ピット水位が維持されている状態では中性子は減速不足状態であるため、実効増倍率は低下し、使用済燃料ピットの未臨界は維持される。</p>	<p>記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>設計の相違 ・燃料及びラック仕様等の差異により、実効増倍率が異なる ・大飯の SFP ラックは A エリアがステン</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）

7.3.1 想定事故1

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>料ピットの未臨界は維持される。</p> <p>事象発生5.2時間後から送水車による注水を行うことで、事象発生約9.1時間後には使用済燃料ピット水位を回復させ維持できることから、水位及び温度は安定し、安定状態に至る。その後も送水車による注水を行うことで、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料 4.1.2、4.1.3)</p>	<p>事象発生13時間後から燃料プール代替注水系(可搬型)による燃料プールへの注水を行うことで燃料プール水位は回復し、その後に蒸発量に応じた燃料プールへの注水を継続することで安定状態を維持できる。</p> <p>本評価では、「1.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p>(添付資料 4.1.4、4.1.5)</p>	<p>事象発生4.4時間後までに可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水準備が完了するため、使用済燃料ピットの水位が低下し始める事象発生約6.6時間後から蒸発量に応じた使用済燃料ピットへの注水を継続することで安定状態を維持できる。</p> <p>本評価では、「6.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p>(添付資料 7.3.1.2、7.3.1.3)</p>	<p>レス鋼製ラック、Bエリアがボロン添加ステンレス鋼製の稠密ラックであり、設計が異なることから両エリアの評価結果を示している。泊は両ピットともボロン添加ステンレス鋼製ラックであるため、評価結果が厳しくなる燃料貯蔵体数が多いB-使用済燃料ピットの評価結果のみを示している。</p> <p>設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・初期水位の設定の違いにより安定状態に至る時間が異なる <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は SFT 水が沸騰を開始する前までに注水準備が完了するため水位が低下せず、女川(水位が低下している状態から注水し水位が回復)と状況が異なる。このため、泊と同じ状況である島根と同様の記載とした。 <p>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）

7.3.1 想定事故1

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4.1.3 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>評価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ものとする。</p> <p>想定事故1は、送水車による使用済燃料ピットへの注水操作により、使用済燃料ピット水位の低下を抑制することが特徴である。</p> <p>また、送水車による使用済燃料ピットへの注水操作は、事象発生を起点とする操作であるため、不確かさの影響を確認する運転員等操作はない。</p> <p>(1) 評価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4.1.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、評価条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる崩壊熱、初期水位及び初期水温の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>崩壊熱を最確値とした場合、評価条件で設定している崩壊熱より小さくなり、また、初期水位を最確値とした場合、評価条件で設定している水位より高くなるため、使用済燃料ピット水温の上昇が緩やかになり、水位低下が遅くなるが、使用済燃料ピット水温及び水位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>4.1.3 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>評価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>想定事故1では、燃料プールの冷却機能及び注水機能が喪失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、燃料プール代替注水系(可搬型)による燃料プールへの注水操作とする。</p> <p>(1) 評価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4.1.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、評価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) 運転員等操作時間へ与える影響</p> <p>初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約6.7MWに対して最確条件は約6.4MW以下であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より小さくなるため、燃料プール水温の上昇及び燃料プール水位の低下は緩和されるが、注水操作は燃料の崩壊熱に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員</p>	<p>7.3.1.3 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>評価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>想定事故1は、使用済燃料ピットの冷却機能及び注水機能が喪失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、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作とする。</p> <p>(1) 評価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7.3.1.2表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、評価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使用済燃料ピット崩壊熱、初期水位及び初期水温、初期の地震起因のスロッシング発生並びに使用済燃料ピットに隣接するピットの状態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>初期条件の使用済燃料ピット崩壊熱を最確条件とした場合、評価条件で設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなるため使用済燃料ピット水温の上昇が緩やかになり、水位低下が遅くなるが、使用済燃料ピット水温及び水位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>相違理由</p> <p>評価方針の相違（女川実績の反映） 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</p> <p>評価方針の相違（女川実績の反映） ・泊は地震起因のスロッシング及び隣接するピットの状態の変動の影響を記載</p> <p>評価条件の相違 ・大飯はSFP初期水位を通常水位より低めに設定しているため、初期水位の変動は水位が高くなる場合のみを考慮してい</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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.3.1 想定事故 1

