

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. 不確かさに関する整理</p> <p>格納容器破損防止対策の有効性評価においては、HPME/DCH発生防止策の有効性を評価するために原子炉圧力が高く維持されるシーケンスを選定し、逃がし安全弁による手動開放により、溶融炉心の飛散が生じないとされている原子炉圧力約2.0MPa[gage]以下まで減圧できることを示している。</p> <p>本事故シーケンスにて想定する事象進展を図3-1に示す。また、本シーケンスにおけるBWR5、Mark-I改良型格納容器プラントの原子炉圧力の応答例を図3-2に示す。事象発生時には炉心は冠水状態にあるが、給水喪失、逃がし安全弁からの冷却材流出により炉水位が低下し、事象発生から約1.1時間後に逃がし安全弁2弁により原子炉の減圧を行う。炉心燃料や構造材は溶融を開始し、溶融プールを形成しつつ、溶融炉心は炉心部下方へ落下する。約2.9時間後に溶融炉心が炉心支持板から下部プレナムへ落下し始め、溶融炉心と冷却材の相互作用（原子炉圧力容器内FCI）により発生した水蒸気により原子炉圧力容器内は加圧されるが、逃がし安全弁は2弁開維持されているため、速やかに減圧する。約4.3時間後に原子炉圧力容器が破損に至るが、この時原子炉圧力は約0.4MPa[gage]であり、2.0MPa[gage]を大きく下回っている。原子炉圧力容器破損後は、格納容器圧力と均圧する。</p> <p>なお、原子炉内構造材は共晶体を形成し、燃料ペレットより低い融点で溶融することから、溶融炉心に先行して炉心下部にリロケーションする可能性が考えられるが^[1]、下部プレナムには冷却材が存在することから、早期に溶融した金属成分は炉心下部で固化すると考えられる。しかし、事象が進展し、溶融炉心が下部プレナムにリロケーションする場合には、金属成分は下部プレナムでの溶融プール形成過程で再溶融して取り込まれると考えられることから、原子炉内構造物が先行溶融したとしても、原子炉圧力容器破損のタイミングが大きく変わることはないと言える。</p> <p>上記の事象進展において、原子炉圧力容器の破損時点での原子炉圧力に影響する要因としては、①原子炉の減圧挙動、②原子炉圧力の上昇に係る物理挙動、③原子炉圧力容器の破損時期が挙げられる。原子炉の減圧挙動については、逃がし安全弁による原子炉の減圧操作を実施することから、逃がし安全弁による原子炉圧力変化の不確かさの影響を受ける可能性がある。原子炉圧力の上昇に係る物理挙動としては、原子炉内での蒸気及び非凝縮性ガスの発生による加圧が考えられる。原子炉圧力容器破損前に、これらの物理挙動の影響が顕著に現れる下部プレナムでの溶融炉心と冷却材の相互作用について、不確かさの影響を確認する。原子炉圧力容器の破損時期に関しては、原子炉圧力容器の破損時期が早まることで、破損時の原子炉圧力が高くなる可能性があるため、その不確かさの影響を確認する。</p> <p>以上を踏まえて、次の項目について不確かさを整理する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・逃がし安全弁による原子炉圧力変化 ・下部プレナム部での溶融炉心と冷却材の相互作用（原子炉圧力容器内FCI） 	<p>3 不確かさに関する整理</p> <p>実験等による知見から、溶融炉心の分散放出が無視できる1次冷却材圧力は約2.0MPa[gage]と評価される。一方、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力には不確かさがあると考えられる。</p> <p>HPME/DCH防止の有効性を評価するに当たって、評価事故シーケンスとしては、<u>1次冷却系が高圧条件である「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を選定し、加圧器逃がし弁の手動開放により、溶融炉心の飛散が生じないとされている1次冷却材圧力約2.0MPa[gage]以下まで減圧できることを示している。</u></p> <p><u>本評価事故シーケンスにて想定する事象進展を図3-1に示す。泊3号炉の1次冷却材圧力の応答は図3-2に示すとおりであり、約3.3時間に1次冷却系強制減圧（加圧器逃がし弁手動開放）を行い、その後は、蓄圧タンク圧力（4.0MPa[gage]）以下まで減圧した時点で、蓄圧注入が開始され、蓄圧タンク圧力とともに緩やかに低下する。約5.4時間で溶融炉心が下部プレナムへ落下し始め、溶融炉心と冷却水の相互作用（原子炉容器内FCI）により発生した水蒸気により過渡的に加圧されるが、加圧器逃がし弁は開放されており、速やかに減圧する。約8.0時間後に原子炉容器が破損に至るが、この時原子炉圧力は1.4MPa[gage]であり、原子炉容器破損後は、原子炉格納容器圧力と均圧する。</u></p> <p>上記の事象進展において、原子炉容器破損の時点での1次冷却材圧力に影響する要因としては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・加圧器逃がし弁及び蓄圧タンクによる圧力変化 ・下部プレナム部での溶融炉心と冷却水の相互作用（原子炉容器内FCI） 	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>・原子炉圧力容器の破損時期</p> <p>HPME/DCHの不確かさを確認するために、上記項目に係る影響因子を図3-3及び表3-1にまとめる。</p> <p>(1) 逃がし安全弁による原子炉圧力変化</p> <p>逃がし安全弁による原子炉の減圧挙動は、逃がし安全弁の容量、開放時の質量流量により決まる。弁容量は、プラント設計として設計圧力及び質量流量（気相）が定まっているため、設計圧力に近い高圧での弁質量流量の不確かさは小さい。</p> <p>原子炉圧力 2.0MPa [gage] 以上では、逃がし安全弁から放出されるガス単相流は臨界流になることから、低圧での弁質量流量の不確かさについては、臨界流に着目し、以下のとおり整理する。</p> <p>原子炉減圧時、逃がし安全弁からはガス単相が放出される。ガス単相流の臨界流現象は、次のように説明できる。</p> <p>原子炉圧力容器の圧力 P1 と逃がし安全弁からの放出先の圧力 P2 に対して、質量流量 G は以下のように表すことができる。ここで、ρ1 は圧力 P1 での流体の密度、κ は比熱比を示す。</p> $G = \sqrt{\frac{2\kappa}{\kappa-1} P_1 \rho_1} \sqrt{\left(\frac{P_2}{P_1}\right)^{2/\kappa} - \left(\frac{P_2}{P_1}\right)^{(\kappa+1)/\kappa}}$ <p>臨界状態では、背圧 P2 が低下しても質量流量が一定であることから、δG/δP2=0 より、</p> $\frac{P_c}{P_1} = \left(\frac{2}{\kappa+1}\right)^{\kappa/(\kappa-1)}$ <p>となり、臨界流量 Gc と臨界流速 Uc は以下となる。</p> $G_c = \sqrt{\kappa P_c \rho_c}$ $U_c = \sqrt{\frac{\partial P}{\partial \rho}}$	<p>・原子炉容器の破損時期</p> <p>であり、それぞれについて不確かさの整理を行う。また、表3-1に原子炉容器破損時1次冷却材圧力（DCH防止）の不確かさに関する整理結果を示す。図3-3に以下について整理した流れ図を示す。</p> <p>(1) 加圧器逃がし弁及び蓄圧タンクによる圧力変化</p> <p>加圧器逃がし弁による減圧挙動そのものは、加圧器逃がし弁の容量、開放時の質量流量により決まる。弁容量は、プラント設計として設計圧力及び質量流量（気相）が定まっているが、その設計値に基づく値となるようコード内で弁口径が調整されるため、設計圧力に近い高圧での弁質量流量の不確かさは小さい。低圧での弁質量流量の不確かさについて以下のとおり整理する。</p> <p>ここで、1次冷却系強制減圧時点では加圧器内の保有水量がある程度減少していることから、気相単相での放出となる。気相単相の臨界流現象は、相変化を伴わない現象であるため、下記のように表すことができる。</p> $G^2 = \left(\frac{2\gamma}{\gamma-1} \frac{P_0}{V_0}\right) \left\{ \left(\frac{P_b}{P_0}\right)^{\frac{2}{\gamma}} - \left(\frac{P_b}{P_0}\right)^{\frac{\gamma+1}{\gamma}} \right\}$ <p>臨界状態では、背圧 P_b が低下しても質量流量が一定であることから、・G/・P_b=0 より、</p> $\frac{P_c}{P_0} = \left(\frac{2}{\gamma+1}\right)^{\frac{\gamma}{\gamma-1}}$ <p>となり、臨界質量流束 G_c は以下となる。¹</p> $G_c^2 = \left(\frac{\gamma P_0}{V_0}\right) \left(\frac{2}{\gamma+1}\right)^{\frac{\gamma+1}{\gamma-1}}$ <p>G_c：臨界質量流束 P₀：上流側流体の圧力 P_b：背圧 P_c：臨界点の圧力 V₀：上流側流体の比体積（密度の逆数） ・：ポリトロップ指数</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>MAAPに組み込まれている臨界流モデル（Henry-Fauske モデル）においても、蒸気単相の場合は上式が使用されている。</p> <p>図3-4にHenry-Fauskeモデルでの圧力対臨界流量の計算結果を実験と比較した結果を示す。図3-4に示すとおり、この式で計算された臨界流量は実験と良く一致しており³⁾、不確かさは小さい。</p> <p>したがって、蒸気単相流の弁質量流量の不確かさは小さいと言える。</p> <p>(2) 下部プレナム部での溶融炉心と冷却材の相互作用（原子炉圧力容器内FCI）</p> <p>下部プレナム部での原子炉圧力容器内FCIは、細粒化した溶融炉心（デブリ粒子）により下部プレナム部に存在する冷却材が加熱され、急速な水蒸気発生により、原子炉圧力容器内の圧力上昇（圧力スパイク）を引き起こす現象である。冷却材の状態、溶融炉心の状態及びこれらの相互作用として分けて考えることができることから、不確かさの要因は以下に分けて考える。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 下部プレナム部の冷却材の状態 ・ 溶融炉心の落下量及び粒子化 ・ 冷却材とデブリ粒子との伝熱 <p>a. 下部プレナム部の冷却材の状態（サブクール度、水位）</p> <p>原子炉圧力容器内FCIによる水蒸気発生のし易さは冷却材のサブクール度に依存するが、逃がし安全弁開放により原子炉は減圧沸騰するため、下部プレナム部の冷却材は飽和水である。したがって、水蒸気発生のし易さの観点では、不確かさは小さいといえる。</p> <p>また、原子炉内の冷却材の量に関しては、評価事故シーケンスでは原子炉注水に失敗するため、冷却材の変動要因は、崩壊熱と原子炉減圧に伴う減少のみであり、解析モデルは、一般的な質量及びエネルギー保存則に基づいているため、不確かさは小さいといえる。</p>	<p>Henry-Fauskeのモデルにおいても、蒸気単相の場合は上式が使用されている（Henry-Fauskeのモデルのクオリティに1を代入すると上式となる）。図3-4は、Henry-Fauskeモデルでの圧力対臨界流量の計算結果を実験と比較した結果を示している（着目している気相単相領域を丸で囲っている）。図3-4に示されるとおり、この式で計算された臨界流量は実験と良く一致しており²⁾、不確かさは小さい。したがって、蒸気単相流の弁質量流量の不確かさは小さいと言える。</p> <p>以上より、質量流量について不確かさは小さいと考えられるが、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力に影響を与えることから、加圧器逃がし弁の質量流量の感度を確認する。</p> <p>蓄圧タンクによる注入開始後の圧力挙動は、蓄圧タンク内圧と1次冷却材圧力の差圧に基づき計算される注入流量と状態方程式により求められる蓄圧タンク内圧によるものであり、蓄圧タンクの条件はプラント設計に基づき決定されるため、注入流量の不確かさは小さいと考えられるが、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力に影響を与えることから、蓄圧注入の圧力損失の感度を確認する。</p> <p>(2) 下部プレナム部での溶融炉心と冷却水の相互作用（原子炉容器内FCI）³⁾</p> <p>下部プレナム部でのFCIは、細粒化した溶融炉心（デブリ粒子）により下部プレナム部残存水が加熱される際に水蒸気が発生し、圧力上昇（圧力スパイク）を引き起こす現象であり、冷却水の状態、溶融炉心の状態及びこれらの相互作用として分けて考えることができることから、不確かさの要因として、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 冷却水の状態 ・ 溶融炉心の落下速度と細粒化量 ・ 冷却水とデブリ粒子の伝熱 <p>に分けて考える。</p> <p>¹⁾日本原子力学会 熱流動部会 編、気液二相流の数値計算、朝倉書店、1993年</p> <p>²⁾R. E. Henry and H. K. Fauske, "The Two-Phase Critical Flow of One-Component Mixtures in Nozzles, Orifices and Short Tubes," J. Heat Transfer, Trans. ASME, 1971</p> <p>³⁾添付3 溶融炉心と冷却水の相互作用について</p> <p>冷却水の状態</p> <p>原子炉容器内FCIによる水蒸気発生のし易さは水のサブクール度に依存し、加圧器逃がし弁開放後に1次冷却系が減圧する過程では減圧沸騰しており飽和水である。したがって、水蒸気発生のし易さの観点では、不確かさは小さいと言える。</p> <p>また、下部プレナム部の冷却水の量に関しては、1次冷却材の減圧沸騰に伴う減少と蓄圧注入による増加の結果であり、解析モデルは、一般的な質量及びエネルギー保存則に基づいており、不確かさは小さいと言える。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. 溶融炉心の落下量及び粒子化（溶融落下流量、溶融ジェット径、溶融炉心粒子化割合）</p> <p>溶融炉心が下部プレナムに落下する際の急激な水蒸気発生は、溶融炉心と水の接触面積に依存するため、その要因となる以下について、それぞれの観点で検討する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・溶融落下流量 ・溶融ジェット径 ・溶融炉心粒子化割合 <p>なお、上記に加えて「デブリ粒子径」についても接触面積に影響する要因であるが、冷却材とデブリ粒子の伝熱の観点で検討する。</p> <p>(a) 溶融落下流量</p> <p>溶融炉心の下部プレナムへの落下は、溶融炉心のリロケーションにより炉心支持板にまで拡がった溶融プールを保持している溶融プールのクラストが融解し、溶融炉心が炉心支持板の開口部を通して下部プレナムへ落下していく過程であり、粒子化割合が一定で落下流量が大きい場合には、落下時の水蒸気発生量が増加し、圧力スパイクが大きくなる。下部プレナムへの溶融落下流量は、炉心部溶融デブリの下方への落下流量を最大として、炉心支持板の開口面積が小さい場合には開口面積に応じた落下流量に制限される。これに対し、解析モデルでは、溶融落下流量は、炉心支持板の開口面積には依存せず、炉心部の溶融デブリの下方ノードへの落下流量により計算される。リロケーション時の落下流量は、炉心部のデブリの溶融挙動に依存し、不確かさが存在する。MAAPでは溶融落下流量に対して直接感度を与えることができないため、溶融落下流量に影響のあるパラメータとして、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度を選定して、感度解析を実施する。</p> <p>(b) 溶融ジェット径</p> <p>溶融炉心の下部プレナムへの落下は、溶融炉心のリロケーションにより炉心支持板にまで拡がった溶融プールを保持している溶融プールのクラストが融解し、溶融炉心が炉心支持板の開口部を通して下部プレナムへ落下する過程である。これに対し、解析モデルでは、ノード単位でクラストの融解を取り扱い、溶融ジェット径は、炉心支持板の開口部の面積の等価直径相当を入力条件として与えたものから計算される。したがって、実現象では解析よりも溶融ジェット径が小さい場合が考えられる。この観点で不確かさが存在し、溶融ジェット径により、溶融炉心と水の接触面積が左右され、水蒸気発生観点で影響があることから、溶融ジェット径の感度を確認する。</p> <p>(c) 溶融炉心粒子化割合</p> <p>溶融炉心が冷却材に落下する際に、エントレインにより溶融炉心の一部が細粒化する。細粒化量に関して、MAAPでは、Ricou-Spalding 式で評価される。Ricou-Spalding 式は、エントレインメント量（細粒化量）を流入流体の速度（ジェット速度）と両流体の密度比に関連させたモデルであり、液液混合問題において広く利用されている相関式である。落下する炉心溶</p>	<p>溶融炉心の落下速度と細粒化量</p> <p>溶融炉心が下部プレナムに落下する際の急激な水蒸気発生は、溶融炉心と水の接触のし易さ（＝接触面積）に依存する。即ち、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・溶融ジェットの落下径 ・デブリ粒子の生成割合 <p>である。以下、それぞれの観点で検討する。なお、上記に加えて「デブリ粒子の径」についても接触面積に影響する要因であるが、冷却水とデブリ粒子の伝熱の観点で検討する。</p> <p>a. 溶融ジェットの落下径</p> <p>溶融炉心の下部プレナムへの落下は、物理現象としては、溶融炉心のリロケーションにより下部炉心支持板の上部に堆積した溶融炉心のクラストが融解し、そこから溶融炉心が下部炉心支持板の開口部を通して下部プレナムへ落下する過程である。これに対し、解析モデルでは、ノード単位でクラストの融解を取り扱い、溶融ジェットの落下径は、下部炉心支持板の開口部の面積を等価直径として入力条件として与えたものから計算される。したがって、実現象では解析よりも溶融ジェットの落下径が小さい場合が考えられる。この観点で不確かさが存在し、溶融ジェットの落下径により、溶融炉心と水の接触面積が左右され、水蒸気発生観点で影響があることから、溶融ジェット径の感度を確認する必要がある。</p> <p>b. デブリ粒子の生成割合</p> <p>溶融炉心が冷却水に落下する際に、エントレインにより溶融炉心の一部が細粒化する。このときの細粒化量（細粒化速度）について、MAAP コードでは、Ricou-Spalding の式により計算を行う。Ricou-Spalding モデルは、エントレイン量（細粒化量）を流入流体の速度（ジェッ</p>	<p>※PWRは「(7) 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度」にて感度解析を実施</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付1 高压溶解物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>融物は円柱ジェットで冷却材中に突入することを想定し、円柱ジェット外周部の侵食として粒子化割合を評価している。円柱ジェットのエントレイン速度 (m/s) は、次式で与えている。</p> $m_{ent} = E_o \left(\frac{\rho_w}{\rho_{dj}} \right)^{1/2} u_{dj} \quad (1)$ <p>ここで、E_o：エントレインメント係数 u_{dj}：ジェット速度 [m/s] ρ_{dj}：ジェット密度 [kg/m³] ρ_w：水密度 [kg/m³]</p> <p>水中でのジェット速度を一定と仮定し、水面から垂直方向に積分すると、プール底部（水深；ΔH_{pool}）におけるジェット直径が(2)式のように得られる。</p> $d_{dj} = d_{dj,o} - 2E_o \left(\frac{\rho_w}{\rho_{dj}} \right)^{1/2} \Delta H_{pool} \quad (2)$ <p>(2)式を用いて、溶解ジェット断面の減少分が粒子化割合であるため、粒子化割合Φ_{ent}は次式のように計算される。</p> $\Phi_{ent} = \frac{d_{dj,o}^2 - d_{dj}^2}{d_{dj,o}^2} \quad (3)$ <p>以上の評価式において、デブリ粒子化割合に影響するパラメータは、エントレインメント係数、溶解ジェット径、圧力（わずかではあるが水の密度に影響）及びプール水深である。このうち溶解ジェット径については前項により感度を確認する。また、下部プレナム水位（水量）は、不確かさが小さいと考えられる。</p> <p>エントレインメント係数については、MAAPでは代表的なFCIの大規模実験であるFARO 実験に対するベンチマーク解析によってその設定値及び不確かさ範囲を設定しており、推奨範囲は、 、 となっているため、粒子化量の不確かさとしてエントレインメント係数の感度を確認する。FARO 実験条件は、水プールの水深は0.87～2.05m、水プールのサブクール度は飽和～124K、雰囲気圧力条件は2～5.8MPa（高压条件）、0.2～0.5MPa（低压条件）の範囲で行われており、一方、実機条件では、下部プレナムの水位は2～3m程度、原子炉压力容器内の冷却材は飽和温度、雰囲気圧力は0.4MPa[gage]程度であることを考慮すると、実験条件は有効性評価解析の特徴的な条件をおおむね包絡しており、ベンチマーク解析で検討された範囲で感度を確認すれば十分と言える。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> 本資料のうち、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>	<p>ト速度)と両流体の密度比に関連させたモデルであり、液-液混合問題において広く利用されている相関式である。</p> <p>MAAP コードでは、Ricou-Spalding の式の比例係数であるエントレインメント係数について、FCIの大規模実験に対するベンチマーク解析によって、その範囲を設定しており、有効性評価の解析ではその最確値を設定している。したがって、エントレインメント係数には不確かさが存在すると考えられることから、エントレインメント係数に関して感度を確認する。</p>	<p>※Bのエントレイン速度は「第3部MAAP添付2 4.(2)」で記載</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付1 高压溶解物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>c. 冷却材とデブリ粒子との伝熱</p> <p>水中にエントレインされた高温のデブリ粒子は、その周囲を蒸気膜が覆う状態となり、デブリ粒子の熱伝達は膜沸騰熱伝達と輻射熱伝達に支配される。MAAPでは、エントレインメントしたデブリ粒子の温度を、これら熱伝達を考慮した機構論的モデルにより計算する。また、デブリ粒子から水への伝熱は、デブリ粒子の径に直接依存する。MAAPでは、デブリ粒子径はジェット表面張力に依存するモデルにより計算される。デブリ粒子径の導出式には、粒子径ファクタ（モデルパラメータ）が乗じられている。</p> <p>デブリ粒子ファクタについては、MAAPでは代表的なFCIの大規模実験であるFARO実験に対するベンチマーク解析によってその設定値及び不確かさ範囲を設定しており、推奨範囲は  となっているため、デブリ粒子の伝熱の不確かさは粒子径の不確かさとして考慮する。FARO 実験条件は、水プールの水深は0.87～2.05m、水プールのサブクール度は飽和～124K、雰囲気圧力条件は2～5.8MPa（高压条件）、0.2～0.5MPa（低压条件）の範囲で行われており、一方、実機条件では、下部プレナムの水位は2～3m程度、原子炉压力容器内の冷却材は飽和温度、雰囲気圧力は0.4MPa[gage]程度であり、実験条件は有効性解析の特徴的な条件をおおむね包絡しており、ベンチマーク解析で検討された範囲で感度を確認すれば十分と言える。</p> <p>(3) 原子炉压力容器の破損時期</p> <p>HPME/DCH 防止の観点では、原子炉压力容器が破損する時点で、逃がし安全弁の開放により原子炉圧力が2.0MPa[gage]を下回っていれば達成されると言える。原子炉減圧挙動については、(1)で考察済みであり、ここでは原子炉压力容器が破損する時間について考える。原子炉压力容器の破損が早まる場合には、その時点で原子炉圧力が2.0MPa[gage]を超えた状態となる可能性がある。</p> <p>原子炉压力容器が破損する時期に関係する物理現象としては、炉心溶融進展や溶融炉心のリロケーションがある。炉心水位の低下及びジルコニウム-水反応により炉心上部からヒートアップして燃料被覆管や燃料が溶融して下部へ移動し、そこで冷却されてクラストを形成する。あるいは、燃料被覆管が損傷すると燃料ペレットが崩壊して堆積する。その後、クラストや堆積した燃料ペレットが溶融し、溶融領域が拡大する。その際、原子炉内構造材の一部が溶融プールの中に溶け込む。さらに、溶融プールのクラストが破損し、溶融炉心が下部プレナムへ移行する。MAAPではこれらの物理現象を詳細に模擬しているが、現象自体に不確かさが存在する。原子炉压力容器の破損時期に間接的に影響を与える要因としては、炉心ヒートアップ、炉心崩壊挙動、溶融炉心の伝熱が挙げられる。MAAPでは原子炉压力容器の破損モードとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損、計装配管、クリーブ破損等の複数の破損形態を模擬している。有効性評価では制御棒駆動機構ハウジングの溶接部の破損が最初に発生するため、それ以外の破損形態を仮定することは原子炉压力容器の破損を遅らせる方向となる。ここでは制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損に関する不確かさに着目し、感度解析を実施する。これらの不確かさ要因について以下のとおり検討する。</p> <p>本資料のうち、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>	<p>冷却水とデブリ粒子の伝熱</p> <p>水中にエントレインされたデブリ粒子は、高温かつ崩壊熱による発熱状態にあり、周囲の水が膜沸騰となることから、デブリ粒子自体は蒸気膜に覆われた状態である。</p> <p>MAAP コードでは、水中にエントレインされたデブリ粒子と水との伝熱は蒸気膜に覆われた粒子の熱伝達（膜沸騰熱伝達と輻射熱伝達）に関する相関式で表される。ここで、デブリ粒子と水との伝熱はデブリ粒子の数とデブリ粒子の径に依存する。</p> <p>前述のとおり、溶融炉心のエントレイン量は、Ricou-Spalding の式により計算され、デブリ粒子の数はデブリ粒子の径により計算されることから、デブリ粒子の径がキーパラメータである。有効性評価の解析では、デブリ粒子の径を、(UO₂及びZrO₂)を用いたFCIの大規模実験に基づき設定していることから妥当であると考えられるが、解析において設定したデブリ粒子の径は、FCIの大規模実験での平均的な値であり、実験ケースによってばらつきが存在している。したがって、この観点で不確かさが存在することから、デブリ粒子の径の感度を確認する。</p> <p>(3) 原子炉容器破損時期</p> <p>DCH 防止の観点では、原子炉容器が破損する時点で、加圧器逃がし弁の開放により1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]を下回っていれば達成されると言える。減圧挙動については、(1)で考察済みであり、ここでは原子炉容器が破損する時間について考える。原子炉容器の破損が早まる場合には、その時点で1次冷却系の圧力が2.0MPa[gage]を超えた状態となる可能性がある。</p> <p>原子炉容器が破損する時期に関係する物理現象としては、炉心溶融進展や溶融炉心のリロケーションがある。炉心水位の低下及びジルコニウム-水反応により炉心上部からヒートアップして燃料被覆管や燃料が溶融して下部へ移動しそこで冷却されてクラストを形成する。あるいは、燃料被覆管が損傷すると燃料ペレットが崩壊して堆積する。その後、クラストや堆積した燃料ペレットが溶融し、溶融領域が拡大する。その際、炉内構造材の一部が溶融プールの中に溶け込む。さらに、溶融プール下部のクラストが破損し、溶融炉心が下部プレナムへ移行する。この間、1次冷却系強制減圧によって蓄圧タンク水が炉心に断続的に注入される。MAAP コードではこれらの物理現象を詳細に模擬しているが、現象自体に不確かさが存在し、今後も更なる知見の拡充が必要となる。原子炉容器破損時期に間接的に影響を与える要因としては、炉心ヒートアップ、炉心崩壊挙動、溶融炉心の伝熱が挙げられる。</p> <p>MAAP コードでは原子炉容器の破損は、計装用案内管溶接部の破損、クリーブ破損等の複数の破損形態を模擬している。有効性評価では計装用案内管溶接部の破損が最初に発生するため、それ以外の破損形態を仮定することは原子炉容器破損を遅らせる方向となる。ここでは計装用案内管溶接部の破損に関する不確かさに着目し、感度解析を実施する。</p> <p>これらの不確かさ要因について以下のとおり検討する。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>a. 炉心ヒートアップ</p> <p>炉心水位が低下すると、燃料表面からの除熱が低下し崩壊熱によって炉心がヒートアップする。その際、燃料被覆管温度が上昇すると崩壊熱にジルコニウム-水反応による酸化反応熱が加わりヒートアップが加速される。また、炉心ヒートアップの過程で燃料棒内が加圧され燃料被覆管バーストが発生し、更に酸化反応を促進させる可能性がある。これらの挙動は原子炉压力容器の破損時期に影響を与えるため、炉心ヒートアップ速度に関する感度解析を実施する。しかしながら、MAAPでは炉心ヒートアップ速度に対して直接感度を与えることができないため、炉心ヒートアップ速度に直接影響のあるパラメータとして、ジルコニウム-水反応速度を選定した。</p> <p>b. 炉心崩壊挙動</p> <p>炉心がヒートアップすると、燃料棒の体系から、燃料ペレットが崩壊した状態となる。燃料ペレットが崩壊すると、燃料棒体系の場合に比べて水蒸気による冷却が困難となり、熔融状態へ至る事象進展が早くなる。燃料棒の体系から燃料ペレットが崩壊した状態に移行する時間や温度には不確かさが存在することから、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度に関する感度解析を実施する。本感度解析は、熔融落下流量の感度解析の感度パラメータと同じであることから、熔融落下流量の感度解析とともに実施する。</p> <p>c. 熔融炉心と上面水プールとの伝熱</p> <p>熔融炉心が下部プレナムに堆積し、上面が水プールで覆われる状況では、熔融炉心は冷却され、そのときの熱流束は限界熱流束で制限される。</p> <p>MAAPでは、下部プレナムに落下した熔融炉心について、上部に金属層が形成される成層化状態を模擬し、また熔融プールは周囲にクラストを形成することを模擬している。金属層は上面水プールが透過しにくいと考えられることから、金属層の下部に位置する熔融炉心の冷却における伝熱には不確かさがあり、MAAPではこの不確かさを示すパラメータとして限界熱流束に乘じられた感度係数を設定することができる。</p> <p>感度係数については、MAAPでは不確かさ解析等の知見[4]から <input type="text"/> ～ <input type="text"/> の範囲での設定が想定されており、その範囲の中間値がデフォルトとして設定されている（付録2参照）。感度係数が小さい場合には、熔融炉心が冷却されにくくなり、原子炉压力容器破損へ至る事象進展も早くなる。したがって、下部プレナム内の熔融炉心と上面水プールとの間の伝熱に関する感度解析を実施する。</p> <p><input type="text"/> 本資料のうち、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>	<p>炉心ヒートアップ</p> <p>炉心水位が低下すると、燃料表面からの除熱が低下し崩壊熱によって炉心がヒートアップする。その際、燃料被覆管温度が上昇すると崩壊熱にジルコニウム-水反応による酸化反応熱が加わりヒートアップが加速される。また、炉心ヒートアップの過程で燃料棒内が加圧され燃料被覆管バーストが発生し、さらに酸化反応を促進させる可能性がある。これらの挙動は原子炉容器破損時期に影響を与えるため、炉心ヒートアップ速度に関する感度解析を実施する。</p> <p>しかしながら、MAAPコードでは炉心ヒートアップ速度に対して直接感度を与えることができないため、炉心ヒートアップ速度に直接影響のあるパラメータとして、ジルコニウム-水反応速度を選定した。工学的判断から、不確かさとして2倍を考慮し、感度解析を実施する。</p> <p>炉心崩壊挙動</p> <p>炉心がヒートアップすると、燃料棒の体系から、燃料ペレットが崩壊した状態となる。燃料ペレットが崩壊すると、燃料棒体系の場合に比べて水蒸気による冷却が困難となり、熔融状態へ至る事象進展が早くなる。燃料棒の体系から燃料ペレットが崩壊した状態に移行する時間や温度には不確かさが存在することから、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度に関する感度解析を実施する。</p> <p>熔融炉心と上面水プールとの伝熱</p> <p>熔融炉心が下部プレナムに堆積し、上面が水プールで覆われる状況では、熔融炉心は冷却され、そのときの熱流束は限界熱流束で制限される。限界熱流束には不確かさがあり、これが小さい場合には、熔融炉心が冷却されにくくなり、原子炉容器破損へ至る事象進展も早くなる。したがって、下部プレナム内の熔融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束に関する感度解析を実施する。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>d. 溶融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達</p> <p>溶融炉心が下部プレナムに堆積し原子炉圧力容器との間にギャップが生じている状況では、そのギャップに水が浸入するため溶融炉心が冷却され、そのときの熱流束は限界熱流束で制限される。この現象は実験的に確認されているものの、溶融炉心重量が多い場合にはギャップ幅が小さくなり、気液対向流現象によりギャップに十分な水が流れ込まないことも報告されている⁴。また、制御棒駆動機構ガイドチューブ等の貫通部及びその溶接部を持つ体系での実験はこれまでなされていない。このように、ギャップによる冷却には不確かさがあり、これが小さい場合には、溶融炉心が冷却されにくくなり、原子炉圧力容器破損へ至る事象進展も早くなる。したがって、下部プレナム内の溶融炉心とのギャップでの除熱量に関する感度解析を実施する。</p> <p>e. 原子炉圧力容器の破損判定</p> <p>制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損については、せん断応力による判定とひずみによる判定を併用している。せん断応力による判定では、データに基づく温度依存の限界せん断応力との比較によって破損判定を行っており、不確かさは小さいと判断している。一方、ひずみによる判定では、破損時の最大ひずみをインプットとして与え、これとの比較によって破損判定を行っている。したがって、溶接部破損時の最大ひずみに関する感度解析を実施する。</p>	<p>溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達</p> <p>溶融炉心が下部プレナムに堆積し原子炉容器との間にギャップが生じている状況では、そのギャップに水が浸入するため溶融炉心が冷却され、そのときの熱流束は限界熱流束で制限される。この現象は実験的に確認されているものの、溶融炉心重量が多い場合にはギャップ幅が小さくなり、気液対向流現象によりギャップに十分な水が流れ込まないことも報告されている。また、計装用案内管等の貫通部及びその溶接部を持つ体系での実験はこれまでなされていない。このように、ギャップによる冷却には不確かさがあり、これが小さい場合には、溶融炉心が冷却されにくくなり、原子炉容器破損へいたる事象進展も早くなる。したがって、下部プレナム内の溶融炉心とギャップに浸入した水との間の限界熱流束に関する感度解析を実施する。</p> <p>原子炉容器破損判定</p> <p>計装用案内管溶接部の破損については、せん断応力による判定と歪みによる判定を併用している。せん断応力による判定では、データに基づく温度依存の限界せん断応力との比較によって破損判定を行っており、不確かさは小さいと判断している。一方、歪みによる判定では、破損時の最大歪みをインプットとして与え、これとの比較によって破損判定を行っている。後者については不確かさがあると考えられ、溶接部破損時の最大歪みに関する感度解析を実施する。</p> <p>⁴K. Kang, et, al., Experimental Investigations on In-Vessel Corium Retention through Inherent Gap Cooling Mechanisms, Journal of Nuclear Science and Technology, 2006</p>	

泊発電所3号炉 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 (添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について)

