

資料 2 - 5

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SAEH-9 r.1.0
提出年月日	令和5年8月31日

泊発電所 3 号炉
重大事故等対策の有効性評価
補足説明資料
比較表

令和 5 年 8 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。

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

補足説明資料（補足1. 重要事故シーケンスの起因とする過渡事象の選定について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 重要事故シーケンスの起因とする過渡事象の選定について</p> <p>重要事故シーケンスの選定にあたり、多くの事故シーケンスグループにおいて、過渡事象を起因事象とした事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定している。</p> <p>過渡事象は、事象発生後のプラントの応答に応じて、事象分類しており、各事象分類をグループ化することで代表事象の選定を行っている。表1に過渡事象・事故による起因事象の分類結果を、表2にグループ化の結果をそれぞれ示す。</p> <p>上記の整理を実施した上で、有効性評価において過渡事象を起因事象とする重要事故シーケンス（高圧・低圧注水機能喪失（TQUV）、高圧注水・減圧機能喪失（TQUX）、崩壊熱除去機能喪失（TW）、全交流動力電源喪失（TB）及び原子炉停止機能喪失（TC））について解析を実施する際には、事象進展の厳しさや事故シーケンスグループの特徴等の観点で過渡事象を設定している。</p> <p>(1) TQUV、TQUX及びTW：全給水喪失</p> <p>TQUV及びTQUXについては、注水機能が喪失することから、事象進展の厳しさの観点で、原子炉水位の低下が激しい事象を想定する。</p> <p>TWについては、注水が継続するものの崩壊熱除去機能が喪失することで格納容器が先行して破損するシーケンスであるが、TQUV及びTQUXと同様に事象進展が激しい事象として、全給水喪失を想定する。</p> <p>全給水喪失は、給水が停止し、原子炉水位低（レベル3）まで水位が低下して原子炉スクラム、タービントリップに至ることにより、原子炉水位低（レベル3）信号による原子炉スクラムまでに大きな出力低下がない。また、原子炉水位低（レベル2）信号による主蒸気隔離弁閉まで原子炉冷却材が原子炉冷却材圧力バウンダリ外へ放出されることとなる。すなわち出力が高く維持された状態で隔離までの時間が遅くなることから、最も厳しい結果を与えると考えられる。</p> <p>同様に水位低下事象である外部電源喪失との比較を図1及び図2に示す。</p> <p>外部電源喪失は、事象発生直後に全給水喪失が併せて発生する起因事象であるが、起因事象が全給水喪失時の方が、原子炉出力が高いまま維持されており、また原子炉水位の低下が大きくなるのがわかる。</p> <p>(2) TB：外部電源喪失</p> <p>TBについては、事故シーケンスグループの特徴の観点により、起因事象として送電系統又は所内主発電設備の故障等によって外部電源が喪失することを想定する。</p>	<p>1. 重要事故シーケンスの起因とする過渡事象の選定について</p> <p>重要事故シーケンスの選定にあたり、一部の事故シーケンスグループにおいて、過渡事象を起因とした事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定している。</p> <p>過渡事象は、事象発生後のプラントの応答に応じて、事象分類しており、各事象分類をグループ化することで代表事象の選定を行っている。表1に過渡事象・事故による起因事象の分類結果を、表2にグループ化の結果をそれぞれ示す。</p> <p>上記の整理を実施した上で、有効性評価において過渡事象を起因事象とする重要事故シーケンス（2次冷却系からの除熱機能喪失、全交流動力電源喪失、原子炉停止機能喪失）について解析を実施する際には、事象進展の厳しさや事故シーケンスグループの特徴等の観点で過渡事象を設定している。</p> <p>(1) 2次冷却系からの除熱機能喪失：主給水流量喪失</p> <p>事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」では、原子炉の出力運転中に、主給水流量喪失等が発生するとともに、補助給水系機器の機能喪失等により蒸気発生器への注水機能が喪失することで蒸気発生器はドライアウトに至り、2次冷却系からの除熱機能が喪失するシナリオを想定する。</p> <p>「主給水流量喪失」は、主給水ポンプから蒸気発生器への給水が停止し、補助給水系機器の機能喪失等が重畳することで蒸気発生器水位が低下し、原子炉トリップに至ることから、原子炉冷却材喪失の場合と比べて1次冷却材の温度及び圧力上昇が早く、加圧器逃がし弁及び高圧注入系を用いたフィードアンドブリード開始までの時間余裕が短く、かつ、これらの緩和設備に対して要求される設備容量の観点で厳しい結果を与えると考えられる。</p> <p>なお、「外部電源喪失」は、事象発生直後に1次冷却材ポンプがトリップする起因事象であることから、外部電源がある場合に比べて事象発生後の1次冷却材流量が少ない。このため、炉心から蒸気発生器へ輸送される炉心発生熱が相対的に減少することから、外部電源がある場合に比べて、蒸気発生器のドライアウトが遅くなり、炉心冷却の観点で緩和される。また、「主給水流量喪失」以外の「過渡事象」及び「手動停止」では、事象発生後の一定期間主給水系が利用可能であり、「主給水流量喪失」に比べて炉心冷却の観点で緩和される事象である。</p> <p>(2) 全交流動力電源喪失：外部電源喪失</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」については、事故シーケンスグループの特徴の観点により、起因事象として送電系統又は所内主発電設備の故障等によって外部電源が喪失することを想定する。</p>	<p>※女川に倣い新規作成 炉型の相違</p> <p>炉型の相違</p> <p>炉型の相違</p> <p>記載表現の相違</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）

補足説明資料（補足1. 重要事故シーケンスの起因とする過渡事象の選定について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) TC：主蒸気隔離弁の誤閉止（隔離事象）</p> <p>TCについては、事象進展が厳しく、炉心損傷防止対策の有効性に影響する反応度が厳しい事象を想定する。</p> <p>隔離事象のうち、主蒸気隔離弁の誤閉止時は、原子炉圧力が急上昇し、原子炉冷却材中のボイドが減少することにより正の反応度が加わり、中性子束が大きく上昇することから、最も厳しい結果を与えると考えられる。</p> <p>また、有効性評価の実施に当たっては、出力上昇を維持させるため、給水を継続させることとすることから、外部電源喪失は考慮しないものとする。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>(3) 原子炉停止機能喪失：主給水流量喪失及び負荷喪失</p> <p>原子炉停止機能喪失に係る事故シーケンスは「原子炉トリップが必要な起因事象+原子炉トリップ失敗」のみである。原子炉トリップが必要な起因事象としては、1次冷却材圧力の観点で厳しく、蒸気発生器2次側保有水が減少することにより補助給水が必要となるような事象として、「主給水流量喪失」及び「負荷の喪失」を評価対象として考える。</p> <p>なお、「外部電源喪失」は、事象発生直後に1次冷却材ポンプがトリップする起因事象であることから、1次冷却材温度の上昇が大きくなり、減速材温度の上昇による負の反応度期帰還効果が大きくなるため、「主給水流量喪失」及び「負荷の喪失」に比べて圧力評価の観点で緩和される事象である。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>炉型の相違</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）

補足説明資料（補足1. 重要事故シーケンスの起因とする過渡事象の選定について）

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
表2 過渡事象及び事故のグループ化		表2 過渡事象及び事故のグループ化		
事象分類	事象の特徴（グループ化の観点）	選定した起因事象	説明	
非隔離事象	タービントリップ等により原子炉がスクラムする事象であり、タービンバイパス弁は正常に作動する事象であることから、いずれも事象初期から継続して給復水系が利用できる。	主給水流量喪失	蒸気発生器への主給水が完全に停止し、蒸気発生器保有水量が減少し熱除去能力の低下により1次冷却材温度及び圧力が上昇する事象であり、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。	
隔離事象	主蒸気隔離弁（MSIV）などが閉鎖する事象であり、原子炉とタービン側が互いに隔離される事象である。事象初期には給復水系が利用できるが、水源である主復水器のホットウェルが隔離されるため、給復水系の運転継続に支障が生じる。	外部電源喪失	送電系統の故障等により、所内電源の一部又は全部が喪失し、運転状態が乱されるような事象であり、緩和機能として、原子炉トリップ、非常用所内交流電源、補助給水に期待している。	
全給水喪失	タービンからの給水流量が全喪失する事象であり、原子炉水位が低下することにより原子炉スクラムに至る事象である。このため、事象初期には、給復水系が利用できず、他の事象とはプラント応答が異なる。水位低下の観点では、給復水系が利用できないことから、「水位低下事象」時よりも厳しい事象と考えられる。	過渡事象	主給水流量喪失を伴わず原子炉トリップに至る事象を想定しており、緩和機能として原子炉トリップ、補助給水に期待している。なお、今回実施したPRAにおいてはアクシデントマネージメント策である主給水系の回復操作に期待していない。	
水位低下事象	タービンからの給水流量が減少し、原子炉水位が低下することにより原子炉スクラムに至る事象である。給水流量の全喪失までには至らないため、機能は低下しているが事象の初期にも給復水系は利用可能である。			
RPS 誤動作等	原子炉保護系（RPS）の誤動作が起因となっている事象や、制御棒の誤引抜きに関する事象など出力の増加が軽微な事象である。事象初期で原子炉が隔離されないため、給復水系が利用可能である。			
外部電源喪失	外部電源が喪失する事象（所内電源が非常用電源以外にない状態）であり、事象の発生により非常用電源の確保が必要になるなど、他の事象とはプラント応答が異なる。			
SRV 誤開放	原子炉運転中にSRVが誤開放する事象であり、原子炉冷却材（蒸気）の流出を伴う。SRVを通じてS/Pに蒸気が放出されるため、主復水器ホットウェルの水位が低下し、主復水器ホットウェルへの復水補給が必要となるが、原子炉水位の低下に対し給水系が利用可能である。なお、誤開放するSRVは発生頻度の観点から1弁とする。また、ADS等の回路の誤動作による複数のSRVの誤開放は、より影響が大きく、頻度も高いと考えられる中LOCAに含まれる。			

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）

補足説明資料（補足1. 重要事故シーケンスの起因とする過渡事象の選定について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図1 原子炉圧力と原子炉出力の変化</p>		<p>炉型の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・BWR の外部電源喪失は事象発生直後に全給水喪失が発生し、炉心水位が低下する事象進展を示すことから、炉心水位低下事象として同類である全給水喪失の事象進展と比較することにより全給水喪失時が厳しいことを確認している。 ・一方泊では、事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」における外部電源喪失を起因事象とするシナリオは、外部電源がある場合に比べて炉心冷却の観点で事象進展が緩和されることが自明であることから、本文中にその根拠を説明することで示している。
<p>図2 原子炉圧力と原子炉水位の変化</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）

補足説明資料（補足2. 泊3号炉のプラントの特徴について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																
<p>4. 女川2号炉のプラントの特徴について</p> <p>(1) 逃がし安全弁の容量（1個当たりの定格主蒸気流量割合）</p> <p>逃がし安全弁1個当たりの容量に差はないものの、柏崎刈羽6、7号炉や東海第二に比べ、女川2号炉では原子炉熱出力が小さく、原子炉圧力容器内容量が小さいことから、相対的に原子炉圧力の低下が速く、TBP シーケンスにおける原子炉隔離時冷却系の停止時間が早い。</p> <p>また、同様の理由で原子炉冷却材が少ないことで、TBP シーケンスにおける原子炉水位の低下が早いことから、事象進展が厳しくなる。</p> <table border="1" data-bbox="203 440 976 584"> <thead> <tr> <th>発電所</th> <th>逃がし安全弁1個の容量（定格主蒸気流量割合）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>女川2号炉</td> <td>約8%</td> </tr> <tr> <td>柏崎刈羽6、7号炉</td> <td>約5%</td> </tr> <tr> <td>東海第二</td> <td>約6%</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 格納容器空間部体積（原子炉熱出力当たりの空間部体積）</p> <p>女川2号炉は柏崎刈羽6、7号炉や東海第二に比べ、原子炉熱出力に対する格納容器の自由体積が大きいため、格納容器からの除熱機能喪失による過圧事象発生時の格納容器の圧力上昇が遅い。</p> <table border="1" data-bbox="203 788 976 932"> <thead> <tr> <th>発電所</th> <th>格納容器自由体積/原子炉熱出力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>女川2号炉</td> <td>13,050m³/2,436MW ≒ 5.4</td> </tr> <tr> <td>柏崎刈羽6、7号炉</td> <td>13,310m³/3,926MW ≒ 3.4</td> </tr> <tr> <td>東海第二</td> <td>9,800m³/3,293MW ≒ 3.0</td> </tr> </tbody> </table> <p>(3) 格納容器最高使用圧力</p> <p>女川2号炉は柏崎刈羽6、7号炉や東海第二に比べ、格納容器最高使用圧力が高いため、格納容器スプレイの開始時間や格納容器ベント開始時間が遅い。また、格納容器スプレイを実施する格納容器圧力が高いため、より効率的に格納容器圧力を抑制することができる。</p> <table border="1" data-bbox="203 1171 976 1315"> <thead> <tr> <th>発電所</th> <th>格納容器最高使用圧力 (MPa[gage])</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>女川2号炉</td> <td>0.427</td> </tr> <tr> <td>柏崎刈羽6、7号炉</td> <td>0.31</td> </tr> <tr> <td>東海第二</td> <td>0.31</td> </tr> </tbody> </table>	発電所	逃がし安全弁1個の容量（定格主蒸気流量割合）	女川2号炉	約8%	柏崎刈羽6、7号炉	約5%	東海第二	約6%	発電所	格納容器自由体積/原子炉熱出力	女川2号炉	13,050m ³ /2,436MW ≒ 5.4	柏崎刈羽6、7号炉	13,310m ³ /3,926MW ≒ 3.4	東海第二	9,800m ³ /3,293MW ≒ 3.0	発電所	格納容器最高使用圧力 (MPa[gage])	女川2号炉	0.427	柏崎刈羽6、7号炉	0.31	東海第二	0.31	<p>2. 泊3号炉のプラントの特徴について</p> <p>(1) 加圧器逃がし弁の個数と容量（1個当たりの吹出容量）</p> <p>加圧器逃がし弁1個当たりの容量に差はないものの、炉心熱出力が同等の3ループプラントである高浜3、4号炉に比べ、泊3号炉や大飯3、4号炉では加圧器逃がし弁個数が少なく、加圧器逃がし弁開放時の蒸気放出流量が小さい。このため、加圧器逃がし弁及び高圧注入系を用いたフィードアンドブリード操作の伴う「2次冷却系からの除熱機能喪失」では、フィードアンドブリード操作直後の1次冷却材圧力が相対的に高く推移し、高圧注入系からの注入流量が相対的に少ない。</p> <table border="1" data-bbox="1133 456 1883 600"> <thead> <tr> <th>発電所</th> <th>加圧器逃がし弁1個の容量（個数）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>泊3号炉</td> <td>約95t/h/個（2個）</td> </tr> <tr> <td>高浜3、4号炉</td> <td>約95t/h/個（3個）</td> </tr> <tr> <td>大飯3、4号炉</td> <td>約95t/h/個（2個）</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 原子炉格納容器自由体積（原子炉熱出力当たりの自由体積）</p> <p>原子炉格納容器の型式として鋼製CV型を採用する泊3号炉や高浜3、4号炉はPCCV型を採用する大飯3、4号炉に比べ、原子炉熱出力に対する原子炉格納容器の自由体積が大きいため、「格納容器過圧破損」による過圧事象発生時の原子炉格納容器の圧力上昇が遅い。</p> <table border="1" data-bbox="1133 788 1883 932"> <thead> <tr> <th>発電所</th> <th>原子炉格納容器自由体積/原子炉熱出力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>泊3号炉</td> <td>65,500m³/2,652MW ≒ 25</td> </tr> <tr> <td>高浜3、4号炉</td> <td>67,400m³/2,652MW ≒ 25</td> </tr> <tr> <td>大飯3、4号炉</td> <td>72,900m³/3,411MW ≒ 22</td> </tr> </tbody> </table> <p>(3) 原子炉格納容器最高使用圧力</p> <p>原子炉格納容器の型式として鋼製CV型を採用する泊3号炉や高浜3、4号炉はPCCV型を採用する大飯3、4号炉に比べ、原子炉格納容器最高使用圧力が低いため、代替格納容器スプレイの再開操作を原子炉格納容器圧力がより低い状態で実施する。このため、「格納容器過温破損」において原子炉格納容器圧力が低めに推移する傾向になる。</p> <table border="1" data-bbox="1133 1171 1883 1315"> <thead> <tr> <th>発電所</th> <th>原子炉格納容器最高使用圧力 (MPa[gage])</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>泊3号炉</td> <td>0.283</td> </tr> <tr> <td>高浜3、4号炉</td> <td>0.283</td> </tr> <tr> <td>大飯3、4号炉</td> <td>0.39</td> </tr> </tbody> </table>	発電所	加圧器逃がし弁1個の容量（個数）	泊3号炉	約95t/h/個（2個）	高浜3、4号炉	約95t/h/個（3個）	大飯3、4号炉	約95t/h/個（2個）	発電所	原子炉格納容器自由体積/原子炉熱出力	泊3号炉	65,500m ³ /2,652MW ≒ 25	高浜3、4号炉	67,400m ³ /2,652MW ≒ 25	大飯3、4号炉	72,900m ³ /3,411MW ≒ 22	発電所	原子炉格納容器最高使用圧力 (MPa[gage])	泊3号炉	0.283	高浜3、4号炉	0.283	大飯3、4号炉	0.39	<p>※女川に倣い新規作成 ※プラントの特徴を記載した資料であることから一言一句の比較は実施しない</p>
発電所	逃がし安全弁1個の容量（定格主蒸気流量割合）																																																	
女川2号炉	約8%																																																	
柏崎刈羽6、7号炉	約5%																																																	
東海第二	約6%																																																	
発電所	格納容器自由体積/原子炉熱出力																																																	
女川2号炉	13,050m ³ /2,436MW ≒ 5.4																																																	
柏崎刈羽6、7号炉	13,310m ³ /3,926MW ≒ 3.4																																																	
東海第二	9,800m ³ /3,293MW ≒ 3.0																																																	
発電所	格納容器最高使用圧力 (MPa[gage])																																																	
女川2号炉	0.427																																																	
柏崎刈羽6、7号炉	0.31																																																	
東海第二	0.31																																																	
発電所	加圧器逃がし弁1個の容量（個数）																																																	
泊3号炉	約95t/h/個（2個）																																																	
高浜3、4号炉	約95t/h/個（3個）																																																	
大飯3、4号炉	約95t/h/個（2個）																																																	
発電所	原子炉格納容器自由体積/原子炉熱出力																																																	
泊3号炉	65,500m ³ /2,652MW ≒ 25																																																	
高浜3、4号炉	67,400m ³ /2,652MW ≒ 25																																																	
大飯3、4号炉	72,900m ³ /3,411MW ≒ 22																																																	
発電所	原子炉格納容器最高使用圧力 (MPa[gage])																																																	
泊3号炉	0.283																																																	
高浜3、4号炉	0.283																																																	
大飯3、4号炉	0.39																																																	

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）

補足説明資料（補足2. 泊3号炉のプラントの特徴について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																
<p>(4) 外部水源持ち込み可能量（原子炉熱出力当たりの外部水源持ち込み可能量）</p> <p>女川2号炉は柏崎刈羽6，7号炉や東海第二に比べ、耐震性確保のため外部水源の持ち込み可能量は少ない。しかしながら、原子炉熱出力当たりの外部水源持ち込み可能量としては東海第二よりも若干大きいため、格納容器過圧事象発生時の外部水源を用いた格納容器スプレイによる圧力抑制可能期間が長い。</p> <table border="1" data-bbox="199 539 969 683"> <thead> <tr> <th>発電所</th> <th>外部水源持ち込み可能量／原子炉熱出力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>女川2号炉</td> <td>約 2,200m³／2,436MW ≒ 約 0.90</td> </tr> <tr> <td>柏崎刈羽6，7号炉</td> <td>約 4,700m³／3,926MW ≒ 約 1.2</td> </tr> <tr> <td>東海第二</td> <td>約 2,800m³／3,293MW ≒ 約 0.85</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">以上</p>	発電所	外部水源持ち込み可能量／原子炉熱出力	女川2号炉	約 2,200m ³ ／2,436MW ≒ 約 0.90	柏崎刈羽6，7号炉	約 4,700m ³ ／3,926MW ≒ 約 1.2	東海第二	約 2,800m ³ ／3,293MW ≒ 約 0.85	<p>(4) 外部水源持ち込み可能量（原子炉熱出力当たりの外部水源持ち込み可能量）</p> <p>原子炉格納容器の型式として鋼製CV型を採用する泊3号炉や高浜3，4号炉はPCCV型を採用する大飯3，4号炉に比べ、外部水源の持ち込み可能量が多い。外部水源持ち込み可能量は、残存デブリ冷却のための注水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が成立し、且つ、SA時の原子炉格納容器内圧力の監視継続が可能であることを条件として決定した格納容器水位計の設置高さに相当する水量として決定したものである。外部水源持ち込み可能量の相違理由は、鋼製CV型を採用する泊3号炉及び高浜3，4号炉とPCCV型を採用する大飯3，4号炉とで原子炉格納容器の区画形状が大きく異なるためである。このため、原子炉熱出力当たりの外部水源持ち込み可能量としても大きくなる。なお、SA対策の有効性評価では事故発生後24時間での格納容器内自然対流冷却を想定しており、持ち込み可能量の上限まで注水するシナリオは想定しない。</p> <table border="1" data-bbox="1146 539 1886 687"> <thead> <tr> <th>発電所</th> <th>外部水源持ち込み可能量／原子炉熱出力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>泊3号炉</td> <td>約 6,100m³／2,652MW ≒ 約 2.3</td> </tr> <tr> <td>高浜3，4号炉</td> <td>約 6,600m³／2,652MW ≒ 約 2.5</td> </tr> <tr> <td>大飯3，4号炉</td> <td>約 4,400m³／3,411MW ≒ 約 1.3</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">以上</p>	発電所	外部水源持ち込み可能量／原子炉熱出力	泊3号炉	約 6,100m ³ ／2,652MW ≒ 約 2.3	高浜3，4号炉	約 6,600m ³ ／2,652MW ≒ 約 2.5	大飯3，4号炉	約 4,400m ³ ／3,411MW ≒ 約 1.3	
発電所	外部水源持ち込み可能量／原子炉熱出力																	
女川2号炉	約 2,200m ³ ／2,436MW ≒ 約 0.90																	
柏崎刈羽6，7号炉	約 4,700m ³ ／3,926MW ≒ 約 1.2																	
東海第二	約 2,800m ³ ／3,293MW ≒ 約 0.85																	
発電所	外部水源持ち込み可能量／原子炉熱出力																	
泊3号炉	約 6,100m ³ ／2,652MW ≒ 約 2.3																	
高浜3，4号炉	約 6,600m ³ ／2,652MW ≒ 約 2.5																	
大飯3，4号炉	約 4,400m ³ ／3,411MW ≒ 約 1.3																	

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）

補足説明資料（補足3. 常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性）

女川原子力発電所2号炉		※常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない			
事故シナリオスグループ	事故と対応の概要	炉心損傷防止対策			常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替
		炉心冷却	格納容器冷却	電源・水質	
全交戻電力電源喪失（T1目付）	<p>【事故概要】 全交戻電力電源喪失が発生するとともに、過剰した電力が3軸の制御棒を駆動する。これにより、炉心冷却能力が低下し、格納容器内の圧力上昇により炉心が沸騰状態となる。24時間経過後には常設交代交代用電源設備から供給し、炉心冷却能力を回復し、25時間後からは復旧電源設備から供給し、炉心冷却能力を回復し、格納容器内の圧力上昇を抑制する。</p> <p>【補足喪失の前提】 -全交戻電力電源（外部電源、蓄電用ディーゼル発電機等）</p>	<p>【炉心冷却】 【高圧注水】 原子炉格納容器冷却系による炉心冷却能力を確保し、炉心温度を100℃以下に維持する。炉心冷却能力は、炉心冷却能力（100℃）にて本位維持。</p> <p>【格納容器冷却】 【高圧注水】 格納容器冷却系による炉心冷却能力を確保し、炉心温度を100℃以下に維持する。炉心冷却能力は、炉心冷却能力（100℃）にて本位維持。</p> <p>【電源・水質】 【高圧注水】 原子炉格納容器冷却系による炉心冷却能力を確保し、炉心温度を100℃以下に維持する。炉心冷却能力は、炉心冷却能力（100℃）にて本位維持。</p>	<p>【格納容器冷却】 【高圧注水】 格納容器冷却系による炉心冷却能力を確保し、炉心温度を100℃以下に維持する。炉心冷却能力は、炉心冷却能力（100℃）にて本位維持。</p>	<p>【電源・水質】 【高圧注水】 原子炉格納容器冷却系による炉心冷却能力を確保し、炉心温度を100℃以下に維持する。炉心冷却能力は、炉心冷却能力（100℃）にて本位維持。</p>	<p>常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替</p>

○：可搬型設備に代替可能
 ×：可搬型設備に代替不可
 -：常設重大事故等対処設備に維持していない

女川原子力発電所2号炉		※常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない			
事故シナリオスグループ	事故と対応の概要	炉心損傷防止対策			常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替
		炉心冷却	格納容器冷却	電源・水質	
全交戻電力電源喪失（T1目付）	<p>【事故概要】 全交戻電力電源喪失が発生するとともに、過剰した電力が3軸の制御棒を駆動する。これにより、炉心冷却能力が低下し、格納容器内の圧力上昇により炉心が沸騰状態となる。24時間経過後には常設交代交代用電源設備から供給し、炉心冷却能力を回復し、25時間後からは復旧電源設備から供給し、炉心冷却能力を回復し、格納容器内の圧力上昇を抑制する。</p> <p>【補足喪失の前提】 -全交戻電力電源（外部電源、蓄電用ディーゼル発電機等）</p>	<p>【炉心冷却】 【高圧注水】 原子炉格納容器冷却系による炉心冷却能力を確保し、炉心温度を100℃以下に維持する。炉心冷却能力は、炉心冷却能力（100℃）にて本位維持。</p> <p>【格納容器冷却】 【高圧注水】 格納容器冷却系による炉心冷却能力を確保し、炉心温度を100℃以下に維持する。炉心冷却能力は、炉心冷却能力（100℃）にて本位維持。</p> <p>【電源・水質】 【高圧注水】 原子炉格納容器冷却系による炉心冷却能力を確保し、炉心温度を100℃以下に維持する。炉心冷却能力は、炉心冷却能力（100℃）にて本位維持。</p>	<p>【格納容器冷却】 【高圧注水】 格納容器冷却系による炉心冷却能力を確保し、炉心温度を100℃以下に維持する。炉心冷却能力は、炉心冷却能力（100℃）にて本位維持。</p>	<p>【電源・水質】 【高圧注水】 原子炉格納容器冷却系による炉心冷却能力を確保し、炉心温度を100℃以下に維持する。炉心冷却能力は、炉心冷却能力（100℃）にて本位維持。</p>	<p>常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替</p>

○：可搬型設備に代替可能
 ×：可搬型設備に代替不可
 -：常設重大事故等対処設備に維持していない

泊発電所3号炉		※常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない			
事故シナリオスグループ	事故と対応の概要	炉心損傷防止対策			常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替
		炉心冷却	炉心格納容器冷却	電源・水質	
原子炉停止機能喪失	<p>【事故概要】 原子炉停止機能喪失により、原子炉出力が上昇し、炉心温度が上昇する。炉心温度が上昇するとともに、炉心冷却能力が低下し、格納容器内の圧力上昇により炉心が沸騰状態となる。24時間経過後には常設交代交代用電源設備から供給し、炉心冷却能力を回復し、25時間後からは復旧電源設備から供給し、炉心冷却能力を回復し、格納容器内の圧力上昇を抑制する。</p> <p>【補足喪失の前提】 -原子炉停止機能喪失（原子炉停止機能喪失）</p>	<p>【炉心冷却】 【高圧注水】 原子炉格納容器冷却系による炉心冷却能力を確保し、炉心温度を100℃以下に維持する。炉心冷却能力は、炉心冷却能力（100℃）にて本位維持。</p> <p>【格納容器冷却】 【高圧注水】 格納容器冷却系による炉心冷却能力を確保し、炉心温度を100℃以下に維持する。炉心冷却能力は、炉心冷却能力（100℃）にて本位維持。</p> <p>【電源・水質】 【高圧注水】 原子炉格納容器冷却系による炉心冷却能力を確保し、炉心温度を100℃以下に維持する。炉心冷却能力は、炉心冷却能力（100℃）にて本位維持。</p>	<p>【格納容器冷却】 【高圧注水】 格納容器冷却系による炉心冷却能力を確保し、炉心温度を100℃以下に維持する。炉心冷却能力は、炉心冷却能力（100℃）にて本位維持。</p>	<p>【電源・水質】 【高圧注水】 原子炉格納容器冷却系による炉心冷却能力を確保し、炉心温度を100℃以下に維持する。炉心冷却能力は、炉心冷却能力（100℃）にて本位維持。</p>	<p>常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替</p>