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>初期水温を最確値とした場合、使用済燃料ピット水温が変動するが、使用済燃料ピット水温を起点とする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>等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の燃料プール水温は、評価条件の65℃に対して最確条件は約27℃～約43℃であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料プールの初期水温より低くなり、沸騰開始時間は遅くなるため、時間余裕が長くなるが、注水操作は燃料プール水の初期水温に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の燃料プール水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、通常水位より低い水位の変動を考慮した場合、燃料プール水位が燃料有効長頂部まで低下する時間及び燃料プール水位の低下による異常の認知の時間は短くなる。条件によっては想定する冷却機能喪失による異常認知より早くなり、それにより操作開始が早くなるが、注水操作は冷却機能喪失による異常の認知を起点として操作を開始するため、その起点より操作開始が遅くなることはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、燃料プール水位の低下により原子炉建屋燃料取替床の線量率が上昇するものの、燃料プール水位が通常水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約18時間後(10mSv/hの場合)であり、事象発生から13時間後までに燃料プール代替注水系(可搬型)による燃料プールへの注水が可能であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、保有水量がプールゲート閉時と比べ1.8倍程度となり、燃料プール水温の上昇及び蒸発によ</p>	<p>初期条件の初期水温は、評価条件の40℃に対して最確条件は装荷炉心毎に異なり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、使用済燃料ピット水温が変動するが、使用済燃料ピット水温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>初期条件の初期水位は、評価条件のNWLに対して最確条件はNWL付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、使用済燃料ピット水位が変動するが、使用済燃料ピット水位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>初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、評価条件で設定している初期水位よりも使用済燃料ピット水位が低くなるが、使用済燃料ピット水位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>初期条件の使用済燃料ピットに隣接するピットの状態の変動を考慮した場合、評価条件として設定しているピットの状態より水量が少なくなるため使用済燃料ピット水位の低下は早くなるが、使用済燃料ピット水位を起点とする運転員等操作はない</p>	<p>る。泊のSFP初期水位の評価条件はNWLのため、初期水位が評価条件より低下する場合は考慮し、初期水位が水位低警報レベルである場合の影響を(b)項に記載。</p> <p>記載箇所の相違 ・初期水位の不確かさに関して大飯は前段の崩壊熱と合わせて記載している</p> <p>評価方針の相違(女川実績の反映) ・泊は初期に地震起因のスロッシングが発生した場合の影響を記載</p> <p>評価方針の相違 ・泊は隣接するピットの状態の変動の影響を記載(伊方と同様)</p>

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.3.1 想定事故1

大飯発電所3/4号炉	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>崩壊熱を最確値とした場合、評価条件で設定している崩壊熱より小さくなり、また、初期水位を最確値とした場合、評価条件で設定している初期水位より高くなるため、使用済燃料ピット水温の上昇が緩やかになる。したがって、使用済燃料ピット水位の低下が遅くなり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間に対する余裕が大きくなり、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。</p> <p>初期水温の変動を考慮し、評価条件で設定している初期水温より高い場合、使用済燃料ピット水温の上昇は早くなるが、放射線の遮蔽が維持できる最低水位に到達するまでの時間は事象発生の約2.6日後と長時間であることから、初期水温の変動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>また、使用済燃料ピットの初期水温を使用済燃料ピットポンプ1台故障時の使用済燃料ピット水平平均温度の上限である65℃として評価した結果、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのに要する時間は、初期水温40℃の場合と比較して約0.2日短い約2.4日となるが、送水車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生の5.2時間後から可能となることから、十分な操作時間余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p>	<p>燃料プール水位の低下は緩和されるが、注水操作はプールゲートの状態に応じた対応をとるものではなく、冷却機能喪失による異常の認知を起点とするものであることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(添付資料 4.1.6, 4.1.7, 4.1.8)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の燃料の崩壊熱は、評価条件の約6.7MWに対して最確条件は約6.4MW以下であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料の崩壊熱より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>初期条件の燃料プール水温は、評価条件の65℃に対して最確条件は約27℃～約43℃であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している燃料プール水温より低くなるため、沸騰開始時間は遅くなり、燃料プール水位の低下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>また、自然蒸発、燃料プール水温及び温度の上昇の非一様性により、評価で想定している沸騰による燃料プール水位低下開始時間より早く燃料プール水位の低下が始まることも考えられる。しかし、自然蒸発による影響は沸騰による水位の低下と比べて僅かであり、気化熱により燃料プール水は冷却される。さらに、燃料プール水温の非一様性も沸騰開始後の気泡上昇を駆動力とした対流により影響が小さくなることが考えられる。</p> <p>仮に事象発生直後から沸騰による燃料プール水位の低下が始まると想定した場合であっても、燃</p>	<p>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>初期条件の使用済燃料ピット崩壊熱を最確条件とした場合、評価条件で設定している使用済燃料ピット崩壊熱より小さくなるため、使用済燃料ピット水温の上昇が緩やかになる。したがって、使用済燃料ピット水位の低下が遅くなり、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間に対する余裕が大きくなり、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。</p> <p>初期条件の初期水温は、評価条件の40℃に対して最確条件は装荷炉心毎に異なり、評価条件の不確かさとして、初期水温の変動を考慮し、評価条件で設定している初期水温より水温が高い場合、使用済燃料ピット水温の上昇は早くなるが、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生の約1.6日後と長時間であることから、初期水温の変動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>また、使用済燃料ピットの初期水温を使用済燃料ピットポンプ1台故障時の使用済燃料ピット水平平均温度の上限である65℃とし、初期水位を水位低警報レベルであるNWL-0.08mとして評価した結果、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位まで低下するのに要する時間は、初期水温40℃及び初期水位NWLの場合と比較して約0.2日短い約1.4日となるが、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生の4.4時間後から可能となることから、十分な操作時間余裕があり、評価項目となるパラメータに</p>	<p>相違理由</p> <p>評価条件の相違 ・差異理由は前述どおり(10ページ参照)</p> <p>記載方針の相違(女川実績の反映)</p> <p>評価結果の相違</p> <p>評価条件の相違 ・差異理由は前述どおり(10ページ参照)</p> <p>評価結果の相違</p>