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

表 3-1 IPWE/DCH 防止の不確かさに関する整理結果 (1/2)			女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
影響因子	実機での現象	有効性評価上の取扱い	感度解析条件		
速がし安全弁による原子炉圧力変化	速がし安全弁によって、原子炉内冷却材が放出され、その過程において、原子炉圧力容器内で減圧沸騰が発生すると想定される。	サブクールから二相状態まで適用可能な臨界流モデル及び臨界流にならない場合は差圧に基づく質量流量を計算するモデルを使用している。	臨界流量変動とよく一致しており、不確かさは小さく、感度解析不要		
下部プレナム部の冷却材の状態	原子炉圧力の手動減圧によって、原子炉は減圧沸騰し、下部プレナム部の冷却材は飽和状態を維持すると想定される。	一般的な質量及びエネルギー保存則に基づいて評価される。	減圧沸騰状態であり、不確かさは小さく、感度解析不要		
溶融落下流量	下部プレナムへの溶融落下流量は、炉心部溶融デブリの下方への落下流量により決まると想定される。	炉心部溶融デブリの下方への落下流量により評価される。	燃料ペレットが崩壊する時間及び温度		
溶融ジェット径	溶融プールのクラスタが破損し、炉心支持板の開口部に沿って、溶融炉心が下部プレナムに落下すると想定される。	溶融ジェット径は炉心支持板の開口部面積の等価直径相当として入り。	溶融ジェット径		
溶融炉心粒子化割合	溶融ジェット径が大きい場合、水中に落下する溶融炉心のうち、エントレインされる部分はジェットの表面近傍に限られると想定される。	逆円錐型の溶融ジェットに対して、Ricoeur-Spaldingの式によって評価される。	エントレインメント係数		
冷却材とデブリ粒子の伝熱	デブリ粒子から水へ膜沸騰伝熱及び輻射熱伝達から伝熱量が決まる。	デブリ粒子から水への膜沸騰伝熱及び輻射熱伝達による熱流束によって評価される。	デブリ粒子径		
影響因子	実機での現象	解析上の取扱い	感度解析条件		
加圧器逃がし弁による圧力変化	加圧器逃がし弁によって、1次冷却水が放出され、その過程で1次冷却系が減圧沸騰すると想定される。	サブクールから二相状態まで適用可能な臨界流モデル及び臨界流にならない場合は差圧に基づく質量流量を計算するモデルを使用している。	加圧器逃がし弁質量流量 (4. (1) にて感度解析実施)		
蓄圧タンクによる圧力変化	過熱炉心に蓄圧タンク水が注入されるため、水蒸気発生によって1次冷却材圧力が上昇し、1次冷却材圧力が上昇すると蓄圧注入が停止することを繰り返すと想定される。	蓄圧タンク内圧と1次冷却材圧力の差圧に基づき計算される注入流量と状態方程式により求められる蓄圧タンク内圧によって評価される。	蓄圧注入の圧力損失 (4. (2) にて感度解析実施)		
冷却水の状態	1次冷却系強制減圧によって、冷却水は減圧沸騰すると想定される。	一般的な質量及びエネルギー保存則に基づいて評価される。	減圧沸騰状態であり、不確かさは小さく、感度解析不要		
溶融ジェットの落下径	溶融炉心によって下部クラスタが破損し、下部炉心支持板の開口部に沿って、溶融炉心が下部プレナムに落下すると想定される。	ジェット径は下部炉心支持板の開口部面積を等価直径として入り。	破損口径 (4. (3) にて感度解析実施)		
デブリ粒子の生成割合	デブリジェット径が大きい場合、水中に落下する溶融炉心の内、エントレインされる部分はジェットの表面近傍に限られると想定される。	逆円錐型のデブリジェットに対して、Ricoeur-Spalding 相関式によって評価される。	エントレインメント係数 (4. (4) にて感度解析実施)		
冷却水とデブリ粒子の伝熱	デブリ粒子から水へ膜沸騰伝熱及び輻射熱伝達から伝熱量が決まる。	デブリ粒子から水へ膜沸騰伝熱及び輻射熱伝達による熱流束によって評価される。	デブリ粒子の径 (4. (5) にて感度解析実施)		

表 3-1 DCH 防止の不確かさに関する整理結果 (1/2)

泊発電所3号炉 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 (添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について)

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

表 3-1 IPNE/DCH防止の不確かさに関する整理結果 (2/2)

女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉				相違理由
影響因子	実機での実現象	有効性評価上の取扱い	感度解析条件	影響因子	実機での実現象	解析上の取扱い	感度解析条件	
炉心ヒートアップ	炉心露出状態において、崩壊熱及び燃料被覆管酸化反応によって炉心の温度が上昇すると想定される。	炉心露出状態において、崩壊熱及び燃料被覆管酸化反応によって炉心の温度が上昇が評価される。	ジルコニウム-水反応速度	炉心ヒートアップ	炉心露出状態において、崩壊熱及び燃料被覆管酸化反応によって炉心の温度が上昇すると想定される。	炉心露出状態において、崩壊熱及び燃料被覆管酸化反応によって炉心の温度が上昇が評価される。	ジルコニウム-水反応速度	
炉心崩壊挙動	燃料被覆管が酸化反応によって脆化し、燃料ペレットが崩壊して流路に堆積すると想定される。	炉心温度履歴に応じて、燃料ペレットが崩壊した状態として評価される。	燃料ペレットが崩壊する時間及び温度	炉心崩壊挙動	燃料被覆管が酸化反応によって脆化し、燃料ペレットが崩壊して流路に堆積すると想定される。	燃料ペレットが崩壊した状態として評価される。	燃料ペレットが崩壊する時間及び温度	
溶融炉心と上面水プールとの伝熱	溶融プール、クラススト、金属層の上に粒子ベッドが堆積するが、原子炉内への注水に失敗することから、粒子ベッドはいずれ溶融すると想定される。	溶融炉心と上面水プールとの伝熱によって評価される。	限界熱流束に係る係数	溶融炉心と上面水プール	溶融プール、クラススト、金属層の上に粒子ベッドが堆積するが、原子炉内への注水に失敗することから、粒子ベッドはいずれ溶融すると想定される。	溶融炉心と上面水プールとの伝熱によって評価される。	限界熱流束に係る係数	
溶融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達	原子炉圧力容器がクリープしているため、溶融炉心の下部クラスストと原子炉圧力容器の間にギャップが生じ、そのギャップに水が浸入して冷却されるが、浸入量は限られるため、原子炉圧力容器はいずれ破損すると想定される。	溶融炉心と原子炉圧力容器の間のギャップでの熱伝達に係る係数を入力。	下部プレナムギャップ除熱量に係る係数	溶融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達	原子炉圧力容器がクリープしているため、溶融炉心の下部クラスストと原子炉圧力容器の間にギャップが生じ、そのギャップに水が浸入して冷却されるが、浸入量は限られるため、原子炉圧力容器はいずれ破損すると想定される。	溶融炉心と原子炉圧力容器の間のギャップでの熱伝達に係る係数を入力。	下部プレナムギャップ除熱量に係る係数	
原子炉圧力容器破損判定	原子炉圧力容器破損判定	貫通部のせん断応力、貫通部のひずみ、原子炉圧力容器本体のクリープ等によって原子炉圧力容器が破損すると想定される。	溶接部破損時の最大ひずみ	原子炉圧力容器破損判定	貫通部のせん断応力、貫通部のひずみ、原子炉圧力容器本体のクリープ等によって原子炉圧力容器が破損すると想定される。	貫通部のせん断応力、貫通部のひずみ、原子炉圧力容器本体のクリープ破損判定基準に対する割合等から原子炉圧力容器破損が評価される。	溶接部破損時の最大ひずみ	
炉心ヒートアップ	炉心露出状態において、崩壊熱及び燃料被覆管酸化反応によって炉心の温度が上昇すると想定される。	炉心露出状態において、崩壊熱及び燃料被覆管酸化反応によって炉心の温度が上昇が評価される。		炉心ヒートアップ	炉心露出状態において、崩壊熱及び燃料被覆管酸化反応によって炉心の温度が上昇すると想定される。	炉心露出状態において、崩壊熱及び燃料被覆管酸化反応によって炉心の温度が上昇が評価される。		
炉心崩壊挙動	燃料被覆管が酸化反応によって脆化し、燃料ペレットが崩壊して流路に堆積すると想定される。	炉心の温度履歴に応じて、燃料ペレットが崩壊した状態として評価される。		炉心崩壊挙動	燃料被覆管が酸化反応によって脆化し、燃料ペレットが崩壊して流路に堆積すると想定される。	炉心の温度履歴に応じて、燃料ペレットが崩壊した状態として評価される。		
溶融炉心と上面水プールとの伝熱	溶融プール、クラススト、金属層の上に粒子ベッドが堆積し、蓄圧注水水が断続的に炉心に注入されるものの、注入量は限られるため、粒子ベッドはいずれ溶融すると想定される。	粒子ベッド状の発熱体に対する限界熱流束によって評価される。		溶融炉心と上面水プールとの伝熱	溶融プール、クラススト、金属層の上に粒子ベッドが堆積し、蓄圧注水水が断続的に炉心に注入されるものの、注入量は限られるため、粒子ベッドはいずれ溶融すると想定される。	粒子ベッド状の発熱体に対する限界熱流束によって評価される。		
溶融炉心と原子炉容器間の伝熱	原子炉容器がクリープしているため、溶融炉心の下部クラスストと原子炉容器の間にギャップが生じ、そのギャップに水が浸入して冷却されるが、注入量は限られるため、原子炉容器はいずれ破損すると想定される。	溶融炉心と原子炉容器の間のギャップでの限界熱流束に係る係数を入力。		溶融炉心と原子炉容器間の伝熱	原子炉容器がクリープしているため、溶融炉心の下部クラスストと原子炉容器の間にギャップが生じ、そのギャップに水が浸入して冷却されるが、注入量は限られるため、原子炉容器はいずれ破損すると想定される。	溶融炉心と原子炉容器の間のギャップでの限界熱流束に係る係数を入力。		
原子炉容器破損判定	貫通部のせん断応力、貫通部のひずみ、原子炉容器本体のクリープ等によって原子炉容器が破損すると想定される。	貫通部のせん断応力、貫通部のひずみ、原子炉容器本体のクリープ損傷割合等から原子炉容器破損が評価される。		原子炉容器破損判定	貫通部のせん断応力、貫通部のひずみ、原子炉容器本体のクリープ等によって原子炉容器が破損すると想定される。	貫通部のせん断応力、貫通部のひずみ、原子炉容器本体のクリープ損傷割合等から原子炉容器破損が評価される。		

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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図3-1 HPME/DCH 防止の有効性評価において想定する事象</p>	<p>図3-1 HPME/DCH 防止の有効性評価において想定する事象</p>	
<p>図3-2 原子炉圧力の挙動</p>	<p>機内熱が低下し2次冷却系減熱により減圧するが、2次冷却系水位が低下して停熱量が過剰になると再び圧力は上昇する。</p> <p>※：加圧器過熱タンク（内圧）、原子炉格納容器圧力（外圧）を監視し、ラプチャディスクの作動する内外圧の差に到達したときに原子炉格納容器へ蒸気が放出</p> <p>図3-2 「全交流動力電源喪失+補助給水失敗」における1次冷却材圧力の推移</p>	

泊発電所3号炉 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 (添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について)

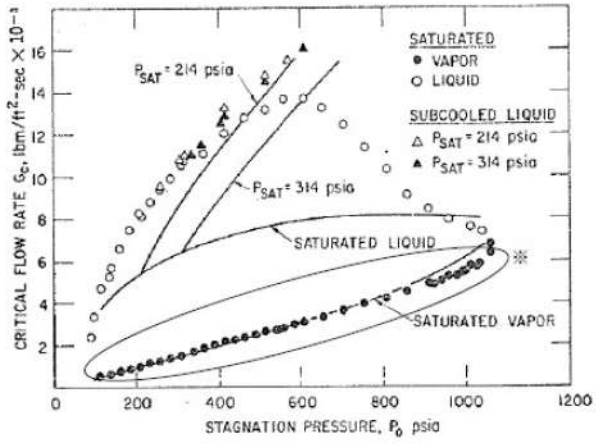
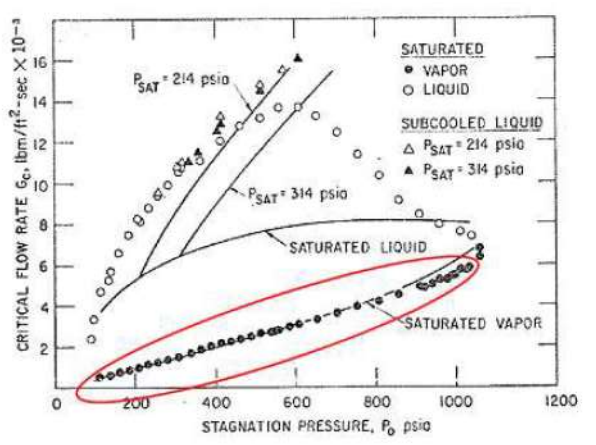
赤字: 設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字: 記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字: 記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)
 下線: 従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 3-3 HPME/DCH防止における不確かさに関する流れ図</p>	<p>図 3-3 HPME及びDCH防止における不確かさに関する流れ図</p>	<p>相違理由</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付1 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図 3-4 Henry-Fauske モデルと実験の圧力対臨界流量の比較^④ ※：囲み部分は蒸気単相の実験結果との比較を示す。</p>	 <p>図 3-4 Henry-Fauske モデルでの圧力対臨界流量と実験との比較</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由									
<p>4. 感度解析と評価</p> <p>4.1 パラメータ感度解析</p> <p>3章では、原子炉圧力容器の破損時点での原子炉圧力に影響する因子を表3-1にまとめた。これらの影響因子に係る不確かさは、主に熔融炉心の落下挙動及び他の物質との相互作用に起因するものであり、プラント型式には依存しないと考えられる。ここでは、代表プラントをBWR5、Mark-I改良型格納容器プラントとして、不確かさを評価するためのパラメータ感度解析を実施する。対象シーケンスは「高圧注水・減圧機能喪失（TQUX）」とする。</p>	<p>4 感度解析と評価</p> <p>4.1 パラメータ感度解析</p> <p>3章において抽出したパラメータに関して感度解析によりその影響程度を把握した。感度解析のベースケースは、4ループプラントの「全交流動力電源喪失+補助給水失敗」である。</p> <p>(1) 加圧器逃がし弁の質量流量 解析条件 加圧器逃がし弁質量流量はプラント設計に基づき設定しているが、加圧器逃がし弁の質量流量は1次冷却系強制減圧時の1次冷却材圧力に影響を与えるため、感度を確認する。質量流量として、ベースケースでは設計値（下限値）を与えているが、感度を確認するために、設計値を上回る値として10%増を設定する。</p> <table border="1" data-bbox="1070 767 1948 930"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>加圧器逃がし弁の質量流量</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>設計値（下限値）</td> <td>プラント設計に基づく値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>設計値+10%</td> <td>プラント設計に基づく値の10%増</td> </tr> </tbody> </table> <p>解析結果 図4-1-1～4-1-8に、加圧器逃がし弁の質量流量の感度解析結果を示す。</p> <p>ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧開始以降に現れる。約3.3時間時点で、加圧器逃がし弁開による1次冷却系強制減圧により1次冷却材圧力は急減する。感度解析ケースでは、弁質量流量を増加させていることから、圧力の低下がより急峻になる。その結果、蓄圧注入系からの注入流量が増加することから、炉心が冷却される期間が長くなり、原子炉容器破損時刻はベースケースと比較して遅くなっている。原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力については、ベースケースと同様に2.0MPa[gage]を下回っている。</p> <p>また、原子炉容器破損の損傷割合については、いずれのケースにおいても計装用案内管溶接部</p>	項目	加圧器逃がし弁の質量流量	設定根拠	ベースケース	設計値（下限値）	プラント設計に基づく値	感度解析ケース	設計値+10%	プラント設計に基づく値の10%増	<p>※PWR固有のパラメータ</p>
項目	加圧器逃がし弁の質量流量	設定根拠									
ベースケース	設計値（下限値）	プラント設計に基づく値									
感度解析ケース	設計値+10%	プラント設計に基づく値の10%増									

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>破損の損傷割合の方がクリープ破損の損傷割合よりも先に1に到達し、計装用案内管溶接部が破損していることがわかる。</p> <p>溶融炉心は、下部プレナムへの溶融物移動開始以降、下部プレナムに堆積し始める。また、このとき下部ヘッドの壁と溶融物間のギャップ水による除熱が有効になる。下部プレナム水量は、溶融炉心からの伝熱により液相が蒸発し早期に水が無くなる状態（ドライアウト）に至り、ドライアウトと同時にギャップ水による除熱も無くなる。その後、原子炉容器の貫通部の溶接部が溶融炉心により加熱されることで原子炉容器表面温度が上昇し、原子炉容器破損に至る。</p> <p>図4-1-4に原子炉容器表面温度として破損ノードの表面温度を記載しており、破損した貫通部の位置は、下部プレナム内溶融炉心量が約30tとなる高さに相当する。これは、原子炉容器破損後に、破損口より低い位置の溶融炉心が下部プレナムに残留することからも確認できる。原子炉容器破損については、下部プレナム内の溶融炉心高さが破損位置に到達して以降、温度上昇が顕著となり、液相がドライアウトしていることと合わせて、原子炉容器壁破損個所の温度は上昇し、その結果、貫通部の破損割合が1となった時点で原子炉容器破損に至る。この現象は、以降の感度解析ケースにおいても同様である。</p> <p>評価</p> <p>加圧器逃がし弁の質量流量の1次冷却材圧力挙動に対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さいと言える。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由									
<p>(1) 溶融落下流量（燃料ペレットが崩壊する時間及び温度）</p> <p>a. 解析条件</p> <p>下部プレナムへの溶融落下流量は、炉心部溶融デブリの下方への落下流量に影響する。下部プレナムへの落下時の開口面積も落下流量に影響するが、開口面積としては、炉心支持板に存在する開口部の水力等価直径相当である□mが与えられている。実際には溶融進展は炉心領域によって相違があり、炉心全体からのデブリの溶融落下が同時には発生しないことを考えると、□mより小さくなる可能性はあるものの、更に大きな漏えいが発生する可能性は低いと考えられる。なお、開口直径□mとした場合、開口面積と堆積デブリ圧力から決まる溶融落下流量は約600kg/s程度と推定されるが、この値はベースケースの溶融落下流量と同等である。</p> <p>ベースケースでは、炉心ノードの崩壊について、炉心ノード温度□Kと□時間の関係から Larson-Miller パラメータを設定しているが、感度解析では、更に炉心ノードの崩壊が早く進むことを想定し、炉心ノード温度□Kと□時間（あるいは□Kと□秒）から Larson-Miller パラメータを設定した場合の影響を確認する（表4-1 参照）。なお、実際には炉心ノードの温度履歴に応じて、炉心ノードが崩壊するまでの時間を計算している。</p> <p>表4-1 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析条件</p> <table border="1" data-bbox="152 759 1037 991"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>炉心ノード崩壊のパラメータ（炉心温度）</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>□K</td> <td>MAAP推奨範囲のノミナル値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>□K</td> <td>炉心ノードが崩壊する時間を早めるように設定</td> </tr> </tbody> </table> <p>本資料のうち、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> <p>b. 解析結果</p> <p>図4-1-1、図4-1-2、図4-1-3、図4-1-4、図4-1-5、図4-1-6、図4-1-7及び図4-1-8に、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析結果を示す。本パラメータの影響は炉心露出以降の燃料溶融時に現れる。感度解析ケースにおいては、燃料ペレットの崩壊を判定する温度を低くしたことで、より早期に燃料ペレットの崩壊及び炉心溶融が進展する。感度解析ケースでは、リロケーション時の溶融落下流量が大きくなるのに伴い下部プレナムに落下する溶融炉心量の増加率も大きくなる（図4-1-6参照）ため、圧力スパイクのピーク値もベースケースと比較してわずかに高くなっている。なお、溶融落下流量は、ベースケースではピーク値約850kg/sであるのに対して、感度解析ケースではピーク値約1160kg/sとなった。</p>	項目	炉心ノード崩壊のパラメータ（炉心温度）	設定根拠	ベースケース	□K	MAAP推奨範囲のノミナル値	感度解析ケース	□K	炉心ノードが崩壊する時間を早めるように設定		<p>※PWRは(7)に記載</p>
項目	炉心ノード崩壊のパラメータ（炉心温度）	設定根拠									
ベースケース	□K	MAAP推奨範囲のノミナル値									
感度解析ケース	□K	炉心ノードが崩壊する時間を早めるように設定									

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>このように、溶融落下流量（炉心崩壊挙動）は圧力スパイクに感度があるものの、感度解析ケースにおいても、圧力スパイクにより原子炉圧力容器破損に至ることはなく、また、原子炉圧力容器の破損時点での原子炉圧力についても2.0MPa[gage]を十分下回っている。</p> <p>c. 評価</p> <p>燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の圧力スパイクに対する感度はわずかであり、原子炉圧力容器の破損時点での原子炉圧力に対する感度は小さいため、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さいといえる。</p>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

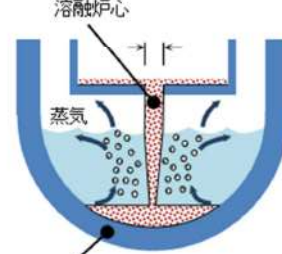
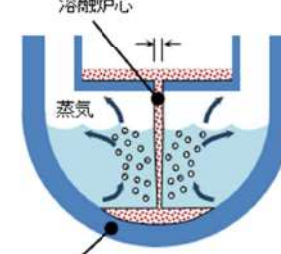
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高压溶解物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由									
	<p>(2) 蓄圧注入の流動抵抗</p> <p>解析条件</p> <p>蓄圧タンクの条件はプラント設計に基づき決定されるため、圧力損失についても不確かさは小さいと考えられるが、1次冷却系強制減圧時の1次冷却材圧力に影響を与えるため、感度を確認する。圧力損失として、ベースケースではプラント設計に基づく□を与えているが、感度を確認するために、その50%増の□を設定する。</p> <table border="1" data-bbox="1070 427 1953 555"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>流動抵抗係数</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>□</td> <td>プラント設計に基づく値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>□</td> <td>プラント設計に基づく値の50%増</td> </tr> </tbody> </table> <div data-bbox="1630 609 1937 670" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px auto; width: fit-content;"> <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> <p>解析結果</p> <p>図4-2-1～4-2-8に、流動抵抗係数の感度解析結果を示す。</p> <p>ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は蓄圧注入開始以降に現れる。約3.3時間時点で、加圧器逃がし弁開による1次冷却系強制減圧により1次冷却材圧力は急減し、約3.6時間の時点で蓄圧注入系が作動する。その時刻までは、ベースケースと感度解析ケースとで挙動は同等である。3.6時間以降の挙動も、ベースケースと感度解析ケースでわずかに差異はあるものの1次冷却材圧力挙動及び原子炉容器破損時刻共にほぼ同じ結果となっている。</p> <p>また、原子炉容器破損の損傷割合については、いずれのケースにおいても計装用案内管溶接部破損の損傷割合の方がクリーブ破損の損傷割合よりも先に1に到達し、計装用案内管溶接部が破損していることがわかる。</p> <p>評価</p> <p>蓄圧注入の流動抵抗の1次冷却材圧力挙動に対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さいと言える。</p>	項目	流動抵抗係数	設定根拠	ベースケース	□	プラント設計に基づく値	感度解析ケース	□	プラント設計に基づく値の50%増	<p>※PWR 固有のパラメータ</p>
項目	流動抵抗係数	設定根拠									
ベースケース	□	プラント設計に基づく値									
感度解析ケース	□	プラント設計に基づく値の50%増									

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																		
<p>(2) 溶融ジェット径</p> <p>a. 解析条件</p> <p>下部プレナムでの水深が一定で、溶融ジェット径が小さくなる場合には、粒子化割合が増加し、粒子化デブリと冷却材との伝熱速度が増加することから、圧力スパイクが大きくなると考えられる。溶融ジェット初期径として、ベースケースでは炉心支持板の水力等価直径相当である \square mを与えているが、感度解析としてクラスト破損面積が小さくなる場合を想定し、その1/10倍の \square mを設定する（表4-2 参照）。感度を確認する上ではベースケースの1/10倍のジェット径を確認すれば十分と言える。</p> <p style="text-align: center;">表 4-2 溶融ジェット径の感度解析条件</p> <table border="1" data-bbox="145 566 1030 718"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>破損口の初期径</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>\square m</td> <td>炉心支持板の水力等価直径相当</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>\square m</td> <td>クラスト破損面積が小さい場合を想定</td> </tr> </tbody> </table> <div data-bbox="705 774 1019 861" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>本資料のうち、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>	項目	破損口の初期径	設定根拠	ベースケース	\square m	炉心支持板の水力等価直径相当	感度解析ケース	\square m	クラスト破損面積が小さい場合を想定	<p>(3) 溶融ジェット径</p> <p>解析条件</p> <p>溶融ジェットの径には不確かさがあり、径が小さい場合にエントレイン量が増加することから、圧力スパイクが大きくなると考えられる。溶融ジェット初期径として、ベースケースでは下部炉心支持板の水力等価直径である \square mを与えているが、感度解析としてクラスト破損面積が小さくなる場合を想定し、その1/2倍の \square mを設定する。感度解析ケースでは炉心あるいは下部プレナムから落下する溶融炉心（デブリジェット）のほぼ全量が細粒化することから、これ以上ジェット径が小さくなくても、細粒化量はほとんど変化なく、感度を確認する上では1/2倍のジェット径を確認すれば十分である。</p> <table border="1" data-bbox="1064 526 1948 654"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>破損口の初期径</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>\square m</td> <td>下部炉心支持板の水力等価直径相当</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>\square m</td> <td>クラスト破損面積が小さい場合を想定</td> </tr> </tbody> </table> <div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: center; margin-top: 20px;"> <div data-bbox="1153 742 1456 1109" style="text-align: center;">  <p>原子炉容器</p> <p>ベースケース</p> </div> <div data-bbox="1568 742 1892 1109" style="text-align: center;">  <p>原子炉容器</p> <p>感度解析ケース</p> </div> </div> <div data-bbox="1646 1372 1960 1436" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <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>	項目	破損口の初期径	設定根拠	ベースケース	\square m	下部炉心支持板の水力等価直径相当	感度解析ケース	\square m	クラスト破損面積が小さい場合を想定	
項目	破損口の初期径	設定根拠																		
ベースケース	\square m	炉心支持板の水力等価直径相当																		
感度解析ケース	\square m	クラスト破損面積が小さい場合を想定																		
項目	破損口の初期径	設定根拠																		
ベースケース	\square m	下部炉心支持板の水力等価直径相当																		
感度解析ケース	\square m	クラスト破損面積が小さい場合を想定																		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. 解析結果</p> <p>図 4-2-1, 図 4-2-2, 図 4-2-3, 図 4-2-4, 図 4-2-5, 図 4-2-6, 図 4-2-7 及び図 4-2-8 に、溶融ジェット径の感度解析結果を示す。</p> <p>本パラメータの影響は溶融炉心の下部プレナムへの落下以降に現れる。溶融炉心が下部プレナムへ移行するのは、溶融プールに形成されたクラストが破損し、炉心支持板の流路から溶融炉心が下部プレナムへ流れ落ちるためである。溶融ジェット径の最大値は炉心支持板の水力等価直径となる。溶融炉心の下部プレナムへの移行後は、溶融ジェット径を小さくしたケースにおいて、細粒化割合が大きくなる。粒子化割合が増加した結果圧カスパイクも大きくなり、圧力上昇幅は感度解析ケースの方がわずかながら高くなっているが、差は小さい。原子炉圧力容器の減圧維持を継続していることから、原子炉圧力容器の破損時点での原子炉圧力はどちらも約 0.4MPa [gage] であり感度はない。</p> <p>c. 評価</p> <p>溶融ジェット径の圧カスパイクに対する感度はわずかであり、原子炉圧力容器の破損時点での原子炉圧力に対する感度は小さいため、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さいといえる。</p>	<p>解析結果</p> <p>図 4-3-1～4-3-8 に、溶融ジェット径の感度解析結果を示す。</p> <p>ベースケースと感度解析ケースとで、本パラメータの影響は溶融炉心の下部プレナムへの落下以降に現れる。溶融炉心が下部プレナムへ移行するのは、溶融プールの下に形成されたクラストが破損し、下部炉心支持板の流路から溶融炉心が下部プレナムへ流れ落ちるためである。溶融ジェット径の最大値は下部炉心支持板の水力等価直径となる。溶融炉心の下部プレナムへの移行後は、溶融ジェット径を小さくしたケースにおいて、細粒化割合が大きくなり、粒子ベッドの質量が増加している。粒子化割合が増加した結果圧カスパイクも大きくなり、圧力上昇幅は感度解析ケースの方が約 3.7MPa 高くなっている。しかし、1次冷却系強制減圧を継続していることから、原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力については、ベースケースと同様に 2.0MPa [gage] を下回っている。一方、感度解析ケースでは原子炉容器破損の時期が若干早くなっている。これは、溶融炉心が下部プレナムへ移行した時に下部プレナム内の水が早く蒸発するためである。</p> <p>また、原子炉容器破損の損傷割合については、いずれのケースにおいても計装用案内管溶接部破損の損傷割合の方がクリーブ破損の損傷割合よりも先に 1 に到達し、計装用案内管溶接部が破損していることがわかる。しかしながら、クリーブ破損の損傷割合についても、計装用案内管溶接部が破損すると同時期に、損傷割合が増大している。このように破損想定には不確かさがあるものの、原子炉容器破損の時期については大きな相違は見られない。</p> <p>評価</p> <p>溶融ジェット径の圧カスパイクに対する感度は約 3.7MPa あるものの、原子炉容器破損の時点での圧力に対する感度は小さいため、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さいと言える。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																				
<p>(3) エントレインメント係数</p> <p>a. 解析条件</p> <p>細粒化割合には不確かさがあり、細粒化割合が大きい場合に圧力スパイクが大きくなると考えられる。エントレインメント係数は、ベースケースではMAAP推奨範囲 [] のうちおよそ中間となる [] を設定しているが、感度解析ケースでは、MAAPの当該変数の推奨範囲のうち最大値と最小値 [] [] を設定する（表4-3参照）。</p> <p style="text-align: center;">表4-3 エントレインメント係数の感度解析条件</p> <table border="1" data-bbox="134 893 1052 1085"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>エントレインメント係数</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>[]</td> <td>MAAP推奨範囲のノミナル値</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">感度解析ケース</td> <td>[]</td> <td>MAAP推奨範囲の最小値</td> </tr> <tr> <td>[]</td> <td>MAAP推奨範囲の最大値</td> </tr> </tbody> </table> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>本資料のうち、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>	項目	エントレインメント係数	設定根拠	ベースケース	[]	MAAP推奨範囲のノミナル値	感度解析ケース	[]	MAAP推奨範囲の最小値	[]	MAAP推奨範囲の最大値	<p>(4) Ricou-Spaldingのエントレインメント係数</p> <p>解析条件</p> <p>細粒化割合には不確かさがあり、細粒化割合が大きい場合に圧力スパイクが大きくなると考えられる。エントレインメント係数はベースケースでは [] を設定しているが、感度解析ケースでは、MAAPコードの当該変数の推奨範囲 [] [] のうち最も大きい値、即ち、細粒化割合が大きく評価される値である [] を設定する。なお、推奨範囲とは、FCIの大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された範囲のことである。FCIの大規模実験の条件として、水プールの水深は0.87~2.05m、水プールのサブクール度は飽和~124K、雰囲気圧力条件は2~5.8MPa（高圧条件）、0.2~0.5MPa（低圧条件）を考慮している。一方、熔融炉心が原子炉容器下部プレナムへ落下する時点の特徴的な条件では、下部プレナムの水位は1~2m、原子炉容器内の冷却水は飽和状態、雰囲気圧力は約2.0MPa[gage]であり、実験条件は有効性解析の特徴的な条件を包絡する。したがって、実験で検討された範囲に対して感度を確認すれば十分といえる。なお、デブリジェット径については、実験条件と実機条件に差があり、実機条件における径の方が大きい。このため、実機条件では細粒化される熔融炉心は一部であり、残りの大部分は連続層のまま原子炉下部キャビティ床に堆積すると考えられる。実験ではジェット径に対して水深が深いため、ジェットの先端が床に到達せず、ほとんどすべての熔融炉心が細粒化されており、この条件に対してエントレインメント係数の幅が評価されている。したがって、実機条件のように、ジェット径に対する水深が浅い場合には、エントレインメント係数はより小さく評価されると考えられる。実機条件に対して当該変数推奨値の最大値を与えて感度解析を実施することは、実現象よりもFCIの影響を過大に評価することになる。</p> <table border="1" data-bbox="1052 893 1966 1021"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>エントレインメント係数</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>[]</td> <td>当該変数推奨範囲の最確値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>[]</td> <td>当該変数推奨範囲の最大値</td> </tr> </tbody> </table> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <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>	項目	エントレインメント係数	設定根拠	ベースケース	[]	当該変数推奨範囲の最確値	感度解析ケース	[]	当該変数推奨範囲の最大値	
項目	エントレインメント係数	設定根拠																				
ベースケース	[]	MAAP推奨範囲のノミナル値																				
感度解析ケース	[]	MAAP推奨範囲の最小値																				
	[]	MAAP推奨範囲の最大値																				
項目	エントレインメント係数	設定根拠																				
ベースケース	[]	当該変数推奨範囲の最確値																				
感度解析ケース	[]	当該変数推奨範囲の最大値																				