○：可搬型設備に代替可能
 ×：可搬型設備に代替不可
 -：可搬型設備の代替がある常設設備に維持していない

泊発電所3号炉		※常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない			
事故シナリオスグループ	事故と対応の概要	炉心損傷防止対策			常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替
		炉心冷却	炉心格納容器冷却	電源・水質	
原子炉停止機能喪失	<p>【事故概要】 原子炉停止機能喪失により、原子炉出力が上昇し、炉心温度が上昇する。炉心温度が上昇するとともに、炉心冷却能力が低下し、格納容器内の圧力上昇により炉心が沸騰状態となる。24時間経過後には常設交代交代用電源設備から供給し、炉心冷却能力を回復し、25時間後からは復旧電源設備から供給し、炉心冷却能力を回復し、格納容器内の圧力上昇を抑制する。</p> <p>【補足喪失の前提】 -原子炉停止機能喪失（原子炉停止機能喪失）</p>	<p>【炉心冷却】 【高圧注水】 原子炉格納容器冷却系による炉心冷却能力を確保し、炉心温度を100℃以下に維持する。炉心冷却能力は、炉心冷却能力（100℃）にて本位維持。</p> <p>【格納容器冷却】 【高圧注水】 格納容器冷却系による炉心冷却能力を確保し、炉心温度を100℃以下に維持する。炉心冷却能力は、炉心冷却能力（100℃）にて本位維持。</p> <p>【電源・水質】 【高圧注水】 原子炉格納容器冷却系による炉心冷却能力を確保し、炉心温度を100℃以下に維持する。炉心冷却能力は、炉心冷却能力（100℃）にて本位維持。</p>	<p>【格納容器冷却】 【高圧注水】 格納容器冷却系による炉心冷却能力を確保し、炉心温度を100℃以下に維持する。炉心冷却能力は、炉心冷却能力（100℃）にて本位維持。</p>	<p>【電源・水質】 【高圧注水】 原子炉格納容器冷却系による炉心冷却能力を確保し、炉心温度を100℃以下に維持する。炉心冷却能力は、炉心冷却能力（100℃）にて本位維持。</p>	<p>常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替</p>

○：可搬型設備に代替可能
 ×：可搬型設備に代替不可
 -：可搬型設備の代替がある常設設備に維持していない

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

補足説明資料（補足3. 常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性）

女川原子力発電所2号炉		女川原子力発電所2号炉			泊発電所3号炉		相違理由	
※常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない								
事象シナリオグループ	事象と対応の概要	炉心損傷防止対策			常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替			
		炉心冷却	蒸気発生抑制	電源・水質				
LOCA時注水機使用失敗	<p>【事象概要】 中端脱LOCA（前部配管 1.4m²の破損想定）発生とともに高圧及び低圧の非常用炉心冷却装置が稼働開始が想定される。これにより低圧非常用注水機（注給）（取水形態：ポンプ）を用いた炉心冷却が実現し、炉心の蒸気発生抑制が期待される。可搬型を用いた蒸気発生抑制装置の稼働による蒸気発生抑制が期待される。</p> <p>【可搬型設備の活用】 ・高圧注水機（高圧炉心スプレッド、高圧炉心冷却装置） ・高圧注水機（低圧炉心スプレッド、高圧炉心冷却装置）（注給は水ポンプ）</p>	<p>【注給】 ・注給ポンプ</p> <p>【注給】 ・注給ポンプ（自動運転機能）（6割） ・事故発生から30分後に自動運転</p> <p>【注給】 ・注給ポンプ（注給）（取水形態：ポンプ） ・高圧炉心冷却装置（注給）（取水形態：ポンプ）</p>	<p>【注給】 ・注給ポンプ（注給）（取水形態：ポンプ） ・高圧炉心冷却装置（注給）（取水形態：ポンプ）</p> <p>【注給】 ・注給ポンプ（注給）（取水形態：ポンプ） ・高圧炉心冷却装置（注給）（取水形態：ポンプ）</p>	<p>【注給】 ・注給ポンプ（注給）（取水形態：ポンプ） ・高圧炉心冷却装置（注給）（取水形態：ポンプ）</p> <p>【注給】 ・注給ポンプ（注給）（取水形態：ポンプ） ・高圧炉心冷却装置（注給）（取水形態：ポンプ）</p>	<p>【注給】 ・注給ポンプ（注給）（取水形態：ポンプ） ・高圧炉心冷却装置（注給）（取水形態：ポンプ）</p> <p>【注給】 ・注給ポンプ（注給）（取水形態：ポンプ） ・高圧炉心冷却装置（注給）（取水形態：ポンプ）</p>	<p>常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替</p>	<p>可搬型設備に代替可能</p>	
蒸気発生抑制装置（インターフェースシステム）LOCA	<p>【事象概要】 LOCA発生時に高圧及び低圧の非常用炉心冷却装置が稼働開始が想定される。これにより低圧非常用注水機（注給）（取水形態：ポンプ）を用いた炉心冷却が実現し、炉心の蒸気発生抑制が期待される。可搬型を用いた蒸気発生抑制装置の稼働による蒸気発生抑制が期待される。</p> <p>【可搬型設備の活用】 ・高圧注水機（高圧炉心スプレッド、高圧炉心冷却装置） ・高圧注水機（低圧炉心スプレッド、高圧炉心冷却装置）（注給は水ポンプ）</p>	<p>【注給】 ・注給ポンプ</p> <p>【注給】 ・注給ポンプ（自動運転機能）（6割） ・事故発生から30分後に自動運転</p> <p>【注給】 ・注給ポンプ（注給）（取水形態：ポンプ） ・高圧炉心冷却装置（注給）（取水形態：ポンプ）</p>	<p>【注給】 ・注給ポンプ（注給）（取水形態：ポンプ） ・高圧炉心冷却装置（注給）（取水形態：ポンプ）</p> <p>【注給】 ・注給ポンプ（注給）（取水形態：ポンプ） ・高圧炉心冷却装置（注給）（取水形態：ポンプ）</p>	<p>【注給】 ・注給ポンプ（注給）（取水形態：ポンプ） ・高圧炉心冷却装置（注給）（取水形態：ポンプ）</p> <p>【注給】 ・注給ポンプ（注給）（取水形態：ポンプ） ・高圧炉心冷却装置（注給）（取水形態：ポンプ）</p>	<p>【注給】 ・注給ポンプ（注給）（取水形態：ポンプ） ・高圧炉心冷却装置（注給）（取水形態：ポンプ）</p> <p>【注給】 ・注給ポンプ（注給）（取水形態：ポンプ） ・高圧炉心冷却装置（注給）（取水形態：ポンプ）</p>	<p>常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替</p>	<p>可搬型設備に代替可能</p>	

○：可搬型設備に代替可能
 ×：可搬型設備に代替不可
 -：常設重大事故等対処設備に期待していない

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

補足説明資料 (補足3. 常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性)

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 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>常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない</p>	<p>常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない</p>	<p>常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない</p>	<p>常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない</p>	<p>常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない</p>	<p>相違理由</p>
	<p>常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない</p>	<p>常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない</p>	<p>常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない</p>	<p>常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない</p>	<p>相違理由</p>
<p>常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない</p>	<p>常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない</p>	<p>常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない</p>	<p>常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない</p>	<p>常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない</p>	<p>相違理由</p>

○：可搬型設備に代替可能
 ×：可搬型設備に代替不可
 -：可搬型設備の代替がある常設設備に期待していない

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

補足説明資料（補足3. 常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性）

女川原子力発電所2号炉							泊発電所3号炉							相違理由
(3) 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策							(3) 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策							
※常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない							※常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない							
想定事故	起因事象	燃料損傷防止対策				常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替	想定事故	起因事象	燃料損傷防止対策				常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替	
		漏えい・割傷	注水	陥穽	電圧・電流				漏えい・割傷	注水	陥穽	電圧・電流		
想定事故1	燃料プールの液相燃焼及び注水機燃焼	なし	【電圧】 大容量送水ポンプ（クイック） ・大容量送水ポンプ（クイック）による燃料プールの代用注水（可搬型）を使用した注水 ・事故発生から15分程度に注水開始	【電圧】 【電圧】 大容量送水ポンプ（クイック） ・大容量送水ポンプ（クイック）による燃料プールの代用注水（可搬型）を使用した注水 ・事故発生から15分程度に注水開始	【電圧】 【電圧】 大容量送水ポンプ（クイック） ・大容量送水ポンプ（クイック）による燃料プールの代用注水（可搬型）を使用した注水 ・事故発生から15分程度に注水開始	常設重大事故等対処設備に維持していない。	想定事故1	使用済燃料ピット液相燃焼又は注水機燃焼	なし	【電圧】 【電圧】 大容量送水ポンプ（可搬型） ・可搬型大容量送水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水 ・事故発生から4分程度に注水開始可能。	【電圧】 【電圧】 大容量送水ポンプ（可搬型） ・大容量送水ポンプ（可搬型）による燃料プールの代用注水（可搬型）を使用した注水 ・事故発生から15分程度に注水開始	○	＜燃料損傷防止＞ 可搬型設備による重大事故等対処の有効性を確認している。	
想定事故2	液相燃焼 （燃料プールの液相燃焼の配管割傷）	【漏えい】 燃料プールの液相燃焼防止の工法 ・液相燃焼防止に比べて耐震性の低い燃料プールの液相燃焼防止を想定 【漏えい停止】 サイフォンブレーク ・燃料プールの液相燃焼防止から、0.3m以下で低下した時点で漏えい停止する。	【電圧】 【電圧】 大容量送水ポンプ（クイック） ・大容量送水ポンプ（クイック）による燃料プールの代用注水（可搬型）を使用した注水 ・事故発生から15分程度に注水開始	【電圧】 【電圧】 大容量送水ポンプ（クイック） ・大容量送水ポンプ（クイック）による燃料プールの代用注水（可搬型）を使用した注水 ・事故発生から15分程度に注水開始	【電圧】 【電圧】 大容量送水ポンプ（クイック） ・大容量送水ポンプ（クイック）による燃料プールの代用注水（可搬型）を使用した注水 ・事故発生から15分程度に注水開始	常設重大事故等対処設備に維持していない。	想定事故2	液相燃焼 （使用済燃料ピット液相燃焼の配管割傷）	【漏えい】 【漏えい】 使用済燃料ピット液相燃焼の配管割傷 ・サイフォン現象により使用済燃料ピット内の水の循環が停止して発生 【漏えい停止】 サイフォンブレーク ・使用済燃料ピット水位が満水状態から使用済燃料ピット水位が液相燃焼防止配管で低下した時点で漏えい停止する。	【電圧】 【電圧】 大容量送水ポンプ（可搬型） ・可搬型大容量送水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水 ・事故発生から4分程度に注水開始可能。	○	＜燃料損傷防止＞ 可搬型設備による重大事故等対処の有効性を確認している。		

○：可搬型設備に代替可能
 ×：可搬型設備に代替不可
 -：常設重大事故等対処設備に維持していない

○：可搬型設備に代替可能
 ×：可搬型設備に代替不可
 -：可搬型設備の代替がある常設設備に維持していない

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）

補足説明資料（補足3. 常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性）

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由		
(4) 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策						
※常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない						
事故シナリオグループ	起因事象	燃料損傷防止対策				常設重大事故等対処設備の可搬型設備への代替
		原子炉停止	炉心冷却	除熱	電源・水素	
燃料燃焼時去熱喪失	冷却系統時去熱喪失	<p>運転し安全弁（自動補正機能）【1】類。 ・注水時に炉圧上昇に伴い原子炉圧力調整弁を閉鎖</p> <p>燃料中の燃料燃焼防止方式（圧注後ホールド） ・原子炉圧力調整弁の故障発生後、注水停止により、炉圧を制御し、事故発生24時間後に注水再開。</p>	<p>【燃料】 燃料中の燃料燃焼防止方式（原子炉停止時冷却ホールド）、原子炉燃焼防止方式（原子炉燃焼時の炉内冷却） ・注水による炉内圧力低下に事故対応を行い、除熱開始</p> <p>【電源（補助給水）】 緊急発電機 ・事故発生20分後に常設代替電源（常設発電機）により炉心冷却水供給を維持し、事故発生24時間後に注水再開</p>	<p>【電源】 常設代替電源（常設発電機） ・事故発生20分後に常設代替電源（常設発電機）により炉心冷却水供給を維持し、事故発生24時間後に注水再開</p> <p>【電源（補助給水）】 緊急発電機 ・炉内圧力の低下で対応可能</p>	<p>常設重大事故等対処設備に準拠していない。</p>	
全交直動力電源喪失	全交直動力電源喪失	<p>運転し安全弁（自動補正機能）【1】類。 ・注水時に炉圧上昇に伴い原子炉圧力調整弁を閉鎖</p> <p>燃料中の燃料燃焼防止方式（圧注後ホールド） ・原子炉圧力調整弁の故障発生後、注水停止により、炉圧を制御し、事故発生24時間後に注水再開。</p>	<p>【燃料】 燃料中の燃料燃焼防止方式（原子炉停止時冷却ホールド）、原子炉燃焼防止方式（原子炉燃焼時の炉内冷却） ・注水による炉内圧力低下に事故対応を行い、除熱開始</p> <p>【電源（補助給水）】 緊急発電機 ・炉内圧力の低下で対応可能</p>	<p>常設重大事故等対処設備に準拠していない。</p>		

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由		
(4) 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策						
※常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない						
事故シナリオグループ	起因事象	燃料損傷防止対策				常設重大事故等対処設備の可搬型設備への代替
		原子炉停止	炉心冷却	除熱	電源・水素	
燃料燃焼時去熱喪失	冷却系統時去熱喪失	<p>運転し安全弁（自動補正機能）【1】類。 ・注水時に炉圧上昇に伴い原子炉圧力調整弁を閉鎖</p> <p>燃料中の燃料燃焼防止方式（圧注後ホールド） ・原子炉圧力調整弁の故障発生後、注水停止により、炉圧を制御し、事故発生24時間後に注水再開。</p>	<p>【燃料】 燃料中の燃料燃焼防止方式（原子炉停止時冷却ホールド）、原子炉燃焼防止方式（原子炉燃焼時の炉内冷却） ・注水による炉内圧力低下に事故対応を行い、除熱開始</p> <p>【電源（補助給水）】 緊急発電機 ・事故発生20分後に常設代替電源（常設発電機）により炉心冷却水供給を維持し、事故発生24時間後に注水再開</p>	<p>【燃料】 燃料中の燃料燃焼防止方式（原子炉停止時冷却ホールド）、原子炉燃焼防止方式（原子炉燃焼時の炉内冷却） ・注水による炉内圧力低下に事故対応を行い、除熱開始</p> <p>【電源（補助給水）】 緊急発電機 ・事故発生20分後に常設代替電源（常設発電機）により炉心冷却水供給を維持し、事故発生24時間後に注水再開</p>	<p>常設重大事故等対処設備に準拠していない。</p>	
全交直動力電源喪失	全交直動力電源喪失	<p>運転し安全弁（自動補正機能）【1】類。 ・注水時に炉圧上昇に伴い原子炉圧力調整弁を閉鎖</p> <p>燃料中の燃料燃焼防止方式（圧注後ホールド） ・原子炉圧力調整弁の故障発生後、注水停止により、炉圧を制御し、事故発生24時間後に注水再開。</p>	<p>【燃料】 燃料中の燃料燃焼防止方式（原子炉停止時冷却ホールド）、原子炉燃焼防止方式（原子炉燃焼時の炉内冷却） ・注水による炉内圧力低下に事故対応を行い、除熱開始</p> <p>【電源（補助給水）】 緊急発電機 ・炉内圧力の低下で対応可能</p>	<p>【燃料】 燃料中の燃料燃焼防止方式（原子炉停止時冷却ホールド）、原子炉燃焼防止方式（原子炉燃焼時の炉内冷却） ・注水による炉内圧力低下に事故対応を行い、除熱開始</p> <p>【電源（補助給水）】 緊急発電機 ・事故発生20分後に常設代替電源（常設発電機）により炉心冷却水供給を維持し、事故発生24時間後に注水再開</p>	<p>常設重大事故等対処設備に準拠していない。</p>	

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由		
(4) 運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策						
※常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない						
事故シナリオグループ	起因事象	燃料損傷防止対策				常設重大事故等対処設備の可搬型設備への代替
		原子炉停止	炉心冷却	除熱	電源・水素	
燃料燃焼時去熱喪失	冷却系統時去熱喪失	<p>運転し安全弁（自動補正機能）【1】類。 ・注水時に炉圧上昇に伴い原子炉圧力調整弁を閉鎖</p> <p>燃料中の燃料燃焼防止方式（圧注後ホールド） ・原子炉圧力調整弁の故障発生後、注水停止により、炉圧を制御し、事故発生24時間後に注水再開。</p>	<p>【燃料】 燃料中の燃料燃焼防止方式（原子炉停止時冷却ホールド）、原子炉燃焼防止方式（原子炉燃焼時の炉内冷却） ・注水による炉内圧力低下に事故対応を行い、除熱開始</p> <p>【電源（補助給水）】 緊急発電機 ・事故発生20分後に常設代替電源（常設発電機）により炉心冷却水供給を維持し、事故発生24時間後に注水再開</p>	<p>【燃料】 燃料中の燃料燃焼防止方式（原子炉停止時冷却ホールド）、原子炉燃焼防止方式（原子炉燃焼時の炉内冷却） ・注水による炉内圧力低下に事故対応を行い、除熱開始</p> <p>【電源（補助給水）】 緊急発電機 ・事故発生20分後に常設代替電源（常設発電機）により炉心冷却水供給を維持し、事故発生24時間後に注水再開</p>	<p>常設重大事故等対処設備に準拠していない。</p>	
全交直動力電源喪失	全交直動力電源喪失	<p>運転し安全弁（自動補正機能）【1】類。 ・注水時に炉圧上昇に伴い原子炉圧力調整弁を閉鎖</p> <p>燃料中の燃料燃焼防止方式（圧注後ホールド） ・原子炉圧力調整弁の故障発生後、注水停止により、炉圧を制御し、事故発生24時間後に注水再開。</p>	<p>【燃料】 燃料中の燃料燃焼防止方式（原子炉停止時冷却ホールド）、原子炉燃焼防止方式（原子炉燃焼時の炉内冷却） ・注水による炉内圧力低下に事故対応を行い、除熱開始</p> <p>【電源（補助給水）】 緊急発電機 ・炉内圧力の低下で対応可能</p>	<p>【燃料】 燃料中の燃料燃焼防止方式（原子炉停止時冷却ホールド）、原子炉燃焼防止方式（原子炉燃焼時の炉内冷却） ・注水による炉内圧力低下に事故対応を行い、除熱開始</p> <p>【電源（補助給水）】 緊急発電機 ・事故発生20分後に常設代替電源（常設発電機）により炉心冷却水供給を維持し、事故発生24時間後に注水再開</p>	<p>常設重大事故等対処設備に準拠していない。</p>	

○：可搬型設備に代替可能
 ×：可搬型設備に代替不可
 -：常設重大事故等対処設備に準拠していない

※1 原燃性が高く、1次冷却系保有水量が少ない燃料損傷防止のモードで運転中を想定する。
 ○：可搬型設備に代替可能
 ×：可搬型設備に代替不可
 -：可搬型設備の代替がある常設設備に準拠していない

※1 原燃性が高く、1次冷却系保有水量が少ない燃料損傷防止のモードで運転中を想定する。
 ※2 全交直動力電源喪失に伴い局所的に発生する原子炉燃料燃焼時去熱喪失の事故を想定する。
 ○：可搬型設備に代替可能
 ×：可搬型設備に代替不可
 -：可搬型設備の代替がある常設設備に準拠していない

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）

補足説明資料（補足3. 常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性）

女川原子力発電所2号炉							泊発電所3号炉							相違理由
非常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない							非常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない							
事故シナリオグループ	起り事象	燃料循環防止装置				常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替	事故シナリオグループ	起り事象	燃料循環防止装置				常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替	
		原子炉停止	炉心冷却	除熱	遮断・遮蔽				原子炉停止	炉心冷却	除熱	遮断・遮蔽		
原子炉冷却材の漏洩	燃料循環防止系（原子炉停止時冷却水供給系）の故障による冷却材の漏洩	—	運転中の残存熱除去系（原子炉停止時冷却水供給系）の故障による冷却材の漏洩	残存熱除去系（原子炉停止時冷却水供給系）の故障による冷却材の漏洩	【電源】 非常用ディーゼル発電機等 ※外置電源なし ^{※1}	—	原子炉冷却材の漏洩	冷却材の漏洩	燃料循環防止系（原子炉停止時冷却水供給系）の故障による冷却材の漏洩	【電源】 非常用ディーゼル発電機等 ※外置電源なし ^{※1}	—	冷却材の漏洩	冷却材の漏洩	冷却材の漏洩
反応度の増大	燃料循環防止系（原子炉停止時冷却水供給系）の故障による冷却材の漏洩	—	燃料循環防止系（原子炉停止時冷却水供給系）の故障による冷却材の漏洩	燃料循環防止系（原子炉停止時冷却水供給系）の故障による冷却材の漏洩	【電源】 非常用ディーゼル発電機等 ※外置電源なし ^{※1}	—	反応度の増大	反応度の増大	燃料循環防止系（原子炉停止時冷却水供給系）の故障による冷却材の漏洩	【電源】 非常用ディーゼル発電機等 ※外置電源なし ^{※1}	—	反応度の増大	反応度の増大	反応度の増大

○：可搬型設備に代替可能
 ×：可搬型設備に代替不可
 —：常設重大事故等対処設備に準拠していない

※1 蒸気発生器、1次冷却系圧力容器の冷却材の漏洩による燃料循環防止系（原子炉停止時冷却水供給系）の故障による冷却材の漏洩は想定しない。
 ○：可搬型設備に代替可能
 ×：可搬型設備に代替不可
 —：可搬型設備の代替がある常設設備に準拠していない

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

補足説明資料（補足4. 外部電源の設定の考え方について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>12. 外部電源の設定の考え方について</p> <p>有効性評価解析については、審査ガイドにおいて「外部電源の有無の影響を考慮する」ことを求めており、女川2号炉においては「事象進展」,「運転員等操作時間」,「資源評価」の観点から考慮し、以下のとおり設定している。</p> <p>(1) 炉心損傷防止対策（表1参照）</p> <p>事象進展への影響を考慮し、起因事象に応じて外部電源の有無を設定した。</p> <p>a. 起因事象が過渡事象の場合</p> <p>起因事象が過渡事象の場合、事象進展の厳しさを観点で、原子炉水位の低下が激しい事象として、過渡事象のうち「給水流量の全喪失」（原子炉停止機能喪失を除く。）を選定している。これは、給水流量の全喪失が発生すると、原子炉水位低（レベル3）信号による原子炉スクラムまでの大きな出力低下がなく、また、原子炉水位低（レベル2）信号による再循環ポンプトリップに至るまでに、出力が高く維持された状態が継続するためである。</p> <p>その際、外部電源なしを想定すると、原子炉スクラム及び再循環ポンプトリップは事象発生と同時に発生し、外部電源ありの場合と比較し事象が緩和されることとなる。</p> <p>そのため、起因事象が過渡事象の場合は、<u>外部電源あり</u>を想定する。</p> <p>b. 起因事象がLOCA事象（ISLOCA含む）の場合</p> <p>起因事象がLOCA事象の場合、破断口からの冷却材流出により事象が進展することとなる。その際、外部電源ありを想定すると、給復水系による給水が継続することとなり、外部電源がなく、給復水系による給水がなくなる場合と比較し、原子炉水位の低下が緩和されることとなる。</p> <p>そのため、起因事象がLOCA事象の場合は、<u>外部電源なし</u>を想定する。</p>	<p>4. 外部電源の設定の考え方について</p> <p>有効性評価解析については、審査ガイドにおいて「外部電源の有無の影響を考慮する」ことを求めており、泊3号炉においては「事象進展」,「運転員等操作時間」,「資源評価」の観点から考慮し、以下のとおり設定している。</p> <p>(1) 炉心損傷防止対策（表1参照）</p> <p>事象進展への影響を考慮し、起因事象に応じて外部電源の有無を設定した。</p> <p>a. 起因事象が過渡事象の場合</p> <p>炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、起因事象が過渡事象（全交流動力電源喪失及び蒸気発生器伝熱管破損を除く。）となる事象には「2次冷却系からの除熱機能喪失」及び「原子炉停止機能喪失」がある。</p> <p>「2次冷却系からの除熱機能喪失」では、主給水流量喪失及び補助給水系機能喪失の発生により蒸気発生器への注水機能が喪失すると、蒸気発生器はドライアウトして、2次冷却系からの除熱機能が喪失することから、緩和措置がとられない場合には、1次冷却系が高温、高圧状態となり加圧器安全弁等からの漏えいが継続する。その際、外部電源なしを想定すると、1次冷却材ポンプトリップに伴う1次冷却材流量の減少により、蒸気発生器1次側と2次側の熱伝達が抑制されるため、蒸気発生器ドライアウトが遅くなり、炉心崩壊熱が小さい状態でフィードアンドブリードを開始することから、外部電源ありの場合と比較し事象が緩和されることとなる。</p> <p>「原子炉停止機能喪失」では、主給水流量喪失、負荷の喪失等が発生するとともに、原子炉停止機能が喪失すると、原子炉トリップができなくなるため、緩和措置がとられない場合には、過渡変化発生時に原子炉出力が維持され、1次冷却系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続する。その際、外部電源なしを想定すると、1次冷却材ポンプトリップに伴う1次冷却材流量の減少により、1次冷却材温度上昇が大きくなり、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が大きくなるため、外部電源ありの場合と比較し事象が緩和されることとなる。</p> <p>以上より、起因事象が過渡事象の場合は、<u>外部電源あり</u>を想定する。</p> <p>b. 起因事象がLOCA事象（格納容器バイパス含む）の場合</p> <p>起因事象がLOCA事象の場合、破断口からの冷却材流出により事象が進展することとなる。その際、外部電源ありを想定すると、工学的安全施設の作動が早くなるため、外部電源なしの場合と比べて炉心冷却の観点で事象が緩和されることとなる。</p> <p>そのため、起因事象がLOCA事象の場合は、<u>外部電源なし</u>を想定する。</p> <p>ただし、起因事象がLOCA事象となる事象のうち、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」及び「ECCS再循環機能喪失」については、以下の理由から<u>外部電源あり</u>を想定する。</p> <p>「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、LOCA時に格納容器スプレイ注入機能又は格納容器スプレイ再循環機能が喪失すると、炉心への注水は高圧注入系による高圧再循環運転により継続するが、原子炉格納容器内の除熱機能が喪失しているため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容</p>	<p>※女川に倣い新規作成</p> <p>記載内容の相違 ・泊と女川では想定する事象が異なるため記載が異なるが、外部電源なしを想定すると外部電源ありの場合と比較し事象が緩和されることから、外部電源ありを想定する点では同様</p> <p>記載内容の相違 ・泊と女川では想定する事象が異なるため記載が異なるが、外部電源ありを想定すると外部電源なしの場合と比較</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）