7.3.1 想定事故 1

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）

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約17時間後(10mSv/hの場合)、燃料プール水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は事象発生から3日以上あり、事象発生13時間後までに燃料プール代替注水系(可搬型)による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期条件の燃料プール水位は、評価条件の通常水位に対して最確条件は通常水位付近であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件での初期水位は通常水位を設定しているため、その変動を考慮した場合、燃料プールが通常水位から燃料有効長頂部まで低下する時間は短くなるが、仮に初期水位を水位低警報レベル(通常水位から約0.17m下[※])とした場合であっても、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約23時間後(10mSv/hの場合)、燃料プール水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は事象発生から4日以上あり、事象発生から13時間後までに燃料プール代替注水系(可搬型)による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、燃料プール水位の低下により原子炉建屋燃料取替床の線量率が上昇するものの、燃料プール水位が通常水位から放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約18時間後(10mSv/hの場合)、燃料有効長頂部まで低下する時間は事象発生から3日以上あり、事象発生から13時間後までに燃料プール代替注水系(可搬型)による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、保有水量はプールゲート閉時と比べ1.8倍程度となり、燃料プール水温の上昇及び蒸発によ</p>	<p>与える影響は小さい。</p> <p>初期条件の初期水位は、評価条件のNWLに対して最確条件はNWL付近であり、評価条件の不確かさとして、初期水位の変動を考慮し、評価条件で設定している初期水位が低い場合は、使用済燃料ビット水温の上昇は早くなるが、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生の約1.6日後と長時間であることから、初期水位の変動が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>追而【地震津波側審査の反映】 (新たに設定した基準地震動による SFP スロッシングの溢水量評価結果を受けて反映のため)</p> </div> <p>初期に地震起因のスロッシングが発生した場合、事象発生から使用済燃料ビット水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位まで低下するのに要する時間は、初期水位NWLの場合と比較して約0.1日短い約1.5日となるが、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ビットへの注水は、事象発生の4.4時間後から可能となることから、十分な操作時間余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期条件の使用済燃料ビットに隣接するビットの状態の変動を考慮し、使用済燃料ビットと燃料取替チャンネル及び燃料検査ビットを切り離した状態として評価した結果、事象発生から使用済燃料ビット水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位まで</p>	<p>記載箇所の相違 ・初期水位の不確かさに関して大飯は前段の崩壊熱と合わせて記載している</p> <p>評価方針の相違(女川実績の反映) ・泊は初期に地震起因のスロッシングが発生した場合の影響を記載</p> <p>評価方針の相違 ・泊は隣接するビットの状態の変動の影響を記載(伊方と同様)</p>