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

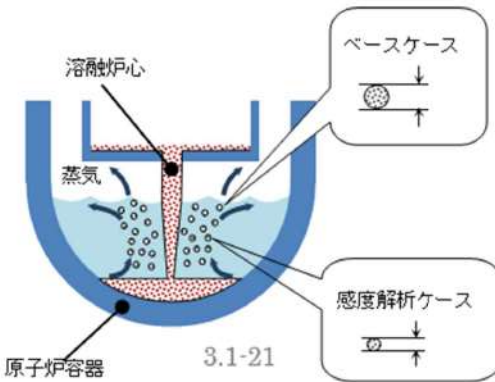
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. 解析結果</p> <p>図 4-3-1, 図 4-3-2, 図 4-3-3, 図 4-3-4, 図 4-3-5, 図 4-3-6, 図 4-3-7 及び図 4-3-8 に、エントレインメント係数の感度解析結果を示す。本パラメータの影響は溶融炉心の下部プレナムへの落下以降に現れる。溶融炉心の下部プレナムへの移行時、原子炉圧力の上昇は、感度解析ケース（最大値）の方がわずかながら高い結果となっているが、差は小さい。原子炉圧力容器の減圧維持を継続していることから、原子炉圧力容器の破損時点では原子炉圧力は約 0.4MPa [gage] と同程度の値となっている。また、原子炉圧力容器の破損時期はほぼ同等である。</p> <p>また、原子炉圧力容器破損の判定基準に対する割合は、下部プレナムへの溶融炉心落下後、制御棒駆動機構ハウジング溶接部破損とクリーブ破損の割合がともに増加していくが、ベースケース及び感度解析ケースの2ケースのいずれにおいても制御棒駆動機構ハウジング溶接部破損の割合の方がクリーブ破損の割合よりも先に 1 に到達し、制御棒駆動機構ハウジング溶接部が破損している。</p> <p>c. 評価</p> <p>エントレインメント係数の圧力スパイクに対する感度はわずかであり、原子炉圧力容器の破損時点での原子炉圧力に対する感度は小さいため、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さいと言える。</p>	<div data-bbox="1086 175 1937 518" data-label="Diagram"> </div> <p>解析結果</p> <p>図 4-4-1~4-4-8 に、エントレインメント係数の感度解析結果を示す。</p> <p>ベースケースと感度解析ケースとで、本パラメータの影響は溶融炉心の下部プレナムへの落下以降に現れる。約 5.5 時間の時点で溶融炉心の下部プレナムへの移行が生じており、そのときの1次冷却材圧力の上昇は、感度解析ケースの方が約 1.8MPa 高い結果となっている。これは、エントレインメント係数を大きくすることで細粒化が進み、水との接触面積が大きくなり、水蒸気を短期間に発生させる効果があるためである。しかしながら、1次冷却系強制減圧が継続していることから、原子炉容器破損の時点では1次冷却材圧力は約 1.8MPa [gage] と同程度の値となっている。一方、感度解析ケースでは原子炉容器破損の時期が若干早くなっている。これは、溶融炉心が下部プレナムへ移行した時に下部プレナム内の水が早く蒸発するためである。</p> <p>また、原子炉容器破損の損傷割合については、いずれのケースにおいても計装用案内管溶接部破損の損傷割合の方がクリーブ破損の損傷割合よりも先に 1 に到達し、計装用案内管溶接部が破損していることがわかる。しかしながら、クリーブ破損の損傷割合についても、計装用案内管溶接部が破損するのと同時期に、損傷割合が増大している。このように破損想定には不確かさがあるものの、原子炉容器破損の時期については大きな相違は見られない。</p> <p>評価</p> <p>エントレインメント割合の圧力スパイクに対する感度は約 1.8MPa あるものの、原子炉容器破損の時点での圧力に対する感度は小さいため、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さいと言える。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付1 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																				
<p>(4) デブリ粒子径</p> <p>a. 解析条件</p> <p>デブリ粒子径には不確かさがあり、デブリ粒子径が小さい場合に圧カスパイクが大きくなると考えられる。デブリ粒子径に係る係数は、ベースケースではMAAP推奨範囲 []~[]のうちおよそ中間となる []を設定しているが、感度解析ケースでは、MAAPの当該変数の推奨範囲のうち最小値と最大値 [] []を設定する (表4-4 参照)。</p> <p style="text-align: center;">表4-4 デブリ粒子径の感度解析条件</p> <table border="1" data-bbox="152 730 1032 919"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>粒子径ファクタ</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>[]</td> <td>MAAP推奨範囲のノミナル値</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">感度解析ケース</td> <td>[]</td> <td>MAAP推奨範囲の最小値</td> </tr> <tr> <td>[]</td> <td>MAAP推奨範囲の最大値</td> </tr> </tbody> </table> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>本資料のうち、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>	項目	粒子径ファクタ	設定根拠	ベースケース	[]	MAAP推奨範囲のノミナル値	感度解析ケース	[]	MAAP推奨範囲の最小値	[]	MAAP推奨範囲の最大値	<p>(5) デブリ粒子径の径</p> <p>解析条件</p> <p>粒子径には不確かさがあり、粒子径が小さい場合に圧カスパイクが大きくなると考えられる。粒子径は、ベースケースではFCIの大規模実験に基づく []を設定しているが、感度解析ケースでは、MAAPコードの当該変数の推奨範囲 []のうち最も小さい値、即ち、デブリ粒子径が小さく評価される値である []を設定する。なお、推奨範囲とは、FCIの大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された範囲のことであり、FCIの大規模実験の条件として、水プールの水深は0.87~2.05m、水プールのサブクール度は飽和~124K、雰囲気圧力条件は2~5.8MPa (高圧条件)、0.2~0.5MPa (低圧条件)を考慮している。一方、熔融炉心が原子炉容器下部プレナムへ落下する時点の特徴的な条件では、下部プレナムの水位は1~2m、原子炉容器内の冷却水は飽和状態、雰囲気圧力は約2.0MPa[gage]であり、実験条件は有効性解析の特徴的な条件を包絡する。したがって、実験で検討された範囲に対して感度を確認すれば十分といえる。なお、デブリジェット径については、実験条件と実機条件に差があり、実機条件における径の方が大きい。しかし、細粒化したデブリ粒子の径については、熔融炉心の表面張力とジェット速度によって決まるものであり、ジェット径には依存しないといえる。</p> <table border="1" data-bbox="1070 715 1951 839"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>粒子径ファクタ</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>[]</td> <td>当該変数推奨範囲の最確値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>[]</td> <td>当該変数推奨範囲の最小値</td> </tr> </tbody> </table> <div style="text-align: center; margin-top: 20px;">  </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <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>	項目	粒子径ファクタ	設定根拠	ベースケース	[]	当該変数推奨範囲の最確値	感度解析ケース	[]	当該変数推奨範囲の最小値	
項目	粒子径ファクタ	設定根拠																				
ベースケース	[]	MAAP推奨範囲のノミナル値																				
感度解析ケース	[]	MAAP推奨範囲の最小値																				
	[]	MAAP推奨範囲の最大値																				
項目	粒子径ファクタ	設定根拠																				
ベースケース	[]	当該変数推奨範囲の最確値																				
感度解析ケース	[]	当該変数推奨範囲の最小値																				

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

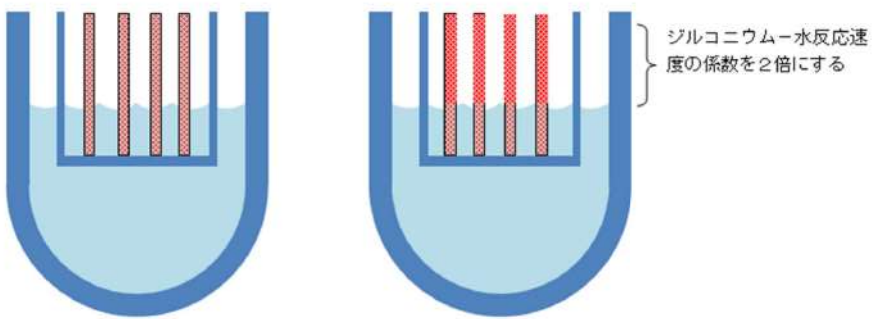
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. 解析結果</p> <p>図 4-4-1, 図 4-4-2, 図 4-4-3, 図 4-4-4, 図 4-4-5, 図 4-4-6, 図 4-4-7 及び図 4-4-8 に、デブリ粒子径の感度解析結果を示す。本パラメータは、溶融炉心の下部プレナムへの落下時（約 2.9 時間後）の挙動に影響する。感度解析ケース（最小値）においては粒子径が小さくなっていることから、圧カスパイクによる上昇幅はベースケースと比較してわずかに大きくなっているものの、感度としてはわずかである。また、原子炉圧力容器の破損時点での原子炉圧力についても、ほぼ感度はなくどちらのケースも約 0.4MPa[gage]である。また、ベースケースと感度解析ケースの2ケースでは原子炉圧力容器の破損時期はほぼ同じ結果となっている。これは、溶融炉心が下部プレナムへ移行した時の圧力上昇挙動が同等であるためである。</p> <p>また、原子炉圧力容器破損の判定基準に対する割合は、下部プレナムへの溶融炉心落下後、制御棒駆動機構ハウジング溶接部破損とクリーブ破損の割合がともに増加していくが、ベースケース及び感度解析ケースの2ケースのいずれにおいても制御棒駆動機構ハウジング溶接部破損の割合の方がクリーブ破損の割合よりも先に1に到達し、制御棒駆動機構ハウジング溶接部が破損している。</p> <p>c. 評価</p> <p>デブリ粒子径の圧カスパイクに対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さいと言える。</p>	<p>解析結果</p> <p>図 4-5-1~4-5-8 に、デブリ粒子の径の感度解析結果を示す。</p> <p>ベースケースと感度解析ケースとで、本パラメータの影響は溶融炉心の下部プレナムへの落下以降に現れる。約 5.5 時間の時点で溶融炉心の下部プレナムへの落下が生じている。感度解析ケースにおいては粒子径が小さくなっていることから、圧カスパイクによる上昇幅はベースケースと比較して大きくなっているものの、感度としてはわずかである。また、原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力については、ベースケースと同様に2.0MPa[gage]を下回っている。また、ベースケースと感度解析ケースでは原子炉容器破損の時期はほぼ同じ結果となっている。これは、溶融炉心が下部プレナムへ移行した時の圧力上昇挙動が同等であるためである。</p> <p>また、原子炉容器破損の損傷割合については、いずれのケースにおいても計装用案内管溶接部破損の損傷割合の方がクリーブ破損の損傷割合よりも先に1に到達し、計装用案内管溶接部が破損していることがわかる。しかしながら、クリーブ破損の損傷割合についても、計装用案内管溶接部が破損すると同時期に、損傷割合が増大している。このように破損想定には不確かさがあるものの、原子炉容器破損の時期については大きな相違は見られない。</p> <p>以上、デブリ粒子の径に関しては、約3割小さくした場合（粒子径ファクタ \square—\square）でも、1次冷却材圧力の挙動にはほとんど影響しない結果となった。</p> <p>評価</p> <p>デブリ粒子径の圧カスパイクに対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価へ与える影響は小さいと言える。</p>	<p>相違理由</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。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																		
<p>(5) ジルコニウム-水反応速度</p> <p>a. 解析条件</p> <p>炉心のヒートアップ速度には不確かさがあるため、ヒートアップ時のジルコニウム-水反応速度を選定した。ジルコニウム-水反応速度の感度をみるため、ジルコニウム-水反応の起きる面積を変化させた感度解析を実施する。反応の起きる面積に乘じる係数（ジルコニウム-水反応速度の係数）は、ジルコニウム-水反応の計算のみに使用され、熱水力挙動の計算に使用される燃料被覆管の直径、長さ等の幾何形状を変えるものではない。この係数を増加させることにより、酸化反応熱の発生速度、水素ガス発生速度、酸化ジルコニウム生成速度が大きくなる方向に影響する。これらは炉心溶融進展が早まる方向へ作用する。この係数は、ベースケースでは燃料被覆管表面積に基づき1倍を与えている。これは、ヒートアップ時には燃料被覆管破裂が発生する場合に破裂部の燃料被覆管内面の酸化もあるが、燃料被覆管内面の酸化は、限定された破裂部のみで生じること、炉心形状が健全な状態は溶融過程の比較的短期間であることから、炉心全体が溶融する状況では内面の反応は無視できると考えられることに基づいている。これに対し、感度解析のパラメータの振り幅としては、炉心ヒートアップ速度が速くなる場合の応答の確認として、仮想的な厳しい想定ではあるが、2倍とする（表4-5参照）。</p> <p style="text-align: center;">表 4-5 ジルコニウム-水反応速度の感度解析条件</p> <table border="1" data-bbox="152 758 1034 922"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>ジルコニウム-水反応速度の係数</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>1倍</td> <td>燃料被覆管表面積に基づく値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>2倍</td> <td>燃料被覆管表面積に基づく値の2倍</td> </tr> </tbody> </table>	項目	ジルコニウム-水反応速度の係数	設定根拠	ベースケース	1倍	燃料被覆管表面積に基づく値	感度解析ケース	2倍	燃料被覆管表面積に基づく値の2倍	<p>(6) ジルコニウム-水反応速度</p> <p>解析条件</p> <p>炉心のヒートアップ速度には不確かさがあるため、ヒートアップ時のジルコニウム-水反応速度を選定した。ジルコニウム-水反応速度の感度をみるため、ジルコニウム-水反応の起きる面積を変化させた感度解析を実施する。反応の起きる面積に乘じる係数（ジルコニウム-水反応速度の係数）はジルコニウム-水反応の計算のみに使用され、熱水力挙動の計算に使用される燃料被覆管の直径、長さ等の幾何形状を変えるものではない。この係数を増加させることにより、酸化反応熱の発生速度、水素発生速度、酸化ジルコニウム生成速度が大きくなる方向に影響する。これらは炉心溶融進展が早まる方向へ作用する。この係数は、ベースケースでは燃料被覆管表面積に基づき1倍を与えている。これは、ヒートアップ時には燃料被覆管バーストが発生する場合にバースト部の燃料被覆管内面の酸化もあるが、燃料被覆管内面の酸化は、限定されたバースト部のみで生じること、炉心形状が健全な状態は溶融過程の比較的短期間であることから、炉心全体が溶融する状況では内面の反応は無視できると考えられることに基づいている。これに対し、感度解析のパラメータの振り幅としては、炉心ヒートアップ速度が速くなる場合の応答の確認として、仮想的な厳しい想定ではあるが、2倍とする。</p> <table border="1" data-bbox="1070 762 1948 928"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>ジルコニウム-水反応速度の係数</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>1倍</td> <td>燃料被覆管表面積に基づく値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>2倍</td> <td>燃料被覆管表面積に基づく値の2倍</td> </tr> </tbody> </table> <div style="text-align: center;">  <p style="text-align: center;">ベースケース 感度解析ケース</p> </div>	項目	ジルコニウム-水反応速度の係数	設定根拠	ベースケース	1倍	燃料被覆管表面積に基づく値	感度解析ケース	2倍	燃料被覆管表面積に基づく値の2倍	
項目	ジルコニウム-水反応速度の係数	設定根拠																		
ベースケース	1倍	燃料被覆管表面積に基づく値																		
感度解析ケース	2倍	燃料被覆管表面積に基づく値の2倍																		
項目	ジルコニウム-水反応速度の係数	設定根拠																		
ベースケース	1倍	燃料被覆管表面積に基づく値																		
感度解析ケース	2倍	燃料被覆管表面積に基づく値の2倍																		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

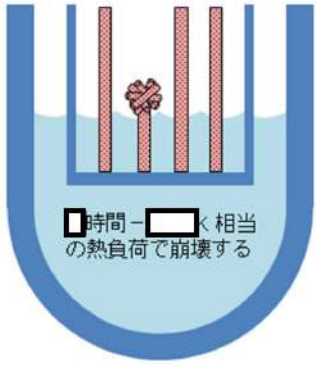
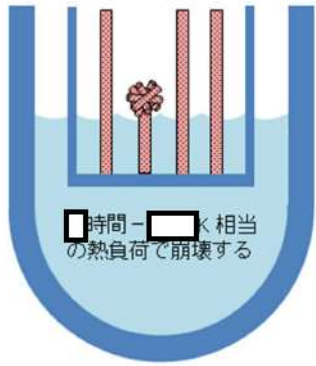
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. 解析結果</p> <p>図4-5-1, 図4-5-2, 図4-5-3, 図4-5-4, 図4-5-5, 図4-5-6, 図4-5-7及び図4-5-8に, ヒートアップ時のジルコニウム-水反応速度の感度解析結果を示す。本パラメータの影響は炉心露出以降の燃料ヒートアップ時に現れる。ヒートアップ時のジルコニウム-水反応速度の係数を2倍にしたことで, ジルコニウム-水反応による酸化反応熱が増加することから, 下部プレナムへのリロケーションはわずかに早くなっている。以上のように, 感度解析ケースにおいては事象の進展がわずかに早くなるものの, 原子炉圧力容器の破損時点での原子炉圧力は2.0MPa[gage]を下回っている。</p> <p>なお, 燃料被覆管酸化反応の特徴について JAERI 文献⁶⁾によると, 雰囲気の変化が燃料被覆管酸化反応に与える影響として, ジルコニウム-水反応によって生じた水素濃度が高くなると, 燃料被覆管酸化反応速度が著しく低下することが報告されている。これは水素濃度が増大することによって水蒸気濃度が低下することで, 燃料被覆管酸化反応が遅くなるという負のフィードバックが働くためである。MAAPでもこの挙動は模擬されており, 水蒸気の金属表面への拡散速度は, 雰囲気中の水蒸気質量割合に依存する取扱いとなっている。水素ガスが発生し, 水素質量割合が大きくなることにより, 相対的に水蒸気質量割合が小さくなり, 金属表面への水蒸気の拡散速度も小さくなることから, ジルコニウム-水反応速度が抑制される取扱いとなっている。</p> <p>以上から, 炉心ヒートアップ速度が速くなると, 初期には水素ガス生成が進むが, 水素濃度が高くなると, 燃料被覆管酸化反応は抑制される方向になる。</p> <p>c. 評価</p> <p>ヒートアップ時のジルコニウム-水反応速度は, 2倍の振り幅でも事象進展の速さに対する感度は小さく, その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さいといえる。</p>	<p>解析結果</p> <p>図4-6-1~4-6-8に, ヒートアップ時のジルコニウム-水反応速度の感度解析結果を示す。ベースケースと感度解析ケースで, 本パラメータの影響は炉心露出以降に現れる。ヒートアップ時のジルコニウム-水反応速度の係数を2倍にしたことで, ジルコニウム-水反応による酸化反応熱が増加することから, 炉心溶融は感度解析ケースにおいて約4分早くなっている。また, 加圧器逃がし弁開による強制減圧も, 炉心溶融開始後10分での操作を仮定していることから, 約4分早期に行われる。さらに, 酸化反応熱が増加することで炉心溶融の進展も早くなることから, 下部プレナムへのリロケーションは約14分早くなっている。以上のように, 感度解析ケースにおいては事象の進展が約14分早くなるものの, 原子炉容器破損の時点での1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回っている。</p> <p>なお, 燃料被覆管酸化反応の特徴について JAERI 文献⁵⁾によると, 雰囲気の変化が燃料被覆管酸化反応に与える影響として, Zr-水反応によって生じた水素濃度が高くなると, 燃料被覆管酸化反応速度が著しく低下することが報告されている。これは水素濃度が増大することによって水蒸気濃度が低下することで, 燃料被覆管酸化反応が遅くなるという負のフィードバックが働くためである。MAAPコードでもこの挙動は模擬されており, 水蒸気の金属表面への拡散速度は, 水蒸気質量フラクションに依存する取扱いとなっている。水素が発生し, 水素質量フラクションが大きくなることにより, 水蒸気質量フラクションが小さくなり, 金属表面への水蒸気の拡散速度も小さくなることから, ジルコニウム-水反応速度が抑制される取扱いとなっている。</p> <p>⁵⁾ JAERI-M 84-055「炉心損傷事故解析及び研究の現状 -炉心損傷事故調査解析タスクフォース報告書-」1984年3月</p> <p>以上から, 炉心ヒートアップ速度が速くなると, 初期には水素生成が進むが, 水素濃度が高くなると, 燃料被覆管酸化反応は抑制される方向になる。また, 本感度解析ケースでは, 炉心ヒートアップ速度に直接影響のあるパラメータとして, ジルコニウム-水反応速度を選定しているが, 実際の燃料被覆管表面積は一定であることから水素生成量はベースケースを著しく上回ることはないと考えられる。</p> <p>有効性評価の水素燃焼評価では, 大破断 LOCA シーケンスを想定しており原子炉容器の下部ヘッドが破損するまでに, 全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するものとしている。本感度解析では, 全交流動力電源喪失+補助給水失敗のシーケンスにてヒートアップ時のジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析条件においても, 水素生成量は有効性評価の水素燃料評価の条件で包絡できることを確認した。</p> <p>評価</p> <p>ヒートアップ時のジルコニウム-水反応速度は, 2倍の振り幅でも事象進展の速さに対する感度は約14分であり, その不確かさが有効性評価へ与える影響は小さいと言える。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																		
<p>(6) 炉心崩壊挙動（燃料ペレットが崩壊する時間及び温度）</p> <p>a. 解析条件</p> <p>炉心がある温度に達してから、燃料ペレットが崩壊するまでの時間（あるいは、一定時間のうちに燃料ペレットが崩壊する温度）には、不確かさがあると考えられるため、その感度を確認する。</p> <p>ベースケースでは、炉心ノードの崩壊について、炉心ノード温度 \square K と \square 時間の関係から Larson-Miller パラメータを設定しているが、感度解析では、更に炉心ノードの崩壊が早く進むことを想定し、炉心ノード温度が \square K と \square 時間（あるいは \square K と \square 秒）から Larson-Miller パラメータを設定した場合の影響を確認する（表 4-6 参照）。なお、実際には炉心ノードの温度履歴に応じて、炉心ノードが崩壊するまでの時間を計算している。</p> <p>表 4-6 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析条件</p> <table border="1" data-bbox="152 612 1032 842"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>炉心ノード崩壊のパラメータ（炉心温度）</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>\square K</td> <td>MAAP 推奨範囲のノミナル値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>\square K</td> <td>炉心ノードが崩壊する時間を早めるように設定</td> </tr> </tbody> </table> <div data-bbox="712 879 1025 975" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>本資料のうち、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>	項目	炉心ノード崩壊のパラメータ（炉心温度）	設定根拠	ベースケース	\square K	MAAP 推奨範囲のノミナル値	感度解析ケース	\square K	炉心ノードが崩壊する時間を早めるように設定	<p>(7) 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度</p> <p>解析条件</p> <p>炉心がある温度に達してから、燃料ペレットが崩壊するまでの時間（あるいは、一定時間のうちに燃料ペレットが崩壊する温度）には、不確かさがあると考えられるため、感度を確認する。ベースケースでは、炉心ノードが \square K 一定と仮定した場合に \square 時間で炉心が崩壊することを想定しているが、感度解析では、炉心ノードが \square K 一定と仮定した場合に \square 時間（あるいは \square K 一定で \square 秒）経過すると炉心が崩壊することを想定する。なお、実際には温度履歴に応じて、燃料ペレットが崩壊するまでの時間を計算している。</p> <table border="1" data-bbox="1066 625 1948 829"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>\square 時間で炉心崩壊に至る場合の炉心温度</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>\square K</td> <td>当該変数推奨範囲の最確値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>\square K</td> <td>燃料ペレットが崩壊する時間を早めるように設定</td> </tr> </tbody> </table> <div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: center; margin-top: 20px;"> <div style="text-align: center;">  <p>ベースケース</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>感度解析ケース</p> <div data-bbox="1639 1342 1944 1406" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <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> </div>	項目	\square 時間で炉心崩壊に至る場合の炉心温度	設定根拠	ベースケース	\square K	当該変数推奨範囲の最確値	感度解析ケース	\square K	燃料ペレットが崩壊する時間を早めるように設定	
項目	炉心ノード崩壊のパラメータ（炉心温度）	設定根拠																		
ベースケース	\square K	MAAP 推奨範囲のノミナル値																		
感度解析ケース	\square K	炉心ノードが崩壊する時間を早めるように設定																		
項目	\square 時間で炉心崩壊に至る場合の炉心温度	設定根拠																		
ベースケース	\square K	当該変数推奨範囲の最確値																		
感度解析ケース	\square K	燃料ペレットが崩壊する時間を早めるように設定																		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