補足説明資料（補足4. 外部電源の設定の考え方について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 格納容器破損防止対策</p> <p>a. 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「水素燃焼」</p> <p>本格納容器破損モードの評価事故シーケンスの選定において、全交流動力電源の喪失を重畳していることから、<u>外部電源なし</u>を想定する。</p> <p>b. 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用」、「溶融炉心・コンクリート相互作用」</p> <p>本格納容器破損モードの評価事故シーケンスへの事故対応に用いる設備は非常用高圧母線に接続されており、非常用ディーゼル発電機からの電源供給が可能であるため、外部電源の有無は事象進展に影響は与えないが、非常用ディーゼル発電機に期待する場合の方が資源の観点で厳しいことを踏まえ、<u>外部電源なし</u>を想定する。</p> <p>(3) 燃料プールにおける燃料損傷防止対策及び停止中原子炉における燃料損傷防止対策</p> <p>資源評価の観点から厳しい設定となる<u>外部電源なし</u>を想定する。</p> <p>ただし、事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」については、<u>制御棒の引抜き操作に外部電源が必要となる</u>ことから、<u>外部電源あり</u>を想定する。</p> <p>なお、外部電源ありを想定する事故シーケンスグループ等においても、評価を厳しくする観点から、資源評価は外部電源なしを前提に実施している。</p>	<p>器内の圧力上昇を抑制できなくなる。その際、外部電源なしを想定すると、非常用炉心冷却設備の作動が遅くなり、再循環切替の時期が遅くなるため、より崩壊熱が低下した状態で再循環サンプル水を炉心注水することとなり、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが小さくなる。このため、外部電源ありの場合と比べて原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点で事象が緩和されることとなる。</p> <p>「ECCS再循環機能喪失」では、LOCA時に燃料取替用水ピットを水源とした非常用炉心冷却設備による炉心注水後に、格納容器再循環サンプルを水源とする非常用炉心冷却設備の再循環機能が喪失することを想定することから、緩和措置がとられない場合には、1次冷却系保有水量が減少することで炉心の冷却能力が低下する。その際、外部電源なしを想定すると、非常用炉心冷却設備の作動が遅くなり、再循環切替失敗の時期が遅くなることから、再循環切替失敗時点での崩壊熱が低下し、炉心水位の低下が遅れる。このため、外部電源ありの場合と比べて代替再循環切替操作の余裕時間の観点で事象が緩和されることとなる。</p> <p>(2) 格納容器破損防止対策（表2参照）</p> <p>a. 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用」、「溶融炉心・コンクリート相互作用」</p> <p>本格納容器破損モードの評価事故シーケンスの選定において、全交流動力電源の喪失を重畳していることから、<u>外部電源なし</u>を想定する。</p> <p>b. 格納容器破損モード「水素燃焼」</p> <p>本格納容器破損モードの評価事故シーケンスでは、LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失し、ジルコニウム—水反応等によって水素が発生し、緩和措置がとられない場合には、水素濃度が上昇する。その際、外部電源なしを想定すると、格納容器スプレイ開始が遅れることから、水素濃度が高くなる時点において、原子炉格納容器内の水素分圧が相対的に低下し、水素濃度が低くなる。このため、外部電源ありの場合と比べて水素濃度の観点で事象が緩和されることになることから、<u>外部電源あり</u>を想定する。</p> <p>(3) 使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止対策及び停止中原子炉における燃料損傷防止対策</p> <p>資源評価の観点から厳しい設定となる<u>外部電源なし</u>を想定する。</p> <p>ただし、事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」については、1次系補給水ポンプによる原子炉への純水注入により反応度が投入される事象を想定することから、<u>外部電源あり</u>を想定する。</p> <p>なお、外部電源ありを想定する事故シーケンスグループ等においても、評価を厳しくする観点から、資源評価は外部電源なしを前提に実施している。</p>	<p>し事象が緩和されることから、外部電源なしを想定する点では同様</p> <p>・ただし、泊の「原子炉格納容器の除熱機能喪失」及び「ECCS再循環機能喪失」については、外部電源ありを想定する</p> <p>記載内容の相違</p> <p>・女川は格納容器破損防止対策は全ての破損モードで外部電源なしを想定しているが、泊は外部電源のあり・なしがあることから表で整理している</p> <p>記載内容の相違</p> <p>・泊と女川では想定する事象が異なるため記載が異なる</p>

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

補足説明資料（補足4. 外部電源の設定の考え方について）

女川原子力発電所2号炉			泊発電所3号炉			相違理由																																																																								
<p>表1 炉心損傷防止対策における外部電源の想定</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>事故シーケンスグループ</th> <th>起因事象</th> <th>外部電源</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>高圧・低圧注水機能喪失</td> <td rowspan="2">過渡事象 [給水流量の全喪失]</td> <td>あり</td> </tr> <tr> <td>高圧注水・減圧機能喪失</td> <td>あり</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失（長期TB）</td> <td rowspan="4">過渡事象 [外部電源喪失]</td> <td rowspan="4">なし (起因事象で想定)</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失（TBU）</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失（TBD）</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失（TBP）</td> </tr> <tr> <td>崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）</td> <td rowspan="2">過渡事象 [給水流量の全喪失]</td> <td>なし^{*1}</td> </tr> <tr> <td>崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）</td> <td>あり</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>過渡事象 [主蒸気隔離弁の誤閉止]</td> <td>あり^{*2}</td> </tr> <tr> <td>LOCA時注水機能喪失</td> <td>LOCA</td> <td>なし</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）</td> <td>ISLOCA</td> <td>なし</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 事象発生直後から原子炉隔離時冷却系により炉心は冠水維持され、外部電源有無による事象進展への影響は小さいこと、及び、取水機能喪失を仮定しており外部電源なしを仮定することで常設代替交流電源設備等の更なる重大事故等対策が必要となるため</p> <p>※2 外部電源がある場合、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず、原子炉出力が高く維持される</p>			事故シーケンスグループ	起因事象	外部電源		高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象 [給水流量の全喪失]	あり	高圧注水・減圧機能喪失	あり	全交流動力電源喪失（長期TB）	過渡事象 [外部電源喪失]	なし (起因事象で想定)	全交流動力電源喪失（TBU）	全交流動力電源喪失（TBD）	全交流動力電源喪失（TBP）	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	過渡事象 [給水流量の全喪失]	なし ^{*1}	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	あり	原子炉停止機能喪失	過渡事象 [主蒸気隔離弁の誤閉止]	あり ^{*2}	LOCA時注水機能喪失	LOCA	なし	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	ISLOCA	なし	<p>表1 炉心損傷防止対策における外部電源の想定</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>事故シーケンスグループ</th> <th>起因事象</th> <th>外部電源</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>2次冷却系からの除熱機能喪失</td> <td>過渡事象 [主給水流量喪失]</td> <td>あり</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失 (原子炉補機冷却機能喪失)</td> <td>過渡事象 [外部電源喪失]</td> <td>なし (起因事象で想定)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器の除熱機能喪失</td> <td>LOCA</td> <td>あり</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉停止機能喪失</td> <td>過渡事象 [主給水流量喪失]</td> <td>あり</td> </tr> <tr> <td>過渡事象 [負荷の喪失]</td> <td>あり</td> </tr> <tr> <td>ECCS注水機能喪失</td> <td>LOCA</td> <td>なし</td> </tr> <tr> <td>ECCS再循環機能喪失</td> <td>LOCA</td> <td>あり</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">格納容器バイパス</td> <td>インターフェイスシステムLOCA [余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損]</td> <td>なし</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故</td> <td>SGTR [1基の蒸気発生器の伝熱管1本の両端破断]</td> <td>なし</td> </tr> </tbody> </table> <p>表2 格納容器破損防止対策における外部電源の想定</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>格納容器破損モード</th> <th>起因事象</th> <th>外部電源</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）</td> <td rowspan="3">LOCA^{*1}</td> <td rowspan="3">なし^{*1}</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心・コンクリート相互作用</td> </tr> <tr> <td>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）</td> <td rowspan="2">過渡事象 [外部電源喪失]</td> <td rowspan="2">なし (起因事象で想定)</td> </tr> <tr> <td>高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼</td> <td>LOCA</td> <td>あり</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 安全機能の喪失に対する仮定として外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失を仮定</p>			事故シーケンスグループ	起因事象	外部電源	2次冷却系からの除熱機能喪失	過渡事象 [主給水流量喪失]	あり	全交流動力電源喪失 (原子炉補機冷却機能喪失)	過渡事象 [外部電源喪失]	なし (起因事象で想定)	原子炉格納容器の除熱機能喪失	LOCA	あり	原子炉停止機能喪失	過渡事象 [主給水流量喪失]	あり	過渡事象 [負荷の喪失]	あり	ECCS注水機能喪失	LOCA	なし	ECCS再循環機能喪失	LOCA	あり	格納容器バイパス	インターフェイスシステムLOCA [余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損]	なし	蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故	SGTR [1基の蒸気発生器の伝熱管1本の両端破断]	なし	格納容器破損モード	起因事象	外部電源	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	LOCA ^{*1}	なし ^{*1}	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	溶融炉心・コンクリート相互作用	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	過渡事象 [外部電源喪失]	なし (起因事象で想定)	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	水素燃焼	LOCA	あり
事故シーケンスグループ	起因事象	外部電源																																																																												
高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象 [給水流量の全喪失]	あり																																																																												
高圧注水・減圧機能喪失		あり																																																																												
全交流動力電源喪失（長期TB）	過渡事象 [外部電源喪失]	なし (起因事象で想定)																																																																												
全交流動力電源喪失（TBU）																																																																														
全交流動力電源喪失（TBD）																																																																														
全交流動力電源喪失（TBP）																																																																														
崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	過渡事象 [給水流量の全喪失]	なし ^{*1}																																																																												
崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）		あり																																																																												
原子炉停止機能喪失	過渡事象 [主蒸気隔離弁の誤閉止]	あり ^{*2}																																																																												
LOCA時注水機能喪失	LOCA	なし																																																																												
格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	ISLOCA	なし																																																																												
事故シーケンスグループ	起因事象	外部電源																																																																												
2次冷却系からの除熱機能喪失	過渡事象 [主給水流量喪失]	あり																																																																												
全交流動力電源喪失 (原子炉補機冷却機能喪失)	過渡事象 [外部電源喪失]	なし (起因事象で想定)																																																																												
原子炉格納容器の除熱機能喪失	LOCA	あり																																																																												
原子炉停止機能喪失	過渡事象 [主給水流量喪失]	あり																																																																												
	過渡事象 [負荷の喪失]	あり																																																																												
ECCS注水機能喪失	LOCA	なし																																																																												
ECCS再循環機能喪失	LOCA	あり																																																																												
格納容器バイパス	インターフェイスシステムLOCA [余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損]	なし																																																																												
	蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故	SGTR [1基の蒸気発生器の伝熱管1本の両端破断]	なし																																																																											
格納容器破損モード	起因事象	外部電源																																																																												
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	LOCA ^{*1}	なし ^{*1}																																																																												
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用																																																																														
溶融炉心・コンクリート相互作用																																																																														
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	過渡事象 [外部電源喪失]	なし (起因事象で想定)																																																																												
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱																																																																														
水素燃焼	LOCA	あり																																																																												

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

補足説明資料（補足5. ジルコニウム（Zr）-水反応時の炉心損傷状態について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>31. ジルコニウム（Zr）-水反応時の炉心損傷状態について</p> <p>「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における崩壊熱，Zr-水反応による発熱，燃料温度及び炉心損傷状態の概念図を以下に示す。</p> <p>初期状態（事象発生時） → TAF到達※1（約27分後） → BAF+40%程度到達※1（約37分後） → BAF+20%到達※1（約44分後） → BAF到達※1（約44分後）</p> <p>※1 原子炉水位はシュラウド内水位を示す ※2 原子炉水位計で計測するシュラウド外水位は、約43分でBAF+20%に到達</p>	<p>5. ジルコニウム（Zr）-水反応時の炉心損傷状態について</p> <p>「雰囲気圧力・温度による静的負荷（過温破損破損）」及び「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における崩壊熱，Zr-水反応による発熱，燃料温度及び炉心損傷状態の概念図を以下に示す。</p> <p>初期状態（事象発生時） → 炉心上端到達（約2.2時間後） → 炉心中央到達（約2.3時間後） → 炉心下端到達（約3.2時間後）</p> <p>崩壊熱 (W) Zr-水反応による発熱 (W) 燃料最高温度 (°C) 燃料平均温度 (°C)</p>	<p>※女川に倣い新規作成 記載表現の相違 ・解析ケースの違いによる差異</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）

補足説明資料（補足6. 水蒸気爆発実験と実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率の比較について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>33. 水蒸気爆発実験と実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率の比較について</p> <p>1. はじめに</p> <p>水蒸気爆発時の発生エネルギーを議論するうえで、デブリの持つ熱エネルギーが機械的エネルギーに変換されるエネルギー変換効率は重要なパラメータであり、各研究機関で実施された水蒸気爆発実験においても、実験時に確認されたパラメータに基づきエネルギー変換効率が評価されている。また、水蒸気爆発解析において、粗混合過程、爆発過程の解析モデルの妥当性を確認するためのベンチマークの一つとして、実験時に確認されているエネルギー変換効率との比較が実施されている。</p> <p>本資料では、水蒸気爆発実験と実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率の比較結果をまとめる。</p> <p>2. 水蒸気爆発実験でのエネルギー変換効率</p> <p>(1) エネルギー変換効率について</p> <p>一般的には以下の式①によりエネルギー変換効率は評価されている。</p> <p>① エネルギー変換効率(%)=機械的エネルギー/デブリの持つ熱エネルギー×100</p> <p>機械的エネルギー：試験容器内の温度、圧力挙動からの評価、構造材への荷重評価等より機械的エネルギーを評価</p> <p>デブリの持つ熱エネルギー：落下させる全デブリ質量、温度、比熱からデブリの持つ保有エネルギーを評価</p> <p>上式①に基づくエネルギー変換効率は、粗混合過程と爆発過程の二つのプロセスが影響するパラメータとして扱う必要がある。粗混合過程は、落下デブリ質量に対して、デブリ注入速度、プール水位等といった実験条件が、粗混合融体質量に大きく影響する。一方、爆発過程は、粗混合粒子の微細化から爆発的な伝熱挙動といった物理現象であるため、体系等の実験条件の影響は低いと考えられる。</p> <p>したがって、以下の式②により定義されたエネルギー変換効率を用いることで、実験条件の影響を小さくできると考える。</p> <p>② エネルギー変換効率(%)=機械的エネルギー/粗混合融体の持つ熱エネルギー×100</p> <p>粗混合融体の持つ熱エネルギー：温度がデブリ融点以上かつボイド率0.75%以下の領域に存在する融体質量のエネルギー</p> <p>(2) TROI 実験におけるエネルギー変換効率</p> <p>UO₂ デブリを用いた水蒸気爆発実験において、比較的高いエネルギー変換効率が確認されているTROI 実験を対象に式②でエネルギー変換効率を評価した結果を表1に示す。</p>	<p>6. 水蒸気爆発実験と実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率の比較について</p> <p>1. はじめに</p> <p>水蒸気爆発時の発生エネルギーを議論するうえで、デブリの持つ熱エネルギーが機械的エネルギーに変換されるエネルギー変換効率は重要なパラメータであり、各研究機関で実施された水蒸気爆発実験においても、実験時に確認されたパラメータに基づきエネルギー変換効率が評価されている。また、水蒸気爆発解析において、粗混合過程、爆発過程の解析モデルの妥当性を確認するためのベンチマークの一つとして、実験時に確認されているエネルギー変換効率との比較が実施されている。</p> <p>本資料では、水蒸気爆発実験と実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率の比較結果をまとめる。</p> <p>2. 水蒸気爆発実験でのエネルギー変換効率</p> <p>(1) エネルギー変換効率について</p> <p>一般的には以下の式①によりエネルギー変換効率は評価されている。</p> <p>①エネルギー変換効率(%)=機械的エネルギー/デブリの持つ熱エネルギー×100</p> <p>機械的エネルギー：試験容器内の温度、圧力挙動からの評価、構造材への荷重評価等より機械的エネルギーを評価</p> <p>デブリの持つ熱エネルギー：落下させる全デブリ質量、温度、比熱からデブリの持つ保有エネルギーを評価</p> <p>上式①に基づくエネルギー変換効率は、粗混合過程と爆発過程の二つのプロセスが影響するパラメータとして扱う必要がある。粗混合過程は、落下デブリ質量に対して、デブリ注入速度、プール水位等といった実験条件が、粗混合融体質量に大きく影響する。一方、爆発過程は、粗混合粒子の微細化から爆発的な伝熱挙動といった物理現象であるため、体系等の実験条件の影響は低いと考えられる。</p> <p>したがって、以下の式②により定義されたエネルギー変換効率を用いることで、実験条件の影響を小さくできると考える。</p> <p>②エネルギー変換効率(%)=機械的エネルギー/粗混合融体の持つ熱エネルギー×100</p> <p>粗混合融体の持つ熱エネルギー：温度がデブリ融点以上かつボイド率0.75%以下の領域に存在する融体質量のエネルギー</p> <p>(2) TROI 実験におけるエネルギー変換効率</p> <p>UO₂ デブリを用いた水蒸気爆発実験において、比較的高いエネルギー変換効率が確認されているTROI 実験を対象に式②でエネルギー変換効率を評価した結果を表1に示す。</p>	<p>※女川に倣い新規作成</p>

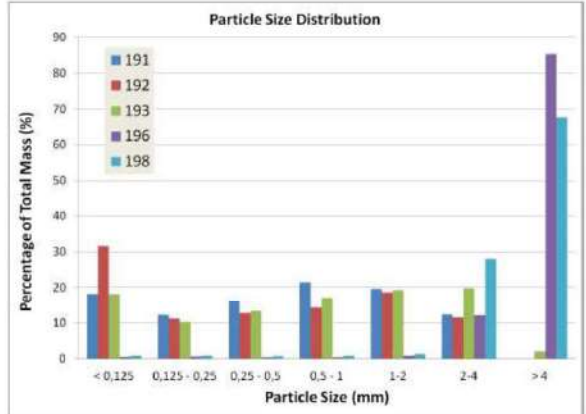
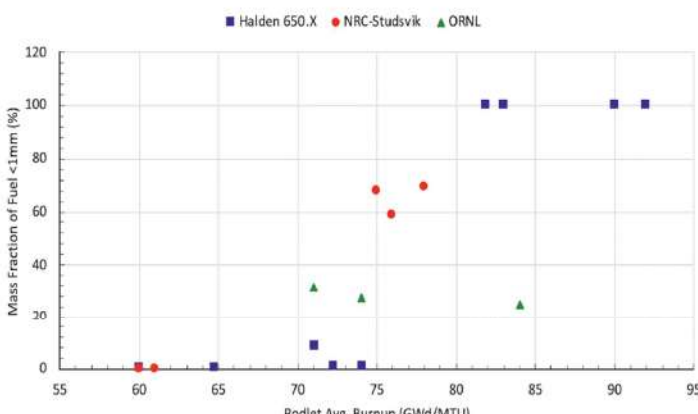
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

補足説明資料（補足6. 水蒸気爆発実験と実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率の比較について）

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;">表1 TROI 実験におけるエネルギー変換効率</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th></th> <th>TS1</th> <th>TS2</th> <th>TS3</th> <th>TS4</th> <th>TS6</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>式①</td> <td>0.12%</td> <td>0.28%</td> <td>0.22%</td> <td>0.35%</td> <td>0.66%</td> <td>参考文献[1]より</td> </tr> <tr> <td>式②</td> <td>0.36%</td> <td>0.81%</td> <td>0.54%</td> <td>1.25%</td> <td>2.49%</td> <td>参考文献[2]より</td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率との比較</p> <p>実プラントの水蒸気爆発評価結果に基づき式①と式②より算出したエネルギー変換効率を表2にまとめる。</p> <p>ここで、TROI 実験並びに実プラントの条件におけるジェット分裂長を評価した結果、TROI 実験 (TS1～TS4, TS6) の実験条件におけるジェット分裂長は約1mであり、プール水位は1mであるため、TS1～TS4, TS6はプール底部到達までにジェットがほぼ完全に分裂すると推測される。また、女川2号の水蒸気爆発評価におけるジェット分裂長は、約4.3mであり、格納容器下部に4.2mの水張りがされている場合、格納容器下部床到達までにジェットが完全に分裂されないことが推定される。</p> <p>したがって、実験条件の影響の小さい式②によるエネルギー変換効率で比較を行うと、TS1～TS4, TS6にて確認されたエネルギー変換効率を女川2号の水蒸気爆発評価が上回る結果となることが確認できた。</p> <p>上記より女川2号の水蒸気爆発評価においては、同等の条件の実験と比較するとエネルギー変換効率は保守的な結果を与えていることが確認できた。</p> <p style="text-align: center;">表2 女川2号の水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th></th> <th>水位4.2m</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>式①</td> <td>約1.3%</td> </tr> <tr> <td>式②</td> <td>約4.0%</td> </tr> </tbody> </table> <p>4. 参考文献</p> <p>[1] NEA/CSNI/R(2014)15, OECD/SERENA Project Report Summary and Conclusions</p> <p>[2] 堀田, 森田, 梶本, 丸山。「JASMINE Version 3 による熔融燃料-冷却材相互作用 SERENA2 実験解析」, 日本原子力学会和文論文誌 (2017)</p>		TS1	TS2	TS3	TS4	TS6	備考	式①	0.12%	0.28%	0.22%	0.35%	0.66%	参考文献[1]より	式②	0.36%	0.81%	0.54%	1.25%	2.49%	参考文献[2]より		水位4.2m	式①	約1.3%	式②	約4.0%	<p style="text-align: center;">表1 TROI 実験におけるエネルギー変換効率</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th></th> <th>TS1</th> <th>TS2</th> <th>TS3</th> <th>TS4</th> <th>TS6</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>式①</td> <td>0.12%</td> <td>0.28%</td> <td>0.22%</td> <td>0.35%</td> <td>0.66%</td> <td>参考文献[1]より</td> </tr> <tr> <td>式②</td> <td>0.36%</td> <td>0.81%</td> <td>0.54%</td> <td>1.25%</td> <td>2.49%</td> <td>参考文献[2]より</td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率との比較</p> <p>実プラントの水蒸気爆発評価結果に基づき式①と式②より算出したエネルギー変換効率を表2にまとめる。</p> <p>ここで、TROI 実験並びに実プラントの条件におけるジェット分裂長を評価した結果、TROI 実験 (TS1～TS4, TS6) の実験条件におけるジェット分裂長は約1mであり、プール水位は1mであるため、TS1～TS4, TS6はプール底部到達までにジェットがほぼ完全に分裂すると推測される。また、泊3号の水蒸気爆発評価におけるジェット分裂長は、約1.4mであり、原子炉下部キャビティに4.1mの水張りがされている場合、原子炉下部キャビティ床到達までにジェットが完全に分裂されることが推定される。</p> <p>したがって、実験条件の影響の小さい式②によるエネルギー変換効率で比較を行うと、TS1～TS4, TS6にて確認されたエネルギー変換効率を泊3号の水蒸気爆発評価が上回る結果となることが確認できた。</p> <p>上記より泊3号の水蒸気爆発評価においては、同等の条件の実験と比較するとエネルギー変換効率は保守的な結果を与えていることが確認できた。</p> <p style="text-align: center;">表2 泊3号の水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th></th> <th>水位4.1m</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>式①</td> <td>約2.5%</td> </tr> <tr> <td>式②</td> <td>約3.3%</td> </tr> </tbody> </table> <p>4. 参考文献</p> <p>[1] NEA/CSNI/R (2014) 15, OECD/SERENA Project Report Summary and Conclusions</p> <p>[2] 堀田, 森田, 梶本, 丸山。「JASMINE Version 3 による熔融燃料-冷却材相互作用 SERENA2 実験解析」, 日本原子力学会和文論文誌 (2017)</p>		TS1	TS2	TS3	TS4	TS6	備考	式①	0.12%	0.28%	0.22%	0.35%	0.66%	参考文献[1]より	式②	0.36%	0.81%	0.54%	1.25%	2.49%	参考文献[2]より		水位4.1m	式①	約2.5%	式②	約3.3%	<p>相違理由</p> <p style="color: red;">解析結果の相違 ・ジェットが完全に分裂される／されない、と差が生じているが、実験と実機解析に差が生じている点では同様</p>
	TS1	TS2	TS3	TS4	TS6	備考																																																		
式①	0.12%	0.28%	0.22%	0.35%	0.66%	参考文献[1]より																																																		
式②	0.36%	0.81%	0.54%	1.25%	2.49%	参考文献[2]より																																																		
	水位4.2m																																																							
式①	約1.3%																																																							
式②	約4.0%																																																							
	TS1	TS2	TS3	TS4	TS6	備考																																																		
式①	0.12%	0.28%	0.22%	0.35%	0.66%	参考文献[1]より																																																		
式②	0.36%	0.81%	0.54%	1.25%	2.49%	参考文献[2]より																																																		
	水位4.1m																																																							
式①	約2.5%																																																							
式②	約3.3%																																																							

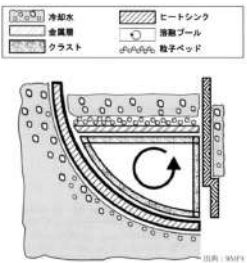

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

補足説明資料（補足7. Fragmentation による微細な燃料片の発生可能性について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>35. Fragmentation による微細な燃料片の発生可能性について</p> <p>NUREG-2121 に記載されている Studsvik の LOCA 試験において、6 本の高燃焼度燃料棒の LOCA 試験を実施している。6 本の燃料棒のうち 4 本（189, 191, 192 及び 193）については燃焼度約 72GWd/t であり、残り 2 本（196 及び 198）については燃焼度約 55GWd/t である。これらの燃料棒を蒸気環境中で加熱し、パルーニング後破裂させている。燃料棒破裂後に、燃料棒から外部に飛び出した燃料片及び内部に残っている燃料片の粒径について測定しており、結果を下図に示す。なお、燃料棒 189 については、粒径の測定データは記載されていない。</p>  <p>図 各 LOCA 試験で調査した燃料片の粒径^[1]</p> <p>図より、燃焼度約 72GWd/t の燃料棒（191, 192 及び 193）については、全ての燃料片の粒径が 4 mm 以下となった（193 の少量を除く）。一方、燃焼度約 55GWd/t の燃料棒（196 及び 198）については、燃料片の粒径は主に 4mm より大きい結果となった。以上の結果から、NUREG-2121 では、約 70GWd/t の高燃焼度では微細な燃料片が発生する可能性があるとして報告している。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <p style="text-align: center;">参考文献</p> <p>[1] Patrick A.C. Raynaud, “Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal during the Loss-of-Coolant Accident”, NUREG-2121, (2012)</p>	<p>7. Fragmentation による微細な燃料片の発生可能性について</p> <p>文献[1]では、NUREG-2121 に記載されている LOCA 試験結果に加えて、高燃焼度燃料棒（局所燃焼度約 60～92GWd/t）の LOCA 試験の結果を整理している。これらの試験は、高燃焼度燃料棒を蒸気環境中で加熱し、パルーニング後破裂させている。燃料棒破裂後に、燃料棒から外部に飛び出した燃料片の粒径毎の重量割合を測定している。燃焼度と燃料片 1mm 以下の重量割合*の関係を下図に示す。</p>  <p>図 各 LOCA 試験で調査した燃料片の燃焼度と微細化割合の関係^[1]</p> <p>※ 破裂時に外部に飛び出しやすい粒径 1mm 以下の燃料片の重量割合</p> <p>図より、局所燃焼度約 65GWd/t 以下では、燃料片の粒径 1mm 以下の重量割合はほとんどなかった。一方、局所燃焼度 71GWd/t 以上から燃料片の粒径が 1mm 以下の重量割合が増加しており、燃料微細化が顕著に発生する結果となった。さらに、照射済燃料サンプル（局所燃焼度約 48～83GWd/t）を昇温させ、燃料微細化が発生するしきい値を評価しており、68-72GWd/t という結果であった。以上の結果から、文献[1]では、68-72GWd/t に微細化が発生するしきい値があると報告している。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <p style="text-align: center;">参考文献</p> <p>[1] Capps, et al., “A Critical Review of High Burnup Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal under Loss-Of-Coolant Accident Conditions”, Journal of Nuclear Materials 546 (2021) 152750</p>	<p>※ 女川審査資料で用いた NUREG-2121 に記載されている LOCA 試験に加えて、各種高燃焼度燃料棒を用いた LOCA 試験の結果を整理した最新知見の文献に基づく内容を反映</p> <p>※参照している文献は異なるが微細な燃料片の発生可能性について記載している点では同等</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）