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.3.1 想定事故 1

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>なお、使用済燃料ピット内では、わずかであるが常に蒸発現象が起きており、使用済燃料ピット内の水温上昇過程で沸騰にいたらなくても蒸発により水位は少しずつ低下している。</p> <p>この影響を考慮し、100℃の水が沸騰により蒸発する時間のみで評価した場合、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのに要する時間は、初期水温40℃の場合と比較して約0.5日短い約2.1日となるが、送水車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生の5.2時間後から可能となることから、十分な操作時間余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>b. 操作条件 操作条件の不確かさとして、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響及び評価上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与</p>	<p>る燃料プール水位の低下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>※4 使用済燃料プール水位/温度(ヒートサーモ式)及び使用済燃料 プール水位/温度(ガイドバルブ式)の水位低の警報設定値:通常水位-165mm (添付資料4.1.6, 4.1.7, 4.1.8)</p> <p>【P12, 13から再掲】 また、自然蒸発、燃料プール水温及び温度の上昇の非一様性により、評価で想定している沸騰による燃料プール水位低下開始時間より早く燃料プール水位の低下が始まることも考えられる。しかし、自然蒸発による影響は沸騰による水位の低下と比べて僅かであり、気化熱により燃料プール水は冷却される。さらに、燃料プール水温の非一様性も沸騰開始後の気泡上昇を駆動力とした対流により影響が小さくなることが考えられる。</p> <p>仮に事象発生直後から沸騰による燃料プール水位の低下が開始すると想定した場合であっても、燃料プール水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間は事象発生から約17時間後(10mSv/hの場合)、燃料プール水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は事象発生から3日以上あり、事象発生13時間後までに燃料プール代替注水系(可搬型)による注水が可能であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>b. 操作条件 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</p>	<p>低下する時間は、使用済燃料ピットと燃料取扱用キヤナル及び燃料検査ピットを接続した状態とした場合と比較して約0.2日短い約1.4日となるが、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生の4.4時間後から可能となることから、十分な操作時間余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>なお、自然蒸発、使用済燃料ピット水温及び温度の上昇の非一様性により、評価で想定している沸騰による使用済燃料ピット水位低下開始時間より早く使用済燃料ピット水位の低下が始まることも考えられる。しかし、自然蒸発による影響は沸騰による水位の低下と比べて僅かであり、気化熱により使用済燃料ピット水は冷却される。さらに、使用済燃料ピット水温の非一様性も沸騰開始後の気泡上昇を駆動力とした対流により影響が小さくなることが考えられる。</p> <p>仮に事象発生直後から沸騰による使用済燃料ピット水位の低下が開始すると想定し、初期水位を水位低警報レベルNWL-0.08mとして100℃の水が沸騰により蒸発する時間のみで評価した場合、事象発生から使用済燃料ピット水位が放射線の遮蔽が維持される最低水位まで低下するのに要する時間は、初期水温40℃及び初期水位NWLの場合と比較して約0.3日短い約1.3日となるが、可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水は、事象発生の4.4時間後から可能となることから、十分な操作時間余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>b. 操作条件 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</p>	<p>記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>評価条件の相違 ・差異理由は前述どおり（9ページ参照）</p> <p>評価結果の相違</p> <p>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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.3.1 想定事故1

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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確認する。</p> <p>(a) 要員の配置による他の操作に与える影響</p> <p>送水車による使用済燃料ピットへの注水操作は、第4.1.3図に示すとおり、現場での操作であるが、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作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>送水車による使用済燃料ピットへの注水操作は、評価上の操作開始時間に対して、運用として実際に見込まれる操作開始時間が早くなる。この場合、放射線の遮蔽が維持できる最低水位へ到達するまでの時間余裕が大きくなり、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>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>操作条件の燃料プール代替注水系(可搬型)による燃料プールへの注水操作は、評価上の操作開始時間として事象発生から13時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、当該操作は燃料プールの冷却機能喪失による異常の認知を起点として実施する大容量送水ポンプ(タイプI)の設置作業終了後から開始するものであり、これを含めても準備操作にかかる時間は10時間を想定していることから、実態の操作開始時間は想定している事象発生から13時間後より早まる可能性があり、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>(添付資料4.1.8)</p> <p>【参考：全交流動力電源喪失(TBU)】</p> <p>操作条件の高圧代替注水系による原子炉注水操作は、解析上の操作開始時間として事象発生15分後に注水開始を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、高圧注水機能喪失の認知に係る確認時間及び高圧代替注水系による原子炉注水の操作時間は、時間余裕を含めて設定されており、原子炉への注水開始時間も早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>なお、この操作を行う運転員は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間が早まっても、他の運転員等の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>操作条件の燃料プール代替注水系(可搬型)による燃料プールへの注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間が早まり、燃料プール水位の回復を早める可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>	<p>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>操作条件の可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作は、評価上の操作開始時間として事象発生から約6.6時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、注水準備操作が想定より短い時間で完了することで操作開始時間が早まる可能性があることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>なお、この操作を行う運転員等は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間が早まっても、他の運転員等の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>操作条件の可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間が早まり、使用済燃料ピット水位の回復を早める可能性があることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>	<p>記載方針の相違(女川実線の反映)</p> <p>記載方針の相違(女川実線の反映)</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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.3.1 想定事故1