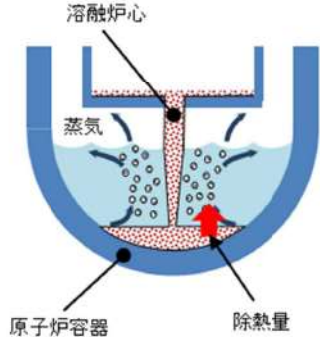
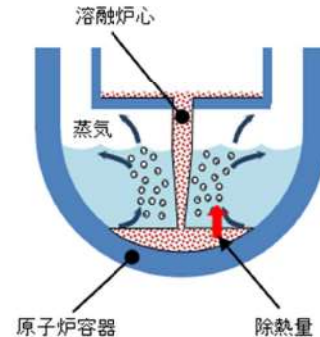
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. 解析結果</p> <p>図 4-1-1, 図 4-1-2, 図 4-1-3, 図 4-1-4, 図 4-1-5, 図 4-1-6, 図 4-1-7 及び図 4-1-8 に、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析結果を示す。本パラメータの影響は炉心露出以降の燃料溶融時に現れる。感度解析ケースにおいては、燃料ペレットの崩壊を判定する温度を低くしたことで、より早期に燃料ペレットの崩壊及び炉心溶融が進展することから、下部プレナムへのリロケーション開始時刻が早く、初期に落下するデブリ量も多くなるため、圧カスパイクのピーク値もベースケースと比較してわずかに高くなっている。また、原子炉圧力容器の破損時点での原子炉圧力は、ほぼ感度はなくどちらのケースも約 0.4MPa[gage]である。</p> <p>このように、燃料ペレットの崩壊の判定は圧カスパイクにわずかに感度があるものの、感度解析ケースにおいても原子炉圧力容器の破損時点での原子炉圧力は 2.0MPa[gage]を十分下回っている。</p> <p>c. 評価</p> <p>燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の圧カスパイクに対する感度はわずかであり、原子炉圧力容器の破損時点での原子炉圧力に対する感度は小さいため、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さいといえる。</p>	<p>解析結果</p> <p>図 4-7-1～4-7-8 に、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析結果を示す。</p> <p>ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は炉心露出以降に現れる。感度解析ケースにおいては、燃料ペレットが崩壊する判定を厳しくしたことで、より早期に燃料ペレットの崩壊及び炉心溶融が進展する。その結果、原子炉容器破損時刻は、感度解析ケースの方が約 26 分早くなっている。また、感度解析ケースでは炉心溶融の進展が早いことから、初回の下部プレナムへのリロケーション量も多いため、圧カスパイクのピーク値も約 4.3MPa 高くなっている。このように、燃料ペレットの崩壊の判定は圧カスパイク及び原子炉容器破損時刻に感度があるものの、感度解析ケースにおいても原子炉容器破損時点での 1 次冷却材圧力は 2.0MPa[gage]を下回っている。</p> <p>評価</p> <p>燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度は、原子炉容器破損時刻に対して約 26 分あるが、原子炉容器破損の時点での 1 次冷却材圧力は 2.0MPa[gage]を下回っている。よって、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さいと言える。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																		
<p>(7) 下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱</p> <p>a. 解析条件</p> <p>下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の熱伝達には不確かさがあり、ベースケースでは、限界熱流束に係る係数として、パラメータの取りうる推奨範囲である <input type="text"/> ~ <input type="text"/> の中間値 <input type="text"/> を与えている。感度解析ケースでは水への熱伝達が制限される値としてベースケースの1/2倍である <input type="text"/> を設定する（表4-7参照）。</p> <p>表4-7 下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析条件</p> <table border="1" data-bbox="161 491 1034 683"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>限界熱流束に係る係数</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td><input type="text"/></td> <td>MAAP推奨範囲のノミナル値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td><input type="text"/></td> <td>水への熱伝達が制限される値</td> </tr> </tbody> </table> <div data-bbox="685 743 994 836" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>本資料のうち、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>	項目	限界熱流束に係る係数	設定根拠	ベースケース	<input type="text"/>	MAAP推奨範囲のノミナル値	感度解析ケース	<input type="text"/>	水への熱伝達が制限される値	<p>(8) 下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束</p> <p>解析条件</p> <p>下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の熱伝達には不確かさがあり、ベースケースでは、限界熱流束にかかる係数として <input type="text"/> を与え、感度解析ケースでは水への熱伝達が制限される値として <input type="text"/> を設定する。</p> <table border="1" data-bbox="1070 491 1944 654"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>限界熱流束にかかる係数</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td><input type="text"/></td> <td>当該変数推奨範囲の最確値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td><input type="text"/></td> <td>水への熱伝達が制限される値</td> </tr> </tbody> </table> <div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: center; margin-top: 20px;"> <div data-bbox="1115 715 1433 1117" style="text-align: center;">  <p>ベースケース</p> </div> <div data-bbox="1590 715 1908 1117" style="text-align: center;">  <p>感度解析ケース</p> </div> </div> <div data-bbox="1639 1321 1948 1385" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <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>	項目	限界熱流束にかかる係数	設定根拠	ベースケース	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最確値	感度解析ケース	<input type="text"/>	水への熱伝達が制限される値	
項目	限界熱流束に係る係数	設定根拠																		
ベースケース	<input type="text"/>	MAAP推奨範囲のノミナル値																		
感度解析ケース	<input type="text"/>	水への熱伝達が制限される値																		
項目	限界熱流束にかかる係数	設定根拠																		
ベースケース	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最確値																		
感度解析ケース	<input type="text"/>	水への熱伝達が制限される値																		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. 解析結果</p> <p>図4-6-1, 図4-6-2, 図4-6-3, 図4-6-4, 図4-6-5, 図4-6-6, 図4-6-7, 図4-6-8に, 下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析結果を示す。</p> <p>本パラメータの影響は溶融炉心の下部プレナムへの落下以降に現れる。溶融炉心が下部プレナムにリロケーションした後は, 感度解析ケースにおいて溶融炉心と上面水プールの伝熱量が減少することになる。その結果, 感度解析ケースにおいて, 原子炉圧力容器の破損時間はわずかに早くなっているが, 感度は小さい。</p> <p>c. 評価</p> <p>下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱の原子炉圧力容器の破損時刻に対する感度は小さく, その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さいといえる。</p>	<p>解析結果</p> <p>図4-8-1~4-8-8に, 下部プレナム内の溶融炉心溶融と上面水プールとの間の限界熱流束の感度解析結果を示す。</p> <p>ベースケースと感度解析ケースで, 本パラメータの影響は溶融炉心の下部プレナムへの落下以降に現れる。溶融炉心が下部プレナムにリロケーションした後は, 感度解析ケースにおいて溶融炉心と上面水プールの伝熱量が減少することになる。その結果, 感度解析ケースにおいて溶接部破損割合及びブクリープ破損割合の上昇がわずかながら急峻になっている。また, 原子炉容器破損時間はわずかに早くなっている。ただし, 原子炉容器破損割合及び破損時刻のいずれについても, 感度の大きさとしてはわずかであることが分かる。</p> <p>評価</p> <p>下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束の原子炉容器破損時刻に対する感度は小さく, その不確かさが有効性評価へ与える影響は小さいと言える。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																		
<p>(8) 溶融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達</p> <p>a. 解析条件</p> <p>溶融炉心と下部プレナムのギャップに存在する水による除熱量には不確かさがあり、ベースケースではギャップへの熱流束に係る係数として□を与えている。この係数は、下部プレナムギャップの水による除熱量に係るファクタとして定義され、ベースケースではギャップによる除熱量の評価式により計算された除熱量がそのまま適用される。有効性評価では最初に貫通部の溶接部破損が生じているが、貫通部近傍でのギャップ冷却は実験例がなく、ギャップ水による除熱量が平板体系と比較してどの程度になるかには不確かさがある。以上より、感度解析ケースでは、溶融炉心と下部プレナムが接触している状態を模擬するための設定として係数を□とした評価を実施する（表4-8参照）。</p> <p>表4-8 溶融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達の感度解析条件</p> <table border="1" data-bbox="145 630 1041 821"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>下部プレナムギャップの除熱量に係る係数</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>□</td> <td>当該変数のノミナル値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>□</td> <td>溶融炉心と下部プレナムが接触</td> </tr> </tbody> </table> <div data-bbox="694 893 1008 997" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>本資料のうち、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>	項目	下部プレナムギャップの除熱量に係る係数	設定根拠	ベースケース	□	当該変数のノミナル値	感度解析ケース	□	溶融炉心と下部プレナムが接触	<p>(9) 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達</p> <p>解析条件</p> <p>溶融炉心と下部プレナムのギャップに存在する水による除熱量には不確かさがあり、ベースケースではギャップへの熱流束にかかる係数として□を与えている。この係数は、下部プレナムギャップの水による除熱量にかかるファクタとして定義され、ベースケースではギャップによる除熱量の評価式により計算された除熱量がそのまま適用される。一方、係数を小さくすることは、ギャップに十分な水が流れ込まないことによる、ギャップに存在する水による除熱量の低下を模擬するものである。また、有効性評価では最初に貫通部の溶接部破損が生じているが、貫通部近傍でのギャップ冷却は実験例がなく、ギャップ水による除熱量が平板体系と比較してどの程度になるかには不確かさがある。以上より、感度解析ケースでは、溶融炉心と下部プレナムが接触している状態を模擬するための設定として係数を□とした評価を実施する。</p> <table border="1" data-bbox="1064 622 1948 790"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>下部プレナムギャップの除熱量にかかる係数</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>□</td> <td>当該変数推奨範囲の最確値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>□</td> <td>溶融炉心と下部プレナムが接触</td> </tr> </tbody> </table> <div data-bbox="1142 805 1892 1173" style="text-align: center;"> <p>溶融炉心</p> <p>蒸気</p> <p>原子炉容器</p> <p>ベースケース</p> <p>溶融炉心</p> <p>蒸気</p> <p>原子炉容器</p> <p>感度解析ケース</p> <p>ギャップ中の水との伝熱が存在する</p> <p>ギャップ中の水との伝熱がない</p> </div> <div data-bbox="1635 1324 1948 1388" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <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>	項目	下部プレナムギャップの除熱量にかかる係数	設定根拠	ベースケース	□	当該変数推奨範囲の最確値	感度解析ケース	□	溶融炉心と下部プレナムが接触	
項目	下部プレナムギャップの除熱量に係る係数	設定根拠																		
ベースケース	□	当該変数のノミナル値																		
感度解析ケース	□	溶融炉心と下部プレナムが接触																		
項目	下部プレナムギャップの除熱量にかかる係数	設定根拠																		
ベースケース	□	当該変数推奨範囲の最確値																		
感度解析ケース	□	溶融炉心と下部プレナムが接触																		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. 解析結果</p> <p>図 4-7-1, 図 4-7-2, 図 4-7-3, 図 4-7-4, 図 4-7-5, 図 4-7-6, 図 4-7-7 及び図 4-7-8 に, 下部プレナムギャップの除熱量に係る係数の感度解析結果を示す。本パラメータの影響は溶融炉心の下部プレナムへの落下以降に現れる。溶融炉心が下部プレナムに移行した後, 感度解析ケースにおいては, 下部プレナムギャップによる除熱がないため, 下部ヘッ드의温度が若干早く上昇し, クリープ破損割合や貫通部破損割合は感度解析ケースの方がわずかだが上昇が早い傾向となる。</p> <p>ただし, このパラメータは下部プレナムの水がドライアウトするまでの間しか影響を及ぼさず, ドライアウト前においても, 下部プレナムギャップからの除熱量はクラストからの伝熱量と比較して十分小さいことから（付録3参照）, 原子炉圧力及び原子炉圧力容器破損時刻に対する感度としては小さい。また, いずれのケースも原子炉圧力容器の破損時点において, 原子炉圧力は 2.0MPa[gage]を下回っている。</p> <p>c. 評価</p> <p>溶融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達の原子炉圧力容器の破損時刻に対する感度は小さく, その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さいといえる。</p>	<p>解析結果</p> <p>図 4-9-1～4-9-8 に, 下部プレナムギャップの除熱量にかかる係数の感度解析結果を示す。ベースケースと感度解析ケースで, 本パラメータの影響は溶融炉心の下部プレナムへの落下以降に現れる。溶融炉心が下部プレナムに移行した後は, 感度解析ケースにおいてプレナムギャップによる除熱が無いため, 下部ヘッ드의温度が若干早く上昇することから, クリープ破損割合や貫通部破損割合は感度解析ケースの方がわずかだが急峻に上昇する傾向となる。ただし, このパラメータは下部プレナムの水がドライアウトするまでの間しか影響を及ぼさないことから, 1次冷却材圧力及び原子炉容器破損時刻に対する感度としては非常に小さい。また, いずれのケースも原子炉容器破損時点において, 1次冷却材圧力は 2.0MPa[gage]を下回っている。</p> <p>評価</p> <p>溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達の原子炉容器破損時刻に対する感度は小さく, その不確かさが有効性評価へ与える影響は小さいと言える。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																		
<p>(9) 溶接部破損時の最大ひずみ</p> <p>a. 解析条件</p> <p>溶接部破損は、事象進展に伴う溶接部のひずみ量と最大ひずみを比較することで、その発生を判定している。ここで、溶接部破損時の最大ひずみとして、ベースケースでは□を与えているが、不確かさがあると考えられることから、感度を確認するためにその1/10 倍の□を設定する（表4-9 参照）。</p> <p style="text-align: center;">表4-9 溶接部破損時の最大ひずみの感度解析条件</p> <table border="1" data-bbox="152 523 1034 762"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>溶接部破損時の最大ひずみ</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>□</td> <td>MAAP推奨範囲のノミナル値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>□</td> <td>実験の不確かさを大幅に上回る設定として1/10倍</td> </tr> </tbody> </table> <div data-bbox="705 842 1014 938" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>本資料のうち、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>	項目	溶接部破損時の最大ひずみ	設定根拠	ベースケース	□	MAAP推奨範囲のノミナル値	感度解析ケース	□	実験の不確かさを大幅に上回る設定として1/10倍	<p>(10) 溶接部破損時の最大歪み</p> <p>解析条件</p> <p>溶接部破損は、時々刻々の溶接部の歪み量と、最大歪みを比較することで判定している。ここで、溶接部破損時の最大歪みとして、ベースケースでは□を与えているが、不確かさがあると考えられることから、感度を確認するためにその1/10 倍の□を設定する。</p> <table border="1" data-bbox="1070 523 1948 726"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>溶接部破損時の最大歪み</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>□</td> <td>当該変数推奨範囲の最確値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>□</td> <td>実験の不確かさを大幅に上回る設定として、1/10倍</td> </tr> </tbody> </table> <div data-bbox="1265 774 1758 1173" style="text-align: center;"> </div> <div data-bbox="1612 1324 1915 1388" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <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>	項目	溶接部破損時の最大歪み	設定根拠	ベースケース	□	当該変数推奨範囲の最確値	感度解析ケース	□	実験の不確かさを大幅に上回る設定として、1/10倍	
項目	溶接部破損時の最大ひずみ	設定根拠																		
ベースケース	□	MAAP推奨範囲のノミナル値																		
感度解析ケース	□	実験の不確かさを大幅に上回る設定として1/10倍																		
項目	溶接部破損時の最大歪み	設定根拠																		
ベースケース	□	当該変数推奨範囲の最確値																		
感度解析ケース	□	実験の不確かさを大幅に上回る設定として、1/10倍																		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. 解析結果</p> <p>図 4-8-1, 図 4-8-2, 図 4-8-3, 図 4-8-4, 図 4-8-5, 図 4-8-6, 図 4-8-7 及び図 4-8-8 に、溶接部破損時の最大ひずみの感度解析結果を示す。</p> <p>本パラメータの影響は溶融炉心の下部プレナムへの落下以降に現れる。感度解析ケースは、原子炉圧力容器破損に至る判定の基準を変更したものであるため、溶接部が破損する時点までの原子炉圧力の挙動は同等である。溶接部破損割合は、貫通部溶接部に係るせん断応力とそれに対する最大引張強度の関係、及び溶融炉心からの伝熱による溶接部ひずみと許容できる最大ひずみの関係から計算される。リロケーション時には原子炉圧力が過渡的に上昇することから、内外圧差によるせん断応力が大きくなり、溶接部破損割合が増加している。原子炉圧力が低下した後は、せん断応力は低下するが、溶接サポート部の最大引張強度が、溶融炉心からの伝熱により低下するため、溶接部破損割合はゼロにはならない。その後、下部プレナムの溶融炉心からの伝熱により、下部ヘッドにひずみが生じ始めた時点でベースケースと感度解析ケースでは差異が生じる。感度解析ケースにおいては、溶接部破損時の最大ひずみを1/10倍としたことで、溶接部破損割合がベースケースよりも早く上昇し、原子炉圧力容器の破損時刻が早まっている。ただし、原子炉圧力容器の破損時間の変化としては約13分と小さく、感度解析ケースにおいても溶接部破損時点での原子炉圧力は2.0MPa[gage]を下回っている。</p> <p>c. 評価</p> <p>溶接部破損時の最大ひずみの原子炉圧力容器の破損時刻に対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さいと言える。</p>	<p>解析結果</p> <p>図 4-10-1~4-10-8 に、溶接部破損時の最大歪みの感度解析結果を示す。</p> <p>ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は溶融炉心の下部プレナムへの落下以降に現れる。本ケースは、原子炉容器破損に至る判定の基準を変更したものであるため、溶接部が破損する時点までの1次冷却材圧力の挙動は同等である。クリープ及び溶接部破損割合は破損しきい値に対する割合を示したものであることから、溶融炉心の下部プレナムへのリロケーション後、下部ヘッドに歪みが生じ始めた時点でベースケースと感度解析ケースでは差異が生じる。感度解析ケースにおいては、溶接部破損時の最大歪みを1/10倍としたことで、クリープ及び溶接部破損割合がベースケースよりも早く上昇し、原子炉容器破損の時刻が早まっていることが分かる。ただし、原子炉容器破損時間の変化としては約5分であり、感度解析ケースにおいても溶接部破損時点での1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回っている。</p> <p>なお、感度解析ケースにおいて、原子炉容器破損位置は他のケースと異なり原子炉容器最下部のノードとなっており、原子炉容器表面温度として最下部の値を記載している。最下部ノードの表面温度は、リロケーションの直後から上昇するが、水による除熱が持続することから上昇はベースケースに比較して緩やかである。</p> <p>評価</p> <p>溶接部破損時の最大歪みの感度は、原子炉容器破損時刻に対して約5分であり、感度は小さいと言える。よって、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さいと言える。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(10) 感度解析パラメータの組み合わせ</p> <p>a. 解析条件</p> <p>これまで解析したケースでは、原子炉圧力容器下部プレナムに溶融炉心が落下した過程で大量の水蒸気が生成され、原子炉圧力は短時間に高いピークが発生した。これは、溶融炉心が水中に落下した過程で粒子化が進み、水への伝熱面積が増大したことが支配的な要因である。この過程で溶融炉心の冷却は進み、下部プレナムに堆積した溶融炉心の温度は低下する。その後、下部プレナムに溜まっていた水がドライアウトすることで蒸気発生が収まる。組み合わせケースでは、原子炉内FCIに係る影響因子については、下部プレナムへの溶融炉心落下後の原子炉圧力上昇が大きくなるように、原子炉圧力容器の破損時期に係る影響因子については原子炉圧力容器の破損時期が早くなるように、これまでに実施した感度解析パラメータを組み合わせる条件とした。表4-10に組み合わせケースの条件の一覧を示す。</p>	<p>(11) 感度解析パラメータの組合せ</p> <p>抽出したパラメータによる感度解析の結果、図4に示すとおり、いずれのケースにおいても、原子炉容器下部プレナムに冷却水が存在する間は溶融炉心と上面の水あるいは原子炉容器壁との間のギャップ水への伝熱によって原子炉容器壁の温度は上がらず、冷却水がドライアウトした後に、溶融炉心から原子炉容器壁への直接的な伝熱によって原子炉容器壁の温度が上昇し、貫通部の溶接部破損若しくはクリープ破損に至ることを確認した。</p> <p>1次冷却材圧力挙動は、図3-1に示したとおり、下部プレナムへの溶融炉心落下後、圧力スパイクが発生し、その後下部プレナム内の1次冷却材の蒸発により、1次冷却材が減少し、蒸発量が減少することで1次冷却材圧力は減少に転じ、蓄圧タンク圧力である2.0MPa[gage]近傍で下げ止まる。1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍にて停滞する現象について、添付1-2に整理する。ここまでの感度解析では、いずれのケースも、原子炉容器破損に至るまでの間に1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回っていたが、ここでは、感度解析パラメータの組合せを考慮したケースにより、加圧現象が短時間に大きく現れるケースにおける、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力に対する感度を確認する。</p> <p>一方、下部プレナムへの溶融炉心落下挙動の不確かさにより1次冷却系の加圧現象にも不確かさがあり、加圧器逃がし弁からの放出質量流量も1次冷却材圧力に応じて変動することから、1次冷却系の減圧現象へも不確かさが伝搬すると考えられる。したがって、加圧現象が小さく、加圧器逃がし弁からの放出質量流量が少なくなり、減圧現象が緩やかになるような組合せについても感度解析を実施する。</p> <p>解析条件（圧力スパイクが大きくなるケース）</p> <p>「(1) 加圧器逃がし弁の質量流量」の感度解析については、ベースケースが設計値（下限値）を使用していることから、感度解析ケースとしては設計値+10%と、減圧を促進する方向の感度解析を示している。よって、組合せの感度解析の条件からは除外する。</p> <p>これまで解析したケースでは、原子炉容器下部プレナムに溶融炉心が落下した過程で大量の水蒸気が生成され、1次冷却材圧力は短時間に高いピークが発生した。これは、溶融炉心が水中に落下した過程で粒子化が進み、水への伝熱面積が急増大したことが支配的な要因である。この過程で溶融炉心の冷却は進み、下部プレナムに堆積した溶融炉心の温度は低下する。その後、下部プレナムに溜まっていた水がドライアウトすることで蒸気発生が収まるが、加圧器逃がし弁からの放出は継続しているため、1次冷却材圧力が急激に低下し、ピークとなって現れる。感度解析ケース1では、下部プレナムへの溶融炉心落下後の1次冷却材圧力上昇が大きくなるように、これまでに実施した感度解析パラメータを組み合わせる条件とする。以下に感度解析ケース1の条件の一覧を示す。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉				相違理由
表 4-10 感度解析パラメータの組み合わせ条件								
項目	ベースケース	組み合わせケース	設定根拠	項目	ベースケース	感度解析ケース1	設定根拠	
炉心ノード崩壊のパラメータ（炉心温度）	<input type="checkbox"/> K	<input type="checkbox"/> K	炉心ノードが崩壊する時間を早めるように設定	蓄圧注入系流動抵抗係数	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	プラント設計に基づく値の50%増	
溶融ジェット径	<input type="checkbox"/> m	<input type="checkbox"/> m	クラスト破損面積が小さい場合を想定	破損口の初期径	<input type="checkbox"/> m	<input type="checkbox"/> m	クラスト破損面積が小さい場合を想定	
エントレインメント係数	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	MAAP推奨範囲の最大値	エントレインメント係数	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	当該変数推奨範囲の最大値	
デブリ粒子径ファクタ	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	MAAP推奨範囲の最小値	粒子径ファクタ	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	当該変数推奨範囲の最小値	
ジルコニウム-水反応速度の係数	1倍	2倍	燃料被覆管表面積に基づく値の2倍	ジルコニウム-水反応速度の係数	1倍	2倍	燃料被覆管表面積に基づく値の2倍	
限界熱流束に係る係数	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	水への熱伝達が制限される値	<input type="checkbox"/> 時間で炉心崩壊に至る場合の炉心温度	<input type="checkbox"/> K	<input type="checkbox"/> K	燃料ペレットが崩壊する時間を早めるように設定	
溶融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	溶融炉心と下部プレナムが接触する場合を想定	限界熱流束にかかる係数	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	水への熱伝達が制限される値	
溶接部破損時の最大ひずみ	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	実験の不確かさを大幅に上回る設定として1/10倍	下部プレナムギャップの除熱量にかかる係数	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	溶融炉心と下部プレナムが接触	
				溶接部破損時の最大歪み	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	実験の不確かさを大幅に上回る設定として、1/10倍	

本資料のうち、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。

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。

b. 解析結果

図4-9-1 にこれまでの感度解析と感度解析パラメータの組み合わせケースについて主要な事象進展を示す。図4-9-2、図4-9-3、図4-9-4、図4-9-5、図4-9-6、図4-9-7、図4-9-8 及び図4-9-9 に、感度解析パラメータを組み合わせた場合の感度解析結果を示す。

図4-9-1 より、組み合わせケースでは、原子炉圧力容器の破損時刻は、ベースケースに比べて約19分早くなっており、他の感度解析結果と比較しても、最も早く原子炉圧力容器破損に至っているが、原子炉圧力容器破損時の圧力は、逃がし安全弁の開放により原子炉減圧されていることにより2.0MPa[gage]を十分下回る約0.5MPa[gage]となっている。これらの挙動について以下のとおり考察する。

解析結果（圧カスパイクが大きくなるケース）

図4-11-1～4-11-10に、感度解析パラメータを組み合わせた場合の感度解析結果を示す。感度解析ケース1では、原子炉容器破損時刻は、ベースケースに比べて約67分早くなっているが、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は、加圧器逃がし弁により減圧されることにより2.0MPa[gage]を下回る結果となっている。これらの挙動について以下のとおり考察する。

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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>①原子炉の加圧事象</p> <p>下部プレナムへのリロケーション時の原子炉の加圧挙動は、熔融炉心と水の接触による急激な水蒸気生成により支配され、これらに影響するパラメータとして、熔融ジェット径、エントレインメント係数、デブリ粒子径等がある。これらの不確かさを感度解析により考慮した結果、原子炉圧力のピーク圧は、ベースケースよりわずかに上昇しているが、リロケーション時の圧力上昇は一時的なものであり、原子炉圧力容器破損時には原子炉圧力は2.0MPa[gage]を大きく下回っている点でベースケースと同等である。</p>	<p>①1次冷却系の加圧事象</p> <p>1次冷却系の加圧挙動は、蓄圧注入及び熔融炉心と水の接触による急激な水蒸気生成により支配され、これらに影響するパラメータとして、(2)蓄圧注入の圧力損失、(3)破損口径、(4)エントレインメント係数、(5)デブリ粒子の径などがあり、感度解析によりその不確かさを考慮している。</p> <p>蓄圧タンク注入流量については、加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧開始により1次冷却材圧力が蓄圧タンク圧力を下回ると注入を開始し、その後は1次冷却材圧力に応じて注入と停止を繰り返す。その後、下部プレナムへの熔融炉心落下によって1次冷却材圧力が急上昇することで、蓄圧タンクからの注入は停止する。この時の1次冷却材圧力のピーク圧は、破損口径、エントレインメント係数、デブリ粒子の径の不確かさを考慮したことによりベースケースの約1.5倍まで急上昇している。その後、加圧器逃がし弁からの放出により1次冷却材圧力が低下し、再度蓄圧タンク圧力を下回ると、残存していた蓄圧タンク水の注入が再開する。蓄圧注入が再開すれば、新たに蒸気が発生することとなり、加圧源となり得るが、この間は加圧器逃がし弁から放出が継続しており、蓄圧タンクからの注入がある期間でも、加圧器逃がし弁からの放出質量流量が蓄圧タンク注入流量を上回っているため、1次冷却材圧力は低下する。</p> <p>②1次冷却系の減圧現象（1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]まで低下する時間）</p> <p>1次冷却系の減圧挙動は、加圧器逃がし弁から蒸気放出により支配され、これに影響するパラメータとして、(1)加圧器逃がし弁質量流量があるが、本パラメータの感度解析については、ベースケースが設計値（下限値）を使用しており、不確かさを考慮すると、減圧を促進する方向であることから、組合せの感度解析の条件からは除外している。</p> <p>加圧器逃がし弁及び安全弁からの蒸気の放出質量流量については、図4-11-9に示すように、1次冷却材圧力が安全弁設定圧程度となる期間は比較的大きく、約3.2時間後に加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧を開始した時点から連続的に放出されるようになる。約4.9時間後に下部プレナムに熔融炉心が大量に落下すると、急激な水蒸気の発生により、1次冷却材圧力は増大する。DCH防止に対する評価については、この圧力スパイクを早期に2.0MPa[gage]まで低下させることが重要である。本感度解析ケースの場合、圧力スパイクにより、前述のとおり1次冷却材圧力はベースケースの約1.5倍まで上昇しているが、1次冷却材圧力に応じて加圧器逃がし弁からの放出質量流量も多くなるため、圧力の低下も早くなる。その後、下部プレナム内の1次冷却材の蒸発により、1次冷却材が減少し、蒸発量が減少することで1次冷却材圧力は減少に転じ、約5.0時間後にドライアウトし、約5.5時間後に1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回る。その後、約5.6時間後に原子炉容器が破損し、加圧器逃がし弁からの</p>	<p>※PWR固有のパラメータ</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>②原子炉圧力容器破損（原子炉圧力容器破損タイミング）</p> <p>原子炉圧力容器破損（原子炉圧力容器破損タイミング）については、溶融炉心からの熱負荷、破損形態等により支配され、これらに影響するパラメータとして、ジルコニウム-水反応速度、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度、下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱、溶接部破損時の最大ひずみがある。これらの不確かさを感度解析により考慮した結果、原子炉圧力容器破損のタイミングは、ベースケースよりも約19分早く原子炉圧力容器破損に至る結果となったが、原子炉圧力は原子炉圧力容器破損時間に対して十分早い段階で2.0MPa[gage]を下回っている結果に変わりはない。</p>	<p>放出は停止する。以上より、感度解析パラメータの組合せケース1において、ドライアウトから約0.5時間後に1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回る結果となった。</p> <p>③原子炉容器破損（原子炉容器破損タイミング）</p> <p>原子炉容器破損（原子炉容器破損タイミング）については、溶融炉心からの熱負荷、破損形態などにより支配され、これらに影響するパラメータとして、(6)ジルコニウム-水反応速度、(7)燃料ペレットが崩壊する時間及び温度、(8)下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束、(9)溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達、(10)溶接部破損時の最大歪みがあり、感度解析によりその不確かさを考慮している。</p> <p>原子炉容器破損のタイミングについては、原子炉容器表面温度に依存し、図4-11-4に示すように、約4.9時間後に下部プレナムに溶融炉心が大量に落下すると、1次冷却材の蒸発により約5.0時間後にドライアウトし、原子炉容器表面温度が急上昇し、約5.6時間後に破損に至る。以上より、感度解析パラメータの組合せケース1において、ドライアウトから約0.6時間後に原子炉容器破損に至る結果となった。</p> <p>解析条件（圧カスパイクが小さくなるケース）</p> <p>感度解析ケース2では、下部プレナムへの溶融炉心落下後の1次冷却材圧力上昇が抑制され、加圧器逃がし弁からの放出質量流量が少なくなるように、感度解析パラメータを組み合わせる。溶融炉心が落下した過程で粒子化が進まない場合を考えると、水蒸気発生量が少なく、1次冷却材圧力の上昇が小さくなる。しかしながら、加圧器逃がし弁による減圧効果は1次冷却材圧力に応じた臨界流量に依存するため、1次冷却材圧力のピークが低いと減圧効果が小さく、1次冷却材圧力の低下が緩やかになると考えられる。</p> <p>そこで、溶融炉心が下部プレナムに落下した時の1次冷却材圧力上昇が小さくなる感度解析を実施し、1次冷却系減圧操作の有効性に対する影響を確認する。以下に感度解析ケース2の条件の一覧を示す。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉			相違理由				
	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1061 185 1294 260">項目</th> <th data-bbox="1301 185 1462 260">ベースケース</th> <th data-bbox="1462 185 1615 260">感度解析 ケース2</th> <th data-bbox="1615 185 1951 260">設定根拠</th> </tr> </thead> </table>	項目	ベースケース	感度解析 ケース2	設定根拠			
項目	ベースケース	感度解析 ケース2	設定根拠					
	蓄圧注入系流動抵抗係数	□	□	プラント設計に基づく値				
	破損口の初期径	□m	□m	下部炉心支持板の水力等価直径相当				
	エントレインメント係数	□	□	当該変数推奨範囲の最小値				
	粒子径ファクタ	□	□	当該変数推奨範囲の最大値				
	ジルコニウム-水反応速度の係数	1倍	1倍	燃料被覆管表面積に基づく値				
	□時間で炉心崩壊に至る場合の炉心温度	□K	□K	当該変数推奨範囲の最確値				
	限界熱流束にかかる係数	□	□	水への熱伝達が制限される値				
	下部プレナムギャップの除熱量にかかる係数	□	□	当該変数推奨範囲の最確値				
	溶接部破損時の最大歪み	□	□	当該変数推奨範囲の最確値				
	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 0 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>							
	<p>解析結果（圧カスパイクが小さくなるケース）</p> <p>感度解析ケース2においては、原子炉容器破損時刻はベースケースに比べて約3分遅くなっており、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回る結果となっている。これらの挙動について以下のとおり考察する。</p> <p>① 1次冷却系の加圧事象</p> <p>本ケースでは、溶融炉心の下部プレナムへの落下による1次冷却材圧力上昇が小さく抑制されるように感度解析パラメータを設定している。具体的には、エントレインメント係数を小さく、デブリ粒子の径を大きく、下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>束を小さく設定している。このため、熔融炉心の下部プレナムへの落下時の圧力スパイクが、ベースケースの約0.7倍となっている。</p> <p>② 1次冷却系の減圧現象（1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]まで低下する時間）</p> <p>本ケースでは、圧力スパイクのピーク値がベースケースより低くなっていることから、加圧器逃がし弁からの放出質量流量が少なくなるため、熔融炉心の下部プレナムへの落下に伴う1次冷却材圧力が高い期間が、ベースケースに比べて長く継続する。感度解析パラメータを水蒸気生成が起こりにくい方向に設定しているため、1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]を下回る直前まで下部プレナムのドライアウトは生じない。具体的には、下部プレナムのドライアウトは約6.3時間、1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]を下回るのが約6.5時間である。下部プレナムのドライアウトから、下部プレナムに堆積した熔融炉心によって原子炉容器壁が加熱され、原子炉容器破損（約6.8時間）に至るまでの間に1次冷却材圧力が減圧されることから、1次冷却材圧力は原子炉容器破損前に2.0MPa[gage]まで低下する結果となっている。以上より、感度解析パラメータの組合せケース2において、ドライアウトから約0.2時間後に1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回る結果となった。</p> <p>③ 原子炉容器破損（原子炉容器破損タイミング）</p> <p>原子炉容器破損のタイミングについては、原子炉容器表面温度に依存し、図4-11-4に示すように、約5.5時間後に下部プレナムに熔融炉心が落下を開始すると、1次冷却材の蒸発により約6.3時間後にドライアウトし、原子炉容器表面温度が上昇して、約6.8時間後に破損に至る。以上より、感度解析パラメータの組合せケース2において、ドライアウトから約0.5時間後に原子炉容器破損に至る結果となった。</p> <p>以上のとおり、本事象においては、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は、1次冷却系の加圧現象、1次冷却系の減圧現象、原子炉容器破損に至る時間的挙動によって支配される。</p> <p>1次冷却系の加圧と減圧のバランスについては、蓄圧タンクからの注入が停止する期間は、加圧器逃がし弁から放出が継続しており、蓄圧タンクからの注入がある期間でも、加圧器逃がし弁からの放出質量流量が蓄圧タンク注入流量を上回っているため、1次冷却材圧力は低下する。その結果、感度解析ケース1では約5.5時間後に、感度解析ケース2では約6.5時間後に1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回る。本事象は、この1次冷却材圧力の低下と、熔融炉心が下部プレナムに落下し、原子炉容器表面温度が上昇することにより、原子炉容器破損に至る時間的挙動に依存する。</p> <p>パラメータの組合せを考慮した感度解析ケース1では、圧力スパイクが大きく現れるが、1次冷却材圧力に応じて加圧器逃がし弁からの放出質量流量も多くなり、ドライアウトから1次冷</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>以上のとおり、パラメータの組み合わせを考慮した感度解析ケースでは、圧カスパイクが大きく現れ、原子炉圧力容器破損タイミングが早くなるが、原子炉圧力容器破損の前に原子炉圧力が2.0MPa[gage]を十分下回る結果となった。</p> <p>c. 評価</p> <p>下部プレナムへの溶融炉心落下挙動の不確かさにより、原子炉の圧力挙動にも不確かさがある。加圧現象が短時間に大きく現れる場合についても、原子炉圧力容器破損前には原子炉圧力が2.0MPa[gage]を十分に下回ることを確認した。</p>	<p>却材圧力が2.0MPa[gage]まで低下する時間は、約0.5時間となった。これに対し、ドライアウトから原子炉容器破損までの時間は約0.6時間となることから、感度解析パラメータの組合せを考慮した場合でも、原子炉容器破損の前に1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]を下回る結果となった。</p> <p>また、圧カスパイクが小さく、加圧器逃がし弁からの放出質量流量が少なくなる感度解析ケース2については、ドライアウトから1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]まで低下する時間は約0.2時間、ドライアウトから原子炉容器破損までの時間は約0.5時間であり、感度解析パラメータの組合せを考慮した場合でも、原子炉容器破損の前に1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]を下回る結果となった。</p> <p>評価</p> <p>下部プレナムへの溶融炉心落下挙動の不確かさにより1次冷却系の加圧現象にも不確かさがあり、加圧器逃がし弁からの放出質量流量も1次冷却材圧力に応じて変動することから、1次冷却系の減圧現象へも不確かさが伝搬する。加圧現象が短時間に大きく現れる場合については、減圧現象も促進され、原子炉容器破損前には1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]を下回ることを確認した。</p> <p>また、加圧現象が小さく、加圧器逃がし弁からの放出質量流量が少なくなるようなケースで減圧現象が緩やかになるような場合でも、ドライアウトの時期が遅くなるため、それに応じて原子炉容器破損の時期も遅くなることから、1次冷却材圧力は原子炉容器破損前に2.0MPa[gage]まで低下することを確認した。</p> <p>加圧現象が短時間に大きく現れる場合については、減圧操作開始からドライアウトまでの時間が早いうえ、ドライアウト時の1次冷却材圧力が高く、1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]に低下してから原子炉容器破損に至る時間余裕も約0.1時間と短くなっており、最も厳しい結果であると考えられる。</p> <p>なお、減圧操作時間の不確かさを考慮して1次冷却系強制減圧のタイミングを早めた場合について、以下のとおり考察する。</p> <p>ベースケースでは炉心損傷検知から10分後に1次冷却系強制減圧操作を開始することとしているが、実際の操作においては、準備が完了すればその段階で1次冷却系強制減圧を実施することとなっているため、開始が早まる方向の不確かさが存在する。この場合、ベースケースより早期に1次冷却系の減圧が開始され、それに伴い蓄圧注入の開始時刻も早まる。ここでは炉心溶融開始時点で1次冷却系強制減圧操作を行うこと、即ち10分早く減圧操作を開始した場合の</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>影響を検討する。</p> <p>1次冷却材圧力挙動については、1次冷却系強制減圧のタイミングを早めることでベースケースより早く蓄圧注入が開始され、蓄圧注入開始後は、添付1-2のとおり、蓄圧タンク圧力と1次冷却材圧力が平衡状態となり、時間とともに減衰する。よって、1次冷却系強制減圧開始時点と起点として、溶融炉心が原子炉容器下部プレナムへ落下することで圧力ピークが生じるまでの1次冷却系減圧挙動は、ベースケースと同等と考えられる。</p> <p>一方、10分早く1次冷却系強制減圧操作を開始することに伴い、ベースケースと比較して、崩壊熱が約1%高い状態で事象が進展することになり、1次冷却材圧力挙動に影響を与えられ、炉心溶融開始初期には、崩壊熱が1%増加することによる熱量よりも、「(6)ジルコニウム-水反応速度」において想定したジルコニウム-水反応による酸化反応熱の方が大きく上回っているため、炉心のヒートアップ速度を早めた感度解析に包絡されると考えられる。したがって、10分早く1次冷却系強制減圧操作を開始しても、下部プレナムドライアウト後に1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]以下となり、その後原子炉容器破損に至ると考えられる。</p> <p>なお、蓄圧タンク水量については、ベースケースにおいて原子炉容器破損時の蓄圧タンク全量の保有水は約60t存在し、原子炉容器破損により減圧する時に残りの水量が放出される。これに基づき、添付1-2のとおり蓄圧タンク気相部の等温膨張を考慮した計算を行うと、次式より蓄圧タンクの水量は、蓄圧タンク圧力(1次冷却材圧力)が1MPa[gage]以下まで減圧しないと蓄圧タンク水量の下限値まで到達しない。よって、10分早く1次冷却系強制減圧を開始したとしても、1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍にある間は蓄圧注入水が不足することは無い。</p> $P = \frac{P_0(V_T - V_{w0})}{V_T} \leq 1MPa$ <p>P : 蓄圧タンク圧力 P₀ : 蓄圧タンク初期圧力 V_T : 蓄圧タンク容積 V_{w0} : 蓄圧タンク初期水の体積</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

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;">【参考のため掲載順を入替え】</p> <p style="text-align: center;">図 4-9-1 感度解析における原子炉圧力容器破損等の整理</p>	<p style="text-align: center;">図 4 感度解析における原子炉容器破損時間等の整理</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

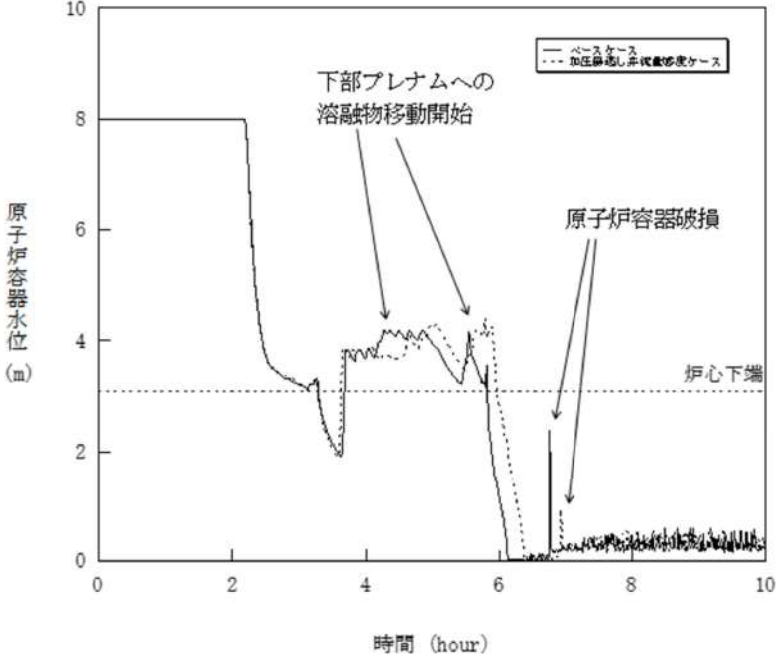
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<div data-bbox="1167 280 1872 363" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>「本製品（又はサービス）には、米国電力研究所（the Electric Power Research Institute）の出資により電力産業用に開発された技術が取り入れられています。」</p> </div> <div data-bbox="1093 427 1921 1101"> </div> <div data-bbox="1288 1125 1713 1149" style="text-align: center;"> <p>4-1-1 加圧器逃し弁の質量流量感度解析（1）</p> </div>	<p>※PWR 固有の解析</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高压熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

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;">図 4-1-2 加圧器逃がし弁の質量流量感度解析（2）</p>	<p>※PWR 固有の解析</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付1 高压溶解物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について)

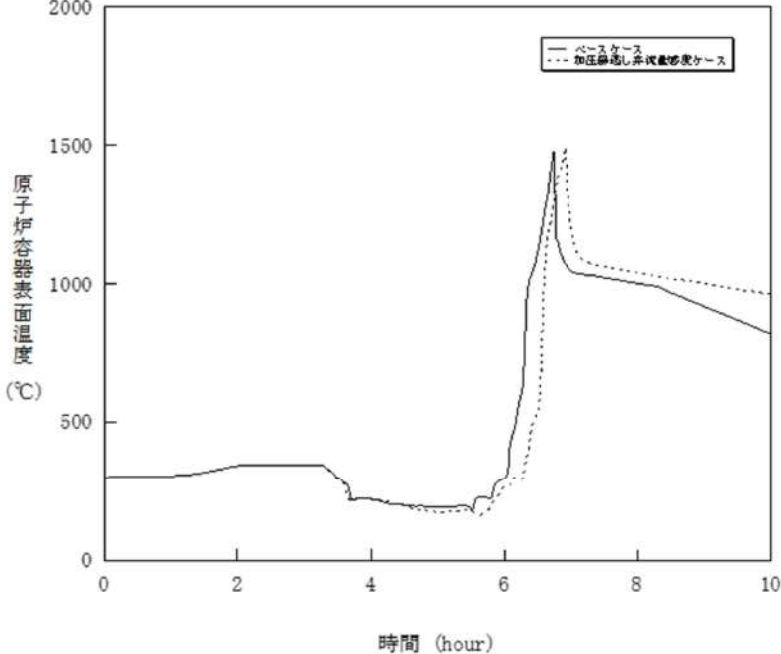
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>※PWR 固有の解析</p>