補足説明資料（補足8. 物理現象の評価に用いる溶融炉心温度等の設定について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>36. 物理現象の評価に用いる溶融炉心温度等の設定について</p> <p>(1) はじめに 格納容器破損防止対策の有効性評価において、FCI、MCCI等の各種物理現象の評価に溶融炉心の温度及びその他の溶融炉心の物性を設定しているが、それらの設定の考え方については、以下に示す。</p> <p>(2) 溶融炉心条件の取扱い 各種物理現象の評価においては、MAAPの溶融炉心物性を使用している。そのため、MAAPのモデル概要及び主要な溶融炉心物性の扱いを示し、その後、各種物理現象評価における条件の考え方を整理する。</p> <p>a. MAAPのモデル概要 MAAPでは、下部プレナム内に溶融炉心が保持される場合、図1に示すように、粒子状ベッド、金属層、溶融プール及びクラストに分けてモデル化される。このうち、溶融プールは酸化物で構成される。</p> <p>原子炉压力容器破損が判定されると、平均的な温度及びエネルギーを持つ混合流体として、格納容器下部に落下する。格納容器下部に水プールが存在する場合、落下溶融炉心と冷却材の相互作用が評価され、粒子化に伴う伝熱面積増加、水素発生及び冷却が計算されるが、格納容器下部に堆積すると、粒子状ベッドは考慮されず、均一に混合した連続層として取り扱われる。従って、格納容器下部に落下した溶融炉心温度は、本来、粒子状ベッドとして堆積した固化物を含む平均温度となる。</p>  <p>図1 MAAPにおける下部プレナム内溶融炉心の取扱い</p>	<p>8. 物理現象の評価に用いる溶融炉心温度等の設定について</p> <p>(1) はじめに 格納容器破損防止対策の有効性評価において、FCI、MCCI等の各種物理現象の評価に溶融炉心の温度及びその他の溶融炉心の物性を設定しているが、それらの設定の考え方については、以下に示す。</p> <p>(2) 溶融炉心条件の取扱い 各種物理現象の評価においては、MAAPの溶融炉心物性を使用している。そのため、MAAPのモデル概要及び主要な溶融炉心物性の扱いを示し、その後、各種物理現象評価における条件の考え方を整理する。</p> <p>a. MAAPのモデル概要 MAAPでは、下部プレナム内に溶融炉心が保持される場合、図1に示すように、粒子状ベッド、金属層、溶融プール及びクラストに分けてモデル化される。このうち、溶融プールは酸化物で構成される。</p> <p>原子炉容器破損が判定されると、原子炉容器内の破損位置よりも上方にある溶融炉心が、平均的な温度及びエネルギーを持つ混合流体として、原子炉格納容器下部に落下する。原子炉格納容器下部に水プールが存在する場合、落下溶融炉心と冷却材の相互作用が評価され、粒子化に伴う伝熱面積増加、水素発生及び冷却が計算されるが、原子炉格納容器下部に堆積すると、粒子状ベッドは考慮されず、均一に混合した連続層として取り扱われる。</p>  <p>図1 MAAPにおける下部プレナム内溶融炉心の取扱い</p> <p>□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p>※女川に倣い新規作成</p> <p>記載表現の相違 ・泊では落下する溶融炉心は破損位置よりも上方にある溶融炉心のため明確化（以後、同様のため相違理由は省略）</p> <p>記載内容の相違 ・泊は、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連続層として堆積（ケーキ状）するため粒子状ベッドの記載はしない</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）

補足説明資料（補足8. 物理現象の評価に用いる溶融炉心温度等の設定について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. MAAP における溶融炉心物性の扱い</p> <p>(a) 固相線温度・液相線温度</p> <p>MAAP のコード内に持たせた溶融炉心の組成に応じた固相線温度、液相線温度のテーブル (Phase Diagram) 及び MAAP 計算した溶融炉心の組成を用いて、固相線温度、液相線温度を設定している。固相線温度、液相線温度及び MAAP で計算した溶融炉心温度より溶融炉心の固相率が計算される。この Phase Diagram は、利用可能な知見や熱力学平衡計算コードの結果が反映されたもの^{[1][2][3][4]}である。図2に Phase Diagram の概念図を示す。</p> <div data-bbox="302 478 840 726" style="border: 1px solid black; height: 155px; width: 240px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">図2 MAAP における Phase Diagram の概念図</p> <p>(b) 粘性係数</p> <p>溶融炉心の組成及び各物質の粘性係数（物性値）から計算した液体粘性係数並びに固相率を用いて、以下の計算式^[5]により溶融炉心の粘性係数を求めている。</p> <div data-bbox="369 1029 772 1125" style="border: 1px solid black; height: 60px; width: 180px; margin: 10px auto;"></div> <p>ここで、$v_{2-\phi}$：固液混合粘性係数、v_{liq}：液体粘性係数、f_{sol}：固相率である。</p> <div data-bbox="593 1356 1019 1388" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin: 10px auto; width: 190px; 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>b. MAAP における溶融炉心物性の扱い</p> <p>(a) 固相線温度・液相線温度</p> <p>MAAP のコード内に持たせた溶融炉心の組成に応じた固相線温度、液相線温度のテーブル (phase diagram) 及び MAAP で計算した溶融炉心の組成を用いて、固相線温度、液相線温度を設定している。固相線温度、液相線温度及び MAAP で計算した溶融炉心温度より溶融炉心の固相率が計算される。この phase diagram は、利用可能な知見や熱力学平衡計算コードの結果が反映されたもの^{[1][2][3][4]}である。図2に phase diagram の概念図を示す。</p> <div data-bbox="1176 462 1803 821" style="border: 2px solid black; height: 225px; width: 280px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">図2 □MAAP における phase diagram の概念図 □</p> <p>(b) 粘性係数</p> <p>溶融炉心の組成及び各物質の粘性係数（物性値）から計算した液体粘性係数並びに固相率を用いて、以下の計算式^[5]により溶融炉心の粘性係数を求めている。</p> <div data-bbox="1198 1037 1892 1157" style="border: 2px solid black; height: 75px; width: 310px; margin: 10px auto;"></div> <p>ここで、$v_{2-\phi}$：固液混合粘性係数、v_{liq}：液体粘性係数、f_{sol}：固相率である。 □</p> <div data-bbox="1355 1356 1937 1388" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin: 10px auto; width: 260px; text-align: center;"> □ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </div>	

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

補足説明資料（補足8. 物理現象の評価に用いる溶融炉心温度等の設定について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>c. 各種評価における溶融炉心条件の設定の考え方</p> <p>MAAP のモデル概要を踏まえ、以下の通り各種物理現象の評価における溶融炉心条件の設定の考え方を示す。</p> <p>(a) MCCI (コンクリート侵食)</p> <p>コンクリート侵食量の評価は MAAP にて実施しているため、溶融炉心の温度は MAAP 計算値 (平均温度)、その他の溶融炉心の物性も MAAP 計算値 (平均値) を使用している。</p> <p>MAAP では全溶融炉心が格納容器下部へ落下する評価としていることから、溶融炉心の温度は平均温度を設定することで、溶融炉心の持つ全エネルギーにおけるコンクリート侵食量を評価しており、妥当であると考えている。</p> <p>(b) FCI (圧力スパイク)</p> <p>圧力スパイクの評価は MAAP にて実施しているため、溶融炉心の温度は MAAP 計算値 (平均温度)、その他の溶融炉心の物性も MAAP 計算値 (平均値) を使用している。</p> <p>MAAP では全溶融炉心が格納容器下部へ落下する評価としていることから、溶融炉心の温度は平均温度を設定することで、溶融炉心の持つ全エネルギーにおける溶融炉心の水中落下による急激な蒸気発生及び水素発生を評価しており、妥当であると考えている。MAAP では原子炉压力容器破損時に全溶融炉心放出が約1分程度の短時間で起こり、格納容器への熱エネルギーの放出を保守的に評価している。</p> <p>(c) FCI (水蒸気爆発参考評価)</p> <p>水蒸気爆発の参考評価においては、JASMINE にて爆発エネルギーの評価を行っており、溶融炉心の温度は液相線温度に対し、過熱度 300K を設定している。</p> <p>本評価は、実機において大規模な水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられるが、仮に水蒸気爆発が発生した場合において格納容器下部の原子炉压力容器の支持機能への影響が生じる懸念があることから、参考として、水蒸気爆発が発生した場合の評価を行っているものである。そのため、保守的な条件を設定した場合であっても格納容器下部の支持機能への影響がないことを確認するため、溶融炉心の温度を保守的な設定としている。</p> <p>なお、MAAP における溶融炉心の平均温度は、原子炉压力容器破損の時点では液相線温度より約 123K 低いことから、水蒸気爆発の評価に使用している溶融炉心の温度は、平均温度を使用する場合より保守的な設定である。</p> <p>その他の溶融炉心物性については、「女川原子力発電所2号炉 重大事故等対策の有効性評価について」添付資料 3.3.2 に記載の通り JASMINE コードに付属している溶融コリウム模擬のライブラリから、デブリ物性値が実機条件に近いと考えられるライブラリを用いた。</p>	<p>c. 各種評価における溶融炉心条件の設定の考え方</p> <p>MAAP のモデル概要を踏まえ、以下の通り各種物理現象の評価における溶融炉心条件の設定の考え方を示す。</p> <p>(a) MCCI (コンクリート侵食)</p> <p>コンクリート侵食量の評価は MAAP にて実施しているため、溶融炉心の温度は MAAP 計算値 (原子炉容器内の破損位置よりも上方にある溶融炉心の平均温度)、その他の溶融炉心の物性も MAAP 計算値 (原子炉容器内の破損位置よりも上方にある溶融炉心の平均値) を使用している。</p> <p>MAAP では全溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する評価としていることから、溶融炉心の温度は平均温度を設定することで、溶融炉心の持つ全エネルギーにおけるコンクリート侵食量を評価しており、妥当であると考えている。</p> <p>(b) FCI (圧力スパイク)</p> <p>圧力スパイクの評価は MAAP にて実施しているため、溶融炉心の温度は MAAP 計算値 (原子炉容器内の破損位置よりも上方にある溶融炉心の平均温度)、その他の溶融炉心の物性も MAAP 計算値 (原子炉容器内の破損位置よりも上方にある溶融炉心の平均値) を使用している。</p> <p>MAAP では全溶融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する評価としていることから、溶融炉心の温度は平均温度を設定することで、溶融炉心の持つ全エネルギーにおける溶融炉心の水中落下による急激な蒸気発生及び水素発生を評価しており、妥当であると考えている。MAAP では原子炉容器破損後約 1.3 時間で全溶融炉心が原子炉格納容器下部に放出されており、原子炉格納容器への熱エネルギーの放出を保守的に評価している。</p> <p>(c) FCI (水蒸気爆発参考評価)</p> <p>水蒸気爆発の参考評価においては、JASMINE にて爆発エネルギーの評価を行っており、溶融炉心の温度は液相線温度に対し、過熱度 10K を設定している。</p> <p>本評価は、実機において大規模な水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられるが、仮に水蒸気爆発が発生した場合において原子炉格納容器下部の原子炉容器の支持機能への影響が生じないことを確認するため、参考として、水蒸気爆発が発生した場合の評価を行っているものである。そのため、保守的な条件を設定した場合であっても原子炉格納容器下部の支持機能への影響がないことを確認するため、溶融炉心の温度を保守的な設定としている。</p> <p>なお、MAAP における原子炉容器下部プレナムの溶融炉心の平均温度は、原子炉容器破損の時点では液相線温度より約 [] 低いことから、水蒸気爆発の評価に使用している溶融炉心の温度は、平均温度を使用する場合より保守的な設定である。</p> <p>その他の溶融炉心物性については、JASMINE コードに付属している溶融コリウム模擬のライブラリから、デブリ物性値が実機条件に近いと考えられるライブラリを用いた。</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>解析結果の相違</p> <p>解析条件の相違</p> <p>評価目的の相違</p> <p>記載内容の相違</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）

補足説明資料（補足8. 物理現象の評価に用いる溶融炉心温度等の設定について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(d) 溶融炉心の固化評価</p> <p>コリウムシールド設置後における溶融炉心の固化評価（Bulk Freezing）においては、溶融炉心温度及びその他の溶融炉心物性はMAAPで算出した溶融プールのものを設定している。</p> <p>本評価は、格納容器破損モードの評価項目の評価ではなく、コリウムシールド設置の有効性を示す評価であり、実現象に即した評価を実施するために上記の設定をしている。原子炉圧力容器破損時の挙動として、溶融状態にあり、かつ比重が大きい溶融プールが先行落下してくるため、ドレン配管に流入する溶融炉心としては溶融プールと考えられることから、溶融プールの物性を使用することが妥当であると考えている。</p> <p>(3) 参考文献</p> <p>[1] Chevalier, P. Y., 1991, Presentation of the OXY5-GEMINI Code to the ACE-TAC Meeting at Palo Alto, November 4-8.</p> <p>[2] Chevalier, P. Y. and Cenerino, G., 1992, “Thermodynamic Data Bases and Calculation Code Adapted to the Modeling of Molten Core Concrete Interaction (MCCI) Phenomena, Developed Jointly by THERMODATA and the Institut de Protection et de Surete Nucleaire (France),” Proc. Second OECD (NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten Core Debris - Concrete Interactions, Karlsruhe, Germany, 1-3 April.</p> <p>[3] Kubaschewski, O., 1982, Iron-Binary Phase Diagrams, Springer-Verlag, New York.</p> <p>[4] Moffatt, W. G., 1986, The Handbook of Binary Phase Diagrams, Genium Publishing Corp., Schenectady, NY.</p> <p>[5] Ishii, Mamoru, and Zuber, Novak, 1979, “Drag Coefficient and Relative Velocity in Bubbly, Droplet or Particulate Flows,” AICHE Journal, Vol.25, No. 5, pp. 843, September.</p>	<p>(d) 溶融炉心の固化評価</p> <p>溶融炉心のドレン配管内での固化評価（EPRI/FAI 試験に基づく）においては、溶融炉心温度及びその他の溶融炉心物性はMAAPで算出した溶融プールのものを設定している。</p> <p>本評価は、格納容器破損モードの評価項目の評価ではなく、原子炉下部キャビティから格納容器サンパへ接続するドレン配管内での溶融炉心の凝固距離の評価であり、実現象に即した評価を実施するために上記の設定をしている。原子炉容器破損時の挙動として、溶融状態にあり、かつ比重が大きい溶融プールが先行落下してくるため、ドレン配管に流入する溶融炉心としては溶融プールと考えられることから、溶融プールの物性を使用することが妥当であると考えている。</p> <p>(3) 参考文献</p> <p>[1] Chevalier, P. Y., 1991, Presentation of the OXY5-GEMINI Code to the ACE-TAC Meeting at Palo Alto, November 4-8.</p> <p>[2] Chevalier, P. Y. and Cenerino, G., 1992, “Thermodynamic Data Bases and Calculation Code Adapted to the Modeling of Molten Core Concrete Interaction (MCCI) Phenomena, Developed Jointly by THERMODATA and the Institut de Protection et de Surete Nucleaire (France),” Proc. Second OECD (NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten Core Debris - Concrete Interactions, Karlsruhe, Germany, 1-3 April.</p> <p>[3] Kubaschewski, O., 1982, Iron-Binary Phase Diagrams, Springer-Verlag, New York.</p> <p>[4] Moffatt, W. G., 1986, The Handbook of Binary Phase Diagrams, Genium Publishing Corp., Schenectady, NY.</p> <p>[5] Ishii, Mamoru, and Zuber, Novak, 1979, “Drag Coefficient and Relative Velocity in Bubbly, Droplet or Particulate Flows,” AICHE Journal, Vol. 25, No. 5, pp. 843, September.</p>	<p>記載内容の相違 ・泊はコリウムシールドを設置しないことから溶融炉心のドレン配管内での固化評価（補足説明資料42別紙）を記載</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）

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>42. 各種評価における溶融炉心物性の整理</p> <p>1. はじめに 格納容器破損防止の有効性評価に係る各種評価（FCI, MCCI 等）において、評価ごとに溶融炉心物性の設定をしている。各種評価における溶融炉心物性の条件の妥当性について整理する。</p> <p>2. 現象評価の不確かさと現行各種評価の妥当性について 2.1 MAAP における取扱いの考え方について MAAP では、原子炉圧力容器（RPV）の破損が判定されると、破損位置より上方にある下部プレナム内溶融炉心は固相・液相を含む均質な混合物として PCV に流出する^{※1}。 この取扱いは、MAAP4 開発当時、下部プレナム内溶融炉心の堆積状態に関して、不確かさが大きく、実験的知見も不足していたことによる。下部プレナム内溶融炉心保持（IVR：In-Vessel Retention）を志向したベッセル外部冠水冷却後の溶融炉心の状態を示した実験はいくつか行われていたものの、冷却中の溶融炉心の過渡挙動に関する知見は得られていなかった。また、下部プレナム内に形成されたクラストが溶融炉心の流出挙動に与える影響、RPV破損が小規模な場合のクラストの応答、大規模な破損口（クリープ破損）が形成された場合のクラストの損傷有無などに大きな不確かさがあった。 このため、簡易的かつ保守的な扱いとして、RPV破損時には、溶融炉心は均質混合物として流出するとモデル化された。 また、RPV破損口からの溶融炉心の流出速度は、RPVと原子炉格納容器（PCV）の差圧、破損口面積、下部プレナム内溶融炉心ヘッドから求められ、破損口部での圧損や溶融炉心の粘性は考慮されない。この流出速度に基づき、RPV破損口の侵食・拡大が計算されるため、溶融炉心の流出は保守的な評価となる。</p> <p>※1 最新 MAAP5 では、東京電力福島第一原子力発電所の事故進展分析に基づき、液相と固相の一部のみが先行流出するモデルが追加されている。</p> <p>2.2 現象評価における不確かさと推定される実現象 2.2.1 現象評価における不確かさ 2.1 節における MAAP の取扱いで述べたように、RPV破損時にPCVに流出する溶融炉心挙動は、下部プレナム内での溶融炉心の堆積状態（固化状態、層分離状態等）やRPV破損形態に依存するが、これらの物理現象に関わる不確かさは大きい。以下、主要な現象評価の現状について MAAP, MELCOR, ASTEC を例にとり整理する。なお、シビアアクシデント時には種々の物理化学現象が複合して起こるが、以下では主要現象に限定している。 (1) 下部プレナムへのリロケーション挙動</p>	<p>9. 各種評価における溶融炉心物性の整理</p> <p>1. はじめに 格納容器破損防止の有効性評価に係る各種評価（FCI, MCCI 等）において、評価ごとに溶融炉心物性の設定をしている。各種評価における溶融炉心物性の条件の妥当性について整理する。</p> <p>2. 現象評価の不確かさと現行各種評価の妥当性について 2.1 MAAP における取扱いの考え方について MAAP では、原子炉容器（RV）の破損が判定されると、破損位置より上方にある下部プレナム内溶融炉心は固相・液相を含む均質な混合物として原子炉格納容器（CV）に流出する。 この取扱いは、MAAP4 開発当時、下部プレナム内溶融炉心の堆積状態に関して、不確かさが大きく、実験的知見も不足していたことによる。下部プレナム内溶融炉心保持（IVR：In-Vessel Retention）を志向したRV外部冠水冷却後の溶融炉心の状態を示した実験はいくつか行われていたものの、冷却中の溶融炉心の過渡挙動に関する知見は得られていなかった。また、下部プレナム内に形成されたクラストが溶融炉心の流出挙動に与える影響、RV破損が小規模な場合のクラストの応答、大規模な破損口（クリープ破損）が形成された場合のクラストの損傷有無などに大きな不確かさがあった。 このため、簡易的かつ保守的な扱いとして、RV破損時には、溶融炉心は均質混合物として流出するとモデル化された。 また、RV破損口からの溶融炉心の流出速度は、RVとCVの差圧、破損口面積、下部プレナム内溶融炉心ヘッドから求められ、破損口部での圧損や溶融炉心の粘性は考慮されない。この流出速度に基づき、RV破損口の侵食・拡大が計算されるため、溶融炉心の流出は保守的な評価となる。</p> <p>2.2 現象評価における不確かさと推定される実現象 2.2.1 現象評価における不確かさ 2.1 節における MAAP の取扱いで述べたように、RV破損時にCVに流出する溶融炉心挙動は、下部プレナム内での溶融炉心の堆積状態（固化状態、層分離状態等）やRV破損形態に依存するが、これらの物理現象に関わる不確かさは大きい。以下、主要な現象評価の現状について MAAP, MELCOR, ASTEC を例にとり整理する。なお、シビアアクシデント時には種々の物理化学現象が複合して起こるが、以下では主要現象に限定している。 (1) 下部プレナムへのリロケーション挙動</p>	<p>炉型の相違 ・炉型により MAAP5 に追加されるモデルが異なる</p>

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

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>下部プレナム内での溶融炉心の堆積状態は、下部プレナムへのリロケーション挙動にも依存する。MAAPでは、TMI-2知見に基づき、炉心部に大規模な溶融プールの形成・保持をモデル化しているため、最高温度はUO₂融点近傍となり、下部プレナムへの溶融炉心リロケーションは高温状態かつ大流量で発生する。</p> <p>リロケーション過程で、溶融炉心の一部は粒子化して下部プレナムに堆積し、粒子化しないものは連続層（金属層、クラスト、溶融プール）として堆積する。</p> <p>一方、MELCORでは、大規模なプールは形成されず、比較的低温の粒子状の溶融炉心が、炉心支持板で保持されずに下部プレナムに段階的にリロケーションする^{[1][2]}。</p> <p>また、ASTECでは、MAAP同様に炉心部での溶融プール形成が考慮され、周囲のクラストの破損によって溶融プールのリロケーションがモデル化されているが、炉心支持板での保持は考慮されず、PWR体系ではあるが、MAAPよりも大規模な下部プレナムリロケーションを予測する傾向がある[3]。</p> <p>(2) 下部プレナム内での溶融炉心堆積状態</p> <p>MAAPでは、下部プレナムへのリロケーション後、図1に示すとおり、想定される層分離状態（粒子状デブリ、金属層、クラスト及び溶融プール）が瞬時に形成されるものとしてモデル化し、下部プレナム内の冷却水や構造物との熱的相互作用を評価している。MAAPでは、コード内に持たせている溶融炉心の組成に応じた液相線温度及び固相線温度のテーブル（Phase Diagram）^{[4][5][6][7]}に基づいて、液相線温度及び固相線温度が計算される（図2参照）。これらの温度と溶融炉心の組成に依存する熱的物性値に基づいて溶融炉心の保有エネルギーを計算し、また、冷却水や構造物との熱交換を考慮した上で、液相及び固相の状態を評価している。このような熱的相互作用を評価することにより、溶融炉心は下部プレナム内に数時間保持されるため、溶融炉心温度が上昇した後、RPV破損に至る。なお、上記の層分離状態は、下部プレナム内に長期間保持された場合に到達する平衡状態に相当するが、下部プレナム内にCRD等の多量の構造物を有する構成では瞬時にその状態が形成されることは考えにくい。このため、下部プレナムに大流量のリロケーションが発生するモデルともあいまって、下部ヘッドに与える熱負荷を大きく評価していると言える。</p> <p>MELCORでは、想定するRPV破損モードによって下部プレナム内での溶融炉心保持時間は異なる。しかしながら、長期間保持されている場合でも図3に示すとおり、粒子状デブリ主体となり、溶融炉心温度はMAAPに比べて低く予測される^[2]。</p> <p>また、ASTECでは、OECD/MASCA計画の知見^[6]を反映し、重金属層が下部プレナム最下部で成層化する現象がモデル化されている^[9]。低融点、高熱伝導率の金属層が最下部にあることで、下部ヘッドに与える熱負荷が大きくなる傾向となる。また、重金属層が形成されることで、上部の軽金属層が薄くなり、下部ヘッド側面に与える熱負荷（フォーカシング効果）が大きくなる可能性も指摘されている。</p> <p>(3) RPV破損挙動</p> <p>MAAPでは、種々のRPV破損モードがモデル化されている^[10]が、BWRでは、大規模な溶融プールが形成される状況に対して起こり得ると考えられている貫通管逸出^[11]が支配的となり、大口径の破損（CRDハウジングの逸出）を予測する傾向がある。これにより、全溶融炉心の流出が短期間で</p>	<p>下部プレナム内での溶融炉心の堆積状態は、下部プレナムへのリロケーション挙動にも依存する。MAAPでは、TMI-2事故の知見に基づき、炉心部での大規模な溶融プールの形成・保持をモデル化しているため、最高温度はUO₂融点近傍となり、下部プレナムへの溶融炉心リロケーションは高温状態かつ大流量で発生する。</p> <p>リロケーションの過程で、溶融炉心の一部は粒子化して下部プレナムに堆積し、粒子化しないものは連続層（金属層、クラスト、溶融プール）として堆積する。</p> <p>一方、MELCORでは、大規模な溶融プールは形成されず、比較的低温の粒子状の溶融炉心が、炉心支持板で保持されずに下部プレナムに段階的にリロケーションする^{[1][2]}。</p> <p>また、ASTECでは、MAAP同様に炉心部での溶融プール形成が考慮され、周囲のクラストの破損によって溶融プールのリロケーションがモデル化されているが、炉心支持板での保持は考慮されず、MAAPよりも大規模な下部プレナムリロケーションを予測する傾向がある^[3]。</p> <p>(2) 下部プレナム内での溶融炉心堆積状態</p> <p>MAAPでは、下部プレナムへのリロケーション後、図1に示すとおり、想定される層分離状態（粒子状デブリ、金属層、クラスト及び溶融プール）が瞬時に形成されるものとしてモデル化し、下部プレナム内の冷却水や構造物との熱的相互作用を評価している。MAAPでは、コード内に持たせている溶融炉心の組成に応じた液相線温度及び固相線温度のテーブル（Phase Diagram）に基づいて、液相線温度及び固相線温度が計算される（図2参照）。これらの温度と溶融炉心の組成に依存する熱的物性値に基づいて溶融炉心の保有エネルギーを計算し、また、冷却水や構造物との熱交換を考慮した上で、液相及び固相の状態を評価している。このような熱的相互作用を評価することにより、溶融炉心は下部プレナム内に保持されるため、溶融炉心温度が上昇した後、RV破損に至る。</p> <p>MELCORでは、想定するRV破損モードによって下部プレナム内での溶融炉心保持時間は異なる。しかしながら、長時間保持されている場合でも図3に示すとおり、粒子状デブリ主体となり、溶融炉心温度はMAAPに比べて低く予測される^[2]。</p> <p>また、ASTECでは、OECD/MASCA計画の知見^[4]を反映し、重金属層が下部プレナム最下部で成層化する現象がモデル化されている^[6]。低融点、高熱伝導率の金属層が最下部にあることで、下部ヘッドに与える熱負荷が大きくなる傾向となる。また、重金属層が形成されることで、上部の軽金属層が薄くなり、下部ヘッド側面に与える熱負荷（フォーカシング効果）が大きくなる可能性も指摘されている。</p> <p>(3) RV破損挙動</p> <p>MAAPでは、種々のRV破損モードがモデル化されている^[6]が、PWRでは比較的压力が低い状況に対して貫通部破損が支配的となり^[7]、MAAPでは、溶融炉心により破損口の側面が溶融し、破損口が拡大する現象（アブレーション）がモデル化されていることから、大口径の破損を予測する傾向</p>	<p>炉型の相違 ・解析上、炉型の相違により溶融炉心が下部プレナムに落下した後のRV破損挙動が異なる</p> <p>炉型の相違</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）