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。</p> <p>送水車による使用済燃料ピットへの注水操作の操作時間余裕は、「4.1.2(3) 有効性評価の結果」に示すとおり、放射線の遮蔽が維持できる最低水位まで低下するのは事象発生の約2.6日後であり、送水車による注水を開始する時間である事象発生の5.2時間後に対して十分な操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(3) まとめ</p> <p>評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。その結果、評価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、運転員等による送水車を用いた注水により、使用済燃料ピット水位を確保することで、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(添付資料4.1.4)</p>	<p>(添付資料4.1.8)</p> <p>(2) 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>操作条件の燃料プール代替注水系(可搬型)による燃料プールへの注水操作については、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間が事象発生から約1日後(10mSv/hの場合)、燃料プール水位が燃料有効長頂部まで低下する時間が事象発生から4日以上であり、事故を検知して注水を開始するまでの時間は事象発生から13時間後と設定しているため、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。</p> <p>(添付資料4.1.8)</p> <p>(3) まとめ</p> <p>評価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、評価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>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p>	<p>(2) 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>操作条件の可搬型大型送水ポンプ車による使用済燃料ピットへの注水操作の操作時間余裕は、「7.3.1.2(3) 有効性評価の結果」に示すとおり、放射線の遮蔽が維持される最低水位に到達するまでの時間が事象発生の約1.6日後であり、可搬型大型送水ポンプ車による注水準備操作は事象発生の4.4時間後に完了することから、時間余裕がある。</p> <p>(3) まとめ</p> <p>評価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、評価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>この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>(添付資料7.3.1.4)</p>	<p>記載表現の相違(女川実績の反映)</p> <p>評価結果の相違</p> <p>評価方針の相違(女川実績の反映)</p> <p>記載表現の相違(女川実績の反映)</p>

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

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

7.3.1 想定事故1

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4.1.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>想定事故1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、「4.1.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり34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>(2) 必要な資源の評価</p> <p>想定事故1において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>また、水源、燃料及び電源については、3号炉及び4号炉でそれぞれ独立した供給源を有することより、号炉間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号炉ごとに資源の供給が可能であることを確認する。ただし、燃料のうち送水車用燃料（軽油）については共用であるため、3号炉及び4号炉の合計の消費量を評価する。</p> <p>a. 水源</p> <p>海水を取水源として、送水車により使用済燃料ピットへ間欠的に注水(25m³/h)を行う。</p>	<p>4.1.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>想定事故1において、重大事故等対策時における必要な要員は、「4.1.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり28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28名で対処可能である。</p> <p>なお、今回評価した原子炉の運転停止中ではなく、原子炉運転中を想定した場合、事象によっては、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応と、想定事故1の対応が重畳することも考えられる。しかし、原子炉運転中を想定した場合、燃料プールに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いため、操作時間余裕が十分長くあり（原子炉運転開始直後を考慮しても燃料プール水が100℃に到達するまで最低でも1日以上）、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応が収束に向かっている状態での対応となるため、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より対応可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>想定事故1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4.1.9)</p> <p>a. 水源</p> <p>燃料プール代替注水系(可搬型)による燃料プールへの注水については、7日間の対応を考慮すると、合計</p>	<p>7.3.1.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>想定事故1において、重大事故等対策時における必要な要員は、「7.3.1.1(3) 燃料損傷防止対策」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34名で対処可能である。</p> <p>なお、今回評価した原子炉の運転停止中ではなく、原子炉運転中を想定した場合、事象によっては、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応と、想定事故1の対応が重畳することも考えられる。しかし、原子炉運転中を想定した場合、使用済燃料ピットに貯蔵されている燃料の崩壊熱が低いため、操作時間余裕が十分長くあり（原子炉運転開始直後を考慮しても使用済燃料ピット水が100℃に到達するまで最低でも半日以上）、原子炉における重大事故又は重大事故に至るおそれのある事故の対応が収束に向かっている状態での対応となるため、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）により対応可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>想定事故1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>a. 水源</p> <p>海水を取水源として、可搬型大型送水ポンプ車により使用済燃料ピットへ間欠的に注水(25m³/h)を行う。</p>	<p>体制の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・要員体制の差異 <p>記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉が運転中に重大事故等が発生しても想定事故の対応が可能なることを、想定事故の本文にその旨明記する <p>記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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とは評価条件が異なる（女川と同様）