図 4-1-3 加圧器逃がし弁の質量流量感度解析 (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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

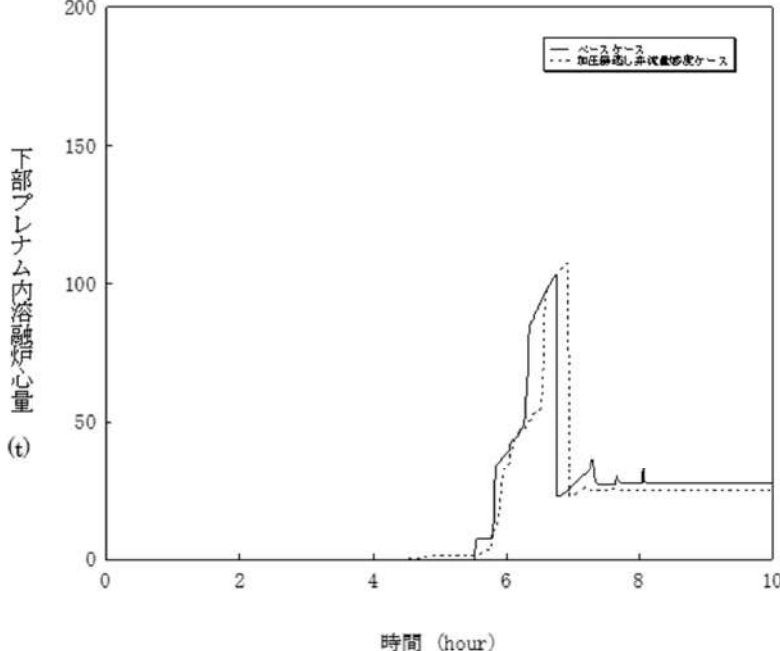
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高压溶解物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p data-bbox="1272 1023 1729 1046">図 4-1-4 加圧器逃がし弁の質量流量感度解析（4）</p>	<p data-bbox="1973 236 2116 296">※PWR 固有の解析</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

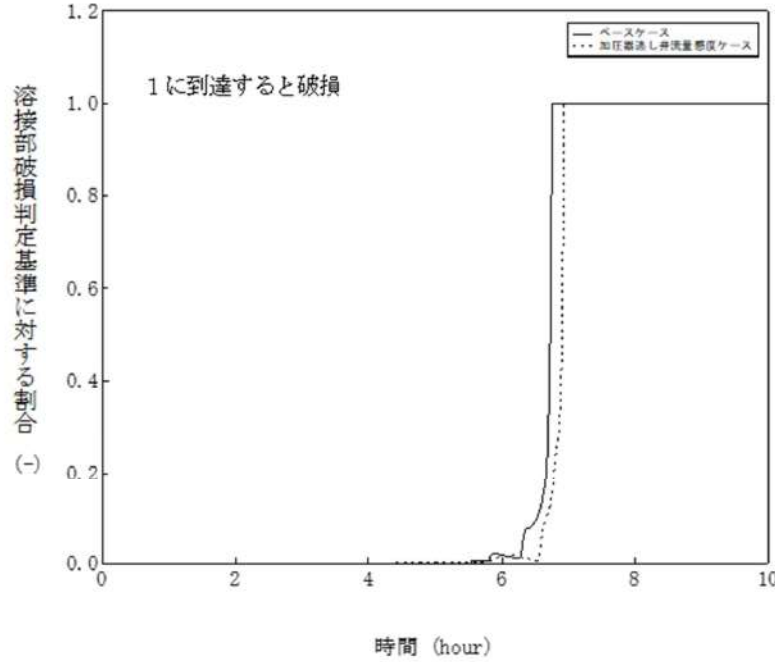
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高压熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p data-bbox="1272 1021 1729 1045">図 4-1-5 加圧器逃し弁の質量流量感度解析 (5)</p>	<p data-bbox="1975 236 2114 295">※PWR 固有の解析</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高压溶解物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p data-bbox="1265 1021 1736 1045">図 4-1-6 加圧器逃がし弁の質量流量感度解析（6）</p>	<p data-bbox="1971 236 2116 295">※PWR 固有の解析</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>図 4-1-7 加圧器逃がし弁の質量流量感度解析 (7)</p>	<p>※PWR 固有の解析</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

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;">図 4-1-8 加圧器逃し弁の質量流量感度解析（8）</p>	<p>※PWR 固有の解析</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付1 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>※PWR 固有の解析</p>

図 4-2-1 蓄圧注入の流動抵抗感度解析 (1)

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高压熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>※PWR 固有の解析</p>

図 4-2-2 蓄圧注入の流動抵抗感度解析（2）

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高压溶解物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

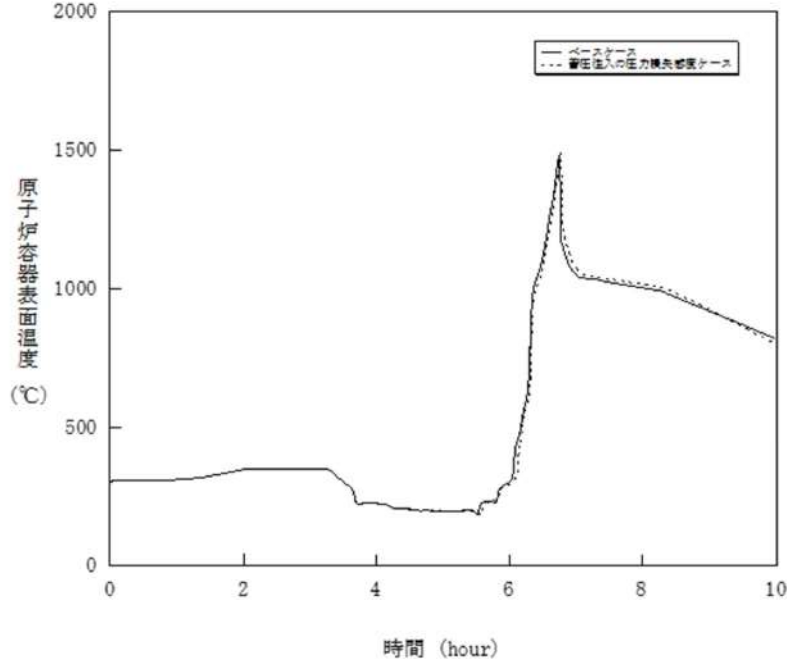
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>※PWR 固有の解析</p>

図 4-2-3 蓄圧注入の流動抵抗感度解析（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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高压溶解物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p data-bbox="1308 1023 1704 1046">図 4-2-4 蓄圧注入の流動抵抗感度解析（4）</p>	<p data-bbox="1973 236 2116 296">※PWR 固有の解析</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

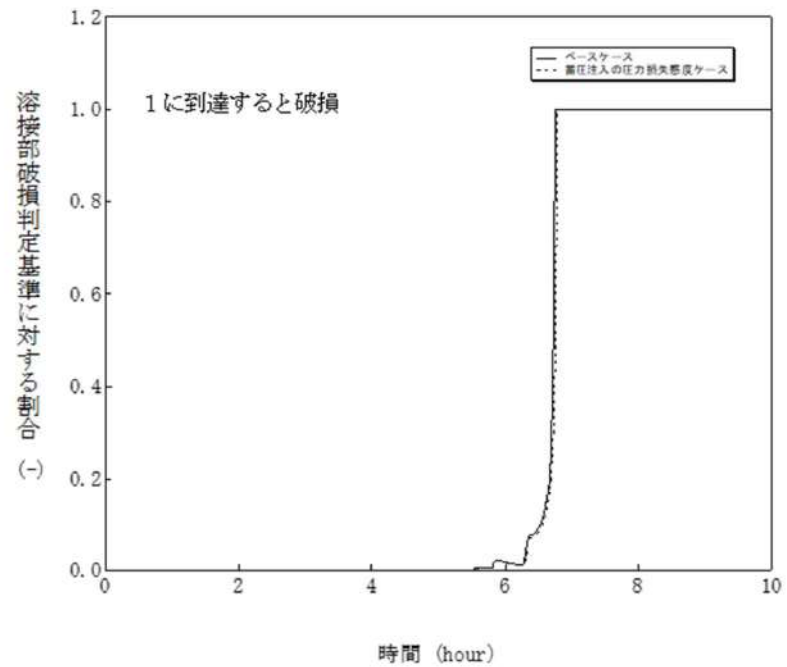
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高压溶解物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

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;">図 4-2-5 蓄圧注入の流動抵抗感度解析（5）</p>	<p>※PWR 固有の解析</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

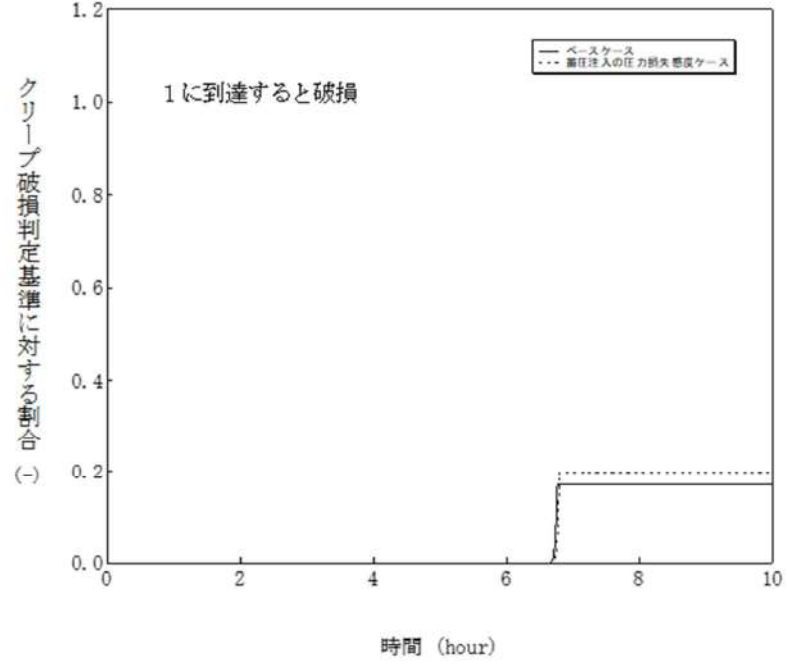
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高压溶解物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p data-bbox="1299 1021 1702 1053">図 4-2-6 蓄圧注入の流動抵抗感度解析（6）</p>	<p data-bbox="1971 239 2105 303">※PWR 固有の解析</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>図 4-2-7 蓄圧注入の流動抵抗感度解析（7）</p>	<p>※PWR 固有の解析</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

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;">図 4-2-8 蓄圧注入の流動抵抗感度解析（8）</p>	<p>※PWR 固有の解析</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図4-2-1 溶融ジェット径の感度解析 (1)</p>	<p>図4-3-1 溶融ジェット径感度解析 (1)</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="403 986 779 1013">図4-2-2 溶融ジェット径の感度解析（2）</p> <p data-bbox="286 1021 891 1048">※リロケーション後は、下部プレナム水位に溶融デブリ高さを含む。</p>	<p data-bbox="1326 954 1680 981">図4-3-2 溶融ジェット径感度解析（2）</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付1 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図4-2-3 溶融ジェット径の感度解析 (3)</p>	<p>図4-3-3 溶融ジェット径感度解析 (3)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図4-2-4 溶融ジェット径の感度解析 (4)</p>	<p>図4-3-4 溶融ジェット径感度解析 (4)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高压熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図4-2-5 熔融ジェット径の感度解析（5）</p>	<p>図4-3-5 熔融ジェット径感度解析（5）</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図4-2-6 溶融ジェット径の感度解析 (6)</p>	<p>図4-3-6 溶融ジェット径感度解析 (6)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図4-2-7 熔融ジェット径の感度解析 (7)</p>	<p>図4-3-7 熔融ジェット径感度解析 (7)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図4-2-8 熔融ジェット径の感度解析（8）</p>	<p>図4-3-8 熔融ジェット径感度解析（8）</p>	

泊発電所3号炉 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 (添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について)

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図4-3-1 エントレインメント係数の感度解析 (1)</p>	<p>図4-4-1 エントレインメント係数感度解析 (1)</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-3-2 エントレインメント係数の感度解析（2） ※リロケーション後は、下部プレナム水位に溶融デブリ高さを含む。</p>	<p>図 4-4-2 エントレインメント係数感度解析（2）</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付1 高压溶解物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-3-3 エントレインメント係数の感度解析 (3)</p>	<p>図 4-4-3 エントレインメント係数感度解析 (3)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-3-4 エントレインメント係数の感度解析 (4)</p>	<p>図 4-4-4 エントレインメント係数感度解析 (4)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-3-5 エントレインメント係数の感度解析 (5)</p>	<p>図 4-4-5 エントレインメント係数感度解析 (5)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

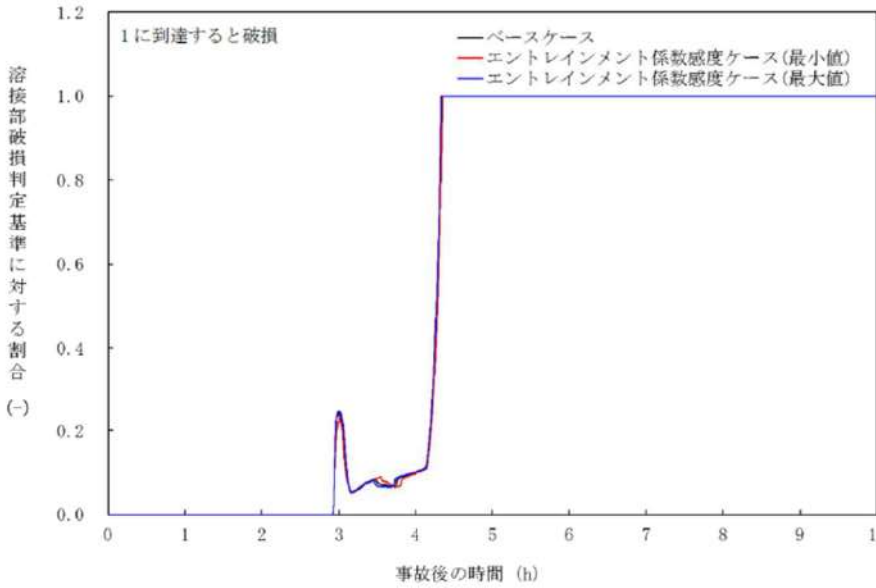
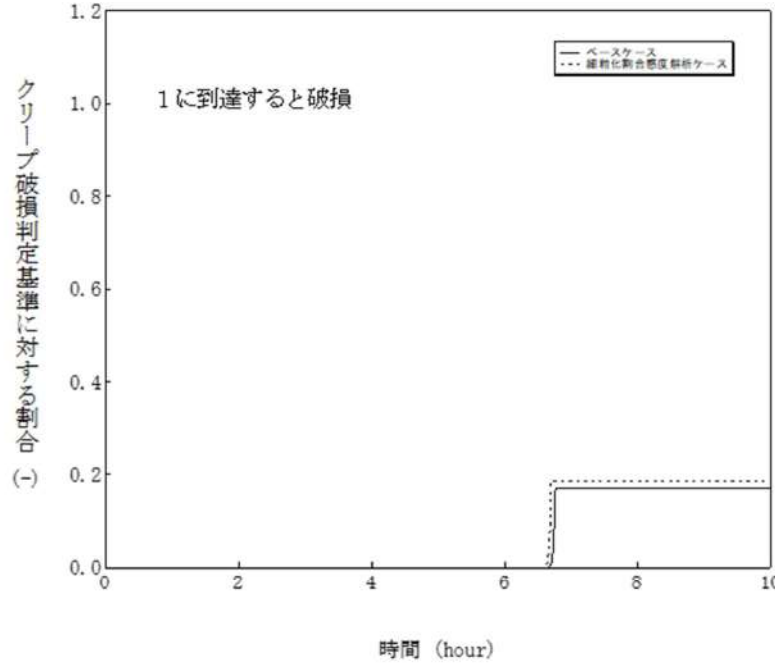
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高压溶解物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図4-3-6 エントレインメント係数の感度解析（6）</p>	<p>図4-4-6 エントレインメント係数感度解析（6）</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図4-3-7 エントレインメント係数の感度解析（7）</p>	 <p>図4-4-7 エントレインメント係数感度解析（7）</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付1 高压溶解物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-3-8 エントレインメント係数の感度解析 (8)</p>	<p>図 4-4-8 エントレインメント係数感度解析 (8)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

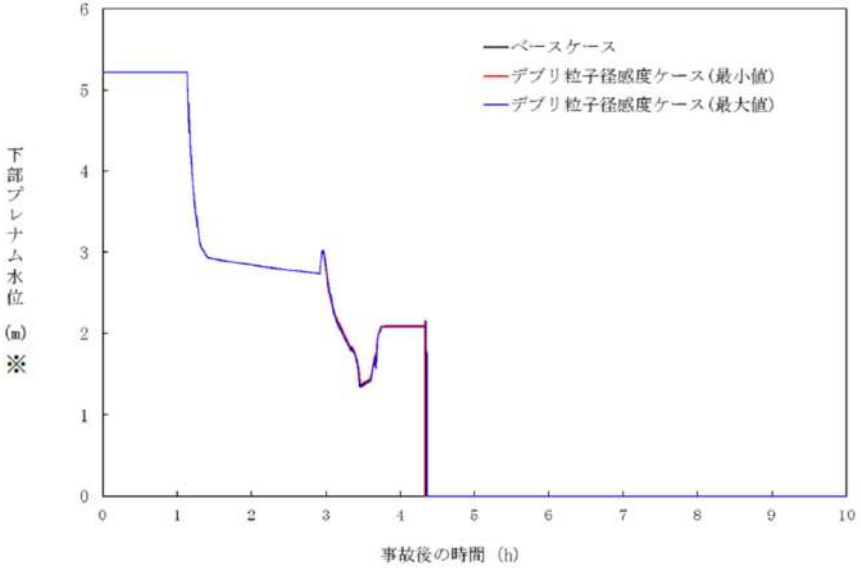
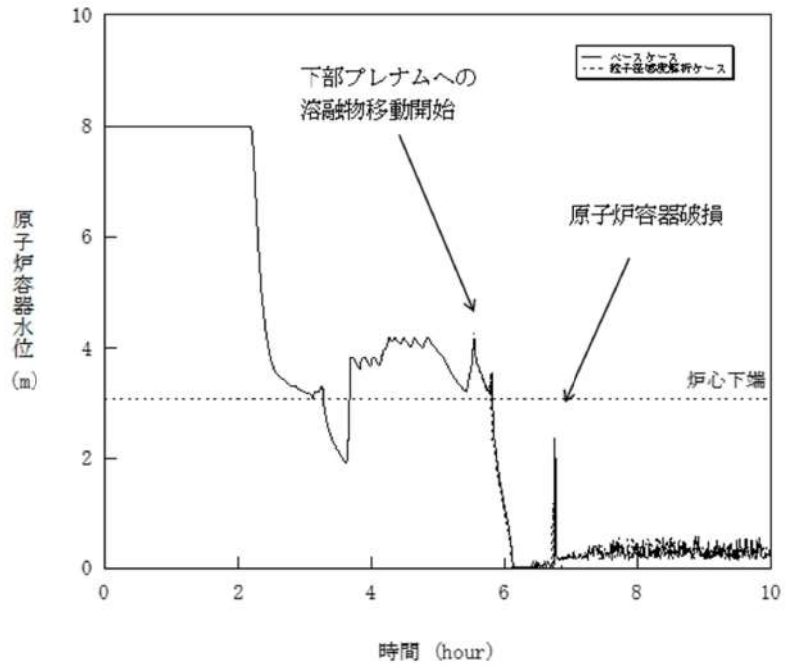
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-4-1 デブリ粒子径の感度解析（1）</p>	<p>図 4-5-1 デブリ粒子の径感度解析（1）</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="414 885 772 909">図 4-4-2 デブリ粒子径の感度解析（2）</p> <p data-bbox="280 917 896 941">※リロケーション後は、下部プレナム水位に溶融デブリ高さを含む。</p>	 <p data-bbox="1332 949 1691 973">図 4-5-2 デブリ粒子の径感度解析（2）</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-4-3 デブリ粒子径の感度解析 (3)</p>	<p>図 4-5-3 デブリ粒子の径感度解析 (3)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-4-4 デブリ粒子径の感度解析（4）</p>	<p>図 4-5-4 デブリ粒子の径感度解析（4）</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-4-5 デブリ粒子径の感度解析（5）</p>	<p>図 4-5-5 デブリ粒子の径感度解析（5）</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

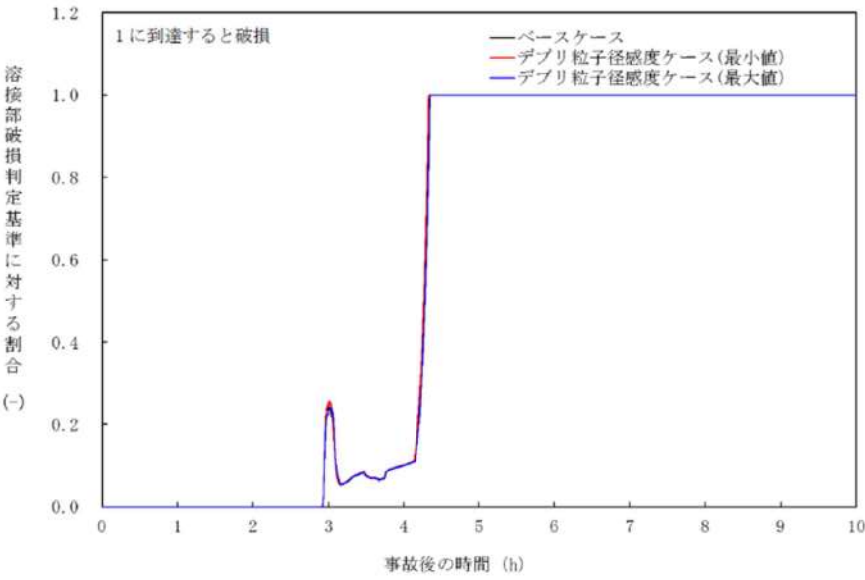
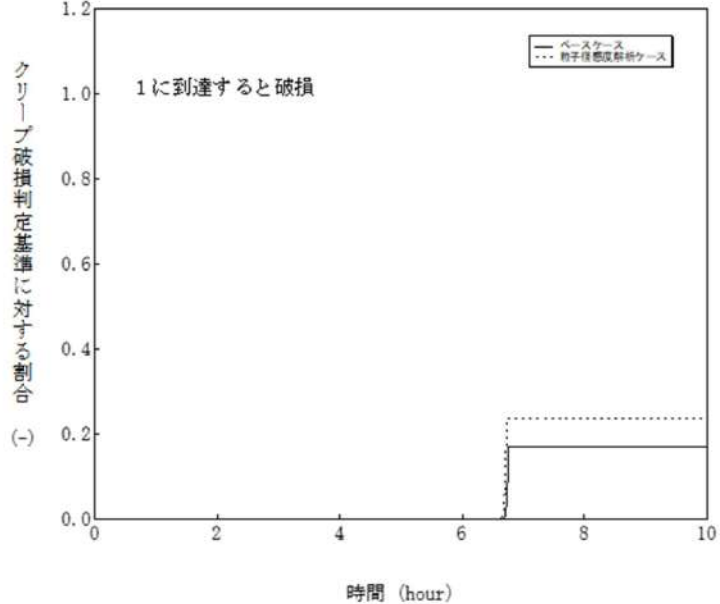
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-4-6 デブリ粒子径の感度解析（6）</p>	<p>図 4-5-6 デブリ粒子の径感度解析（6）</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

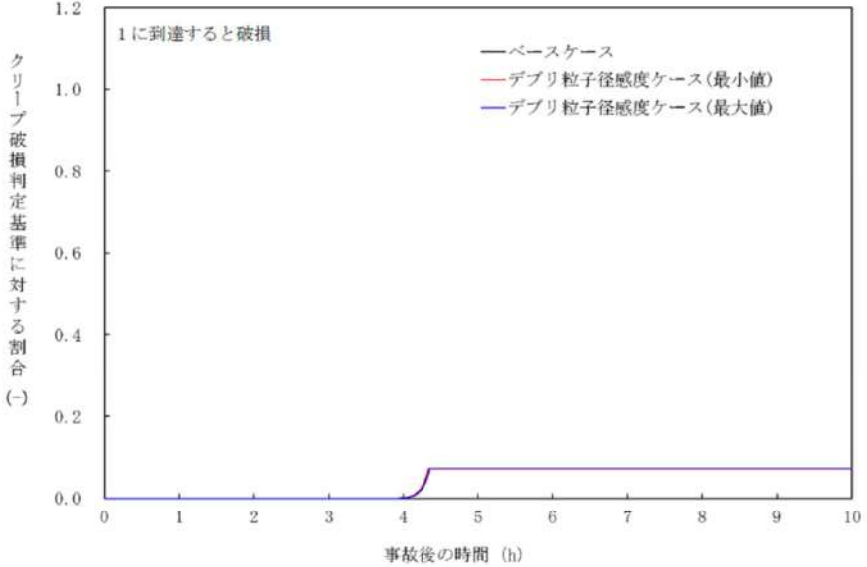
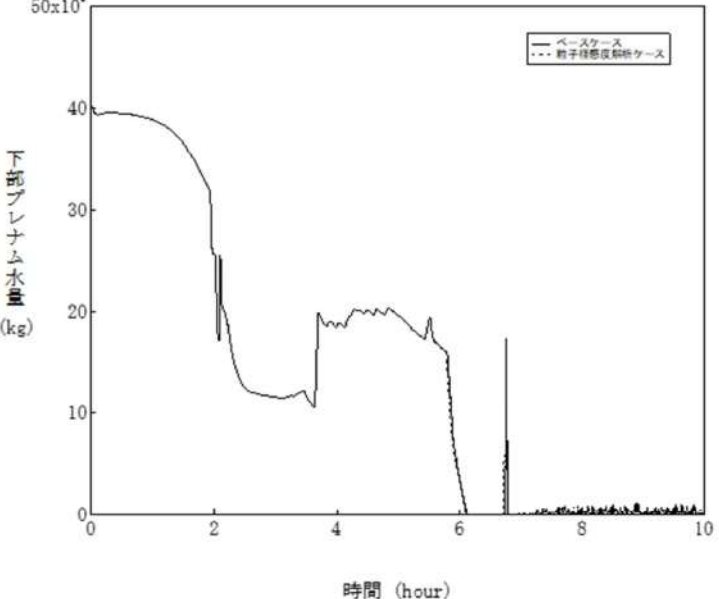
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高压溶解物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="414 885 772 909">図 4-4-7 デブリ粒子径の感度解析（7）</p>	 <p data-bbox="1332 885 1691 909">図 4-5-7 デブリ粒子の径感度解析（7）</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="414 917 772 949">図 4-4-8 デブリ粒子径の感度解析 (8)</p>	 <p data-bbox="1332 917 1691 949">図 4-5-8 デブリ粒子の径感度解析 (8)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-5-1 ジルコニウム-水反応速度の感度解析 (1)</p>	<p>図 4-6-1 ジルコニウム-水反応速度の係数感度解析 (1)</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図4-5-2 ジルコニウム-水反応速度の感度解析 (2) ※リロケーション後は、下部プレナム水位に熔融デブリ高さを含む。</p>	<p>図4-6-2 ジルコニウム-水反応速度の係数感度解析 (2)</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-5-3 ジルコニウム-水反応速度の感度解析 (3)</p>	<p>図 4-6-3 ジルコニウム-水反応速度の係数感度解析 (3)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高压熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-5-4 ジルコニウム-水反応速度の感度解析 (4)</p>	<p>図 4-6-4 ジルコニウム-水反応速度の係数感度解析 (4)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-5-5 ジルコニウム-水反応速度の感度解析 (5)</p>	<p>図 4-6-5 ジルコニウム-水反応速度の係数感度解析 (5)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-5-6 ジルコニウム-水反応速度の感度解析 (6)</p>	<p>図 4-6-6 ジルコニウム-水反応速度の係数感度解析 (6)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図4-5-7 ジルコニウム-水反応速度の感度解析（7）</p>	<p>図4-6-7 ジルコニウム-水反応速度の係数感度解析（7）</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>クリープ破損判定基準に対する割合 (-)</p> <p>1に到達すると破損</p> <p>— ベースケース — ヒートアップ時の被覆管表面積感度ケース</p> <p>事故後の時間 (h)</p>	<p>下部プレナム水量 (kg)</p> <p>時間 (hour)</p> <p>— ベースケース - - - ヒートアップ時の被覆管表面積感度ケース</p>	
<p>図 4-5-8 ジルコニウム-水反応速度の感度解析 (8)</p>	<p>図 4-6-8 ジルコニウム-水反応速度の係数感度解析 (8)</p>	

泊発電所3号炉 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 (添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について)

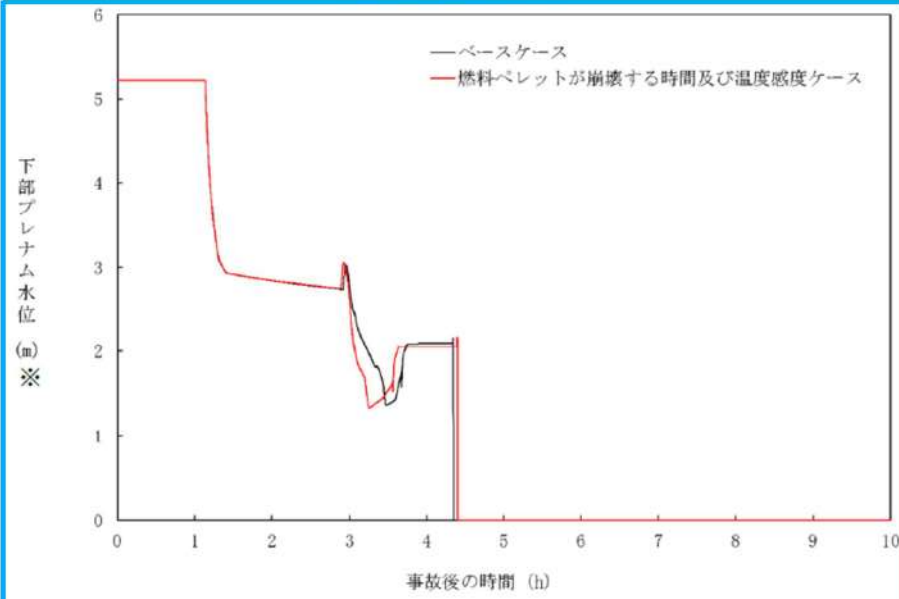
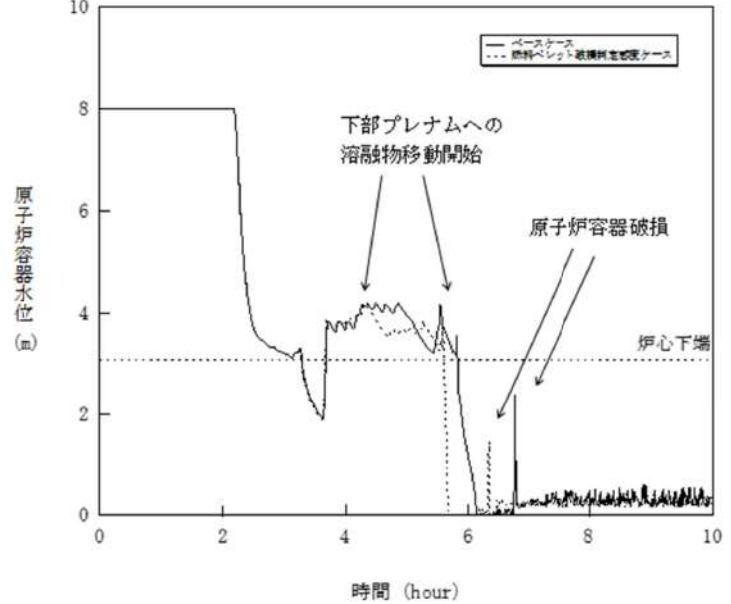
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

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;">【参考のため掲載順を入替え】</p> <p style="text-align: center;">図 4-1-1 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析 (1)</p>	<p style="text-align: center;">図 4-7-1 燃料ペレット破損判定感度解析 (1)</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