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>起こる。大口径破損の場合には、固相・液相の同時流出の仮定は妥当な扱いと考えられる。ただし、東京電力福島第一原子力発電所の事故進展の分析からは、MAAPはPCVへの溶融炉心流出を過大評価している可能性が指摘されている^{[12][13]}。</p> <p>MELCORでは、貫通管溶融と下部ヘッドクリープによるRPV破損がモデル化されており、貫通管溶融を考慮した場合、溶融炉心の下部プレナム内保持時間が短期間のうちにRPVが破損する^[1]。このため、PCVへの溶融炉心の流出は下部プレナムへのリロケーションと同様に段階的に発生し、短期間の大流量の流出は発生しない。</p> <p>また、ASTECでは、重金属層のモデル化により、下部ヘッドの溶融侵食によるRPV破損が発生する^[9]が、貫通管溶融によるRPV破損をモデル化していないことが要因と考えられる。すなわち、貫通管の溶融又は逸出モデルがあれば下部ヘッド溶融侵食よりも早期に破損するものと推定され、PCVへの溶融炉心流出はMAAPと同等になるものと推測される。</p> <p>以上より、RPV破損時の溶融炉心流出条件は、炉心溶融以降の事象進展にも影響され、そのモデルは解析コードによっても異なるなど、不確かさの大きな現象である。しかしながら、MAAPでは、RPV破損時に液相・固相を含む均質な混合物として全量が短期間に流出するため、PCVに与えるエネルギー量の観点からは保守的な扱いと考えられる。一方、MELCORでは、RPV破損時の溶融炉心の流出は段階的かつMAAPに比べて低温状態で発生するため、RPV破損直後のPCVへの放出エネルギー量としてはMAAPよりも小さく予測される傾向となる。</p>	<p>がある。大口径破損の場合には、固相・液相の同時流出の仮定は妥当な扱いと考えられる。ただし、東京電力福島第一原子力発電所の事故進展の分析からは、MAAPはCVへの溶融炉心流出を過大評価している可能性が指摘されている^{[8][9]}。</p> <p>MELCORでは、貫通管溶融と下部ヘッドクリープによるRV破損がモデル化されており、貫通部溶融を考慮した場合、溶融炉心の下部プレナム内保持時間が短期間のうちにRVは破損する^[1]。このため、CVへの溶融炉心の流出は下部プレナムへのリロケーションと同様に段階的に発生し、短期間の大流量の流出は発生しない。</p> <p>また、ASTECでは、重金属層のモデル化により、下部ヘッドの溶融侵食によるRV破損が発生する^[6]が、貫通部溶融によるRV破損をモデル化していないことが要因と考えられる。すなわち、貫通管の溶融又は逸出モデルがあれば下部ヘッド溶融侵食よりも早期に破損するものと推定され、CVへの溶融炉心流出の程度はMAAPと同等になるものと推測される。</p> <p>以上より、RV破損時の溶融炉心流出条件は、炉心溶融以降の事象進展にも影響され、そのモデルは解析コードによっても異なるなど、不確かさの大きな現象である。しかしながら、MAAPでは、RV破損時に液相・固相を含む均質な混合物として多量の溶融炉心が短期間に流出するため、CVに与えるエネルギー量の観点からは保守的な扱いと考えられる。一方、MELCORでは、RV破損時の溶融炉心の流出は段階的かつMAAPに比べて低温状態で発生するため、RV破損直後のCVへの放出エネルギーはMAAPよりも小さく予測される傾向となる。</p>	<p>解析結果の相違</p>

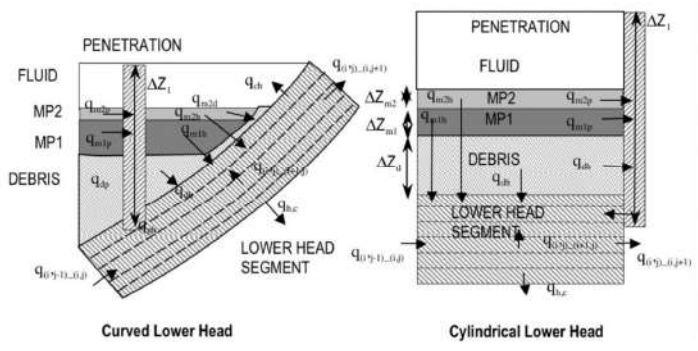
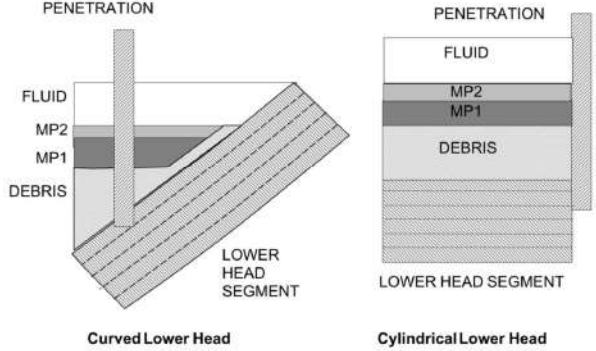
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

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="331 212 712 296" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="358 323 685 616" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="645 600 837 616" data-label="Caption"> <p>出典：MAAP User's Manual, EPRI</p> </div> <div data-bbox="280 654 790 683" data-label="Caption"> <p>図1 MAAPにおける下部プレナム内溶融炉心の取扱い</p> </div> <div data-bbox="309 703 775 1091" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="322 1118 750 1149" data-label="Caption"> <p>図2 MAAPにおけるPhase Diagramの概念図</p> </div> <div data-bbox="309 1369 896 1409" data-label="Text"> <p>枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	<div data-bbox="1256 193 1760 652" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1249 679 1765 708" data-label="Caption"> <p>図1 MAAPにおける下部プレナム内溶融炉心の取扱い</p> </div> <div data-bbox="1216 759 1783 1275" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1281 1289 1731 1319" data-label="Caption"> <p>図2 MAAPにおけるPhase Diagramの概念図</p> </div> <div data-bbox="1375 1358 1957 1386" data-label="Text"> <p>□：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	

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

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>出典：MELCOR Computer Code Manuals</p> <p>図3 MELCORにおける下部プレナム内容融炉心の取扱い</p>	 <p>出典：MELCOR Computer Code Manuals</p> <p>図3 MELCORにおける下部プレナム内容融炉心の取扱い</p>	

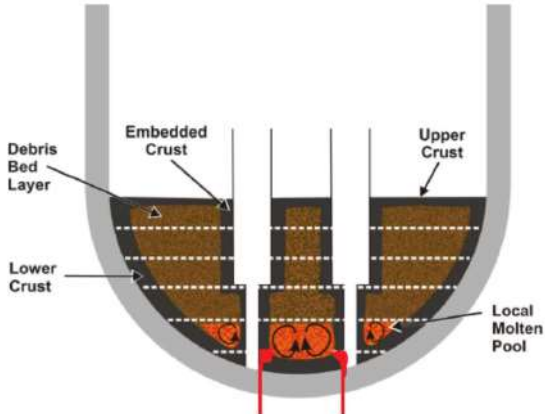

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2.2.2 推定される実現象</p> <p>2.2.1項で述べた現象について推定される実現象について整理する。</p> <p>(1)下部プレナムへのリロケーション挙動</p> <p>近年の知見では、BWRの炉心体系においては、高温化した燃料棒は、融点近くまで自立形状を保ち、荷重等によって崩壊する場合、崩壊した燃料は瓦礫状態で炉心部に留まり、さらに温度が上昇して溶融に至る過程で一部の液相が燃料支持金具や炉心支持板等の炉心下部構造部に移行する可能性が指摘されている^[14]。すなわち、現状のMAAPのように炉心部に溶融プールが形成された後の短期間かつ大流量のリロケーションの発生は想定しにくく、段階的なリロケーションの発生が考えられる。</p> <p>(2)下部プレナム内での溶融炉心堆積状態</p> <p>(1)のように段階的なリロケーションが発生する場合、下部プレナム内冷却水が枯渇するまでの期間では、液相として流出した溶融炉心は粒子化及び冷却・固化し、大部分は固相として堆積していくと考えられる。冷却水の枯渇等によって溶融炉心の冷却不全に至ると、一部は再溶融して固液混合状態となり、密度差によって成層化状態に至る可能性はあるものの、RPV破損するまでの短期間と推定される。</p> <p>(3)RPV破損挙動</p> <p>下部ヘッドに複数の貫通管を有するBWRにおいては、熱容量の小さい計装管等の小口径貫通管の溶融^{[11][15]}や貫通管溶接部損傷（貫通管と下部ヘッド貫通管ギャップ部の流路形成）^[16]によるRPV破損が支配的となる可能性が指摘されている。いずれの破損モードにおいても局所的な溶融や損傷によって、小口径の破損口から溶融炉心が流出する。</p> <p>(2)における下部プレナム冷却水枯渇後の溶融炉心の温度上昇によって、貫通管や溶接部の温度が上昇し、RPV破損に至る可能性がある。これらの構造物の融点は高々1800K程度であり、下部プレナム内に大規模な溶融プールが形成される以前の局所的な温度上昇によってRPVが破損する可能性がある。この場合、平均的な溶融炉心温度は低い状態でPCVに流出する。2.2.1で述べた重金属層を含む下部プレナム内溶融炉心の成層化は、高温状態が長期に亘って継続した場合に生じる熱力学的平衡状態と言え、RPV下部ヘッドを外部冠水させて溶融炉心を冷却する状況で起こり得るものと言える。一方、溶融炉心が比較的低温の条件にある場合には、成層化に至る前にRPVが破損する可能性も指摘されている^[17]。</p> <p>RPVが破損すると、流動性を持つ高温の液相が破損口から先行的に流出することが考えられる。その際、固相の一部がその流動に随伴されて、破損口位置まで移行する可能性はあるものの、直ちにPCV外へ流出するかどうかは破損規模に依存する。また、下部プレナム内構造物が残存する場合には、液相が破損箇所へ移行する際の流動抵抗となり、流出が制限される可能性もある。ただし、溶融炉心の冷却が行われない場合、流出せずに残存する固相の溶融炉心は再溶融するとともに、下部ヘッ</p>	<p>2.2.2 推定される実現象</p> <p>2.2.1項で述べた現象について、推定される実現象を整理する。</p> <p>(1)下部プレナムへのリロケーション挙動</p> <p>TMI-2事故では、炉心部に大規模な溶融プールが形成され、再冠水してもこれを冷却することはできず、最終的にはクラストが破損し、20ton程度の溶融炉心が下部プレナムに移行したとされている^[10]。想定している事故シナリオでは、蓄圧注入には成功するが、高圧注入や低圧注入に失敗していることから、大規模な溶融プールが形成されてから再冠水することはないため、溶融プールは軸方向と径方向へさらに拡大すると考えられる。下部プレナムには冷却水が溜まっていることから、下部炉心板に到達した溶融プールは固化し、クラストを形成する。また、溶融プールの側面についても水蒸気が流れていることから、炉心パッフルに到達した溶融プールは固化し、クラストを形成する。その後、クラスト及び構造物が破損すると、溶融プールから下部プレナムへのリロケーションが発生する。TMI-2事故のように、リロケーションは比較的短期間かつ大流量であると考えられる。</p> <p>(2)下部プレナム内での溶融炉心堆積状態</p> <p>比較的短期間かつ大流量のリロケーションが発生する場合、ジェットの径にも依存するが、一部が粒子化及び冷却・固化し、残りは連続層として下部プレナムに堆積すると考えられる。冷却水の枯渇等によって溶融炉心は冷却不全に至ると、一部は再溶融して固液混合状態となり、密度差によって成層化状態に至る可能性はあるものの、再溶融からRV破損までの時間は比較的短期間と推定される。</p> <p>(3)RV破損挙動</p> <p>下部ヘッドに複数の貫通管を有するPWRにおいては、貫通部破損によるRV破損が支配的となる可能性が指摘されている^[7]。この場合、小口径の破損口から溶融炉心が流出する。</p> <p>(2)における下部プレナム冷却水枯渇後の溶融炉心の温度上昇によって、貫通管や溶接部の温度が上昇し、RV破損に至る可能性がある。これらの構造物の融点は高々1800K程度であり、下部プレナム内に大規模な溶融プールが形成される以前の局所的な温度上昇によってRVが破損する可能性がある。この場合、平均的な溶融炉心温度は低い状態でCVに流出する。2.2.1で述べた重金属層を含む下部プレナム内溶融炉心の成層化は、高温状態が長期に亘って継続した場合に生じる熱力学的平衡状態と言え、RV下部ヘッドを外部冠水させて溶融炉心を冷却する状況で起こり得るものと言える。一方、BWRにおいては溶融炉心が比較的低温の条件にある場合には、成層化に至る前にRVが破損する可能性も指摘されている^[11]。</p> <p>RVが破損すると、流動性を持つ高温の液相が破損口から先行的に流出することが考えられる。その際、固相の一部がその流動に随伴されて、破損口位置まで移行する可能性はあるものの、直ちにCVへ流出するかどうかは破損規模に依存する。また、下部プレナム内構造物が残存する場合には、液相が破損箇所へ移行する際の流動抵抗となり、流出が制限される可能性もある。ただし、溶融炉心の冷却が行われない場合、流出せずに残存する固相の溶融炉心は再溶融するとともに、下部ヘッド</p>	<p>炉型の相違</p> <p>炉型の相違</p> <p>炉型の相違</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）

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>下に継続的に熱的負荷を与えるため、破損口は拡張・拡大し、最終的には、下部プレナムに堆積する溶融炉心のほぼ全量が流出する可能性がある。</p> <p>このような RPV 破損時の溶融炉心流出挙動は、図4に示すとおり、最新 MAAP5 のモデル開発におけるコンセプトとなっている^[18]。本モデルは、2.2.1(3)に挙げた東京電力福島第一原子力発電所事故進展の分析に基づいて導入されたものである。</p> <p>以上より、推定される現実的な RPV 破損時の溶融炉心流出条件は、以下のように整理できる。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 高温の液相が固相の一部を随伴させて先行的に流出する。 ② RPV 破損は局所的な小口径破損が支配的となる。 ③ RPV 破損口からの溶融炉心の流出は、溶融炉心の粘性や固相を巻き込んだ流動抵抗によって緩やかに起こり、破損口の拡大も緩やかになる。  <p>図4 推定される RPV 破損挙動^[18]</p>	<p>下に継続的に熱負荷を与えるため、破損口は拡張・拡大し、最終的には、下部プレナムに堆積する溶融炉心のほぼ全量が流出する可能性がある。</p> <p>このような RV 破損時の溶融炉心流出挙動は、図4に示すとおり、最新 MAAP5 のモデル開発におけるコンセプトとなっている^[12]。本モデルは、2.2.1(3)に挙げた東京電力福島第一原子力発電所事故進展の分析に基づいて導入されたものである。</p> <p>以上より、推定される現実的な RV 破損時の溶融炉心流出条件は、以下のように整理できる。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 高温の液相が固相の一部を随伴させて先行的に流出する。 ② RV 破損は局所的な小口径破損が支配的となる。 ③ RV 破損口からの溶融炉心の流出は、溶融炉心の粘性や固相を巻き込んだ流動抵抗によって緩やかに起こり、破損口の拡大も緩やかになる。  <p>図4 推定される RV 破損挙動^[12]</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）

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2.3 各種評価における溶融物条件の妥当性の整理について</p> <p>2.1 節及び2.2 節の内容を踏まえ、以下の通り各種評価の妥当性を整理する。整理結果を表1にまとめる。</p> <p>(1)FCI (PCV 圧力・温度スパイク) 及び MCCI</p> <p>FCI 及び MCCI 評価では、MAAP 解析結果そのものに基づき評価項目の判定基準への適合性を確認している。</p> <p>MAAP では、溶融炉心の持つ崩壊熱とその組成並びに物性に基づき、溶融炉心の温度を評価している。炉心部に形成される溶融プールは UO_2 のみで構成される（共晶体を含むその他の低融点物質はリロケーションによって移行してクラスト化する）ため、最高温度は UO_2 の融点近傍となる。一方、下部プレナムに堆積した溶融プールは、UO_2、Zr、ZrO_2 の混合物となるため、この液相線温度～固相線温度の温度範囲で推移する。</p> <p>有効性評価における FCI (PCV 圧力・温度スパイク) 及び MCCI 評価は、大規模な破損口から短期間に下部プレナムから全溶融炉心が流出し、溶融炉心の全保有エネルギーが PCV に放出される条件に基づく評価となっている。また、溶融炉心の物性は酸化物 (UO_2、Zr、ZrO_2) と金属 (SUS 成分) の混合物の値として考慮される。2.2.1(2)で述べたように、MAAP では、コード内に持たせている溶融炉心の組成に応じた液相線温度及び固相線温度のテーブル (Phase Diagram) に基づいて、固相線温度、液相線温度が計算される。金属の融点は酸化物に比べて低いため、混合物の固相線温度は酸化物単体よりも低くなり、溶融炉心の顕熱は大きく扱われる。下部プレナムでは酸化物の混合状態になると考えられるため、液相状態にあっても UO_2 の融点ほどまで達する可能性は低いと考えられること、また、短期間での全保有エネルギーの放出が考慮されていることを踏まえると、これらの評価の保守性は確保されていると考えられる。</p> <p>一方、2.2 節で述べたように、実現象としては、小規模の破損口から高温の液相のみが先行して流出する可能性がある。その場合、流出流量は小さくなるものの、高温の溶融炉心の流出を考慮し、溶融炉心温度の影響を確認する。なお、FCI 評価 (PCV 圧力・温度スパイク) では、RPV 破損後短期間に PCV へ放出される溶融炉心の保有エネルギー量が圧力・温度スパイクに対して支配的となるため、高温の溶融炉心が先行して流出することの影響を確認する。一方、MCCI 評価においては、RPV 破損後に溶融炉心からの伝熱によってコンクリート温度が上昇して侵食が開始される現象を評価するものである。RPV 破損前に PCV 下部に水張りを実施する場合には、溶融炉心が水中に落下する過程で一時的に冷却されるため、コンクリート侵食量を評価する上では、長期的に PCV に流出する溶融炉心量が重要となり、溶融炉心温度や RPV 破損後短期の溶融炉心流出量はコンクリート侵食に対して支配因子とはならないことから MCCI 評価に対しては本条件設定は妥当である。したがって、3 章では、FCI 評価を対象とした感度解析を実施する。</p> <p>(2)FCI (水蒸気爆発評価)</p> <p>水蒸気爆発評価においては、JASMINE により爆発エネルギーの評価を行っており、溶融炉心の温度は、JASMINE の有する物性ライブラリにおける液相線温度に対して、過熱度 300K を想定している。本評価では、UO_2 と ZrO_2 の質量比が 80 : 20 の溶融炉心組成における物性を使用し、液相</p>	<p>2.3 各種評価における溶融物条件の妥当性の整理について</p> <p>2.1 節及び2.2 節の内容を踏まえ、以下の通り各種評価の妥当性を整理する。整理結果を表1にまとめる。</p> <p>(1)FCI (CV 圧力・温度スパイク) 及び MCCI</p> <p>FCI (CV 圧力・温度スパイク) 及び MCCI 評価では、MAAP 解析結果そのものに基づき評価項目の判定基準への適合性を確認している。</p> <p>MAAP では、溶融炉心の持つ崩壊熱とその組成並びに物性に基づき、溶融炉心の温度を評価している。炉心部に形成される溶融プールは UO_2 のみで構成される（共晶体を含むその他の低融点物質はリロケーションによって移行してクラスト化する）ため、最高温度は UO_2 の融点近傍となる。一方、下部プレナムに堆積した溶融プールは、UO_2、Zr、ZrO_2 の混合物となるため、この液相線温度～固相線温度の温度範囲で推移する。</p> <p>有効性評価における FCI (CV 圧力・温度スパイク) 及び MCCI 評価は、大規模な破損口が下部プレナムに生じて全溶融炉心が流出し、溶融炉心の全保有エネルギーが CV に放出される条件に基づく評価となっている。また、溶融炉心の物性は酸化物 (UO_2、Zr、ZrO_2) と金属 (SUS 成分) の混合物の値として考慮される。2.2.1. (2)で述べたように、MAAP では、コード内に持たせている溶融炉心の組成に応じた液相線温度及び固相線温度のテーブル (Phase Diagram) に基づいて、固相線温度、液相線温度が計算される。金属の融点は酸化物に比べて低いため、混合物の固相線温度は酸化物単体よりも低くなり、溶融炉心の顕熱は大きく扱われる。下部プレナムでは酸化物の混合状態になると考えられるため、液相状態にあっても UO_2 の融点ほどまで達する可能性は低いと考えられること、また、全保有エネルギーの放出が考慮されていることを踏まえると、これらの評価の保守性は確保されていると考えられる。</p> <p>一方、2.2 節で述べたように、実現象としては、小規模の破損口から高温の液相のみが先行して流出する可能性がある。その場合、高温の溶融炉心が流出するものの、流出流量が小さくなる影響の方が大きくなるため、CV へ放出される溶融炉心の保有エネルギー量、CV 下部の冷却材と接触する溶融炉心量が小さくなる。FCI 評価 (CV 圧力・温度スパイク) では、RV 破損後に CV へ放出される溶融炉心の保有エネルギー量及び水と接触する溶融炉心量が圧力・温度スパイクに対して支配的となるため、それらが大きくなる本条件設定は保守的で、妥当である。一方、MCCI 評価においては、RV 破損後に溶融炉心からの伝熱によってコンクリート温度が上昇して侵食が開始される現象を評価する。RV 破損前に CV 下部に水張りを実施する場合には、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心は冷却材により速やかに冷却される。小規模の破損口から高温の液相のみが先行して流出する場合、初期溶融炉心温度は高温となるが、流出流量が小さくなる影響が大きく、CV へ放出される溶融炉心の保有エネルギー量が小さくなるため、溶融炉心の冷却はより速やかになる。よって、MCCI 評価に対しては、本条件設定は保守的で、妥当である。</p> <p>(2)FCI (水蒸気爆発評価)</p> <p>水蒸気爆発評価においては、JASMINE により爆発エネルギーの評価を行っており、溶融炉心の温度は、JASMINE の有する物性ライブラリにおける液相線温度に対して、過熱度 10K を想定している。本評価では、UO_2 と ZrO_2 の質量比が 80 : 20 の溶融炉心組成における物性を使用し、液相線温度及び固相</p>	<p>解析結果の相違</p> <p>炉型の相違 ・炉型の相違により解析結果が異なるため考察が異なる</p> <p>解析条件の相違</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）

補足説明資料（補足9. 各種評価における熔融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>線温度及び固相線温度は金属成分の含有を考慮した設定としている^[19]。物性については、組成による変化量は小さいため、代表値^[20]を使用している。液相線温度及び固相線温度は、過熱度に応じた機械的エネルギーへの変換効率の評価が重要であることから、BWRの熔融炉心組成に相当する条件^[21]を与えている。</p> <p>本評価は、実機熔融炉心条件では水蒸気爆発が発生する可能性は極めて低いものの、過熱度が大きい条件では発生する可能性があるという実験的知見に基づいている。すなわち、仮に水蒸気爆発が発生した場合にはRPV支持機能への影響が生じる懸念があることを踏まえ、参考評価として実施している。水蒸気爆発評価では蒸気膜を形成した粗混合粒子が爆発に寄与するため、熔融炉心の過熱度が重要なファクターである。代表プラントのMAAP解析結果によれば、RPV破損時の液相（熔融プール）の温度は固相線温度に対して220K程度高いため、本評価においては、MAAP解析結果を包絡する条件として、過熱度300Kを液相線温度に対して考慮し、保守的な設定としている。</p> <p>ベースケースのRPV破損時における熔融炉心温度のMAAP解析結果は液相線温度より約123K低いことから、液相線温度に対する過熱度300Kという条件は十分な保守性を有しており、本条件設定は妥当である。3.2節で述べるように、本条件は実機では到達し得ない条件といえる。</p> <p>また、2.2節に整理した推定される実現象では、熔融炉心平均温度は比較的低温でRPV破損が発生し得ることを考慮しても妥当であると考えられる。</p> <p>(3)コリウムシールド性能評価</p> <p>女川2号炉においてRPV破損時にドレン配管に流入した熔融炉心を早期に固化停止させるため、コリウムシールドを設置する。</p> <p>このコリウムシールド内での熔融炉心の固化評価において、非定常Bulk Freezing法を用いて評価を行っているが、その評価に用いる熔融炉心の温度及び物性は、RPV破損条件を現実的条件として、CRDハウジングとRPV下部ヘッドとのギャップ部を熔融炉心が流出する条件におけるMAAP解析結果のうち、RPV破損直前の下部プレナム内液相（熔融プール）の温度及び物性を適用している。</p> <p>本評価は、コリウムシールド設置の有効性を示すことを目的としており、実現象に即した評価を実施するために計装管等の小口径貫通管の熔融により、小規模の破損口から熔融炉心が流出することを想定し、上記条件を適用している。ただし、本評価では、コリウムシールドへの侵入速度をMAAP解析結果に基づいて設定しており、MAAPでは破損口の拡大を保守的に評価して熔融炉心が流出する条件におけるペダスタルでの熔融炉心堆積高さの増加を考慮している。すなわち、高温の液相の先行流出を想定した上で、その堆積高さを保守的に扱っており、コリウムシールドへの侵入速度を大きく仮定している。2.2節に整理した推定される実現象としては、小口径の破損が想定されることと対比すると、本評価における保守性は確保されているため、本条件設定は妥当である。</p>	<p>線温度は金属成分の含有を考慮した設定としている^[19]。物性については、組成による変化量は小さいため、代表値^[14]を使用している。液相線温度及び固相線温度は、過熱度に応じた機械的エネルギーへの変換効率の評価が重要であることから、PWRの熔融炉心組成に相当する条件^[15]を与えている。</p> <p>本評価は、実機熔融炉心条件では水蒸気爆発が発生する可能性は極めて低いものの、過熱度が大きい条件では発生する可能性があるという実験的知見に基づいている。すなわち、仮に水蒸気爆発が発生した場合にはRV支持機能への影響が生じる懸念があることを踏まえ、参考評価として実施している。水蒸気爆発評価では蒸気膜を形成した粗混合粒子が爆発に寄与するため、熔融炉心の過熱度が重要なファクターである。MAAP解析結果によれば、RV破損時の酸化物質層温度は液相線温度に対して\square程度高いため、本評価においては、MAAP解析結果を包絡する条件として、過熱度10Kを液相線温度に対して考慮し、保守的な設定としている。</p> <p>RV破損時における下部プレナム内熔融炉心温度のMAAP解析結果は液相線温度より約\square低いことから、液相線温度に対する過熱度10Kという条件は十分な保守性を有しており、本条件設定は妥当である。</p> <p>また、2.2節に整理した推定される実現象では、熔融炉心平均温度は比較的低温でRV破損が発生し得ることを考慮しても妥当であると考えられる。</p> <p>(3)熔融炉心凝固距離評価</p> <p>RV破損時に原子炉下部キャピティのドレン配管に流入した熔融炉心が、ドレン配管内にて早期に固化停止することを評価にて確認している。</p> <p>この評価において、EPRI/FAI試験を基に評価を行っているが、その評価に用いる熔融炉心の温度及び物性は、RV破損条件を現実的条件として、MAAP解析結果のうち、RV破損直前の下部プレナム内液相（熔融プール）の温度及び物性を適用している（別紙参照）。</p> <p>本評価は、ドレン配管に侵入した熔融炉心がドレン配管内で凝固することを示すことを目的としており、実現象に即した評価を実施するために計装管の破損により、小規模の破損口から熔融炉心が流出することを想定し、上記条件を適用している。ただし、本評価では、EPRI/FAI試験を泊3号炉のドレン配管に適用する際に使用するドレン配管への侵入速度をMAAP解析にて熔融炉心の全量が原子炉下部キャピティに落下した際の堆積高さに基づき保守的に設定している。すなわち、堆積高さを保守的に扱っており、ドレン配管への侵入速度を大きく仮定している。2.2節に整理した推定される実現象としては、小口径の破損が想定されることと対比すると、本評価における保守性は確保されているため、本条件設定は妥当である。</p>	<p>炉型の相違</p> <p>解析結果の相違</p> <p>設計の相違</p>
<p>\square：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）

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

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、コリウムシールドの材料としてジルコニアを使用することに関して、流路材質による溶融炉心拡がり挙動に与える影響を検討している。その検討においては溶融炉心の物性を用いて、粘性力と表面張力の比較を行い、表面張力の影響が小さいことを確認しているが、評価にはMAAP解析結果に基づく溶融物物性（平均値）を使用している。粘性力は粘性係数と流速の積で与えられるが、ドレン配管に流入する溶融炉心としては溶融プールを想定したとしても、配管内では除熱により、粘性係数は増加し、流速は低下していくことから、溶融プールよりも粘性係数の大きい溶融物物性（平均）を代表的に使用することは妥当である。</p> <p>【参考】粘性力の評価 (粘性力) = $8\pi\mu V$ μ : 粘性係数 (Pa・s) V : 代表速度 (m/s)</p>	<p>また、評価条件に下部プレナム内溶融炉心の平均温度及び物性を用いる場合についても評価を実施している。その検討においては溶融炉心の物性を用いて、粘性力と表面張力の比較を行い、表面張力の影響が小さいことを確認しているが、評価にはMAAP解析結果に基づく溶融物物性（平均値）を使用している。粘性力は粘性係数と流速の積で与えられるが、ドレン配管に流入する溶融炉心としては溶融プールを想定したとしても、配管内では除熱により、粘性係数は増加し、流速は低下していくことから、溶融プールよりも粘性係数の大きい溶融物物性（平均値）を代表的に使用することは妥当である。</p> <p>【参考】粘性力の評価 (粘性力) = $8\pi\mu V$ μ : 粘性係数 (Pa・s) V : 代表速度 (m/s)</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）