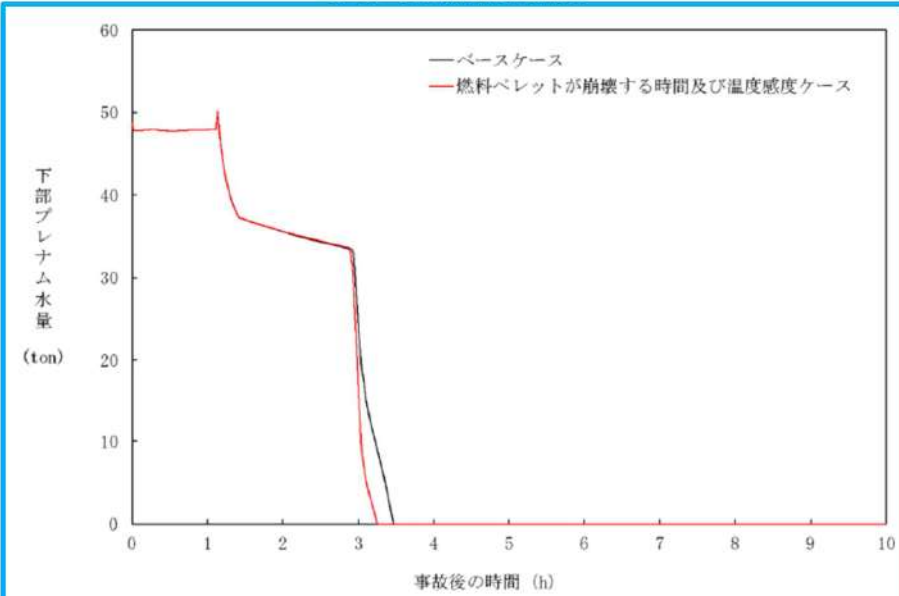
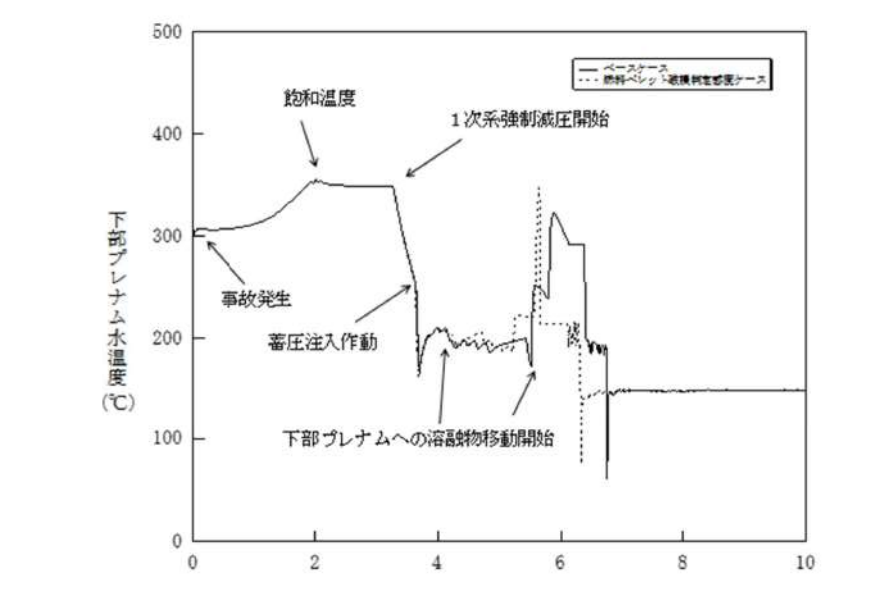
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について)

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;">【参考のため掲載順を入替え】</p>  <p style="text-align: center;">図 4-1-2 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析 (2) ※リロケーション後は、下部プレナム水位に溶融デブリ高さを含む。</p>	 <p style="text-align: center;">図 4-7-2 燃料ペレット破損判定感度解析 (2)</p>	

泊発電所3号炉 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 (添付1 高压溶解物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について)

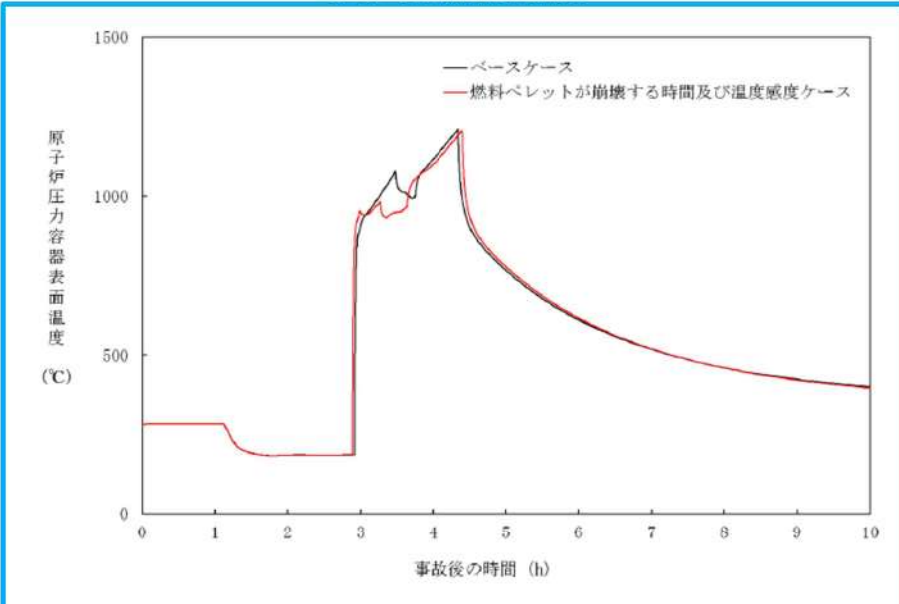
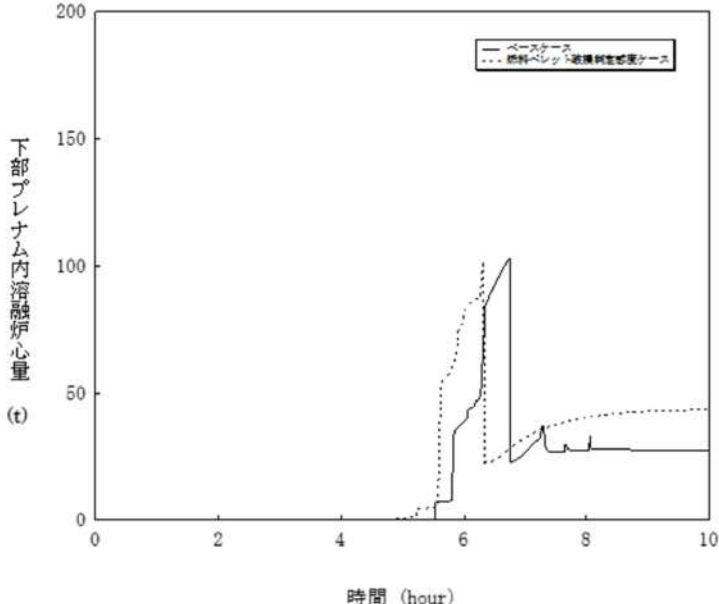
赤字: 設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字: 記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字: 記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)
 下線: 従来のPWRの公開文献から追加した内容

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;">【参考のため掲載順を入替え】</p>  <p style="text-align: center;">図 4-1-3 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析 (3)</p>	 <p style="text-align: center;">図 4-7-3 燃料ペレット破損判定感度解析 (3)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

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;">【参考のため掲載順を入替え】</p> <p style="text-align: center;">図 4-1-4 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析 (4)</p>	<p style="text-align: center;">図 4-7-4 燃料ペレット破損判定感度解析 (4)</p>	

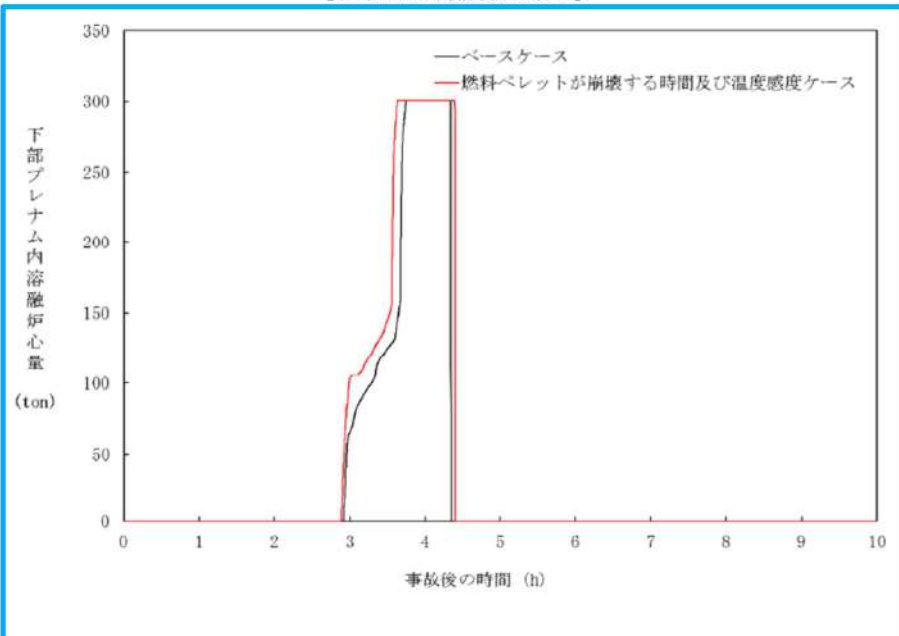
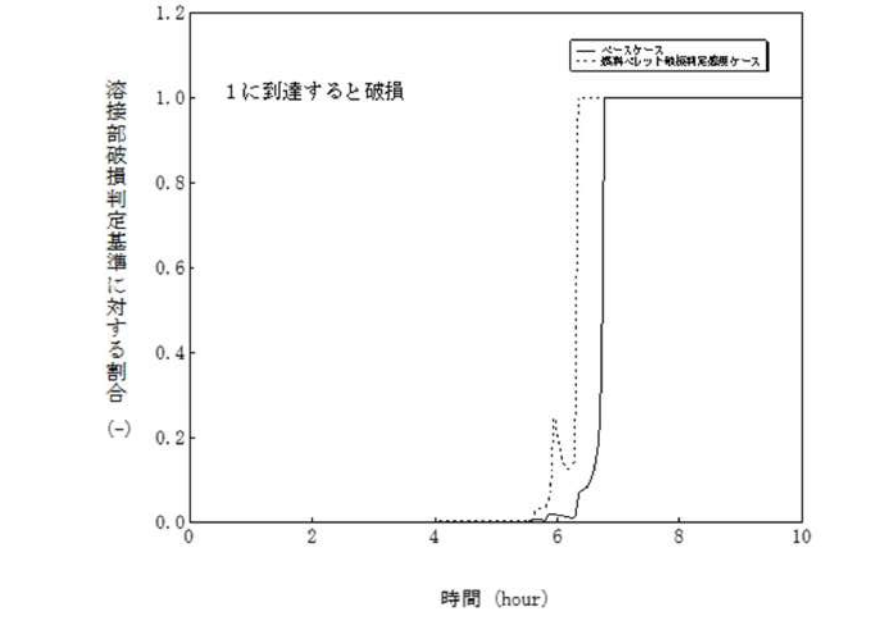
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

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="465 236 725 263">【参考のため掲載順を入替え】</p>  <p data-bbox="309 885 878 912">図 4-1-5 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析 (5)</p>	 <p data-bbox="1299 917 1713 944">図 4-7-5 燃料ペレット破損判定感度解析 (5)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

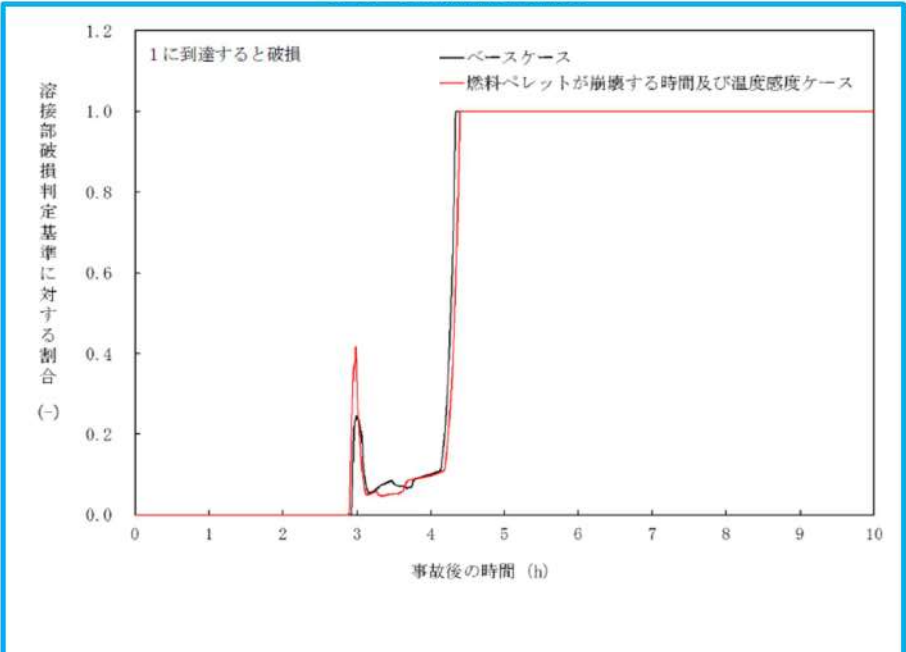
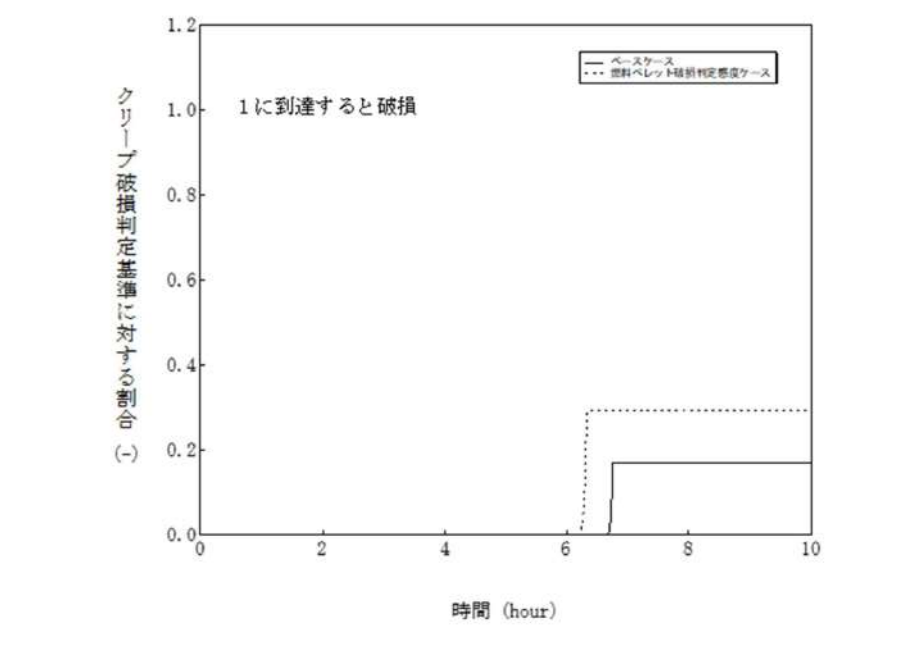
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

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;">【参考のため掲載順を入替え】</p>  <p style="text-align: center;">図 4-1-6 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析（6）</p>	 <p style="text-align: center;">図 4-7-6 燃料ペレット破損判定感度解析（6）</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

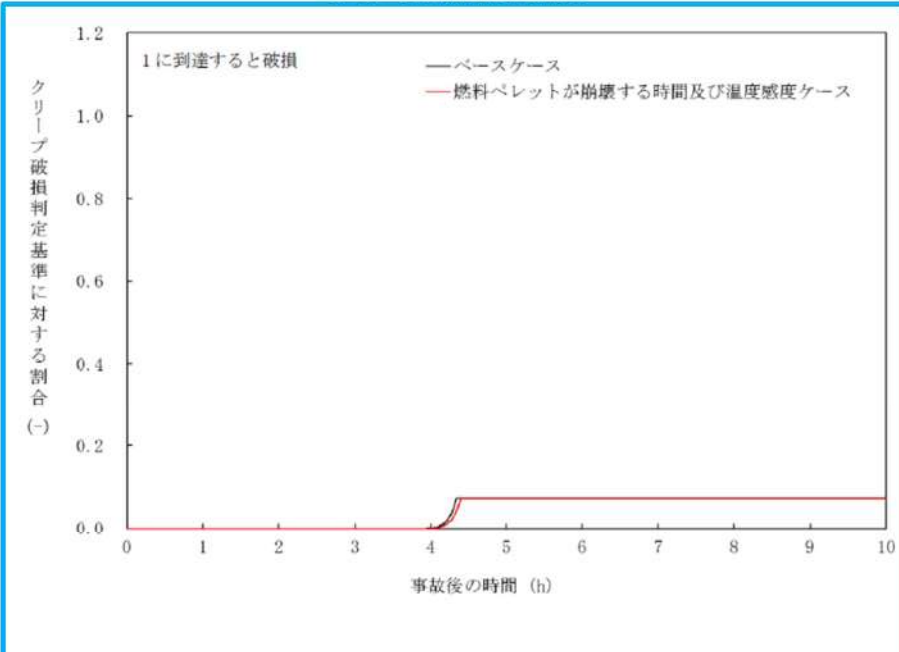
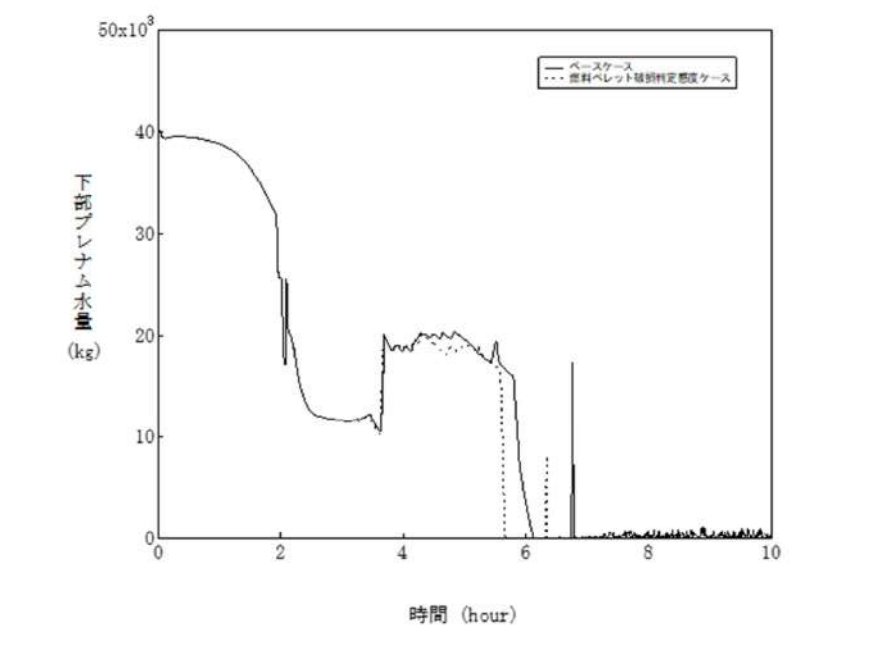
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="465 236 725 263">【参考のため掲載順を入替え】</p>  <p data-bbox="309 922 878 949">図 4-1-7 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析（7）</p>	 <p data-bbox="1294 922 1706 949">図 4-7-7 燃料ペレット破損判定感度解析（7）</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

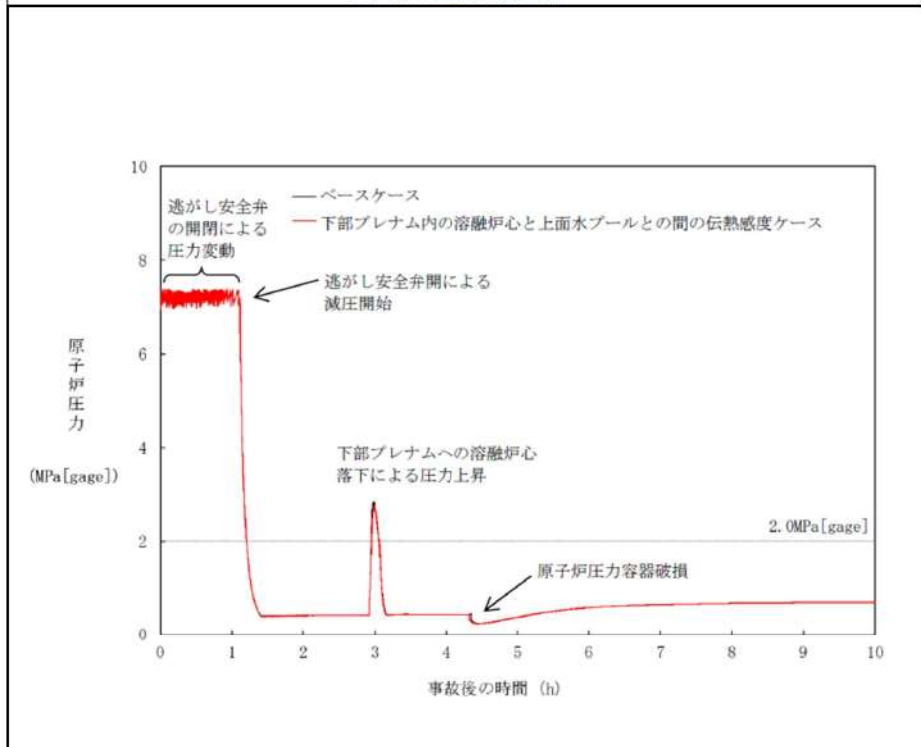
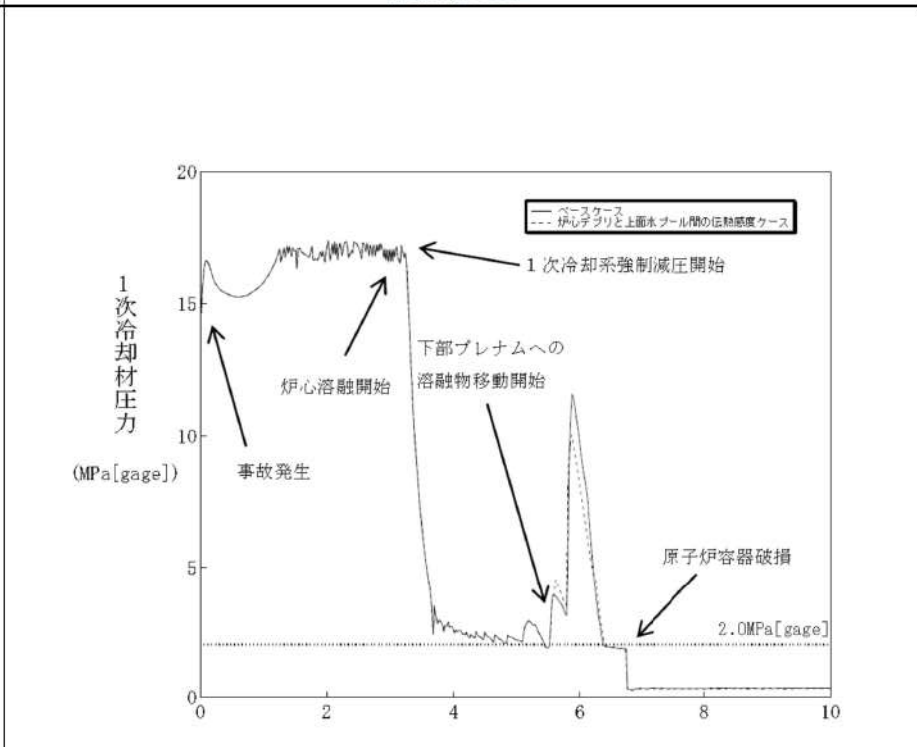
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

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;">【参考のため掲載順を入替え】</p>  <p style="text-align: center;">図 4-1-8 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析（8）</p>	 <p style="text-align: center;">図 4-7-8 燃料ペレット破損判定感度解析（8）</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		
<p>図 4-6-1 下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析（1）</p>	<p>図 4-8-1 溶融炉心と上面水プール間の伝熱感度解析（1）</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-6-2 下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析（2） ※リケーション後は、下部プレナム水位に溶融デブリ高さを含む。</p>	<p>図 4-8-2 溶融炉心と上面水プール間の伝熱感度解析（2）</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-6-3 下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析（3）</p>	<p>図 4-8-3 溶融炉心と上面水プール間の伝熱感度解析（3）</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-6-4 下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析（4）</p>	<p>図 4-8-4 溶融炉心と上面水プール間の伝熱感度解析（4）</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

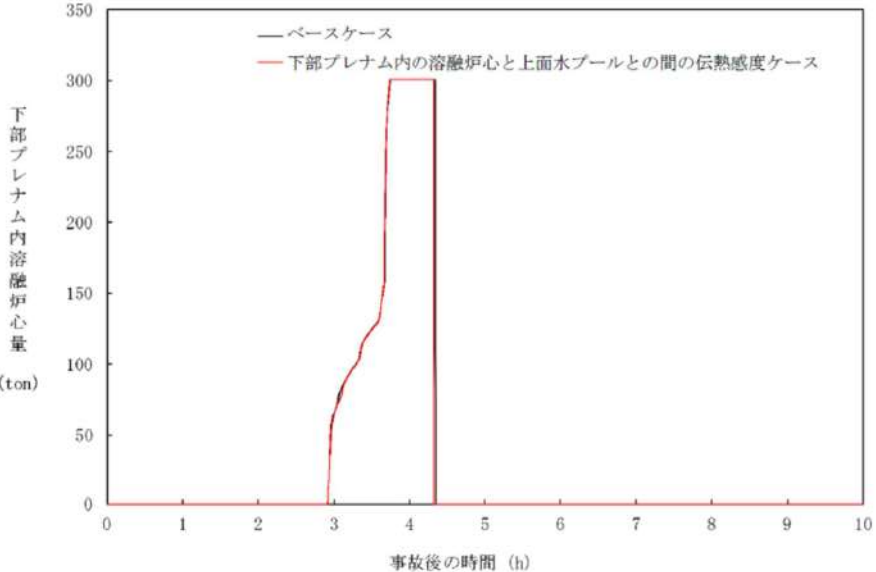
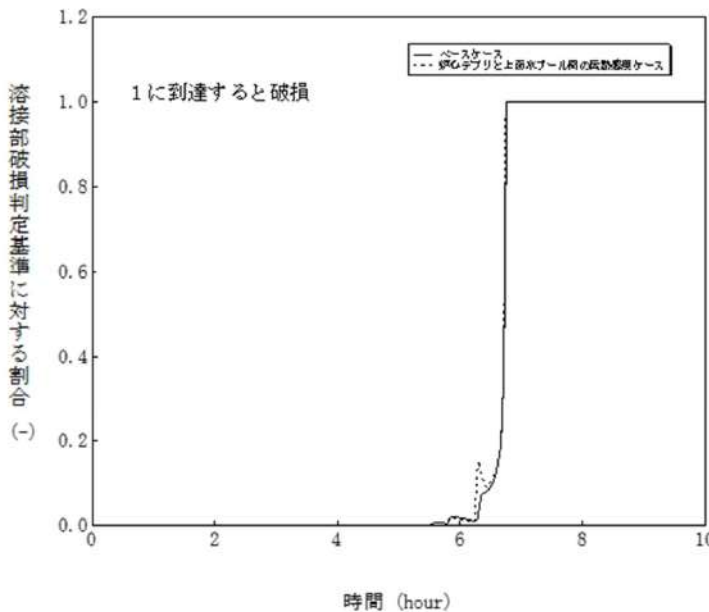
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-6-5 下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析（5）</p>	<p>図 4-8-5 溶融炉心と上面水プール間の伝熱感度解析（5）</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

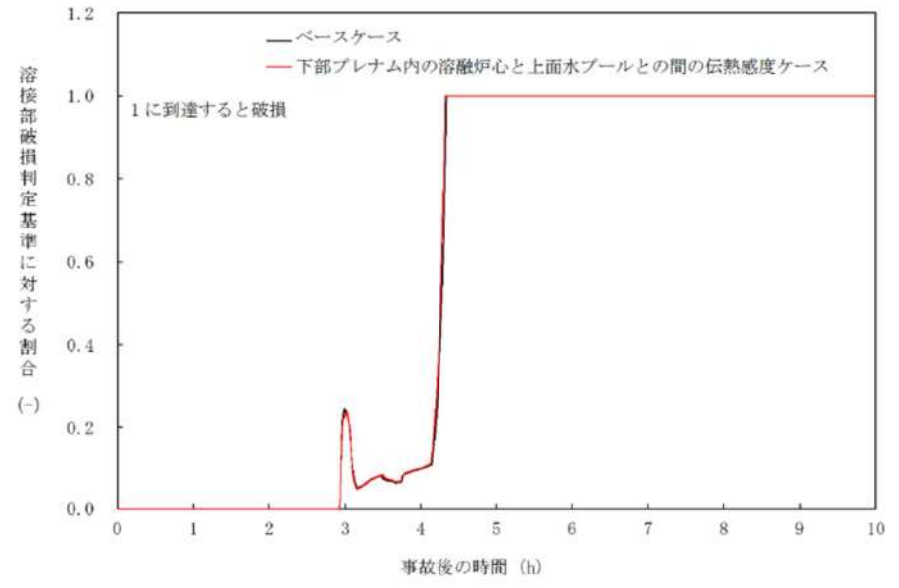
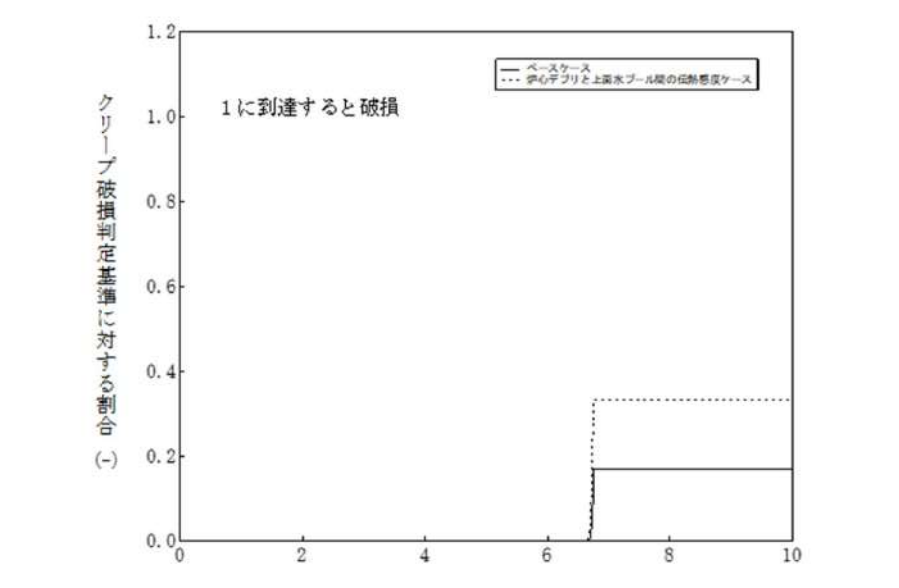
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図 4-6-6 下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析（6）</p>	 <p>図 4-8-6 溶融炉心と上面水プール間の伝熱感度解析（6）</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

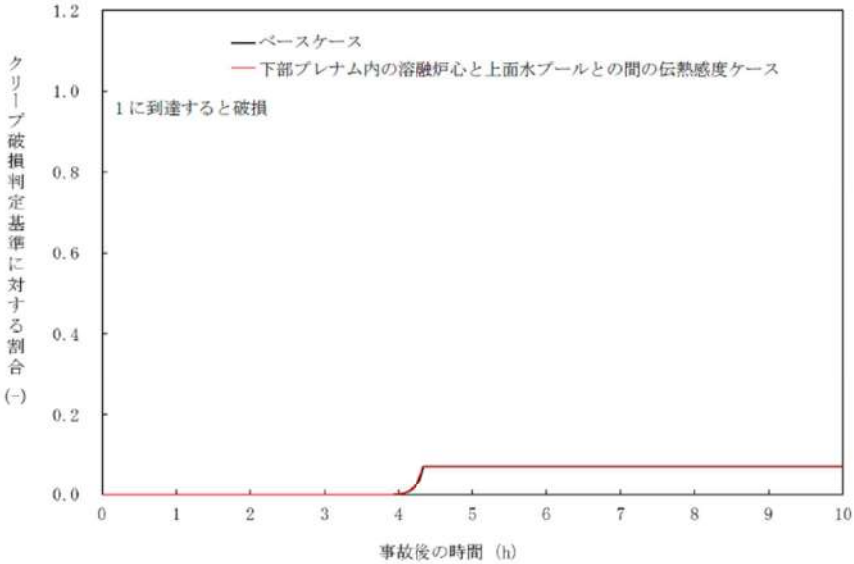
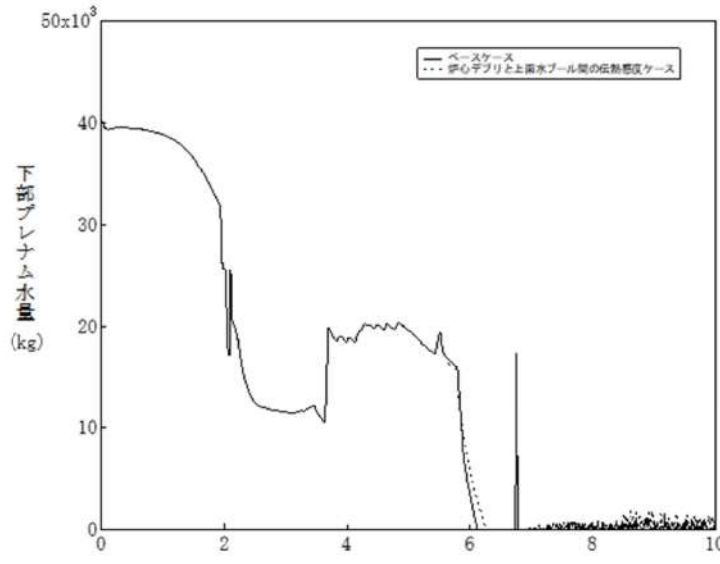
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図 4-6-7 下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析（7）</p>	 <p>図 4-8-7 溶融炉心と上面水プール間の伝熱感度解析（7）</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図 4-6-8 下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析（8）</p>	 <p>図 4-8-8 溶融炉心と上面水プール間の伝熱感度解析（8）</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-7-1 溶融炉心と原子炉压力容器間熱伝達の感度解析（1）</p>	<p>図 4-9-1 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達感度解析（1）</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-7-2 溶融炉心と原子炉圧力容器間熱伝達の感度解析（2） ※ロケーション後は、下部プレナム水位に溶融デブリ高さを含む。</p>	<p>図 4-9-2 溶融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達感度解析（2）</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-7-3 溶融炉心と原子炉压力容器間熱伝達の感度解析（3）</p>	<p>図 4-9-3 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達感度解析（3）</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-7-4 熔融炉心と原子炉压力容器間熱伝達の感度解析 (4)</p>	<p>図 4-9-4 熔融炉心と原子炉压力容器間の熱伝達感度解析 (4)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-7-5 溶融炉心と原子炉压力容器間熱伝達の感度解析 (5)</p>	<p>図 4-9-5 溶融炉心と原子炉压力容器間の熱伝達感度解析 (5)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-7-6 溶融炉心と原子炉压力容器間熱伝達の感度解析 (6)</p>	<p>図 4-9-6 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達感度解析 (6)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

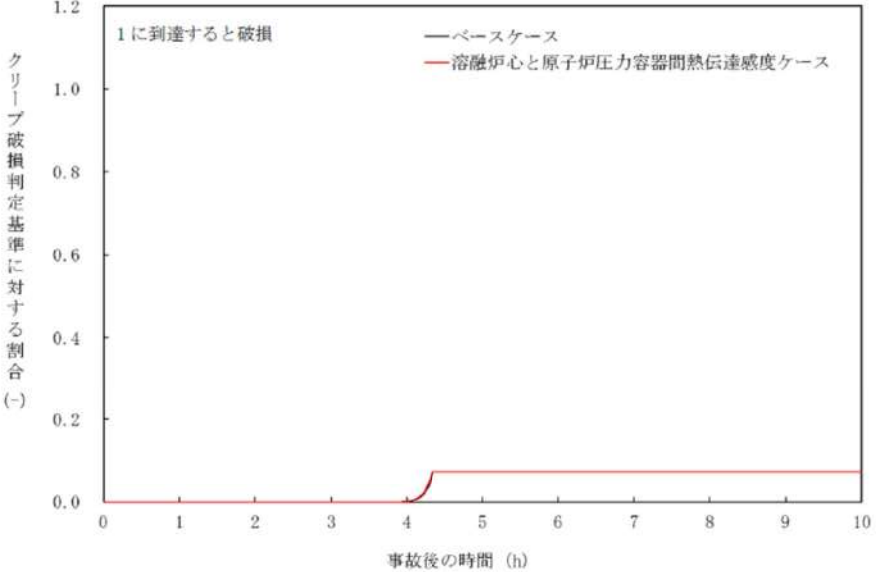
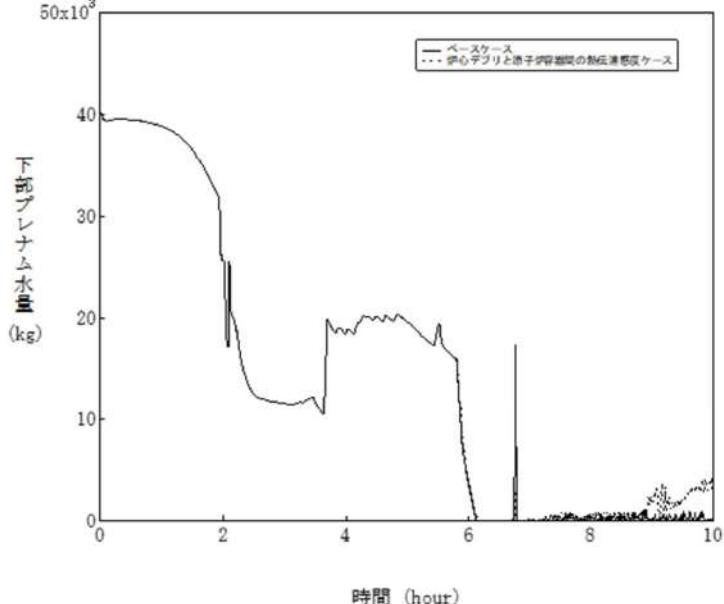
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-7-7 熔融炉心と原子炉压力容器間熱伝達の感度解析（7）</p>	<p>図 4-9-7 熔融炉心と原子炉压力容器間の熱伝達感度解析（7）</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図 4-7-8 溶融炉心と原子炉圧力容器間熱伝達の感度解析（8）</p>	 <p>図 4-9-8 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達感度解析（8）</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-8-1 溶接部破損時の最大ひずみの感度解析 (1)</p>	<p>図 4-10-1 溶接部破損時の最大歪み感度解析 (1)</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="353 954 828 981">図 4-8-2 溶接部破損時の最大ひずみの感度解析（2）</p> <p data-bbox="286 986 896 1013">※リロケーション後は、下部プレナム水位に溶融デブリ高さを含む。</p>	<p data-bbox="1288 954 1724 981">図 4-10-2 溶接部破損時の最大歪み感度解析（2）</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-8-3 溶接部破損時の最大ひずみの感度解析 (3)</p>	<p>図 4-10-3 溶接部破損時の最大歪み感度解析 (3)</p>	

泊発電所3号炉 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 (添付1 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について)

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-8-4 溶接部破損時の最大ひずみの感度解析 (4)</p>	<p>図 4-10-4 溶接部破損時の最大歪み感度解析 (4)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-8-5 溶接部破損時の最大ひずみの感度解析 (5)</p>	<p>図 4-10-5 溶接部破損時の最大歪み感度解析 (5)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-8-6 溶接部破損時の最大ひずみの感度解析 (6)</p>	<p>図 4-10-6 溶接部破損時の最大歪み感度解析 (6)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

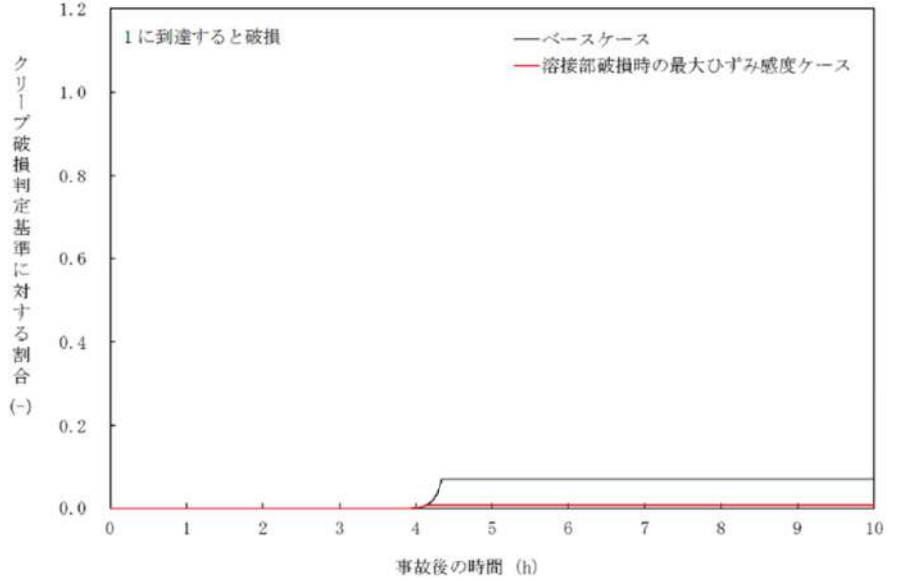
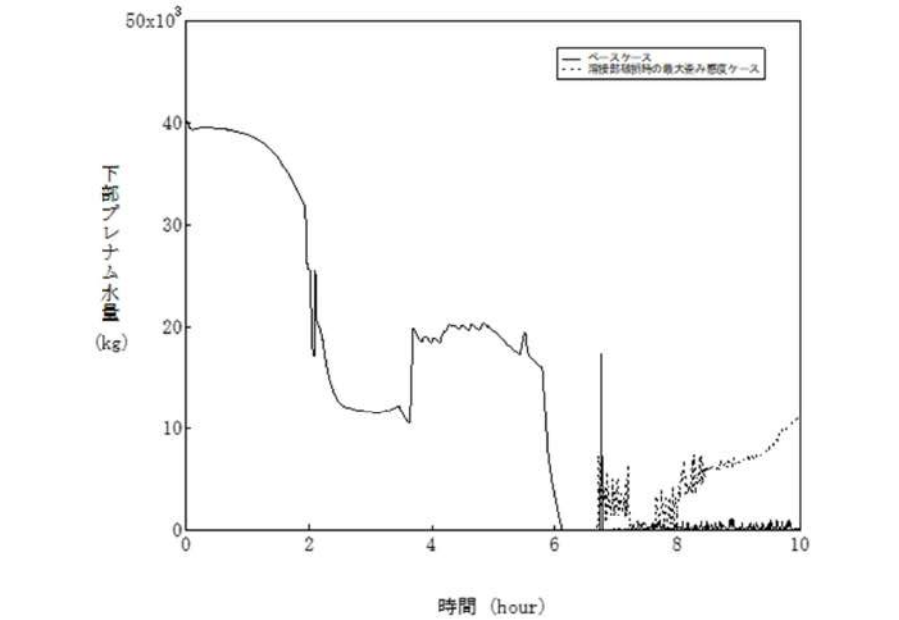
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-8-7 溶接部破損時の最大ひずみの感度解析（7）</p>	<p>図 4-10-7 溶接部破損時の最大歪み感度解析（7）</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="353 954 828 981">図 4-8-8 溶接部破損時の最大ひずみの感度解析 (8)</p>	 <p data-bbox="1281 954 1736 981">図 4-10-8 溶接部破損時の最大歪み感度解析 (8)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																								
<p>ベースケース</p> <table border="1"> <tr> <td>(1) 溶融落下流量（燃料ペレットが崩壊する時間及び温度）</td> <td>◆</td> <td>×</td> <td>■</td> </tr> <tr> <td>(2) 溶融ジェット径</td> <td>◆</td> <td>×</td> <td>■</td> </tr> <tr> <td>(3) エントレインメント係数</td> <td>◆</td> <td>×</td> <td>■</td> </tr> <tr> <td>(4) デブリ粒子径</td> <td>◆</td> <td>×</td> <td>■</td> </tr> <tr> <td>(5) ジルコニウム-水反応速度の係数</td> <td>◆</td> <td>×</td> <td>■</td> </tr> <tr> <td>(6) 炉心崩壊挙動（燃料ペレットが崩壊する時間及び温度）</td> <td>◆</td> <td>×</td> <td>■</td> </tr> <tr> <td>(7) 下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱</td> <td>◆</td> <td>×</td> <td>■</td> </tr> <tr> <td>(8) 溶融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達</td> <td>◆</td> <td>×</td> <td>■</td> </tr> <tr> <td>(9) 溶接部破損時の最大ひずみ</td> <td>◆</td> <td>×</td> <td>■</td> </tr> <tr> <td>(10) 全パラメータ組み合わせの感度解析</td> <td>◆</td> <td>×</td> <td>■</td> </tr> </table> <p>◆原子炉圧力容器減圧開始 ×下部プレナム内 ■原子炉圧力容器破損</p>	(1) 溶融落下流量（燃料ペレットが崩壊する時間及び温度）	◆	×	■	(2) 溶融ジェット径	◆	×	■	(3) エントレインメント係数	◆	×	■	(4) デブリ粒子径	◆	×	■	(5) ジルコニウム-水反応速度の係数	◆	×	■	(6) 炉心崩壊挙動（燃料ペレットが崩壊する時間及び温度）	◆	×	■	(7) 下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱	◆	×	■	(8) 溶融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達	◆	×	■	(9) 溶接部破損時の最大ひずみ	◆	×	■	(10) 全パラメータ組み合わせの感度解析	◆	×	■		
(1) 溶融落下流量（燃料ペレットが崩壊する時間及び温度）	◆	×	■																																							
(2) 溶融ジェット径	◆	×	■																																							
(3) エントレインメント係数	◆	×	■																																							
(4) デブリ粒子径	◆	×	■																																							
(5) ジルコニウム-水反応速度の係数	◆	×	■																																							
(6) 炉心崩壊挙動（燃料ペレットが崩壊する時間及び温度）	◆	×	■																																							
(7) 下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱	◆	×	■																																							
(8) 溶融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達	◆	×	■																																							
(9) 溶接部破損時の最大ひずみ	◆	×	■																																							
(10) 全パラメータ組み合わせの感度解析	◆	×	■																																							
<p>図 4-9-1 感度解析における原子炉圧力容器破損等の整理</p>	<p>図 4-11-1 感度解析パラメータの組合せ（1）</p>																																									

泊発電所3号炉 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 (添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について)

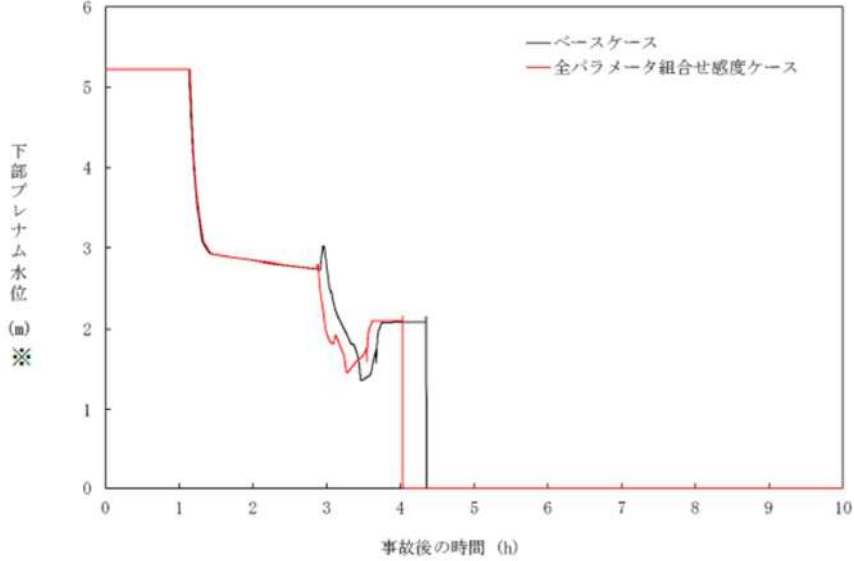
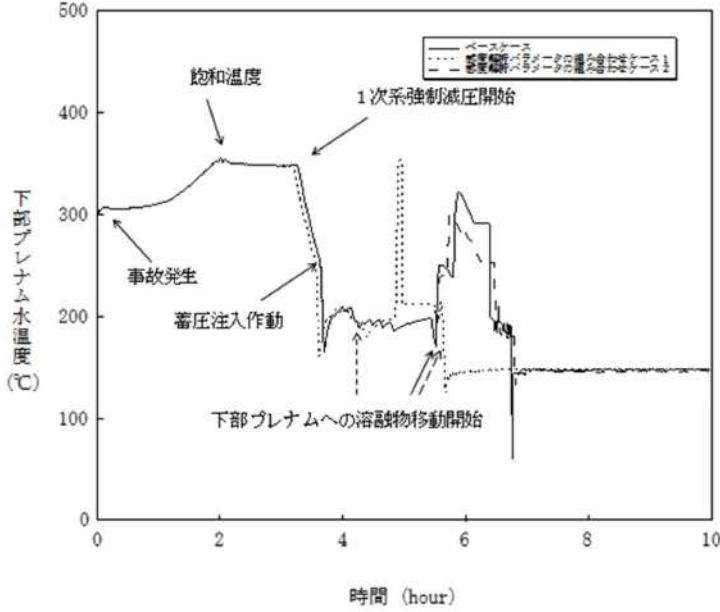
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-9-2 全パラメータ組み合わせの感度解析 (1)</p>	<p>図 4-11-2 感度解析パラメータの組合せ (2)</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="362 954 817 981">図4-9-3 全パラメータ組み合わせの感度解析（2）</p> <p data-bbox="286 986 891 1013">※リケーション後は、下部プレナム水位に溶融デブリ高さを含む。</p>	 <p data-bbox="1303 954 1702 981">図4-11-3 感度解析パラメータの組合せ（3）</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-9-4 全パラメータ組み合わせの感度解析（3）</p>	<p>図 4-11-4 感度解析パラメータの組合せ（4）</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-9-5 全パラメータ組み合わせの感度解析 (4)</p>	<p>図 4-11-5 感度解析パラメータの組合せ (5)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

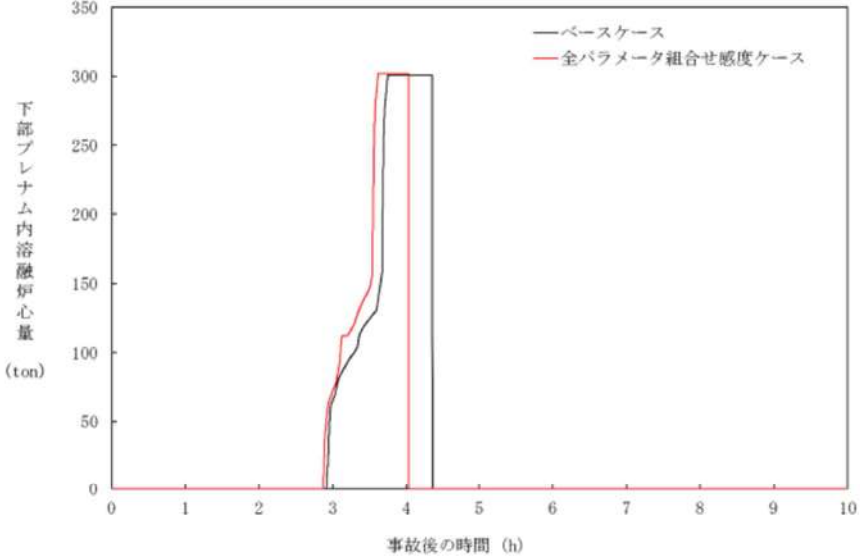
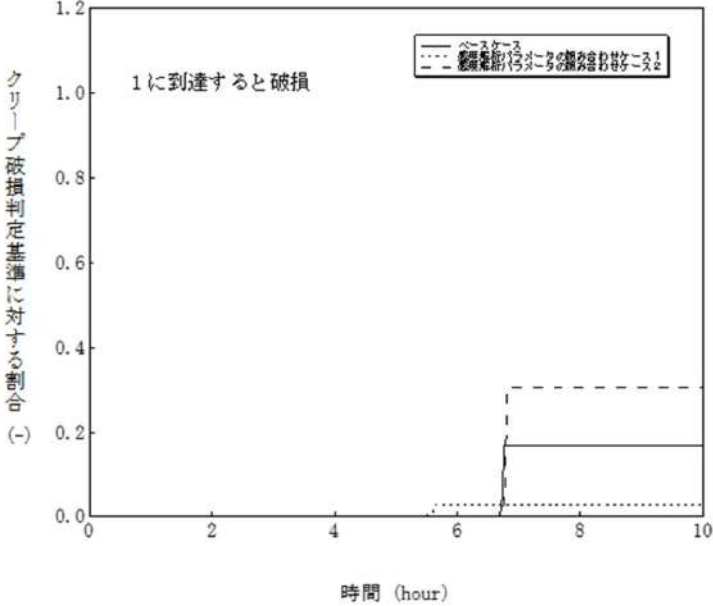
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-9-6 全パラメータ組み合わせの感度解析 (5)</p>	<p>図 4-11-6 感度解析パラメータの組合せ (6)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="360 919 817 946">図 4-9-7 全パラメータ組み合わせの感度解析（6）</p>	 <p data-bbox="1301 954 1704 981">図 4-11-7 感度解析パラメータの組合せ（7）</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-9-8 全パラメータ組み合わせの感度解析 (7)</p>	<p>図 4-11-8 感度解析パラメータの組合せ (8)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

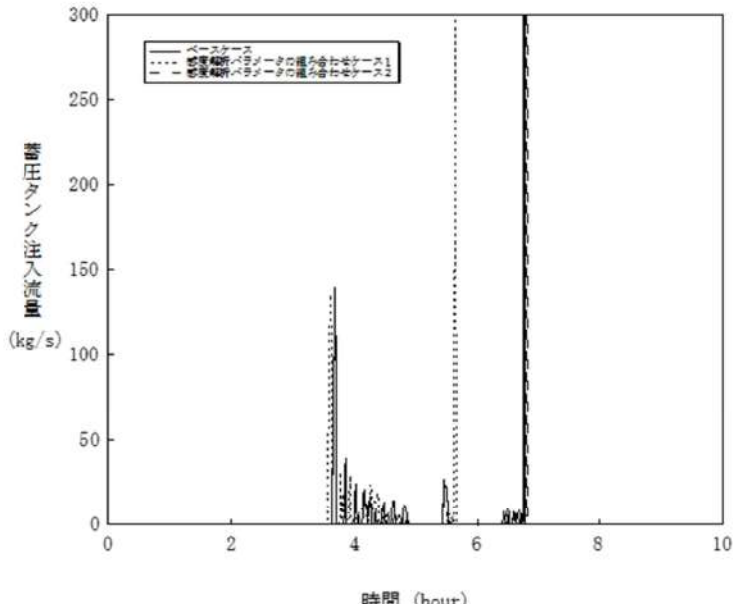
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-9-9 全パラメータ組み合わせの感度解析 (8)</p>	<p>図 4-11-9 感度解析パラメータの組合せ (9)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

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;">図 4-11-10 感度解析パラメータの組合せ（10）</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>5. まとめ</p> <p>HPME/DCH 防止に関する不確かさの要因として抽出した以下の項目について、感度解析を実施し、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力への感度を確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・燃料ペレットが崩壊する時間及び温度 ・溶融ジェット径 ・エントレインメント係数 ・デブリ粒子径 ・ジルコニウム-水反応速度の係数 ・下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱 ・溶融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達 ・溶接部破損時の最大ひずみ <p>その結果、いずれの項目についても、圧カスパイクに対する感度は限定的であり、原子炉圧力容器の破損時期の観点でも、原子炉圧力減圧時からの時間余裕が十分大きい結果となった。これらのパラメータを組み合わせた感度解析ケースにおいても、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力は2.0MPa[gage]を十分下回っている。</p> <p>以上のことから、HPME/DCH の防止に関して、MAAPの解析モデルに関する不確かさは小さいと言える。</p>	<p>5 まとめ</p> <p>HPME/DCH 防止に関する不確かさの要因として抽出した、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・加圧器逃がし弁の質量流量 ・蓄圧注入の圧力損失 ・溶融ジェット径 ・Ricou-Spalding のエントレインメント係数 ・デブリ粒子の径 ・ジルコニウム-水反応速度の係数 ・燃料ペレットが崩壊する時間及び温度 ・下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束 ・溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達 ・溶接部破損時の最大歪み <p>について、感度解析を行い、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力への感度を確認した。</p> <p>その結果、溶融ジェット径、Ricou-Spalding のエントレインメント係数、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度については圧カスパイクに対する感度は数MPaあるものの、原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度は小さい。また、蓄圧注入の圧力損失、デブリ粒子径、下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束、溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達、溶接部破損時の最大歪みについては圧カスパイクに対する感度が小さい。原子炉容器破損時期の観点では、ジルコニウム-水反応速度の係数、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度において比較的大きな感度がある。ただし、いずれのケースにおいても、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回っており、これらの不確かさの影響は小さいといえる。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="324 204 866 228">付録1 Surry 型原子炉下部キャビティの1/42 スケール実験</p> <p data-bbox="185 276 1048 363">BNL では、Surry 型原子炉下部キャビティの1/42 スケールモデルを用いた模擬物質の分散放出実験^[1]を実施し、原子炉下部キャビティ内に残存する物質の測定結果を整理して、実機において分散放出が生じない圧力を評価している。</p> <p data-bbox="185 411 1048 536">実験装置の概要を付図1-1 に示す。模擬物質は弁の上のメタルホルダに保持され、弁を開放すると、模擬気体の圧力によって、模擬物質が原子炉下部キャビティに噴出する。その後、模擬気体のブローダウンによって模擬物質の一部が配管やタンクにエントレインされ、原子炉下部キャビティに残った模擬物質を測定する。</p> <p data-bbox="185 584 1048 740">模擬物質を用いた分散放出実験では、様々な初期圧力、様々な開口径に対して、原子炉下部キャビティ内に残存する模擬物質の割合を測定している。模擬物質としては水とウッド合金を使用し、模擬気体としては窒素とヘリウムを使用している。付図1-2 に測定結果を示す。原子炉下部キャビティ内に残存する模擬物質の割合の測定結果 (f) は Kutateladze 数に関する無次元数 (G) の関数として整理されており、$f \sim 1/(1+0.001G^2)$ でよく近似できる。</p> <p data-bbox="185 788 1048 944">この関係式を用いて、分散放出が無視できる1次系圧力を評価することができる。具体的には、Kutateladze 数に関する無次元数が7以下の場合に熔融炉心の分散放出が無視できるとしている。このとき、原子炉下部キャビティに残存する模擬物質の割合は、すべてのデータについて0.9以上、平均値では約0.95である。実機条件（水蒸気温度500K、原子炉圧力容器破損口径0.4m）に対しては、熔融炉心の分散放出が無視できる1次系圧力は2.38MPaと評価される。</p>	<p data-bbox="1227 204 1789 228">添付1-1 Surry 型原子炉下部キャビティの1/42 スケール実験</p> <p data-bbox="1095 276 1962 363">BNL では、Surry 型原子炉下部キャビティの1/42 スケールモデルを用いた模擬物質の分散放出実験^[1]を実施し、原子炉下部キャビティ内に残存する物質の測定結果を整理して、実機において分散放出が生じない圧力を評価している。</p> <p data-bbox="1095 411 1962 536">実験装置の概要を付図1-1 に示す。模擬物質は弁の上のメタルホルダに保持され、弁を開放すると、模擬気体の圧力によって、模擬物質が原子炉下部キャビティに噴出する。その後、模擬気体のブローダウンによって模擬物質の一部が配管やタンクにエントレインされ、原子炉下部キャビティに残った模擬物質を測定する。</p> <p data-bbox="1095 584 1962 740">模擬物質を用いた分散放出実験では、様々な初期圧力、様々な開口径に対して、原子炉下部キャビティ内に残存する模擬物質の割合を測定している。模擬物質としては水とウッド合金を使用し、模擬気体としては窒素とヘリウムを使用している。付図1-2 に測定結果を示す。原子炉下部キャビティ内に残存する模擬物質の割合の測定結果 (f) は Kutateladze 数に関する無次元数 (G) の関数として整理されており、$f \sim 1/(1+0.001G^2)$ でよく近似できる。</p> <p data-bbox="1095 788 1962 944">この関係式を用いて、分散放出が無視できる1次冷却材圧力を評価することができる。具体的には、Kutateladze 数に関する無次元数が7以下の場合に熔融炉心の分散放出が無視できるとしている。このとき、原子炉下部キャビティに残存する模擬物質の割合は、すべてのデータについて0.9以上、平均値では約0.95である。実機条件（水蒸気温度500K、原子炉容器破損口径0.4m）に対しては、熔融炉心の分散放出が無視できる1次冷却材圧力は2.38MPaと評価される。</p> <p data-bbox="1099 992 1962 1080">[1] N. K. Tutu, et al., "Low Pressure Cutoff for Melt Dispersal from Reactor Cavities", Fourth Proceedings of Nuclear Thermal Hydraulics, ANS Meeting, October 30 . November 4, 1988.</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>付図1-1 Surry型原子炉下部キャビティの1/42スケール実験装置</p>	<p>付図1-1 Surry型原子炉下部キャビティの1/42スケール実験装置</p>	
<p>付図1-2 Kutateladze 数に関する無次元数と原子炉下部キャビティに残存する模擬物質との関係</p>	<p>付図1-2 Kutateladze 数に関する無次元数と原子炉下部キャビティに残存する模擬物質との関係</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

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;">添付 1-2 1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍にて停滞する現象について</p> <p>1次冷却系強制減圧操作を実施すると、付図2-1に示すとおり、1次冷却材圧力は速やかに低下するが、蓄圧注入開始後、一旦2.0MPa[gage]近傍で維持される。この現象について説明する。</p> <p>(1)現象の考察</p> <p>蓄圧タンク圧力は蓄圧注入の進行とともに低下し、蓄圧タンク圧力と1次冷却材圧力が均衡した後は、1次冷却材圧力の低下分だけ蓄圧注入が入る。それにより蓄圧タンク圧力は低下するのに加え、蓄圧注入水により炉心水位が上昇し、炉心部で蒸気生成が起り、1次冷却材圧力が上昇すると、蓄圧注入は停止する。この時の炉心部の概念図を付図2-2に示す。</p> <p>つまり、加圧器逃がし弁からの蒸気放出質量流量と蓄圧注入水の蒸発質量流量がバランスした状態が形成されるため、1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍で停滞することになる。この現象を数式で表すと以下ようになる。</p> <p>加圧器逃がし弁の臨界流量W_{PORV}は冠水炉心の崩壊熱により次式のように近似できる。</p> $W_{PORV} \approx \frac{Q_{decay}(L_{ctrl})}{h_{lg}}$ <p>ただし、</p> <ul style="list-style-type: none"> W_{PORV}：加圧器逃がし弁の臨界流量 $Q_{decay}(L_{ctrl})$：冠水炉心の崩壊熱 L_{ctrl}：冠水炉心の崩壊熱がW_{PORV}相当になる炉心水位 h_{lg}：水の蒸発潜熱 <p>この時、炉心水位LとL_{ctrl}の関係により、次のようなメカニズムで、蓄圧注入量W_{ACUM}が加圧器逃がし弁の臨界流と同等になるように制御される。</p> <p>if $L > L_{ctrl}$ 蒸発量がW_{PORV}より大きくなり加圧 →蓄圧注入が停止 if $L < L_{ctrl}$ 蒸発量がW_{PORV}より小さくなり減圧 →蓄圧注入作動</p> <p>その結果、$L \approx L_{ctrl}$ また $W_{PORV} \approx W_{ACUM}$ となり、1次冷却材圧力が蓄圧タンク圧力とバランスして維持される、というメカニズムで制御される。</p>	<p>※PWR 固有の現象</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高压溶解物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>(2) 確認計算</p> <p>この現象を簡単な計算により確認する。加圧器逃がし弁からの蒸気放出質量流量を与え、蓄圧注入流量は加圧器逃がし弁の質量流量と等しいとして、蓄圧タンク圧力を以下の確認計算を実施した。その結果を付図2-3に示す。確認計算結果はMAAPコードの解析結果より若干低めになっているが、これは確認計算では加圧器逃がし弁質量流量を一定にしたためであり、MAAPコードの計算では1次冷却材圧力に応じて質量流量も低下しており、結果として1次冷却材圧力の低下が確認計算より緩やかになっている。この違いを考慮すれば両者は同様の挙動を示すものとなり、上述の考察が適切であることを確認できた。</p> <p>計算の条件</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 加圧器逃がし弁の放出流量 4kg/s（定数）を仮定（2.0MPa[gage]での臨界流量） ・ 蓄圧タンク気相は等温膨張 ・ 蓄圧タンクは4基 ・ 計算開始 3.7時間 <p>計算方法</p> <p>蓄圧タンク気相を等温膨張として、加圧器逃がし弁の質量流量から蓄圧タンク圧力（1次冷却材圧力）の時間変化を概略的に計算する。</p> $P(V_T - V_w) = P_0(V_T - V_{w0}) = P_1(V_T - V_{w1})$ $P = P_0 \frac{(V_T - V_{w0})}{(V_T - V_w)} = P_1 \frac{(V_T - V_{w1})}{(V_T - V_w)}$ $V_w = V_{w1} - \frac{W}{\rho N} (t - t_1)$ <p>P：蓄圧タンク圧力 V_w：蓄圧タンク内の水体积 P₀：蓄圧タンク初期圧力 V_T：蓄圧タンクの容積 V_{w0}：蓄圧タンク初期水量の体積 t₁：蓄圧タンク注入直後の安定した時刻 V_{w1}：t₁時の蓄圧タンク水量の体積 P₁：t₁時の蓄圧タンク圧力 W：加圧器逃がし弁の質量流量（MAAPコード解析結果） N：蓄圧タンクの数 ρ：水の密度</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

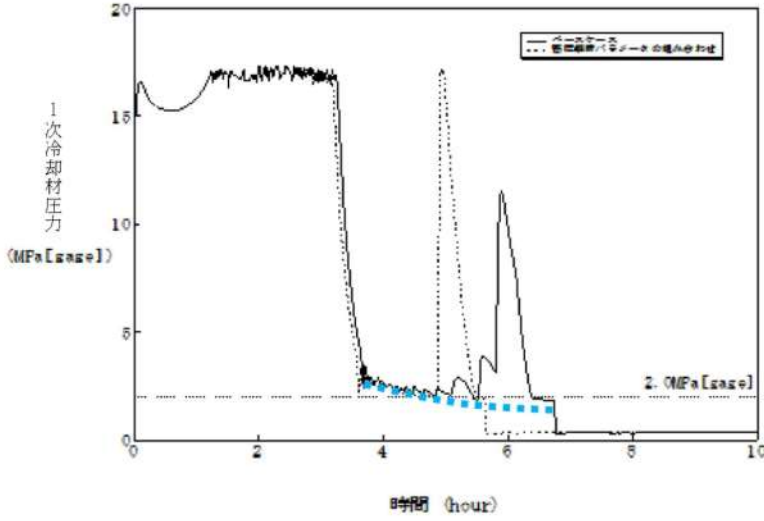
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>1次冷却系強制減圧開始</p> <p>1次冷却材圧力及び蓄圧タンク圧力 (MPa [gage])</p> <p>1次系圧力</p> <p>蓄圧タンク圧力</p> <p>蓄圧注入開始</p> <p>2.0MPa [gage]</p> <p>時間 (hour)</p> <p>※蓄圧タンク水が下限値に到達すると、蓄圧タンク圧力の計算は行わないため、下限値到達以降は蓄圧タンク圧力はプロットしていない。</p> <p>付図2-1 1次冷却系強制減圧時の1次冷却材圧力挙動</p> <p>炉心部の水位が上がれば、蒸気生成量が増加し1次冷却系が加圧され、蓄圧注入が停止</p> <p>炉心部の水位が下がれば、蒸気生成量が減少し1次冷却系が減圧され、蓄圧注入が再開する。</p> <p>付図2-2 蓄圧注入水の蒸発による1次冷却材圧力バランス維持メカニズム</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高压熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p data-bbox="1294 751 1720 774">付図 2-3 蓄圧タンクの平衡圧力の確認計算結果</p>	