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉

表1 各評価における溶融炉心物性の設定

対象評価	溶融炉心温度	その他の溶融炉心物性	条件設定の妥当性
FCI（圧力・温度スパイク）	平均温度 (MAAP 計算値) 約 2349K	平均値 ^{※3} (MAAP 計算値)	<ul style="list-style-type: none"> 平均温度・物性を持つ溶融炉心の短時間での全量流出により、全保有エネルギーがPCVへ放出され、水中落下による急激な蒸気発生及び水素発生が評価される条件を設定している。 実現象では小規模の破損口径のため、流出流量は小さくなるものの、高温の溶融プールが流出することを考慮し、感度解析を実施し、本条件設定の妥当性を確認する。
MCCI	平均温度 (MAAP 計算値) 約 2349K	平均値 ^{※3} (MAAP 計算値)	<ul style="list-style-type: none"> 平均温度・物性を持つ溶融炉心全量の崩壊熱によって、コンクリート侵食量が評価される条件を設定している。 長期的にPCVに流出する溶融炉心量が重要となり、RPV破損後短期に放出される溶融炉心量はコンクリート侵食量に対して支配因子とはならないと考えられることから本条件設定は妥当である。
FCI（水蒸気爆発）	過熱度 300K 2970K	JASMINE コード ライブラリ	<ul style="list-style-type: none"> 水蒸気爆発の評価において、溶融炉心の過熱度が重要なファクターであり、MAAP解析結果より大きい液相線温度に対する過熱度 300Kとして与え、保守的な設定としており、妥当である。 物性値は、JASMINE コードによる付属しているライブラリから実機条件に近いと考えられるライブラリ設定しており、妥当である。
コリウムシーロード評価	固化評価	溶融プール温度 (MAAP 計算値) 2639K	溶融プールの値 (MAAP 計算値)
	流路材質による拡がり挙動影響評価	平均温度 (MAAP 計算値) 約 2349K	平均値 ^{※3} (MAAP 計算値)
			<ul style="list-style-type: none"> 実現象に即した評価を実施するために計装管等の小口径貫通管の溶融により、小規模の破損口径から溶融炉心が流出することを想定し、MAAP計算結果のうち、下部プレナム内溶融プールの温度・物性を設定しており、妥当である。 配管内での除熱により炉心溶融物の固化割合が増加し粘性が増加していくこと等を考慮し、溶融物物性（平均）を代表的に設定している。 配管内では除熱により、粘性係数は増加し、流速は低下していくことから、溶融プールよりも粘性係数の大きい溶融物物性（平均）を代表的に使用することは妥当である。

※3 MAAPでは下部プレナムにおいて溶融炉心は、粒子状ベッド、金属層、溶融プール及びクラストに分けてモデル化されているが、それらを混合した平均的な組成に基づいた溶融炉心物性

泊発電所3号炉

表1 各評価における溶融炉心物性の設定

対象評価	溶融炉心温度	その他の溶融炉心物性	条件設定の妥当性
FCI（圧力・温度スパイク）	平均温度 ^{※1} (MAAP 計算値) 約 K	平均値 ^{※1} (MAAP 計算値)	<ul style="list-style-type: none"> 破損位置より上方の溶融炉心に基づく平均温度・物性を持つ溶融炉心の全量放出により、全保有エネルギーがCVへ放出され、水中落下による急激な蒸気発生及び水素発生が評価される条件を設定している。 実現象では小規模の破損口径のため、高温の溶融プールが流出するもの、流出流量が小さくなる影響の方が大きく、CVへ放出されるエネルギー、水と接触する炉心溶融物量が小さくなることから、FCI（圧力・温度スパイク）は低減する。よって、本条件設定は保守的で、妥当である。
MCCI	平均温度 ^{※1} (MAAP 計算値) 約 K	平均値 ^{※1} (MAAP 計算値)	<ul style="list-style-type: none"> 破損位置より上方の溶融炉心に基づく平均温度・物性を持つ溶融炉心全量の崩壊熱によって、コンクリート侵食量が評価される条件を設定している。 長期的にCVに流出する溶融炉心量が重要となり、RV破損後短期に放出される溶融炉心量はコンクリート侵食量に対して支配因子とはならないと考えられることから本条件設定は妥当である。
FCI（水蒸気爆発）	過熱度 10K 2680K	JASMINE コード ライブラリ	<ul style="list-style-type: none"> 水蒸気爆発の評価において、溶融炉心の過熱度が重要なファクターであり、MAAP解析結果より大きい液相線温度に対する過熱度 10Kとして与え、保守的な設定としており、妥当である。 物性値は、JASMINE コードに付属しているライブラリから実機条件に近いと考えられるライブラリ設定しており、妥当である。
溶融炉心凝固距離評価	固化評価	溶融プール温度 (MAAP 計算値) 約 K	溶融プールの値 (MAAP 計算値)
	拡がり挙動影響評価	平均温度 (MAAP 計算値) 約 K	平均値 ^{※2} (MAAP 計算値)
			<ul style="list-style-type: none"> 実現象に即した評価を実施するために計装管の溶融により、小規模の破損口径から溶融炉心が流出することを想定し、MAAP計算結果のうち、下部プレナム内溶融プールの温度・物性を設定しており、妥当である。※2 配管内での除熱により炉心溶融物の固化割合が増加し粘性が増加していくこと等を考慮し、原子炉容器の下部プレナム内溶融物物性（平均）を代表的に設定している。 配管内では除熱により、粘性係数は増加し、流速は低下していくことから、溶融プールよりも粘性係数の大きい溶融物物性（平均）を代表的に使用することは妥当である。

※1 MAAPでは、RV破損にて流出する溶融炉心の平均温度を過渡的に計算しているため時々刻々変化する。ここでは代表的な温度として、RV破損直後に溶融炉心流出量が最大値となる時点の平均温度/物性を記載。

※2 MAAPでは下部プレナムにおいて溶融炉心は、粒子状ベッド、金属層、溶融プール及びクラストに分けてモデル化されているが、それらを混合した平均的な組成に基づいた溶融炉心物性。

 ：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																
<p>3. 感度解析による影響確認</p> <p>2.2節に整理した現象評価の不確かさ及び推定される実現象に関する検討結果及び2.3節での検討結果を踏まえ、FCI 評価（PCV 圧力・温度スパイク）への影響に関する感度解析を実施する。</p> <p>3.1 解析条件</p> <p>2.2節に述べた RPV 破損挙動に関して推定される実現象を再掲した上で、解析条件をまとめる。</p> <p>① 高温の液相が固相の一部を随伴させて先行的に流出する。</p> <p>② RPV 破損は局所的な小口径破損が支配的となる。</p> <p>③ RPV 破損口からの溶融炉心の流出は、溶融炉心の粘性や固相を巻き込んだ流動抵抗によって緩やかに起こり、破損口の拡大も緩やかになる。</p> <p>上記推定から、高温の液相（溶融プール）の先行流出を想定した場合の FCI 評価を下記条件により実施し、その影響を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高温の液相の先行的な流出を模擬するため、下部プレナム内での保持時間を長くし、溶融炉心平均温度を上昇させる。なお、上記①のように、固相の一部が随伴される可能性があるが、固相を含む場合には平均温度としては低くなることから、本感度解析では、ベースケースにおける溶融プールのみの流出を想定する。 ・小口径の RPV 破損を模擬するため、初期破損口径を中性子計測管ハウジングの貫通孔相当とする。この仮定は、中性子計測管ハウジングの完全溶融の条件に相当する。 ・RPV 破損口と溶融炉心との熱伝達率計算に係るパラメータはベースケースと同一として、溶融炉心流出流量を大きく想定する。 <p>主要解析条件のベースケースとの比較を表2に示す。</p> <p style="text-align: center;">表2 主要解析条件</p> <table border="1" data-bbox="259 1018 902 1409"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>ベースケース</th> <th>感度解析</th> <th>考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>RPV 破損タイミング</td> <td>RPV 破損パラメータが判定基準に到達時 (事象発生約 4.3 時間後)</td> <td>溶融炉心平均温度が2639Kに到達時に強制的に破損 (事象発生約 5.5 時間後)</td> <td>高温の溶融プールが流出することを模擬するために RPV 破損を遅くし、下部プレナムで溶融炉心の温度が上昇した時点で RPV を破損させる。RPV を破損させる基準としては、溶融炉心平均温度がベースケースにおける RPV 破損時点の溶融プールの温度（約 2639K）に到達した時点を設定した。</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心流出量</td> <td>溶融炉心の全量が流出（約 220t）</td> <td>溶融炉心の流出量の総量が 127t となった時点で RPV 破損面積を 0 となるよう設定</td> <td>溶融プールのみが流出することを模擬するために溶融炉心の流出量が溶融プール相当量となった時点で RPV 破損面積を 0 とする。RPV 破損面積を 0 とする基準としては、ベースケースにおける RPV 破損時点の溶融プールの質量（127t）の流出完了時点を設定する。</td> </tr> <tr> <td>RPV 初期破損口径</td> <td>0.15m</td> <td>□ m</td> <td>計装管ハウジングの貫通孔から溶融炉心が流出することを模擬するために RPV 破損口径として計装管ハウジングの貫通孔の直径を設定する。</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center; border: 1px solid black; padding: 2px;">枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p>	項目	ベースケース	感度解析	考え方	RPV 破損タイミング	RPV 破損パラメータが判定基準に到達時 (事象発生約 4.3 時間後)	溶融炉心平均温度が2639Kに到達時に強制的に破損 (事象発生約 5.5 時間後)	高温の溶融プールが流出することを模擬するために RPV 破損を遅くし、下部プレナムで溶融炉心の温度が上昇した時点で RPV を破損させる。RPV を破損させる基準としては、溶融炉心平均温度がベースケースにおける RPV 破損時点の溶融プールの温度（約 2639K）に到達した時点を設定した。	溶融炉心流出量	溶融炉心の全量が流出（約 220t）	溶融炉心の流出量の総量が 127t となった時点で RPV 破損面積を 0 となるよう設定	溶融プールのみが流出することを模擬するために溶融炉心の流出量が溶融プール相当量となった時点で RPV 破損面積を 0 とする。RPV 破損面積を 0 とする基準としては、ベースケースにおける RPV 破損時点の溶融プールの質量（127t）の流出完了時点を設定する。	RPV 初期破損口径	0.15m	□ m	計装管ハウジングの貫通孔から溶融炉心が流出することを模擬するために RPV 破損口径として計装管ハウジングの貫通孔の直径を設定する。	<p>【該当する項目なし】</p>	<p>相違理由</p> <p>炉型の相違</p> <p>・P8 に記載の通り、炉型の相違により解析結果が異なり考察が異なるため、感度解析実施の有無に差が生じている</p>
項目	ベースケース	感度解析	考え方															
RPV 破損タイミング	RPV 破損パラメータが判定基準に到達時 (事象発生約 4.3 時間後)	溶融炉心平均温度が2639Kに到達時に強制的に破損 (事象発生約 5.5 時間後)	高温の溶融プールが流出することを模擬するために RPV 破損を遅くし、下部プレナムで溶融炉心の温度が上昇した時点で RPV を破損させる。RPV を破損させる基準としては、溶融炉心平均温度がベースケースにおける RPV 破損時点の溶融プールの温度（約 2639K）に到達した時点を設定した。															
溶融炉心流出量	溶融炉心の全量が流出（約 220t）	溶融炉心の流出量の総量が 127t となった時点で RPV 破損面積を 0 となるよう設定	溶融プールのみが流出することを模擬するために溶融炉心の流出量が溶融プール相当量となった時点で RPV 破損面積を 0 とする。RPV 破損面積を 0 とする基準としては、ベースケースにおける RPV 破損時点の溶融プールの質量（127t）の流出完了時点を設定する。															
RPV 初期破損口径	0.15m	□ m	計装管ハウジングの貫通孔から溶融炉心が流出することを模擬するために RPV 破損口径として計装管ハウジングの貫通孔の直径を設定する。															

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

補足説明資料（補足9. 各種評価における熔融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由									
<p>3.2 評価結果及び考察</p> <p>評価結果を表3、格納容器圧力及び格納容器温度の推移を図4及び図5に示す。</p> <p>小口径破損口から高温の液相が先行的に流出した場合にもRPV破損後短期の格納容器圧力及び温度の最大値はベースケースを超えないことが確認できた。よって、下部プレナム内に堆積した熔融炉心全量の短期間の流出を考慮したベースケースのFCI評価は保守的な結果を与えていると考えられる。</p> <p>したがって、FCI評価（PCV圧力・温度スパイク）についてもMAAPの条件設定も妥当であることが確認できたことから、各種評価（FCI、MCCI等）における熔融炉心物性の条件が妥当性であることを確認した。</p> <p>なお、付録に示す簡易評価によれば、RPV破損時の下部プレナム内熔融炉心温度は、現実的には高々2700Kであり、本感度解析で使用している熔融炉心温度と整合している。</p> <p style="text-align: center;">表3 評価結果</p> <table border="1" data-bbox="183 611 1001 775"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>ベースケース</th> <th>感度解析</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値</td> <td>約0.23MPa[gage]</td> <td>約0.18MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値</td> <td>約128℃</td> <td>約111℃</td> </tr> </tbody> </table>	項目	ベースケース	感度解析	圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約0.23MPa[gage]	約0.18MPa[gage]	圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約128℃	約111℃		
項目	ベースケース	感度解析									
圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約0.23MPa[gage]	約0.18MPa[gage]									
圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約128℃	約111℃									

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

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図4 格納容器圧力の推移（感度解析）</p>		
<p>図5 格納容器温度の推移（感度解析）</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）

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4. 参考文献</p> <p>[1] 電力中央研究所, “MAAP5.01 及び MELCOR2.1 を用いた軽水炉代表プラントの過酷事故解析 – BWR-5/Mark-II 改良型プラントの全交流電源喪失解析の比較–”, 平成 26 年 6 月</p> <p>[2] Electric Power Research Institute, “Modular Accident Analysis Program(MAAP) – MELCOR Crosswalk Phase 1 Study”, November 2014.</p> <p>[3] J. C. de la Rosa Blul, et al., “ASTEC-MAAP Comparison of a 2 Inch Cold Leg LOCA until RPV Failure”, Science and Technology of Nuclear Installations Volume 2018, Article ID 9189010.</p> <p>[4] Chevalier, P. Y., “Presentation of the OXY5-GEMINI Code to the ACETAC Meeting at Palo Alto”, November 4-8, 1991.</p> <p>[5] Chevalier, P. Y. and Cenerino, G., “Thermodynamic Data Bases and Calculation Code Adapted to the Modeling of Molten Core Concrete Interaction (MCCI) Phenomena, Developed Jointly by THERMADATA and the Institut de Protection et de Surete Nucleaire (France),” Proc. SecondOECD (NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten Core Debris – Concrete Interactions, Karlsruhe, Germany, 1-3 April, 1992.</p> <p>[6] Kubaschewski, O., “Iron-Binary Phase Diagrams”, 1982, Springer-Verlag, New York.</p> <p>[7] Moffatt, W. G., “The Handbook of Binary Phase Diagrams”, 1986, Genium Publishing Corp., Schenectady, NY.</p> <p>[8] V. G. Asmolov, S. V. Bechta, V. F. Strizhov, et al., “Main Results of the First Phase of MASCA Project, OECD MASCA integrated report”, November 2004.</p> <p>[9] H. Bonneville, et al., “Fukushima Core Melt Composition Simulation with ASTEC”, NURETH-16, Chicago, IL, August 30 – September 4, 2015.</p> <p>[10] 東芝エネルギーシステムズ(株), 日立 GE ニュークリア・エナジー(株), “沸騰水型原子力発電所 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 (MAAP) について”, TLR-094/HLR-123, 平成 30 年 5 月</p> <p>[11] US-NRC, “Light Water Reactor Lower Head Failure Analysis”, NUREG/CR-5642, October, 1993.</p> <p>[12] 中村他, “過酷事故解析コードMAAPによる炉内状況把握に関する研究 (17) MAAPによる福島第一2号機事故進展詳細解析”, 日本原子力学会 2017 年秋の大会 2C19</p> <p>[13] 小島他, “過酷事故解析コードMAAPによる炉内状況把握に関する研究 (18) MAAPによる福島第一3号機事故進展詳細解析”, 日本原子力学会 2017 年秋の大会 2C20</p> <p>[14] 技術研究組合国際廃炉研究開発機構, 一般財団法人エネルギー総合工学研究所, “「廃炉・汚染水対策事業費補助金(総合的な炉内状況把握の高度化)」平成 29 年度成果報告”, 平成 30 年 6 月 (http://irid.or.jp/_pdf/20170000_01.pdf)</p> <p>[15] B. R. Sehgal, “Nuclear Safety in Light Water Reactors –Severe Accident Phenomenology”</p> <p>[16] US-NRC, “Lower Head Failure Experiments and Analyses”, NUREG/CR-5582, October 1998.</p> <p>[17] I. Sato, et al., “Outline of a project for core/plant status evaluation of Fukushima-Daiichi units 1 to 3”, presented at the 5th Nuclear Materials Conference, Seattle, USA, October 15-18, 2018.</p>	<p>4. 参考文献</p> <p>[1] 電力中央研究所「MAAP5.01 及び MELCOR2.1 を用いた軽水炉代表プラントの過酷事故解析 –BWR-5/Mark-II 改良型プラントの全交流電源喪失解析の比較–」平成 26 年 6 月</p> <p>[2] Electric Power Research Institute, “Modular Accident Analysis Program (MAAP) - MELCOR Crosswalk Phase 1 Study,” November 2014</p> <p>[3] J. C. de la Rosa Blul, et al., “ASTEC-MAAP Comparison of a 2 Inch Cold Leg LOCA until RPV Failure,” Science and Technology of Nuclear Installations Volume 2018, Article ID 9189010</p> <p>[4] V. G. Asmolov, et al., “Main Results of the First Phase of MASCA Project, OECD MASCA integrated report,” November 2004</p> <p>[5] H. Bonneville, et al., “Fukushima Core Melt Composition Simulation with ASTEC,” NURETH-16, Chicago, IL, August 30 - September 4, 2005</p> <p>[6] 三菱重工(株)「三菱PWR 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」MHI-NES-1064 改1 平成 28 年 4 月</p> <p>[7] US-NRC, “Light Water Reactor Lower Head Failure Analysis,” NUREG/CR-5642, October 1993</p> <p>[8] 中村、他「過酷事故解析コードMAAPによる炉内状況把握に関する研究(17)MAAPによる福島第一2号機事故進展詳細解析」日本原子力学会 2017 年秋の大会 2C19</p> <p>[9] 小島、他「過酷事故解析コードMAAPによる炉内状況把握に関する研究(18)MAAPによる福島第一3号機事故進展詳細解析」日本原子力学会 2017 年秋の大会 2C20</p> <p>[10] D. Jacquemain, et al., “Nuclear Power Reactor Core Melt Accidents, Current State of Knowledge,” Science and Technology Series</p> <p>[11] I. Sato, et al., “Outline of a project for core/plant status evaluation of Fukushima-Daiichi units 1 to 3”, presented at the 5th Nuclear Materials Conference, Seattle, USA, October 15-18, 2018.</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）

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>[18] Electric Power Research Institute, “Enhancing Debris Relocation Modeling”, 2018 EPRI Safety Technology Week - MAAP User Group Meeting, June 18-19, 2018. (非公開資料)</p> <p>[19] 日本原子力研究開発機構, “軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価”, JAEA-Research 2007-072, November 2007</p> <p>[20] A. Annunziato et al., “FARO Test L-14 on fuel-coolant interaction and quenching - Comparison report: Analysis of the results - OECD/CSNI International standard problem 39”, NEA/CSNI/R(97)31/ Vol. I (1998).</p> <p>[21] H. Nagasaka, et al., “COTELS Project (1): Overview of Project to study FCI and MCCI during a Severe Accident”, OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, 15-18 November 1999.</p>	<p>[12] Electric Power Research Institute, “Enhancing Debris Relocation Modeling,” 2018 Japan MAAP User Group Meeting, April 24-26, 2018 (非公開資料)</p> <p>[13] 日本原子力研究開発機構「軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価」JAEA-Research 2007-072, November 2007</p> <p>[14] A. Annunziato, et al., “FARO Test L-14 on fuel-coolant interaction and quenching - Comparison report : Analysis of the results - OECD/CSNI International standard problem 39,” NEA/CSNI/R(97)31/Vol. I (1998)</p> <p>[15] H. Hasegawa, et al., “COTELS Project (1) : Overview of Project to study FCI and MCCI during a Severe Accident,” OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, 15-18 November 1999</p>	

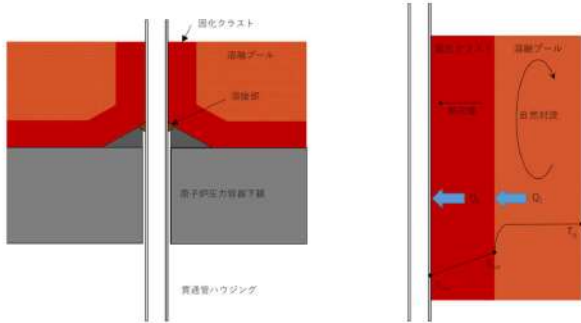
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

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;">付録</p> <p style="text-align: center;">溶融炉心温度上限の推定</p> <p>1. はじめに</p> <p>本文 2.2 節に整理した RPV 破損挙動に関わる推定される実現象において、到達し得る溶融炉心温度の上限値を簡易評価により推定する。</p> <p>2. 概要</p> <p>下部プレナム内に堆積した溶融炉心からの熱負荷によって、RPV 下部ヘッド貫通管やその溶接部が損傷する溶融炉心（液相）の最大温度を簡易評価により推定した。</p> <p>溶融炉心の物性、溶融炉心と下部プレナム内構造物との接触状態には不確かさがあるものの、液相（溶融プール）温度が、最大でも固相線温度より 300K 程度高くなると、固化クラストが安定的に存在できず、小口径貫通管（中性子計測ハウジング）やその溶接部と溶融プールが直接接触することで、小規模な破損口が形成され、溶融プールが RPV 外に流出する可能性があることを確認した。</p> <p>3. 評価の前提</p> <p>3.1 推定される実現象の整理</p> <p>本文 2.2.2(2)で述べたように、実現象としては、下部プレナムへの溶融炉心の段階的なりロケーションによって固相主体で堆積した後、冷却水枯渇後の溶融炉心温度が上昇する過程で貫通管や溶接部の損傷によって小口径の破損口が形成される可能性がある。下部プレナム内での堆積状態として、連続層及び粒子状、瓦礫状といった状態が想定されるため、溶融炉心と貫通管や溶接部との接触態様には不確かさがあり、これらの温度上昇挙動に影響する。</p> <p>固相として堆積した溶融炉心は、下部プレナム内中央部の高温域から再溶融を開始して局所的な溶融プールを形成し、自然対流により、貫通管や溶接部の周囲に形成される固相（クラスト）を介して、これらの構造物温度を上昇させる。クラストは溶融プールからの伝熱によって再溶融し、溶融プールに取り込まれる。溶融プール領域が拡大し、温度が上昇していく過程で、貫通管や溶接部が熱的な損傷を受けるものと推定される。すなわち、貫通管や溶接部の損傷は、熱及び物質の移動を伴う過渡的な挙動に支配される。</p> <p>一方、貫通管や溶接部の周囲に安定的なクラストが形成されている状況では、貫通管や溶接部が融点に達しても、溶融プールは RPV 外に流出しない。すなわち、熱応力や自重によってクラストが崩壊すると溶融プールが流出する。</p> <p>3.2 評価概要</p> <p>3.1 節の想定に基づき、溶融プールからの伝熱によってクラストが熱応力によって崩壊する（引張強度を上回る）溶融プール温度を求め、溶融炉心温度の上限値を概算する。</p> <p>なお、MAAP では、下部プレナム内溶融炉心のクラスト厚さの増減はエネルギーバランスによって評価しており、応力等による崩壊は考慮されていない。</p>	<p style="text-align: center;">【該当する項目なし】</p>	<p>炉型の相違</p> <p>・女川は P13 で RPV 破損時の下部プレナム内溶融炉心温度について、付録に記載</p>

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

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4. 評価手法</p> <p>4.1 評価体系</p> <p>簡易評価における評価体系を図1に示す。溶融プールからの伝熱によって、小口径貫通管や溶接部が加熱される状況を無限平板体系によって簡素化してモデル化する。</p>  <p>図1 想定する実機状態と簡易評価体系</p> <p>4.2 評価方法</p> <p>(1)概要</p> <ul style="list-style-type: none"> 下部プレナム内に形成される局所的な溶融プールによる内部発熱を伴う自然対流によって、貫通管廻りに形成される固化クラストを介して貫通管が加熱されると仮定する。 溶融プール-クラスト界面温度は固相線温度 (T_{sol})、貫通管表面温度は融点 (T_{mp}) になるとして、溶融プール温度 T_p を求める。融点 T_{mp} は 1800K とする（溶接材に用いられる SUS の融点は 1400℃～1500℃程度であるため、溶融プール温度推定にあたっての包絡的かつ保守的条件とする）。 貫通管表面温度は融点一定として、溶融プール温度に依存したクラスト厚さを求め、クラスト内温度分布の変化から、クラストが崩壊し得る溶融プール温度を推定する。 <p>(2)評価式</p> <ul style="list-style-type: none"> (1)式[1]より、側面方向の自然対流熱伝達係数を求め、(2)式から熱流束 q_{nc} を求める。 $Nu = \frac{h_{nc}H}{k_p} = 0.6Ra'^{0.19} \quad (1)$ $q_{nc} = h_{nc}(T_p - T_{sol}) \quad (2)$ <p>(h_{nc}：自然対流熱伝達係数、H：溶融プール高さ、 k_p：溶融プール熱伝導率、q_{nc}：自然対流による熱流束、 T_p、溶融プール温度、T_{sol}：固相線温度)</p>		

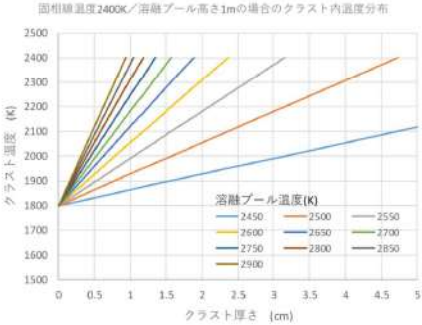
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由														
<p>ここで</p> $Ra' = Gr \cdot Pr \cdot Da \quad (3)$ $Gr = \frac{\theta \beta (T_p - T_{sol}) H^3}{\nu^2} \quad (4)$ $Pr = \frac{\nu}{\alpha} \quad (5)$ $Da = \frac{Q_v H^2}{k_p (T_p - T_{sol})} \quad (6)$ <p>(g：重力加速度，β：溶融プール体膨張係数， ν：溶融プール動粘性係数，α：熱拡散率，Q_v：体積発熱率)</p> <p>(3)評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 溶融プール、固化クラストの物性は下記の値を用いる。なお、本評価体系で重要となる固相線温度（溶融プールと固化クラスト界面温度）は、溶融炉心組成によって変化し、一般的に酸化物が多いほど高くなる。女川2号炉の場合には、減圧が遅れ、ジルカロイの酸化割合が大きい場合にも2340 K程度であることから、包絡条件として Kを想定する。 <table border="1" data-bbox="273 655 889 868"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>値</th> <th>考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>溶融プール密度 (kg/m³)</td> <td rowspan="5" style="text-align: center; vertical-align: middle;"> </td> <td rowspan="4">MAAP 計算結果（原子炉圧力容器破損時の溶融プールの物性を設定）</td> </tr> <tr> <td>溶融プール比熱 (J/kgK)</td> </tr> <tr> <td>熱伝導率（溶融プール） (W/mK)</td> </tr> <tr> <td>熱伝導率（固化クラスト） (W/mK)</td> </tr> <tr> <td>溶融プール粘性係数 (Pa・s)</td> <td>MAAP 使用値</td> </tr> <tr> <td>溶融プール体膨張係数 (1/K)</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin: 5px 0;">枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> <ul style="list-style-type: none"> (1)式、(4)式及び(6)式における代表長さ(H)（溶融プール高さ）には不確かさがあるが、感度は小さいこと、また、実現象としては、局所的な溶融プールが炉底部近傍に形成されることによってRPVが破損し得ること、貫通管溶接部への熱負荷の簡易評価を目的としていることから、上限はRPV下端～制御棒案内管下端距離（約 m）を上限として1mを想定する。なお、MAAP解析においては、高さ m程度の大規模な溶融プールが形成される。 (6)式における溶融プール体積発熱率(Q_v)は事象進展に応じて変化するが、MAAP解析結果を参考として、下部プレナム内構造物（制御棒案内管及び制御棒駆動機構ハウジング）の健全性が維持される期間を対象に、 MW/m³とする。 定常状態を仮定し、また、保守的かつ簡易的な取扱いとしてクラストの内部発熱は無視し、図1においてQ₁=Q₂とする。従って、クラスト内温度は線形分布となる。 <p>5. 評価結果</p> <p>5.1 クラスト内温度分布</p> <p>固相線温度を2400Kとした場合のクラスト内温度分布簡易評価例を図2に示す。クラスト厚さ0は貫通管表面を表し、クラスト温度2400Kとなるクラスト厚さは溶融プールとの界面を表す。</p>	項目	値	考え方	溶融プール密度 (kg/m ³)		MAAP 計算結果（原子炉圧力容器破損時の溶融プールの物性を設定）	溶融プール比熱 (J/kgK)	熱伝導率（溶融プール） (W/mK)	熱伝導率（固化クラスト） (W/mK)	溶融プール粘性係数 (Pa・s)	MAAP 使用値	溶融プール体膨張係数 (1/K)				
項目	値	考え方														
溶融プール密度 (kg/m ³)		MAAP 計算結果（原子炉圧力容器破損時の溶融プールの物性を設定）														
溶融プール比熱 (J/kgK)																
熱伝導率（溶融プール） (W/mK)																
熱伝導率（固化クラスト） (W/mK)																
溶融プール粘性係数 (Pa・s)		MAAP 使用値														
溶融プール体膨張係数 (1/K)																

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

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>クラスト厚さの減少は、時間経過に伴う溶融プール領域の拡大とその温度上昇によるものと言え、溶融プール温度の上昇によって貫通管表面近傍の温度も上昇する。例えば、貫通管表面から 0.5cm の位置では、溶融プール温度が 2450K から 2900K まで増加する過程で、250K 以上の温度上昇が起こる。</p>  <p>図2 クラスト内温度分布評価結果例</p> <p>5.2 溶融プール温度上限値の推定</p> <p>5.1 に示した概算に基づき、クラストが崩壊し得る溶融プール温度を求める。</p> <p>まず、温度上昇による熱応力 σ を以下で簡易的に求め、$\sigma >$ 引張強度となる溶融プール温度を求める。</p> $\sigma = (\text{ヤング率 } E) \times (\text{線膨張係数 } \alpha) \times (\text{温度上昇 } \Delta T)$ <p>溶融炉心のヤング率及び引張強度は、組成及び性状による不確かさが大きいので、低温時の代表的なステンレス鋼の値を用いる。ステンレス鋼のヤング率は 150~200GPa、引張強度は 500~750MPa 程度^④である。一方、UO₂のようなセラミクスの場合、引張強度は 150MPa^③であり、ステンレス鋼の値を用いることで、溶融プール温度の概算を行う上では保守的扱いとなる。線膨張係数は 4.2 に示した MAAP の体膨張係数に基づき、 (1/K) とする。ヤング率 150GPa、引張強度 750MPa とすると、$\Delta T > 150K$ 程度でクラストは崩壊する。</p> <p>図2の評価結果から、クラスト厚さ 0.5cm 位置では、溶融プール温度が 2450K から 2700K 程度まで上昇すると、クラスト温度の上昇が 150K を超過し、崩壊に至る。</p> <p>以上より、溶融プール温度が固相線温度より 300K 程度高くなると、クラストは崩壊し、溶融炉心が RPV 外へ流出すると考えられる。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> 枠囲みの内容は商業機密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）

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>6. まとめ</p> <p>RPV 破損挙動に関わる推定される実現象において、到達し得る溶融炉心温度の上限値を簡易評価により推定した。この結果、女川2号炉においては、溶融プール温度が最大 2700K 程度に到達するまでに、溶融プールが RPV 外に流出する可能性があることを整理した。</p> <p>本評価は、貫通管表面温度が融点に維持された定常状態を仮定した簡易評価であり、融点到達前の温度上昇によっても熱応力は発生し得ることや、実現象としてはクラストが縮小する過程における熱負荷によって小規模な破損口が形成され得ることを考慮すると、より低温状態で RPV 外に流出する可能性がある。</p> <p>7. 参考文献</p> <p>[1] F. Mayinger, et al., "Examination of thermos-hydraulic processes and heat transfer in a core melt", Final Report BMFT RS 48/1, Technical University Hannover, W. Germany (1975)</p> <p>[2] 宮寄他, "応力ひずみ関係に基づくステンレス鋼圧縮板の終局強度評価法", 鋼構造論文集, 第 20 巻第 79 号 (2013 年 9 月)</p> <p>[3] S. Lomperski, M. T. Farmer, "Corium crust strength measurements", Nuclear Engineering and Design 239 (2009) 2551-2561.</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）

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【該当する項目なし】</p>	<p style="text-align: right;">別紙</p> <p style="text-align: center;">現実的な溶融物条件を用いたドレン配管内溶融炉心の凝固距離評価について</p> <p>1. はじめに</p> <p>2.2節で述べたように、原子炉容器破損の実現象としては、小規模の破損口から高温の下部プレナム内液相（溶融プール）のみが先行して流出する可能性がある。流出した溶融炉心は、原子炉下部キャビティの水中を落下する過程で冷却されるが、ここでは原子炉容器破損直前の下部プレナム内溶融プールの温度及び物性を適用し、ドレン配管内に流入した溶融炉心の凝固距離評価を行う。</p> <p>2. ドレン配管内での溶融炉心の凝固距離</p> <p>ここでは、添付資料7.2.5.4の別紙1同様に、EPRI/FAI 試験をFlemingsモデルの式を参考に以下の式を用いて泊3号炉のドレン配管に適用し、デブリの流動距離(L_{t3})を評価する。EPRI/FAI 試験の適用性するにあたり、泊3号炉のドレン配管とEPRI/FAI 試験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。</p> $L_{t3} = L_{FAI} \times \frac{d_{ta}}{d_{FAI}} \times \frac{h_{ta}\rho_{ta}}{h_{FAI}\rho_{FAI}} \times \frac{v_{ta}}{v_{FAI}}$ <p>ここで、</p> $\frac{d_{ta}}{d_{FAI}} : \text{配管直径比}$ $\frac{h_{ta}\rho_{ta}}{h_{FAI}\rho_{FAI}} : \text{凝固までの蓄熱量比}$ $\frac{v_{ta}}{v_{FAI}} : \text{デブリの速度比}$ <p>であり、上式に基づいてデブリの流動距離(L_{t3})を求めると、</p> $L_{t3} = 0.79 \times 2.16 \times 1.00 \times 2 = 3.4 \text{ (m)}$ <p>となる。</p> <p>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程度で拡がり停止するという知見がある等^[1]、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>[1] Ex-vessel corium spreading: results from the VULCANO spreading tests, Nuclear Engineering and Design 223 (2003) 75-102</p>	<p>設計の相違</p> <p>・P9に記載のとおり、女川はコリウムシールドを設置するのに対して、泊ではコリウムシールドは設置しないため、溶融炉心凝固距離評価を現実的な溶融物条件とした評価を実施</p>

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 1 溶融物条件の比較</p> <table border="1" data-bbox="1167 233 1854 791"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>EPRI/FAI試験</th> <th>泊 3号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>溶融物</td> <td>アルミナ</td> <td>溶融デブリ (溶融プール)</td> </tr> <tr> <td>過熱度 (K)</td> <td>100</td> <td rowspan="10" style="border: 2px solid black;"></td> </tr> <tr> <td>融点 (°C)</td> <td>2047</td> </tr> <tr> <td>密度 (kg/m³)</td> <td>3800</td> </tr> <tr> <td>比熱 (kJ/kgK)</td> <td>1.3</td> </tr> <tr> <td>溶融潜熱 (kJ/kg)</td> <td>1160</td> </tr> <tr> <td>熱伝導率 (W/mK)</td> <td>7.5</td> </tr> <tr> <td>粘性係数 (Pa·s)</td> <td>0.003</td> </tr> <tr> <td>動粘性係数 (m²/s)</td> <td>7.89 × 10⁻⁷</td> </tr> <tr> <td>凝固までの蓄熱量 (MJ/m³) (限界固相率=1.0)</td> <td>4902</td> <td>4906</td> </tr> <tr> <td>凝固までの蓄熱量 (MJ/m³) (限界固相率=0.70)</td> <td>—</td> <td>3468</td> </tr> <tr> <td>凝固までの蓄熱量比 1 (限界固相率=1.0)</td> <td>1</td> <td>1.00</td> </tr> <tr> <td>凝固までの蓄熱量比 2 (限界固相率=0.70)</td> <td>—</td> <td>0.71</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">表 2 流路構造の比較</p> <table border="1" data-bbox="1120 858 1899 1353"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>EPRI/FAI試験</th> <th>泊 3号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>溶融物</td> <td>アルミナ</td> <td>溶融デブリ (溶融プール)</td> </tr> <tr> <td>流路構造比較</td> <td></td> <td>円管</td> </tr> <tr> <td>流路内径 (m)</td> <td>0.05 (50A)</td> <td>0.108</td> </tr> <tr> <td>断面積比</td> <td>1</td> <td>4.67</td> </tr> <tr> <td>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)</td> <td>1</td> <td>4.67</td> </tr> <tr> <td>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)</td> <td>1</td> <td>3.30</td> </tr> <tr> <td>単位長さ当たりの伝熱面積比</td> <td>1</td> <td>2.16</td> </tr> <tr> <td>床面から配管水平部までの深さ (m)</td> <td>0.273</td> <td>0.8</td> </tr> <tr> <td>デブリ堆積高さ (m)</td> <td>0.18</td> <td>0.25</td> </tr> <tr> <td>ヘッドから計算される流速 (m/s)</td> <td>2.99</td> <td>4.6</td> </tr> <tr> <td>流速の実測値 (m/s)</td> <td>0.03 (平均) ~0.19 (最大)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>デブリの流動距離 (m)</td> <td>~0.79</td> <td>3.4</td> </tr> </tbody> </table> <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>	項目	EPRI/FAI試験	泊 3号炉	溶融物	アルミナ	溶融デブリ (溶融プール)	過熱度 (K)	100		融点 (°C)	2047	密度 (kg/m ³)	3800	比熱 (kJ/kgK)	1.3	溶融潜熱 (kJ/kg)	1160	熱伝導率 (W/mK)	7.5	粘性係数 (Pa·s)	0.003	動粘性係数 (m ² /s)	7.89 × 10 ⁻⁷	凝固までの蓄熱量 (MJ/m ³) (限界固相率=1.0)	4902	4906	凝固までの蓄熱量 (MJ/m ³) (限界固相率=0.70)	—	3468	凝固までの蓄熱量比 1 (限界固相率=1.0)	1	1.00	凝固までの蓄熱量比 2 (限界固相率=0.70)	—	0.71	項目	EPRI/FAI試験	泊 3号炉	溶融物	アルミナ	溶融デブリ (溶融プール)	流路構造比較		円管	流路内径 (m)	0.05 (50A)	0.108	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=1.0)	1	4.67	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	3.30	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	0.8	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	4.6	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	3.4	
項目	EPRI/FAI試験	泊 3号炉																																																																										
溶融物	アルミナ	溶融デブリ (溶融プール)																																																																										
過熱度 (K)	100																																																																											
融点 (°C)	2047																																																																											
密度 (kg/m ³)	3800																																																																											
比熱 (kJ/kgK)	1.3																																																																											
溶融潜熱 (kJ/kg)	1160																																																																											
熱伝導率 (W/mK)	7.5																																																																											
粘性係数 (Pa·s)	0.003																																																																											
動粘性係数 (m ² /s)	7.89 × 10 ⁻⁷																																																																											
凝固までの蓄熱量 (MJ/m ³) (限界固相率=1.0)	4902		4906																																																																									
凝固までの蓄熱量 (MJ/m ³) (限界固相率=0.70)	—		3468																																																																									
凝固までの蓄熱量比 1 (限界固相率=1.0)	1	1.00																																																																										
凝固までの蓄熱量比 2 (限界固相率=0.70)	—	0.71																																																																										
項目	EPRI/FAI試験	泊 3号炉																																																																										
溶融物	アルミナ	溶融デブリ (溶融プール)																																																																										
流路構造比較		円管																																																																										
流路内径 (m)	0.05 (50A)	0.108																																																																										
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=1.0)	1	4.67																																																																										
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	3.30																																																																										
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	0.8																																																																										
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	4.6																																																																										
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	3.4																																																																										

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）

補足説明資料（補足 10. 熔融炉心落下位置が格納容器下部の中心軸から外れ、壁側に偏って落下した場合の影響評価）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>23. 熔融炉心落下位置が格納容器下部の中心軸から外れ、壁側に偏って落下した場合の影響評価</p> <p>1. 評価の目的</p> <p>実機において、水蒸気爆発が発生する可能性は、これまでの知見からも極めて低いと考えられるが、女川2号炉では、事象の不確かさを踏まえ保守性を考慮した入力条件による水蒸気爆発評価（以下、「基本ケース」という。）を実施し、万が一の水蒸気爆発の発生を想定した場合でも格納容器の健全性が損なわれないことを確認している。</p> <p>有効性評価のMAAP解析では、炉心下部プレナムへ移行した熔融炉心による過熱で原子炉圧力容器下部の中心部温度が最も高くなり、その位置の制御棒駆動機構ハウジング溶接部に生じるひずみによって原子炉圧力容器破損に至る結果となっている。このため、基本ケースの入力条件のうち、熔融炉心の落下位置については原子炉圧力容器下部の中心としている。また、熔融炉心の放出口径については、爆発規模が大きくなる条件として制御棒駆動機構ハウジングの逸出を想定した口径を設定している。</p> <p>しかしながら、実際に重大事故が発生した場合においては、有効性評価上期待していない原子炉注水手段の復旧等想定とは異なる対応や事故進展の影響により、原子炉圧力容器下部の中心から外れた偏心位置での貫通部溶接破損によって生じたわずかな間隙から熔融炉心が流出する等、基本ケースでの想定と異なる落下様態となることも考えられる。また、偏心位置で水蒸気爆発が発生した場合、爆発位置が基本ケースよりも側壁に近接するため、局部的に大きな動的荷重が作用する可能性がある。</p> <p>ここでは、偏心位置における現実的な熔融炉心の落下様態を想定した水蒸気爆発の影響を評価し、格納容器の健全性が損なわれないことを確認するとともに、基本ケースの評価の代表性を確認する。</p>	<p>10. 熔融炉心落下位置が格納容器下部の中心軸から外れ、壁側に偏って落下した場合の影響評価</p> <p>1. 評価の目的</p> <p>実機において、水蒸気爆発が発生する可能性は、これまでの知見からも極めて低いと考えられるが、泊3号炉では、事象の不確かさを踏まえ保守性を考慮した入力条件による水蒸気爆発評価（以下、「基本ケース」という。）を実施し、万が一の水蒸気爆発の発生を想定した場合でも原子炉格納容器の健全性が損なわれないことを確認している。</p> <p>有効性評価のMAAP解析では、下部プレナムへ移行した熔融炉心による過熱で原子炉容器下部の貫通部（計装案内管）の溶接部が破損することによって原子炉容器破損に至る結果となっている。計装案内管は原子炉容器下部に広く分布して設置しており、基本ケースの入力条件では、熔融炉心の落下位置については原子炉容器下部の中心にて落下するものとし、爆発規模が大きくなる条件として、計装案内管の飛び出しを想定し、放出口径を計装案内管口径38mmに対し\squareと設定しており、放出面積としては約\square倍を見込むこととなるため、大きな保守性を有している。</p> <p>しかしながら、実際に重大事故が発生した場合においては、事故事象進展に不確かさがあり、原子炉容器下部の中心から外れた偏心位置での貫通部破損によって熔融炉心が流出する等、基本ケースでの想定と異なる落下様態となることも考えられる。また、偏心位置で水蒸気爆発が発生した場合、爆発位置が基本ケースよりも側壁に近接するため、局部的に大きな動的荷重が作用する可能性がある。</p> <p>ここでは、偏心位置における計装案内管の破損による熔融炉心の落下様態を想定した水蒸気爆発の影響を評価し、原子炉格納容器の健全性が損なわれないことを確認する。</p>	<p>解析結果の相違</p> <p>評価条件の相違 評価方針の相違</p>

\square 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。

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）

補足説明資料（補足 10. 溶融炉心落下位置が格納容器下部の中心軸から外れ、壁側に偏って落下した場合の影響評価）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 評価方法</p> <p>(1) 評価条件</p> <p>解析コードは基本ケースと同様に、水蒸気爆発解析コード JASMINE、構造応答解析コード LS-DYNA を用いて評価した。本評価における各コードの入力条件及び評価モデルの取扱いを以下に示す。</p> <p>a. JASMINE</p> <p>表 1 に主要解析条件を示す。本評価の入力条件及び評価モデルは基本ケースと同様とするが、以下については現実的な条件として適用する。</p> <p>(a) 溶融炉心落下量</p> <p>図 1 に制御棒駆動機構ハウジング支持金具構造を示す。制御棒駆動機構ハウジング支持金具は、原子炉本体の基礎の鋼板に固定されたサポートビームに吊り棒等を介してグリッドプレートを接続した構造により制御棒駆動機構ハウジングの逸出を防止する設計としている。基本ケースでは、制御棒駆動機構ハウジングの逸出を想定した口径 (0.20m) を考慮しているが、上記のとおり制御棒駆動機構ハウジングの支持金具が設置されているため現実的には逸出は考えにくい。このため、本評価では制御棒駆動機構ハウジングが保持された状態を想定し、制御棒駆動機構ハウジングと原子炉圧力容器の下鏡部との間に生じる間隙からの溶融炉心の放出を考慮する。</p> <p>制御棒駆動機構ハウジングと原子炉圧力容器の下鏡部との間に生じる間隙の幅は、サンディア国立研究所の原子炉圧力容器下部ヘッド破損を模擬した LHF 試験^[1]において、貫通部溶接の破損によって約 4mm の間隙が生じたことを踏まえ、これと同じ間隙幅を本評価において仮定する。</p> <p>以上より想定した制御棒駆動機構ハウジングと原子炉圧力容器の下鏡部との間に生じる開口面積 (約 10cm²) と等価な口径である 35.7mm を溶融炉心の放出口径として設定する。</p> <p>(b) 粗混合粒径</p> <p>既往の F C I 試験ではザウター平均粒径として 0~3mm 程度と報告されていることから、基本ケースでは保守的に 4mm を設定しているが、本評価では現実的な条件として既往の実験から得られている平均粒径の条件である 3mm を設定する。</p> <p>以上のとおり、本評価では一部現実的な入力条件を適用するが、実機での水蒸気爆発に対して次の保守性が含まれているものとする。</p> <p>図 2 に格納容器下部内構造物配置状況を示す。JASMINE では溶融炉心が放出口から直線的に自由落下し直接水プールに侵入する理想的なメルトジェットを仮定した評価モデルとなっているが、実機の原子炉圧力容器下部には制御棒駆動機構ハウジングが設置されており、更に下部には足場となるグレーチング等の構造物が存在する。このため、実機の重大事故において原子炉圧力容器下部から流出した溶融炉心はこれらの構造物に接触し、分散するものと想定され、原子炉圧力容器下部から流出した溶融炉心が理想的なジェット形状を保ったまま直接水プールに侵入することはないと考えられる。したがって、実機の重大事故において爆発に寄与する粗混合融体質量は JASMINE で考慮されている粗混合融体質量よりも更に少なくなり、爆発規模は小さくなると考えられる。</p>	<p>2. 評価方法</p> <p>(1) 評価条件</p> <p>偏心影響を考慮した場合の壁面圧力を境界条件とし、構造応答解析コード LS-DYNA を用いて評価した。本評価における LS-DYNA に対する境界条件の設定方法及び評価モデルの取扱いを以下に示す。</p> <p>a. 境界条件設定方法</p> <p>偏心影響として、原子炉容器近傍の壁面から最も近い場所に設置された計装案内管が破損し、溶融炉心が流出したことを想定すると、水蒸気爆発源と原子炉下部キャビティ側面の一部の距離が短くなる。</p> <p>以上を踏まえ、偏心により水平距離が短くなる原子炉下部キャビティ側面に対しては、その距離によらず、基本ケースに対して得られた壁面圧力分布全体に対して、一様に 5 倍の圧力が発生するものと想定 (別紙 1) し、構造応答解析コード LS-DYNA に対する境界条件として設定する。なお、その他壁面については、偏心により水平距離が長くなるが、その効果は考慮せず、基本ケースと同じ壁面圧力分布を境界条件として設定する。</p>	<p>評価方法の相違</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）

補足説明資料（補足 10. 熔融炉心落下位置が格納容器下部の中心軸から外れ、壁側に偏って落下した場合の影響評価）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. LS-DYNA</p> <p>図3に解析モデルを示す。本評価の入力条件及び評価モデルは基本ケースと同様とするが、半径方向の爆発源位置については、格納容器側壁に最も近接する原子炉圧力容器下部最外周の制御棒駆動機構ハウジング直下の位置とする。</p> <p>3. 評価結果</p> <p>水蒸気爆発に伴うエネルギー、格納容器下部内側及び外側鋼板の応力の推移を図4、図5及び図6に示す。水蒸気爆発の発生を想定した場合に格納容器下部ドライウェルの水に伝達される運動エネルギーの最大値は、約1.5MJである。このエネルギーを入力とし、格納容器下部内側及び外側鋼板にかかる応力を解析した結果、ミーゼス相当応力では格納容器下部の内側鋼板にかかる応力は約174MPa、外側鋼板にかかる応力は約126MPaとなった。これは内側及び外側鋼板の降伏応力を大きく下回る値であり、かつ、弾性範囲内にあることから、原子炉圧力容器の支持に支障が生じるものではない。</p> <p>なお、構造上、格納容器下部の内側鋼板にかかる応力の方が外側鋼板にかかる応力よりも大きくなる傾向があるが、原子炉圧力容器の支持機能については格納容器下部の外側鋼板のみで維持可能である。</p> <p>なお、トレスカ応力における評価結果は内側鋼板にかかる応力は約182MPa、外側鋼板にかかる応力は約139MPaであり、ミーゼス相当応力より保守的な値を示すものの、内側及び外側鋼板の降伏応力を下回る値であり、かつ、弾性範囲内にあることから、原子炉圧力容器の支持に支障が生じるものではない。</p> <p>以上の結果から、現実的と考えられる評価条件において熔融炉心が偏心位置に落下して水蒸気爆発が発生した場合であっても、原子炉格納容器パウンダリの機能を維持できることを確認した。</p> <p>4. 評価結果の比較</p> <p>表2に基本ケース解析との比較を示す。現実的と考えられる評価条件において熔融炉心が偏心位置に落下した場合の影響評価の結果、基本ケースよりも格納容器下部の内側及び外側それぞれの鋼板に加わる応力が小さくなる結果となった。</p> <p>このことから、現実的と考えられる評価条件において熔融炉心が偏心位置に落下した場合に対しても、基本ケースの評価は代表性を有していることを確認した。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <p>参考文献</p> <p>[1] T.Y.Chu, M.M.Pilch, J.H.Bentz, J.S.Ludwigsen, W-Y Lu and L.L.Humphries, "Lower Head Failure Experiments and Analyses," NUREG/CR-5582, SAND98-2047, 1999.</p>	<p>b. LS-DYNA</p> <p>図1に解析モデルを示す。本評価の評価モデルは基本ケースと同様とするが、熔融炉心落下位置に近接する側の原子炉下部キャビティ壁側面に付加する衝撃圧力時刻歴については、基本ケースから一律5倍したものを入力条件として用いる。なお、当該壁以外の壁については、基本ケースと比較し熔融炉心落下位置からの距離が遠くなるため、作用する衝撃圧力が小さくなると考えられるが、保守的に基本ケースと同等の衝撃圧力を入力条件として用いる。</p> <p>3. 評価結果</p> <p>基本ケースと同様に、曲げ引張破壊、せん断破壊及び曲げ圧縮破壊を考慮し、それぞれの許容値と比較評価した。曲げ引張破壊モードにおいては、原子炉下部キャビティ壁の鉄筋に塑性ひずみは発生しておらず、許容値11.9%を超過していない。また、せん断破壊モードにおいては、コンクリートのせん断ひずみが最大0.36%に達しているものの、許容せん断ひずみ0.5%を超過していない。曲げ圧縮破壊モードについては、最小主ひずみが下部コンクリートで最大1,416μに達しており、圧縮強度に達するひずみである許容値1,114μを超過しているものの、キャビティ内壁、トンネル内壁及び階段室の表層に限定されており、全断面では許容値を超過していない（図2参照）。</p> <p>以上より、コンクリートは表層部の限定された範囲以外の部分が許容値である圧縮強度相当のひずみ以内であり、鉄筋には塑性ひずみが発生しておらず弾性範囲内であることから、熔融炉心が偏心位置に落下して水蒸気爆発が発生した場合であっても、衝撃荷重により原子炉下部キャビティ壁の鉄筋コンクリート構造が全体的に崩壊する挙動とはならず、構造健全性が維持され、原子炉格納容器の健全性が保たれることを確認した。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>評価条件の相違</p> <p>評価方法の相違</p>

補足説明資料（補足10. 溶解炉心落下位置が格納容器下部の中心軸から外れ、壁側に偏って落下した場合の影響評価）

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="338 217 770 756" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="344 759 754 788" data-label="Caption"> <p>図1 制御棒駆動機構ハウジング支持金具</p> </div> <div data-bbox="315 823 801 1262" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="286 1289 595 1321" data-label="Text"> <p>--- 運転中は取出されている構造物。---</p> </div> <div data-bbox="273 1350 822 1380" data-label="Caption"> <p>図2 格納容器下部内構造物（CRD自動交換機）の概要図</p> </div> <div data-bbox="383 1390 916 1426" 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>		<p>評価方法の相違</p>

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="197 210 976 1286" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="304 1286 875 1316" data-label="Caption"> <p>図3 偏心落下条件におけるLS-DYNAコードの解析モデル</p> </div> <div data-bbox="427 1385 981 1426" data-label="Text" style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> <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="1070 217 1944 1347" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1249 1361 1771 1391" data-label="Caption"> <p>図1 偏心落下条件におけるLS-DYNAコードの解析モデル</p> </div>	<p>解析モデルの相違</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="224 220 996 734"> </div> <div data-bbox="212 766 985 798"> <p>図4 水蒸気爆発によるエネルギーの推移（偏心落下、現実的な想定）※</p> </div> <div data-bbox="168 925 996 1324"> </div> <div data-bbox="212 1340 985 1372"> <p>図5 格納容器下部内側鋼板の応力の推移（偏心落下、現実的な想定）※</p> </div>		<p>評価方法の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

補足説明資料 (補足 10. 溶融炉心落下位置が格納容器下部の中心軸から外れ、壁側に偏って落下した場合の影響評価)

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

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="241 571 981 600">図6 格納容器下部外側鋼板の応力の推移（偏心落下、現実的な想定）※</p> <p data-bbox="203 643 992 735">※ JASMINE によって評価した水蒸気爆発による運動エネルギー(図4)の最大値を LS-DYNA への時刻0での入力とし、格納容器下部鋼板の応力の推移(図5, 6)を評価している。このため、図4と図5, 6の時刻歴は一致しない。</p>		<p data-bbox="1973 204 2107 228">評価方法の相違</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）

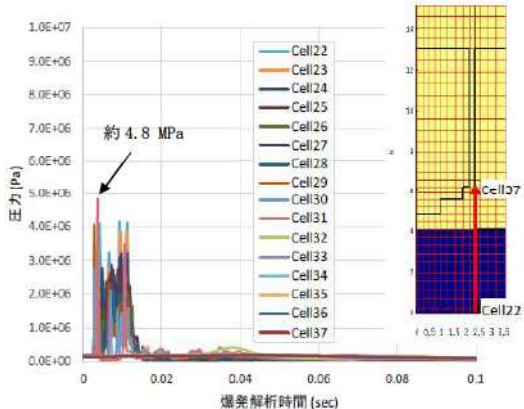
補足説明資料（補足 10. 溶融炉心落下位置が格納容器下部の中心軸から外れ、壁側に偏って落下した場合の影響評価）

女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉				相違理由																																															
<p>表1 主要解析条件（原子炉压力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用のうち、水蒸気爆発の評価（偏心落下及び現実的な想定による評価））</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>解析コード</th> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>—</td> <td>原子炉压力容器の破損径</td> <td>0.0357m (約10cm²)</td> <td>原子炉压力容器と制御棒駆動機構ハウジングの隙間の面積0.6cm²に余裕を見込んだ値</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">JASMINE</td> <td>压力容器ベダスタル水深</td> <td>4.2m</td> <td>ベント管下端までの水位を包絡する値として設定</td> </tr> <tr> <td>格納容器下部への水張りに用いる水の温度</td> <td>40℃</td> <td>外部水源の水温として設定</td> </tr> <tr> <td>溶融物の放出速度</td> <td>8m/s</td> <td>破損口にかかる溶融炉心の堆積圧等からMAAP4で計算</td> </tr> <tr> <td>粗混合粒子径</td> <td>3mm</td> <td>既往の実験から得られている平均粒径</td> </tr> <tr> <td>爆発計算時の微粒子径</td> <td>50μm</td> <td>FARO, KROTOS等の各種試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定</td> </tr> <tr> <td>LS-DYNA</td> <td>溶融燃料—冷却材相互作用による発生エネルギー</td> <td>約1.5MJ</td> <td>JASMINEによる解析結果をもとに設定</td> </tr> </tbody> </table>				解析コード	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	—	原子炉压力容器の破損径	0.0357m (約10cm ²)	原子炉压力容器と制御棒駆動機構ハウジングの隙間の面積0.6cm ² に余裕を見込んだ値	JASMINE	压力容器ベダスタル水深	4.2m	ベント管下端までの水位を包絡する値として設定	格納容器下部への水張りに用いる水の温度	40℃	外部水源の水温として設定	溶融物の放出速度	8m/s	破損口にかかる溶融炉心の堆積圧等からMAAP4で計算	粗混合粒子径	3mm	既往の実験から得られている平均粒径	爆発計算時の微粒子径	50μm	FARO, KROTOS等の各種試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定	LS-DYNA	溶融燃料—冷却材相互作用による発生エネルギー	約1.5MJ	JASMINEによる解析結果をもとに設定	<p>表1 LS-DYNA 解析結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>部位</th> <th>評価パラメータ</th> <th>発生値</th> <th>許容値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">鉄筋</td> <td>塑性ひずみ</td> <td>0%</td> <td>11.9%</td> </tr> <tr> <td>せん断ひずみ</td> <td>0.36%</td> <td>0.5%</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">コンクリート</td> <td rowspan="2">最小主ひずみ (下部(Fc24))</td> <td>1,416μ (キャピティ内壁の表層のみ)</td> <td rowspan="2">1次遮蔽壁全断面で1,114μ以上とならないこと</td> </tr> <tr> <td>1,276μ (トンネル内壁及び階段室の表層のみ)</td> </tr> <tr> <td>最小主ひずみ (上部(Fc36))</td> <td>1,207μ</td> <td>1次遮蔽壁全断面で1,349μ以上とならないこと</td> </tr> </tbody> </table>				部位	評価パラメータ	発生値	許容値	鉄筋	塑性ひずみ	0%	11.9%	せん断ひずみ	0.36%	0.5%	コンクリート	最小主ひずみ (下部(Fc24))	1,416μ (キャピティ内壁の表層のみ)	1次遮蔽壁全断面で1,114μ以上とならないこと	1,276μ (トンネル内壁及び階段室の表層のみ)	最小主ひずみ (上部(Fc36))	1,207μ	1次遮蔽壁全断面で1,349μ以上とならないこと	<p>評価方法・評価結果の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・評価方法及び評価結果は異なるが、偏心位置での溶融炉心の落下及び水蒸気爆発の発生を仮定しても下部構造物の健全性を保てる点では、泊も女川も同様
解析コード	項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																																				
—	原子炉压力容器の破損径	0.0357m (約10cm ²)	原子炉压力容器と制御棒駆動機構ハウジングの隙間の面積0.6cm ² に余裕を見込んだ値																																																				
JASMINE	压力容器ベダスタル水深	4.2m	ベント管下端までの水位を包絡する値として設定																																																				
	格納容器下部への水張りに用いる水の温度	40℃	外部水源の水温として設定																																																				
	溶融物の放出速度	8m/s	破損口にかかる溶融炉心の堆積圧等からMAAP4で計算																																																				
	粗混合粒子径	3mm	既往の実験から得られている平均粒径																																																				
	爆発計算時の微粒子径	50μm	FARO, KROTOS等の各種試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定																																																				
LS-DYNA	溶融燃料—冷却材相互作用による発生エネルギー	約1.5MJ	JASMINEによる解析結果をもとに設定																																																				
部位	評価パラメータ	発生値	許容値																																																				
鉄筋	塑性ひずみ	0%	11.9%																																																				
	せん断ひずみ	0.36%	0.5%																																																				
コンクリート	最小主ひずみ (下部(Fc24))	1,416μ (キャピティ内壁の表層のみ)	1次遮蔽壁全断面で1,114μ以上とならないこと																																																				
		1,276μ (トンネル内壁及び階段室の表層のみ)																																																					
	最小主ひずみ (上部(Fc36))	1,207μ	1次遮蔽壁全断面で1,349μ以上とならないこと																																																				
<p>表2 評価結果の比較</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2"></th> <th>偏心落下時 (現実的な想定)</th> <th>基本ケース</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">ミーゼス応力</td> <td>内側鋼板にかかる応力</td> <td>約174MPa</td> <td>約379MPa</td> </tr> <tr> <td>外側鋼板にかかる応力</td> <td>約126MPa</td> <td>約192MPa</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">(参考)トレスカ応力</td> <td>内側鋼板にかかる応力</td> <td>約182MPa</td> <td>約428MPa</td> </tr> <tr> <td>外側鋼板にかかる応力</td> <td>約139MPa</td> <td>約210MPa</td> </tr> </tbody> </table>						偏心落下時 (現実的な想定)	基本ケース	ミーゼス応力	内側鋼板にかかる応力	約174MPa	約379MPa	外側鋼板にかかる応力	約126MPa	約192MPa	(参考)トレスカ応力	内側鋼板にかかる応力	約182MPa	約428MPa	外側鋼板にかかる応力	約139MPa	約210MPa	<p>図2 下部コンクリート (Fc24) における最小主ひずみ発生箇所</p>																																	
		偏心落下時 (現実的な想定)	基本ケース																																																				
ミーゼス応力	内側鋼板にかかる応力	約174MPa	約379MPa																																																				
	外側鋼板にかかる応力	約126MPa	約192MPa																																																				
(参考)トレスカ応力	内側鋼板にかかる応力	約182MPa	約428MPa																																																				
	外側鋼板にかかる応力	約139MPa	約210MPa																																																				

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

補足説明資料 (補足 10. 熔融炉心落下位置が格納容器下部の中心軸から外れ、壁側に偏って落下した場合の影響評価)

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

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;">別紙 1</p> <p style="text-align: center;">偏心影響を考慮した場合の原子炉下部キャビティ側面にかかる圧力の設定について</p> <p>偏心により水平距離が短くなる原子炉下部キャビティ側面に対しては、その距離によらず、基本ケースに対して得られた圧力分布全体に対して、一様に5倍の圧力が発生するものと想定し、構造応答解析コード LS-DYNA に対する境界条件として設定している。図1は基本ケースにおける原子炉下部キャビティ側面の圧力履歴を示している。最大圧力は約4.8MPaであるため、5倍と設定した場合の最大圧力は約24MPaであり、基本ケースの JASMINE コード解析の結果から得られた爆発源の最大圧力約23MPaを超える極端な値である。よって、熔融炉心落下位置が原子炉格納容器下部の中心軸から外れ、壁側に偏って落下した場合の影響評価に対して、本境界条件設定は保守的と考えられる。</p> <div style="text-align: center;">  </div> <p style="text-align: center;">図1 原子炉下部キャビティ側面の圧力履歴 (基本ケース)</p>	

泊発電所3号炉
前回審査資料に対する記載適正化箇所リスト
有効性評価

令和5年8月31日

北海道電力株式会社

目次

条文	通しページ
有効性評価 6 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方	1
有効性評価 7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失	2
有効性評価 7.1.2 全交流動力電源喪失	3
有効性評価 7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失	4
有効性評価 7.1.6 ECCS 注水機能喪失	5
有効性評価 7.1.7 ECCS 再循環機能喪失	6
有効性評価 7.1.8 格納容器バイパス	7
有効性評価 7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)	8
有効性評価 7.2.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)	9
有効性評価 7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	10
有効性評価 7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	11
有効性評価 7.2.4 水素燃焼	12
有効性評価 7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用	13
有効性評価 7.3.1 想定事故1	14
有効性評価 7.3.2 想定事故2	15
有効性評価 7.4.3 原子炉冷却材の流出	16

条文	通しページ
有効性評価 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について	17
有効性評価 付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価	18
有効性評価 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	19
有効性評価 付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について	20

泊発電所3号炉 前回審査資料に対する記載適正化箇所リスト

有効性評価 6 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

No	資料名称	該当ページ	適正化内容	備考
1	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (SAE6 r. 11. 0)	6-50	以下の記載の適正化を行いました。(下線部参照) (旧) 燃料取替用水ピットの容量は、設計値として <u>2,000</u> m3を用いるものとする。 (新) 燃料取替用水ピットの <u>水量</u> は、設計値として <u>1,700</u> m3を用いるものとする。	
2	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (SAE6-9 r. 11. 0)	56	同上	
3	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (SAE6 r. 11. 0)	6-52	以下の記載の適正化を行いました。(下線部参照) (旧) a. 炉心崩壊熱(5) 炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。 (新) a. 炉心崩壊熱 炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線(8)を使用する。	
4	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (SAE6-9 r. 11. 0)	60	同上	
5	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (SAE6 r. 11. 0)	6-59~67	第6. 2. 1表の記載を最新化しました。	
6	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (SAE6-9 r. 11. 0)	67~71	同上	
7	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (SAE6 r. 11. 0)	添6. 1. 1-28	脱字を修正しました。 (旧) 大気圧(MPa[gage]) (新) 大気圧(OMPa[gage])	
8	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (SAE6-9 r. 11. 0)	添6. 1. 1-28	同上	

泊発電所3号炉 前回審査資料に対する記載適正化箇所リスト

有効性評価 7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

No	資料名称	該当ページ	適正化内容	備考
1	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失 (SAE711 r.13.0)	7.1.1-8	原子炉トリップ信号名に「」を追記しました。	
2	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失 (SAE711-9 r.11.0)	11	同上	

泊発電所3号炉 前回審査資料に対する記載適正化箇所リスト

有効性評価 7.1.2 全交流動力電源喪失

No	資料名称	該当ページ	適正化内容	備考
1	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 7.1.2 全交流動力電源喪失 (SAE712 r.15.0)	7.1.2-12	原子炉トリップ信号名に「」を追記しました。	
2	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 7.1.2 全交流動力電源喪失 (SAE712-9 r.12.0)	17	同上	
3	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 7.1.2 全交流動力電源喪失 (SAE712 r.15.0)	7.1.2-13	下記の通り記載を適正化しました。(下線部参照) (旧) 蓄圧タンク保持圧力 / 蓄圧タンク保有水量 (新) 蓄圧タンク <u>の</u> 保持圧力/蓄圧タンク <u>の</u> 保有水量	
4	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 7.1.2 全交流動力電源喪失 (SAE712-9 r.12.0)	18	同上	
5	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 7.1.2 全交流動力電源喪失 (SAE712 r.15.0)	7.1.2-14	下記の通り記載を適正化しました。(下線部参照) (旧) 交流電源は、RCPシールLOCAが発生する場合には事象発生後の60分後、RCPシールLOCAが発生しない場合には24時間使用できないものとし、事象発生後の24時間後に代替非常用発電機によって供給を開始する。 (新) 交流電源は、RCPシールLOCAが発生する場合には事象発生後の60分後に代替非常用発電機によって供給を開始する。また、RCPシールLOCAが発生しない場合には24時間使用できないものとし、事象発生後の24時間後に代替非常用発電機によって供給を開始する。	
6	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 7.1.2 全交流動力電源喪失 (SAE712-9 r.12.0)	19	同上	
7	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 7.1.2 全交流動力電源喪失 (SAE712 r.15.0)	添7.1.2.8-4,5,7	原子炉格納容器の限界圧力・温度の記載を見直しました。	
8	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 7.1.2 全交流動力電源喪失 (SAE712-9 r.12.0)	添7.1.2.8-4,5,7	同上	

泊発電所3号炉 前回審査資料に対する記載適正化箇所リスト

有効性評価 7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失

No	資料名称	該当ページ	適正化内容	備考
1	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失 (SAE714 r.12.0)	7.1.4-8	原子炉トリップ信号名に「」を追記しました。	
2	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失 (SAE714-9 r.11.0)	12	同上	
3	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失 (SAE714 r.12.0)	添7.1.4.7-4~6 添7.1.4.8-2	原子炉格納容器の限界圧力・温度の記載を見直しました。	
4	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失 (SAE714-9 r.11.0)	添7.1.4.7-3~5 添7.1.4.8-2	同上	

泊発電所3号炉 前回審査資料に対する記載適正化箇所リスト

有効性評価 7.1.6 ECCS注水機能喪失

No	資料名称	該当ページ	適正化内容	備考
1	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 7.1.6 ECCS注水機能喪失 (SAE716 r.12.0)	7.1.6-7	原子炉トリップ信号名に「」を追記しました。	
2	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 7.1.6 ECCS注水機能喪失 (SAE716-9 r.11.0)	12	同上	
3	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 7.1.6 ECCS注水機能喪失 (SAE716 r.12.0)	7.1.6-34	以下の記載を見直しました。 (旧)重要事故シーケンスの重要現象である (新)本重要事故シーケンスの重要現象である	
4	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 7.1.6 ECCS注水機能喪失 (SAE716-9 r.11.0)	57	同上	

泊発電所3号炉 前回審査資料に対する記載適正化箇所リスト

有効性評価 7.1.7 ECCS再循環機能喪失

No	資料名称	該当ページ	適正化内容	備考
1	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 7.1.7 ECCS再循環機能喪失 (SAE717 r.12.0)	7.1.7-8	原子炉トリップ信号名に「」を追記しました。	
2	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 7.1.7 ECCS再循環機能喪失 (SAE717-9 r.11.0)	11	同上	

泊発電所3号炉 前回審査資料に対する記載適正化箇所リスト

有効性評価 7.1.8 格納容器バイパス

No	資料名称	該当ページ	適正化内容	備考
1	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 7.1.8 格納容器バイパス (SAE718 r.15.0)	7.1.8-12, 20, 52 添7.1.8.7-1 添7.1.8.13-6	以下の通り記載を修正しました。(下線部参照) (旧) 余熱除去系統入口隔離弁 (新) 余熱除去系入口隔離弁	
2	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 7.1.8 格納容器バイパス (SAE718-9 r.13.0)	17, 28, 74 添7.1.8.7-1 添7.1.8.13-6	同上	
3	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 7.1.8 格納容器バイパス (SAE718 r.15.0)	7.1.8-13, 17	原子炉トリップ信号名に「」を追記しました。	
4	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 7.1.8 格納容器バイパス (SAE718-9 r.13.0)	19, 24	同上	
5	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 7.1.8 格納容器バイパス (SAE718 r.15.0)	7.1.8-16	以下の通り記載を修正しました。(下線部参照) (旧) iv. 以下に示す非常用炉心冷却設備停止条件が成立、又は原子炉トリップ後1時間経過すれば、蓄圧タンクを隔離し、高圧注入から充てん注入に同時に切り替えるものとし、4分の操作時間を考慮するものとする。 (新) iv. 以下に示す非常用炉心冷却設備停止条件が成立、又は原子炉トリップ後1時間経過すれば、蓄圧タンクを隔離し、 <u>炉心注水を高圧注入から充てん注入に同時に切り替えるものとして</u> 、4分の操作時間を考慮するものとする。	
6	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 7.1.8 格納容器バイパス (SAE718-9 r.13.0)	22	同上	

泊発電所3号炉 前回審査資料に対する記載適正化箇所リスト

有効性評価 7.2.1.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

No	資料名称	該当ページ	適正化内容	備考
1	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 7.2.1.1 格納容器過圧破損 (SAE721P r.13.0)	7.2.1.1-13	原子炉トリップ信号名に「」を追記しました。	
2	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 7.2.1.1 格納容器過圧破損 (SAE721P-9 r.12.0)	17	同上	
3	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 7.2.1.1 格納容器過圧破損 (SAE721P r.13.0)	7.2.1.1-14	下記の通り記載を適正化しました。（下線部参照） （旧）蓄圧タンク保持圧力 / 蓄圧タンク保有水量 （新）蓄圧タンク <u>の</u> 保持圧力 / 蓄圧タンク <u>の</u> 保有水量	
4	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 7.2.1.1 格納容器過圧破損 (SAE721P-9 r.12.0)	18	同上	
5	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 7.2.1.1 格納容器過圧破損 (SAE721P r.13.0)	7.2.1.1-14	以下の通り記載を修正しました。（下線部参照） （旧）「(4) 有効性評価の結果」 （新）「7.2.1.1.2(4) 有効性評価の結果」	
6	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 7.2.1.1 格納容器過圧破損 (SAE721P-9 r.12.0)	18	同上	
7	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 7.2.1.1 格納容器過圧破損 (SAE721P r.13.0)	添7.2.1.1.18-3 添7.2.1.1.19-3, 7, 11 添7.2.1.1.23-4, 8	原子炉格納容器の限界圧力・温度の記載を見直しました。	
8	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 7.2.1.1 格納容器過圧破損 (SAE721P-9 r.12.0)	添7.2.1.1.18-3 添7.2.1.1.19-3, 6.9 添7.2.1.1.23-4, 8	同上	

泊発電所3号炉 前回審査資料に対する記載適正化箇所リスト

有効性評価 7.2.1.2 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

No	資料名称	該当ページ	適正化内容	備考
1	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 7.2.1.2 格納容器過温破損 (SAE721T r.11.0)	7.2.1.2-14, 45 添7.2.1.2.1-2 添7.2.1.2.10-7	以下の通り記載を修正しました。（下線部参照） （旧）約1.5m ³ /h （新）約1.5m ³ /h (6.6gpm)	
2	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 7.2.1.2 格納容器過温破損 (SAE721T-9 r.10.0)	19, 66 添7.2.1.2.1-1 添7.2.1.2.10-7	同上	
3	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 7.2.1.2 格納容器過温破損 (SAE721T r.11.0)	7.2.1.2-15, 16	以下の通り記載を修正しました。（下線部参照） （旧）「(3) 有効性評価の結果」 （新）「 <u>7.2.1.2.2(3) 有効性評価の結果</u> 」	
4	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 7.2.1.2 格納容器過温破損 (SAE721T-9 r.10.0)	19, 21	同上	
5	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 7.2.1.2 格納容器過温破損 (SAE721T r.11.0)	7.2.1.2-15	原子炉トリップ信号名に「」を追記しました。	
6	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 7.2.1.2 格納容器過温破損 (SAE721T-9 r.10.0)	19	同上	
7	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 7.2.1.2 格納容器過温破損 (SAE721T r.11.0)	7.2.1.2-15	下記の通り記載を適正化しました。（下線部参照） （旧）蓄圧タンク保持圧力 / 蓄圧タンク保有水量 （新）蓄圧タンクの保持圧力/蓄圧タンクの保有水量	
8	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 7.2.1.2 格納容器過温破損 (SAE721T-9 r.10.0)	20	同上	
9	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 7.2.1.2 格納容器過温破損 (SAE721T r.11.0)	添7.2.1.2.2-14 添7.2.1.2.6-4, 9 添7.2.1.2.10-9	原子炉格納容器の限界圧力・温度の記載を見直しました。	
10	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 7.2.1.2 格納容器過温破損 (SAE721T-9 r.10.0)	添7.2.1.2.2-13 添7.2.1.2.6-4, 8 添7.2.1.2.10-9	同上	

泊発電所3号炉 前回審査資料に対する記載適正化箇所リスト

有効性評価 7.2.2 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

No	資料名称	該当ページ	適正化内容	備考
1	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 7.2.2 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 (SAE722 r.12.0)	添7.2.2.4-6	以下の通り記載を修正しました。(下線部参照) (旧) 約1.5m ³ /h (新) 約1.5m ³ /h <u>(6.6gpm)</u>	
2	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 7.2.2 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 (SAE722-9 r.11.0)	添7.2.2.4-6	同上	

泊発電所3号炉 前回審査資料に対する記載適正化箇所リスト

有効性評価 7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

No	資料名称	該当ページ	適正化内容	備考
1	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 (SAE723 r.11.0)	7.2.3-2	以下の通り記載を修正しました。(下線部参照) (旧) 溶融炉心から1次冷却材への伝熱によって水蒸気が発生することに伴う急激な原子炉格納容器圧力の上昇 (新) 溶融炉心から1次冷却材への伝熱によって水蒸気が発生することに伴う急激な原子炉格納容器圧力の上昇(以下「圧カスパイク」という。)	
2	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 (SAE723-9 r.11.0)	2	同上	
3	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 (SAE723 r.11.0)	7.2.3-2	以下の通り記載を修正しました。(下線部参照) (旧) 本評価では、 <u>溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な原子炉格納容器圧力の上昇</u> についてその影響を評価する。 (新) 本評価では、 <u>圧カスパイク</u> についてその影響を評価する。	
4	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 (SAE723-9 r.11.0)	2	同上	
5	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 (SAE723 r.11.0)	添7.2.3.1-4	原子炉格納容器の限界圧力・温度の記載を見直しました。	
6	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 (SAE723-9 r.11.0)	添7.2.3.1-3	同上	

泊発電所3号炉 前回審査資料に対する記載適正化箇所リスト

有効性評価 7.2.4 水素燃焼

No	資料名称	該当ページ	適正化内容	備考
1	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 7.2.4 水素燃焼 (SAE724 r.12.0)	7.2.4-13	以下の通り記載を修正しました。(下線部参照) (旧) 金属腐食等による水素発生量 (新) 金属腐食による水素発生量	
2	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 7.2.4 水素燃焼 (SAE724-9 r.11.0)	18	同上	
3	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 7.2.4 水素燃焼 (SAE724 r.12.0)	添7.2.4.9-4,5	原子炉格納容器の限界圧力・温度の記載を見直しました。	
4	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 7.2.4 水素燃焼 (SAE724-9 r.11.0)	添7.2.4.9-4	同上	

泊発電所3号炉 前回審査資料に対する記載適正化箇所リスト

有効性評価 7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

No	資料名称	該当ページ	適正化内容	備考
1	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用 (SAE725 r. 14.0)	添7.2.5.7-3	以下の通り記載を修正しました。(下線部参照) (旧) その場合過熱蒸気から飽和蒸気にするために必要な熱量QA (新) その場合に露出した熔融炉心から飽和蒸気に与えられる熱量QA	
2	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 熔融炉心・コンクリート相互作用 (SAE725-9 r. 12.0)	添7.2.5.7-3	同上	

泊発電所3号炉 前回審査資料に対する記載適正化箇所リスト

有効性評価 7.3.1 想定事故1

No	資料名称	該当ページ	適正化内容	備考
1	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 7.3.1 想定事故1 (SAE731 r.12.0)	7.3.1-4, 10, 11, 19, 22, 26 添7.3.1.1-1	以下の通り記載を修正しました。(下線部参照) (旧) <u>NWL</u> (新) <u>通常水位</u>	
2	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 (SAE731-9 r.12.0)	4, 11, 13, 21, 25, 29 添7.3.1.1-1	同上	
3	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 7.3.1 想定事故1 (SAE731 r.12.0)	7.3.1-19	以下の記載を削除しました。 「【 】：重大事故等対処設備（設計基準拡張）」	
4	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 (SAE731-9 r.12.0)	21	同上	

泊発電所3号炉 前回審査資料に対する記載適正化箇所リスト

有効性評価 7.3.2 想定事故2

No	資料名称	該当ページ	適正化内容	備考
1	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 7.3.2 想定事故2 (SAE732 r.12.0)	7.3.2-20, 24 添7.3.2.2-1	以下の通り記載を修正しました。(下線部参照) (旧) <u>NWL</u> (新) <u>通常水位</u>	
2	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 7.3.2 想定事故2 (SAE732-9 r.12.0)	26, 30 添7.3.2.2-1	同上	
3	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 7.3.2 想定事故2 (SAE732 r.12.0)	添7.3.2.4-3	以下の通り記載を修正しました。(下線部参照) (旧) 評価条件と同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。 (新) <u>冷却系配管の破断によって想定される初期水位を最確条件とした場合、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。</u>	
4	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 7.3.2 想定事故2 (SAE732-9 r.12.0)	添7.3.2.4-2	同上	
5	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 7.3.2 想定事故2 (SAE732 r.12.0)	添7.3.2.4-3	以下の通り記載を修正しました。(下線部参照) (旧) 評価条件と同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。 (新) <u>最確条件とした場合は、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。</u>	
6	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 7.3.2 想定事故2 (SAE732-9 r.12.0)	添7.3.2.4-2	同上	

泊発電所3号炉 前回審査資料に対する記載適正化箇所リスト

有効性評価 7.4.3 原子炉冷却材の流出

No	資料名称	該当ページ	適正化内容	備考
1	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 7.4.3 原子炉冷却材の流出 (SAE743 r. 11.0)	7.4.3-21	以下の通り記載を修正しました。(下線部参照) (旧) 原子炉格納容器圧力 (新) 原子炉格納容器圧力※	
2	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 7.4.3 原子炉冷却材の流出 (SAE743-9 r. 10.0)	31	同上	

泊発電所3号炉 前回審査資料に対する記載適正化箇所リスト

有効性評価 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について（シーケンス選定）

No	資料名称	該当ページ	適正化内容	備考
1	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について（SAE8-9 r.3.8）	37条 付録1-別紙1-21～56	以下の誤記を修正しました。（下線部参照） （旧） <u>シ</u> ーケンス （新） <u>シ</u> ーケンス	

泊発電所3号炉 前回審査資料に対する記載適正化箇所リスト
 有効性評価 付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

No	資料名称	該当ページ	適正化内容	備考
1	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価 (SAE9 r. 11.0)	7	第3表内の④配管貫通部閉止フランジの判定基準の記載について、下線部の通り適正化した。 旧：・管理圧縮量が必要圧縮量を上回る材質の耐放射線性能，耐熱性能が重大事故時の原子炉格納容器内の条件を満足している。 新：・管理圧縮量が必要圧縮量を上回る。材質の耐放射線性能，耐熱性能が重大事故時の原子炉格納容器内の条件を満足する。	
2	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較表 付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価 (SAE9-9 r. 11.0)	10/51	同上	

泊発電所3号炉 前回審査資料に対する記載適正化箇所リスト

有効性評価 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

No	資料名称	該当ページ	適正化内容	備考
1	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 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 (SAE11 r.4.0)	3-182	解析コード名称を修正いたしました。 (旧) M-R E L P A 5 (新) M-RELAP5	
2	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 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 (SAE11 r.4.0)	3.3-13	以下の通り表記を修正いたしました。 (旧) m2 (新) m ²	
3	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 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 (SAE11 r.4.0)	3.3-13	不要な改行を修正いたしました。	
4	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 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 (SAE11 r.4.0)	3.3-52	グラフの内容が分かりやすくなるよう、以下のように記載を充実化いたしま した。 (hd0 (床面) , hs0 (壁面) : 溶融プールが完全な液相の場合の対流熱伝達 係数)	
5	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 比較 表 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 (SAE11-9 r.4.0)	MCCI-66	同上	

泊発電所3号炉 前回審査資料に対する記載適正化箇所リスト

有効性評価 補足説明資料

No	資料名称	該当ページ	適正化内容	備考
1	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 補足説明資料 (SAEH r. 2. 0)	補足3-7 補足4-4	以下の通り記載を修正しました。(下線部参照) (旧) 余熱除去系統入口隔離弁 (新) 余熱除去系入口隔離弁	
2	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 補足説明資料 比較表 (SAEH-9 r. 1. 0)	補足3-4 補足4-3	同上	
3	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 補足説明資料 (SAEH r. 2. 0)	補足説明資料10	新規に女川の補足説明資料23に該当する資料を作成しました。	
4	泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 補足説明資料 比較表 (SAEH-9 r. 1. 0)	補足説明資料10	同上	