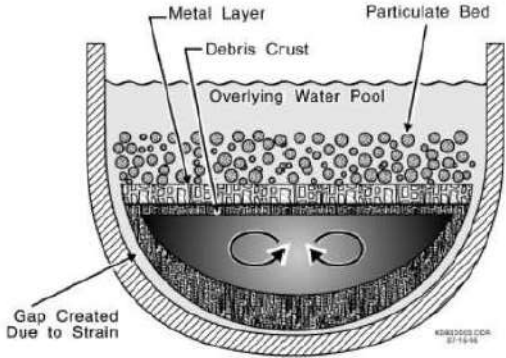
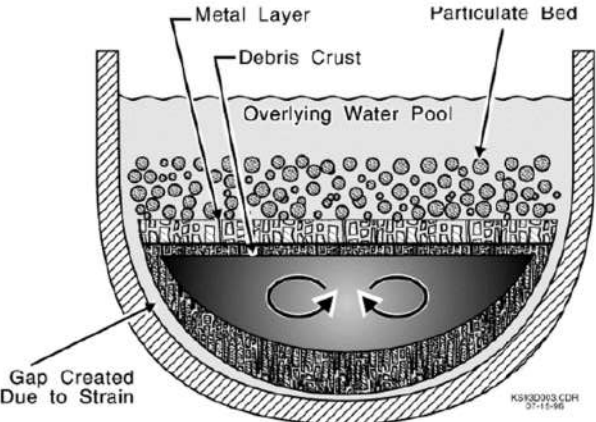
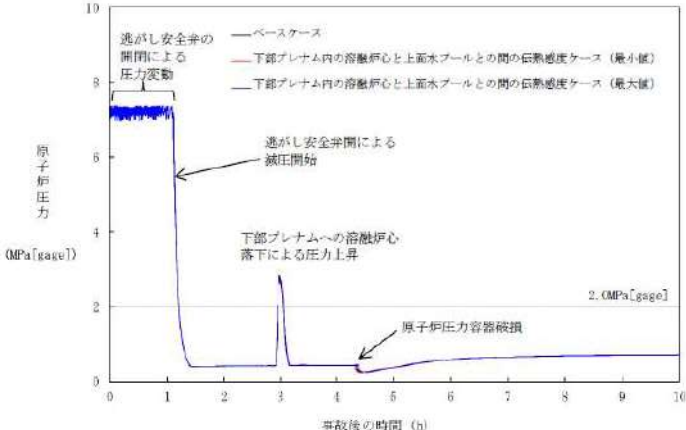
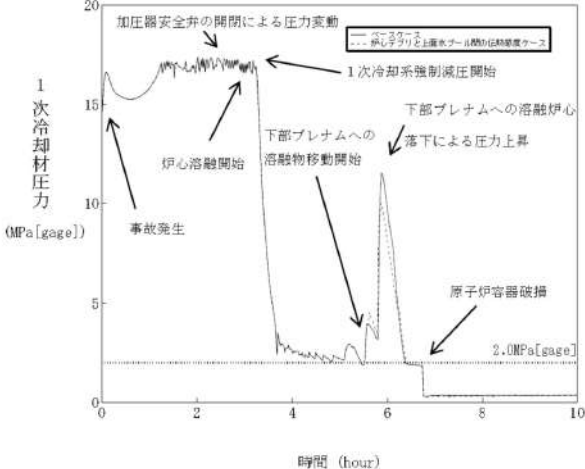
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="224 204 969 228">付録2 溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析条件に用いる係数の妥当性</p> <p data-bbox="159 272 387 296">(1) 感度係数の位置づけ</p> <p data-bbox="145 308 1048 363">本感度解析に使用した係数は、下部プレナムに落下した溶融デブリ表面の金属層と上面水プールへの限界熱流束の乗数である。</p> <p data-bbox="145 375 1048 568">付図 2-1 に、MAAPにおけるデブリベッドへの冷却材浸入による冷却の状態図を示す。MAAPパラメータ内で適用している本係数の下限値「0」は、金属層が水に対して不透過性であり、熱は金属層表面で対流又は熱伝導のみで水に伝わることを意味し、上限値「1」は水が金属層に浸入し、限界熱流束によって制限された速度で冷却され、かつ表面からも対流又は熱伝導で除熱されることを意味する。本係数を調整することにより、金属層への水の浸入に伴う熱伝達の不確かさの影響を確認することができる。</p> <p data-bbox="145 579 1048 804">MAAPパラメータでデフォルト値として使用している値は、金属層への水の浸入が少ない場合を想定して、下限としてグリムスヴォトン溶岩での実験^{[4]※1} で得られた除熱量を参考にした設定値 <input type="text"/>、上限としてMAAPの感度解析によりサーベイした、代表的な崩壊熱レベルの溶融デブリが冷却できる最小の除熱量に対応する設定値 <input type="text"/> を考慮し、その中間値 <input type="text"/> をデフォルト値としている。このとおり本係数は、不確かさを有するパラメータであるが、下記の感度解析にて示すとおり、デブリ冷却への影響は限定的であることから、推奨範囲の中間値をベースケース解析に用いることは妥当と考える。</p> <p data-bbox="165 815 741 839">※1：グリムスヴォトン溶岩 (Grimsvotn lava field) での実験</p> <p data-bbox="145 850 1048 943">グリムスヴォトン溶岩に広範囲にスプレイ散布することで、熱伝達のための除熱よりも早く溶岩が固化する現象が確認された。この実験ではスプレイ水の溶岩への浸入による除熱量 (約 40kW/m²) が評価されている。</p> <p data-bbox="159 986 349 1010">(2) 感度係数の影響</p> <p data-bbox="145 1021 1048 1114">付図 2-2 に、係数を <input type="text"/>、<input type="text"/> の範囲で変化させた解析結果を示す。溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱は、原子炉压力容器の破損時間にほとんど影響を与えない結果となっている。このことから、推奨範囲の中間値 <input type="text"/> をベースケース解析において使用することは妥当と考える。</p> <div data-bbox="600 1358 1008 1426" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>本資料のうち、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>	<p data-bbox="1120 204 1895 228">添付1-3 溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析条件に用いる係数の妥当性</p> <p data-bbox="1061 272 1270 296">(1) 感度解析の位置付け</p> <p data-bbox="1061 308 1964 363">原子炉容器破損時の1次冷却材圧力に係る感度解析で使用した係数は、原子炉容器下部プレナムのデブリベッドと上面水プールとの間の限界熱流束にかかる係数である。</p> <p data-bbox="1061 375 1964 536">付図 3-1 にMAAPで想定しているデブリベッドへの水浸入による冷却の状態を示す。この係数が「0」の場合、金属層への水浸入がないことを意味する。この場合、金属層表面から水への熱伝達は、対流あるいは熱伝導のみ行われる。この係数が「1」の場合、水は金属層へ浸入し、限界熱流束で制御される速度で冷却される。これは、対流と熱伝導に追加された冷却モードである。本係数を調整することにより、水のデブリベッドへの浸入による不確かさを評価することができる。</p> <p data-bbox="1061 579 1964 671">MAAPコードのパラメータでデフォルト値として使用している値は、実験的に下限値とされる値と完全冷却に至る値との中間の値として、<input type="text"/> が設定されている。一方、下限値として設定される <input type="text"/> は、実験的に設定された値^[1]あり、上面水プールでは十分に冷却できない値である。</p> <p data-bbox="1061 986 1232 1010">(2) 感度解析の影響</p> <p data-bbox="1061 1021 1964 1114">図 3-2 にベースケースとして <input type="text"/> を、感度解析ケースとして <input type="text"/> を設定した解析結果を示す。その結果、原子炉容器下部プレナム内のデブリベッドと上面水プールとの間の限界熱流束の原子炉容器破損時刻に対する感度は小さく、その不確かさの影響はほとんどないと言える。</p> <p data-bbox="1061 1193 1816 1249">[1] Uncertainty Working Group of the MAAP User's Group, "MAAP4 UNCERTAINTY AND SENSITIVITY ANALYSES"</p> <div data-bbox="1592 1378 1910 1437" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <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>	<p data-bbox="1977 172 2114 264">※付録 1-3 は従来の PWR の公開文献から追加</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

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：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	 <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	
<p>付図 2-1 デブリベッドへの冷却材浸入による冷却</p>	<p>付図 3-1 デブリベッドへの水浸入による冷却モデル</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	
 <p>付図 2-2 原子炉圧力の時間変化</p>	 <p>付図 3-2 1次冷却材圧力の時間変化</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>付録3 溶融デブリと原子炉圧力容器間の熱伝達におけるギャップ冷却について</p> <p>付図3-1に下部プレナムでのエネルギー移行図を示す。</p> <p>MAAPでは、下部プレナムに落下した溶融デブリは溶融プールの外側にクラストが形成される。この、下部クラストと原子炉圧力容器内面にひずみが生じ、下部クラストと容器内面に生じたギャップに冷却材が流入することでクラスト表面及び原子炉圧力容器内面から除熱される「ギャップ冷却」が生じるというモデルになっている。</p> <p>付図3-1に示すとおり、MAAPでは、上述のギャップ冷却による除熱量と下部クラストから隣接流体への伝熱量を評価している。下部クラストから移行し、ギャップ冷却で取り除かれない伝熱量は、原子炉圧力容器内面への伝熱量として評価される。ギャップ冷却は、ギャップに浸入した水の沸騰時の限界熱流束により評価される。溶融デブリと原子炉圧力容器間のギャップに存在する水による除熱量と溶融デブリから原子炉圧力容器への伝熱量を比較すると、下部プレナムギャップの除熱量は、溶融デブリから原子炉容器への伝熱量に比べて非常に小さいことから、原子炉圧力容器温度の上昇が発生する。ドライアウト後、ギャップ冷却効果はゼロとなる。</p> <p>以上のことから、下部プレナムギャップの除熱量が溶融デブリと原子炉圧力容器間の熱伝達に与える感度は小さく、4.1(8)の感度解析にて示すとおり下部プレナムギャップの除熱量に係る係数が原子炉圧力容器表面の温度に与える影響は小さいといえる。</p>	<p>添付1-4 溶融デブリと原子炉容器の熱伝達におけるギャップ冷却</p> <p>(1)感度解析の位置付け</p> <p>原子炉容器破損時の1次冷却材圧力に係る感度解析で使用した係数は、原子炉容器下部プレナムの下部クラストと原子炉容器下部ヘッドとの間のギャップ熱伝達にかかる係数である。付図4-1にMAAPコードで想定している下部プレナムでのエネルギー移行の状態を示す。</p> <p>付図4-1に示すとおり、MAAPコードではギャップ冷却による除熱量と下部クラストから隣接流体への伝熱量を評価している。下部クラストからの伝熱量のうち、ギャップ冷却で除去されない伝熱量は、原子炉容器内面への伝熱量となる。この効果の不確かさを確認するために、ギャップ冷却に関する感度解析を実施している。</p> <p>MAAPコードのパラメータでデフォルト値として使用している値は、ギャップによる除熱量の評価式をそのまま適用するための値として、<input type="text"/>が設定されている。一方、溶融炉心と下部プレナムが接触している状態を模擬するための設定として、<input type="text"/>とした評価を実施する。</p> <p>(2)感度解析の影響</p> <p>付図4-2にベースケースとして<input type="text"/>を、感度解析ケースとして<input type="text"/>を設定した解析結果を示す。その結果、原子炉容器下部プレナム内の下部クラストと原子炉容器下部ヘッドとの間のギャップ伝熱量の原子炉容器破損時刻に対する感度は小さく、その不確かさの影響はほとんどないと言える。</p> <div data-bbox="1576 1358 1890 1426" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <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>	<p>※付録1-4は従来のPWRの公開文献から追加</p>

泊発電所3号炉 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 (添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について)

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ギャップ冷却による除熱</p> <p>下部クラストからの伝熱</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	<p>ギャップ冷却による除熱</p> <p>下部クラストからの伝熱</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	
<p>付図 3-1 下部プレナムでのエネルギー移行図</p>	<p>付図 4-1 下部プレナムでのエネルギー移行モデル</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	
	<p>1次冷却材圧力 (MPa [gauge])</p> <p>時間 (hour)</p> <p>事故発生</p> <p>炉心溶融開始</p> <p>下部プレナムへの溶融物移動開始</p> <p>1次冷却系強制減圧開始</p> <p>原子炉容器破損</p> <p>2.0MPa [gauge]</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	
	<p>付図 4-2 1次冷却材圧力の時間変化</p>	

泊発電所3号炉 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 (添付1 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について)

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>参考文献</p> <p>[1] R.O.Gauntt and L.L. Humphries, "Final Results of the XR2-1 BWR Metallic MeltRelocation Experiment", NUREG/CR-6527, Aug. 1997.</p> <p>[2] 日本原子力学会 熱流動部会 編, 気液二相流の数値解析, 朝倉書店, 1993 年</p> <p>[3] R. E. Henry and H. K. Fauske, "The Two-Phase Critical Flow of One-ComponentMixtures in Nozzles, Orifices and Short Tubes," J. Heat Transfer, Trans. ASME,1971.</p> <p>[4] Uncertainty Working Group of the MAAP User' s Group, "MAAP4 UNCERTAINTY ANDSENSITIVITY ANALYSES"</p> <p>[5] K. Kang, et, al,. Experimental Investigations on In-Vessel Corium Retentionthrough Inherent Gap Cooling Mechanisms, Journal of Nuclear Science andTechnology, 2006.</p> <p>[6] JAERI-M 84-055 「炉心損傷事故解析及び研究の現状 -炉心損傷事故調査解析タスクフォース報告書-」1984 年 3 月</p> <p>[7] N. K. Tutu, et al., "Low Pressure Cutoff for Melt Dispersal from ReactorCavities", Fourth Proceedings of Nuclear Thermal Hydraulics, ANS Meeting,October 30 . November 4, 1988.</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 熔融炉心と冷却材の相互作用について)

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
添付2		添付2		
熔融炉心と冷却材の相互作用について		熔融炉心と冷却材の相互作用について		
1.	まえがき	1.	まえがき	
2.	現象の概要	2.	現象の概要	
3.	これまでの知見の整理	3.	これまでの知見の整理	
4.	不確かさに関する整理	4.	不確かさに関する整理	
5.	感度解析と評価	5.	感度解析と評価	
6.	まとめ	6.	まとめ	
付録1	FARO実験によるMAAPの圧カスパイクモデル妥当性確認	添付2-1	FARO実験におけるMAAPの圧カスパイクモデルの妥当性確認	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1. まえがき</p> <p>溶融炉心と冷却材の相互作用（FCI：Fuel-Coolant Interaction、以下「FCI」という。）に関しては、国内外において現象の解明や評価に関する多くの活動が行われてきている。しかしながら、現在においてもその現象の解明は研究段階にあり、現象全体の十分な理解には至っていない。また、多くのFCI実験が行われているものの、実機規模での現象については、有効なデータが十分には得られていないといえる。このようなことから、国内外で実施された実験結果の知見から解析モデルに関する不確かさを検討し、これを基にした感度解析により有効性評価への影響を確認する。</p>	<p>1. まえがき</p> <p>溶融炉心と冷却水の相互作用（FCI：Fuel-Coolant Interaction、以下、「FCI」と称す。）に関しては、国内外において現象の解明や評価に関する多くの活動が行われてきているが、現在においても研究段階にあり、また、実機規模での現象についてほとんど経験がなく、有効なデータが得られていないのが現状であり、不確かさが大きい現象であると言える。</p> <p>そこで、国内外で実施された実験等による知見を整理するとともに、解析モデルに関する不確かさの整理を行い、感度解析により有効性評価への影響を確認した。</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 現象の概要</p> <p>溶融炉心と冷却材が接触して一時的な圧力の急上昇が生じる可能性がある。このときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され原子炉格納容器が破損する可能性がある。溶融炉心と冷却材との接触及びそれに伴って引き起こされる現象のことを”溶融炉心と冷却材の相互作用（FCI）”と呼ぶ。また、FCIのうち衝撃波を伴うものを”水蒸気爆発”と呼び、冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う圧力変化を”圧力スパイク”と呼ぶ。さらに、原子炉圧力容器の下部プレナムで発生するFCIを原子炉圧力容器内FCIと呼び、格納容器下部で発生するFCIを原子炉圧力容器外FCIと呼ぶ。</p> <p>これまでの研究では、水蒸気爆発現象を以下のような段階的な過程によって説明するモデルが提唱されている。</p> <p>① 炉心あるいは原子炉圧力容器から落下する溶融炉心（デブリジェット）が冷却材中に落下する。水と接触した溶融炉心は、その界面の不安定性により細粒化して水中に分散する（エントレイン）。細粒化した溶融炉心（以下「デブリ粒子」という。）は、蒸気膜に覆われた状態で膜沸騰を伴う水との混合状態となる（粗混合）。</p> <p>② さらに、自発的若しくは外部からの圧力パルス等の外乱により、膜沸騰が不安定化し（トリガリング）、デブリ粒子と冷却材が直接接触する。</p> <p>③ デブリ粒子と冷却材の直接接触により、急速な熱の移動が発生し、急速な蒸気発生・溶融炉心の微細化により、さらにデブリ粒子と冷却材の接触を促進し（伝播）、蒸気発生を促進する。この蒸気発生により圧力波が発生する。</p> <p>④ 発生した圧力波が通過した後の高温高圧領域（元々は粗混合領域）の膨張により運動エネルギーが発生し、構造物を破壊する要因となる。</p> <p>水蒸気爆発が発生するためには、トリガリングが働く必要があり、さらにデブリ粒子と冷却材の接触が瞬時に粗混合領域全体に伝播する必要がある。水蒸気爆発に至らない場合でも、急速な蒸気発生による圧力上昇（圧力スパイク）が発生する。</p>	<p>2 現象の概要</p> <p>溶融炉心と冷却水が接触することによる急激な水蒸気の生成において、溶融炉心の熱エネルギーが機械的エネルギーに変換されて原子炉格納容器破損に至る可能性がある。このような現象、即ち、溶融炉心と冷却水との接触及びそれに伴って引き起こされる現象のことを”FCI”と呼ぶ。また、FCIのうち衝撃波を伴うものを”水蒸気爆発”と呼び、水蒸気爆発に至らない圧力変化を”圧力スパイク”と呼ぶ。さらに、溶融炉心と冷却水の接触は、原子炉容器の下部プレナムと原子炉下部キャビティで発生する可能性があり、雰囲気圧力や冷却水の状態が異なることから両者を区別して取り扱い、前者を原子炉容器内FCI、後者を原子炉容器外FCIとする。</p> <p>炉心あるいは下部プレナムから落下する溶融炉心（デブリジェット）が、水プールに接触する際の液-液混合に伴って、溶融炉心が細粒化して水中に分散する（エントレイン）。細粒化した溶融炉心（以下、「デブリ粒子」と称す。）は、膜沸騰及び輻射熱伝達により水と伝熱しており、デブリ粒子は蒸気膜に覆われた状態である。ここで、蒸気膜へ何らかの外乱（トリガリング）が加わり蒸気膜が崩壊すると、デブリ粒子が冷却水と直接接触することで急激な水蒸気発生が起これ、これが近傍のデブリ粒子に対する新たなトリガリングとなり蒸気膜を崩壊させ、この現象が瞬時に伝ば及び拡大することで、衝撃波を伴った水蒸気爆発に至ると考えられている。また、水蒸気爆発に至らない場合でも、発生した水蒸気により急激な圧力上昇（圧力スパイク）が発生する。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来の PWR の公開文献から追加した内容

泊発電所 3 号炉 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 (添付 2 熔融炉心と冷却材の相互作用について)

女川原子力発電所 2 号炉	泊発電所 3 号炉	相違理由
<p>3. これまでの知見の整理</p> <p>原子炉圧力容器内水蒸気爆発による格納容器破損はαモード破損と呼ばれ、WASH-1400^[1]でそのリスクが提起されたことを機に多くの調査、研究が続けられてきた。この現象は、熔融炉心が原子炉圧力容器下部の水中に落下して水蒸気爆発が発生し、それによる水塊がミサイルとなって原子炉内構造物を破壊し、原子炉圧力容器上蓋に衝突することで上蓋がミサイルとなって原子炉格納容器に衝突し破損に至るものである。水蒸気爆発については、国際的な専門家会議による結論がまとめられており、特にBWRの原子炉圧力容器内水蒸気爆発によるαモード破損については、格納容器破損の脅威とはならないとされている。表 3-1 にBWRの原子炉圧力容器内水蒸気爆発に関する専門家会議の見解をまとめる。また、原子炉圧力容器内FCIの圧力スパイクについても、原子炉圧力容器内での圧力上昇のため、格納容器破損の直接的な脅威とはならない。</p> <p>一方、原子炉圧力容器外FCIについては、緩和策による注水によって形成された格納容器下部の水中に熔融炉心が落下するため、原子炉圧力容器内の下部プレナム水に比較して、サブクール度が大きくなり、水蒸気爆発が発生し易い可能性がある。また、原子炉圧力容器外FCIの圧力スパイクは、原子炉格納容器内の圧力を直接上昇させるため、格納容器破損の評価対象となる。</p> <p>以上より、原子炉圧力容器内FCIは格納容器破損の脅威とは考えられないため、原子炉圧力容器外FCIの観点から、国内外で実施されたFCI実験の知見を以下にまとめる。</p> <p>3.1 FCI 実験の概要</p> <p>過去に実施された代表的なFCIの実験研究として、(旧)日本原子力研究所で実施されたALPHA実験、JRC イスプラ研究所で実施されたKROTOS実験、FARO実験、(旧)原子力発電技術機構で実施されたCOTELS実験、韓国原子力研究所(KAERI)で実施されたTROI実験及びSERENA実験がある。これらの実験では模擬熔融物としてUO₂混合物を用いた実験とアルミナ等を用いた実験がある。以下では、各実験の概要とそこで得られた知見について整理する。</p> <p>(3) FARO 実験</p> <p>FARO 実験^{[4][6]}では、酸化コリウム及び金属Zrを含むコリウムが用いられ、多くの実験は高圧・飽和水条件で実施されているが、低圧・サブクール水条件の実験も実施されている。FARO 実験装置の概要を図 3-5 に示す。表 3-4 に FARO 実験の実験結果のまとめを示す。また、圧力変化の例として L-14 と L-19 圧力挙動を図 3-6 に示す。FARO 実験のいずれの実験ケースでも水蒸気爆発は発生して</p>	<p>3 これまでの知見の整理</p> <p>FCI については、1975 年の米国原子力規制委員会 NRC の原子炉安全研究 WASH-1400 (NUREG75-014) において、原子炉容器内水蒸気爆発による原子炉格納容器破損が公衆へのリスクの大きな一因となることが指摘されたことを機に、現象の解明や評価に関する多くの活動が行われてきた。水蒸気爆発に関しては、水蒸気爆発専門家グループ (SERG: Steam Explosion Review Group) によるレビュー評価として纏められ、「圧力容器内水蒸気爆発はリスクの観点から無視できる」と結論付けられている。この結論は1997年のFCIに関する専門家会議においても、SERGの結論の変更は不要であることが確認されている。また、米国原子力規制委員会 NRC は、原子炉容器内 FCI から水蒸気爆発に至り原子炉格納容器が破損する事象(いわゆるαモード破損)については、これまでの専門家による検討結果では、発生する可能性は非常に低く、問題は解決済みと結論付けられている¹。また、原子炉容器内 FCI から圧力スパイクに至る事象については、1次冷却材圧力を上昇させることはあるが、原子炉格納容器への直接的な脅威にはならない。</p> <p>¹ NRC, " A Reassessment of the Potential for an Alpha-Mode Containment Failure and Review of the Current Understanding of Broader Fuel-Coolant Interaction Issue", NUREG-1524</p> <p>一方、緩和策により注水された原子炉下部キャビティに熔融炉心が落下する場合の FCI (原子炉容器外 FCI) は、原子炉容器内 FCI が高圧かつ高温 (低サブクール度) の条件下であることにに対し、低圧かつ低温 (高サブクール度) であり、定性的には水蒸気爆発が発生し易いと言われている。また、圧力スパイクの観点でも、水プールの容量が原子炉容器内よりも大きく、水蒸気の発生量自体も多くなる可能性がある。</p> <p>ここでは、原子炉容器外 FCI に主眼をおいて、国内外で実施された実験等により得られた知見について整理する。</p> <p>3.1 FCI 実験の概要</p> <p>FCI 実験は、主として熔融物を水プールに落下させ、水プールとの混合の際に発生する諸現象について解明することを目的としたものであり、国内外の研究機関において、種々の実験研究が行われている。その中で、比較的大規模な実験として、欧州 JRC (Joint Research Center) のイスプラ研究所の FARO 実験、同じくイスプラ研究所の KROTOS 実験、旧原子力研究所 JAERI の ALPHA 実験、カザフスタン国立原子力センター (NNC: National Nuclear Center) の施設を用いた COTELS 実験が行われており、これらの実験について、その概要とそこで得られた知見について整理する。</p> <p>(1) FARO 実験</p> <p>欧州 JRC (Joint Research Center) のイスプラ研究所における実験であり、圧力容器内を対象に熔融物が水プールに落下した場合の水蒸気爆発の発生を調べることを目的として高圧条件での実験が行われてきたが、圧力容器外を対象とした低圧条件での実験も行われている。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>いない。FARO実験で得られた主な知見は以下である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧・飽和水実験、低圧・サブクール実験のいずれにおいても水蒸気爆発は発生していない。 ・ 高圧・飽和水の酸化物コリウム実験の場合は一部が粒子化し、一部はバンケーキ状でプール底部に堆積した。高圧・飽和水のコリウムに金属Zr成分を含んだ実験及び低圧・サブクール実験では全てのコリウムは粒子化した。 ・ 粒子の質量中央径は比較的大きかったが、実験条件（初期圧力、水深、コリウム落下速度、サブクール度）に依存していない。 ・ Zr金属を含めた実験ケース（L-11）では、Zr金属の酸化により、Zr金属を含めない実験ケース（L-14）よりも圧力上昇が大きくなる。 <p>(2) KROTOS 実験</p> <p>KROTOS 実験^{[3][4][5]}では、FARO 実験が大型実験装置であるのに対して小型の実験装置であるが、低圧・サブクール水を主として実験を実施している（図3-3）。KROTOS 実験の代表的実験（K37, K42）の圧力変化の例を図3-4に示す。KROTOS 実験では模擬コリウムとしてUO₂混合物を用いた実験とアルミナを用いた実験を実施している。表3-3にKROTOS 実験の実験結果のまとめを示す。アルミナ実験では、サブクール度が大きい実験ケース（K38, K40, K42, K43, K49）では、外部トリガーなしで水蒸気爆発が発生しているが、サブクール度が小さい実験ケース（K41, K44, K50, K51）では、外部トリガーなしでは水蒸気爆発は発生していない。一方、UO₂混合物実験では、外部トリガーなしでは水蒸気爆発は発生していない。また、UO₂混合物実験でも外部トリガーありでは水蒸気爆発が発生している（K52, K53, K46）が、これらのケースはサブクール度が大きい実験ケースである。また、UO₂混合物実験の水蒸気爆発のエネルギー変換効率、アルミナ実験の水蒸気爆発に比較して低い結果となっている。アルミナ実験とUO₂混合物の相違については以下のように考察されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ アルミナはプール水面近傍でブレイクアップし、粗混合時に粒子が半径方向に広がり、水蒸気爆 	<p>実験装置の概要を図3.1-1に示す。実験手順は、高圧条件と低圧条件とで同様であり、るつぼ内でUO₂混合物（80wt%UO₂ + 20wt%ZrO₂あるいは77wt%UO₂ + 19wt%ZrO₂ + 4wt%Zr）を溶融させ、るつぼ底部のフラップを開放することにより、水プールに落下させる。実験条件は、表3.1-1に示すとおりであり、UO₂混合物は18～176kg、水プールの水深は0.87～2.05m、水プールのサブクール度は飽和～124Kの範囲で変動させ複数のケースが行われている。また、高圧条件として2～5.8MPa、低圧条件として0.2～0.5MPaである。</p> <p>いずれのFARO実験においても、高圧条件、低圧条件ともに、水蒸気爆発の発生は観測されなかったが、圧力スパイクは観測されている。典型的な圧力変化の例として、ケースL-14の結果を図3.1-2に示す。溶融物の落下に伴う圧力上昇は、短時間（約3秒）で発生していることがわかる。</p> <p>溶融物の粒子化量については、水プールの状態によりその割合が変化している。原子炉容器内FCIを模擬したケース（高圧条件かつ低サブクール度）では、水深1mの場合で、溶融物の約半分が粒子化し、残りは溶融ジェットのまま水プール底に到達して堆積する結果となっている。一方、原子炉容器外FCIを想定したケースとして、金属ジルコニウムを含む場合（L-11）や低圧で高サブクール度の場合（L-24～33）、では、ほとんどが粒子化する結果が得られている。</p> <p>また、観測された粒子の径は3.2～4.8mmであり、初期圧力、水深、サブクール度、溶融物落下速度への依存性は低いと報告されている。</p> <p>なお、FARO実験に対してMAAPコードにおいて実験解析が行われており、圧力スパイク等の実験結果と解析結果が比較されている。</p> <p>(2) KROTOS 実験</p> <p>欧州JRC（Joint Research Center）のイスラ研究所におけるFARO計画の一環として行われた実験であり、FARO実験が高圧条件を主目的に行われたのに対して、KROTOS実験では、低圧及びサブクール水を主として実施されている。</p> <p>実験装置の概要を図3.1-3に示す。実験手順は、FARO実験とほぼ同様であり、電気炉内で模擬物質を溶融させ、水プールに落下させる。実験条件は、表3.1-2に示すとおりであり、模擬物質は酸化アルミニウム（Al₂O₃）とUO₂混合物（80wt%UO₂+20wt%ZrO₂）が用いられており、アルミナ1.0～1.8kg、UO₂混合物は2.62～5.15kg、水プールの水深は約1.1m、水プールのサブクール度は4～123Kの範囲で変動させ複数のケースが行われている。また、水プール底部からのガス注入による外部トリガを与えることで水蒸気爆発を誘発させたケースも行われている。</p> <p>アルミナを用いた実験では、サブクール水の場合は外部トリガなしで水蒸気爆発が発生し、低サブ</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 熔融炉心と冷却材の相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>発の伝播がし易くなった可能性がある。</p> <p>・ UO₂ 混合物実験では、外部トリガーなしでは水蒸気爆発は発生していない。UO₂混合物の方が一般的に過熱度は小さく、UO₂混合物粒子表面が水と接触した直後に表面が固化し易く、これが水蒸気爆発の発生を抑制した可能性がある。UO₂混合物実験では水素ガスが発生し、これにより蒸気膜の崩壊による水蒸気爆発の発生を抑制した可能性がある。</p> <p>(1) ALPHA 実験</p> <p>ALPHA 実験^[2]では、テルミット反応による酸化アルミニウムと鉄からなる模擬溶融物を用いた実験が実施されている。ALPHA 実験装置を図3-1に示す。実験容器は、内径3.9m、高さ5.7m、容積50m³である。模擬格納容器に設置した冷却水プールに高温溶融物を落下させ、水蒸気爆発に関する特性データを計測する実験装置である。表3-2にALPHA実験の実験結果のまとめを示す。高雰囲気圧力(STX008, STX012, STX015)、サブクール度が小さい場合(STX014)は、水蒸気爆発の発生が抑制される実験結果が知見として得られている。溶融物を半減させた3ケース(STX001, STX010, STX013)のうち、2ケース(STX001, STX013)では、水蒸気爆発が発生していない。また、水蒸気爆発のエネルギー変換効率は1～6%程度となっている。ALPHA実験の代表的実験(STX016)の圧力変化の例を図3-2に示す。</p>	<p>クールの場合(ケース27, 28, 41, 44, 50, 51)は、外部トリガがある場合(ケース28及び44)に水蒸気爆発が発生する結果であった。一方、UO₂混合物を用いた実験では、サブクール度は4～123Kの範囲で、外部トリガーなしでは水蒸気爆発は発生せず、外部トリガありの場合でも、溶融物の重量が多い、あるいは、水プールのサブクール度が大きい場合(ケース46, 52, 53)に水蒸気爆発が観測されているが、エネルギー変換効率はアルミナのケースよりも1桁以上低い結果であった。なお、ケース47は水蒸気爆発には至らなかったと判断されたが、圧カスパイクから計算された機械的エネルギーへの変換効率は0.01%である。図3.1-4に、アルミナ(ケース42, 水蒸気爆発あり)とUO₂混合物(ケース37, 水蒸気爆発なし)の圧力変化を示す。アルミナの場合、初期の圧力上昇は、比熱の小ささから、UO₂混合物に比べて緩やかであるが、約1,750ms時点では、瞬時に圧力上昇が観測されている。</p> <p>このように、アルミナとUO₂混合物のケースで、水蒸気爆発の発生の有無や規模が異なる結果となっており、その考察が行われている。粒子径はアルミナの8～17mmに対しUO₂混合物は1～1.7mmであり、UO₂混合物の方が小さく、粒子化直後の表面積が大きいことから粗混合時に水プールが高ボイドとなり、トリガの伝搬を阻害した可能性がある。また、アルミナは、比重が小さいことから水面近傍でブレイクアップし、径方向に拡がったためにトリガの伝搬がしやすくなったと考えられている。また、UO₂混合物では、粒子表面と水が接触した直後に表面が固化し、かつ、金属-水反応によって発生した水素が蒸気膜に混入していることにより、これらが要因となって水蒸気爆発の発生を阻害していると考えられている。</p> <p>(3) ALPHA 実験</p> <p>旧原子力研究所 JAERI で行われた実験であり、シビアアクシデント時の原子炉格納容器内の諸現象を明らかにするとともに、緩和策の有効性を評価することを目的とした事故時原子炉格納容器挙動試験(ALPHA: Assessment of Loads and Performance of Containment in Hypothetical Accident)の一環で実施された。</p> <p>実験装置の概要を図3.1-5に示す。実験では、熔融ステンレス鋼(高周波誘導加熱)あるいは酸化アルミニウムと鉄から成る溶融物(テルミット反応により加熱)を、ALPHA装置の模擬原子炉格納容器内の水プールに落下させるものであり、模擬原子炉格納容器は内径4m、高さ5m及び容積50m³である。</p> <p>実験条件及び結果の一覧を表3.1-3に示す。図3.1-6には、水蒸気爆発が生じた代表的なケースとしてケース016の圧力応答を示しているが、図から分かるように圧力上昇は約0.13MPaと低いものであった。</p> <p>熔融ステンレス鋼の場合(ケース102～104)では、水プールのサブクール度が大きい場合でも水蒸気爆発の発生は観測されなかった。</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(4) COTELS 実験</p> <p>COTELS 実験^[7]では、模擬溶融物として UO_2-Zr-ZrO₂-SS 混合物を用いており、コリウムに金属成分が含まれている。COTELS 実験装置の概要を図 3-7 に示す。表 3-5 に COTELS 実験の実験結果のまとめを示す。COTELS 実験の代表的な実験ケース (A1) の圧力挙動を図 3-8、各実験ケースの圧力変化を図 3-9 に示す。溶融混合物がプール水に接触した直後 (Region 1) は急激な圧力上昇となる。その後、サブクール水では蒸気凝縮が発生し、一時的に圧力が減少する (Region 2) が、溶融混合物からの熱伝達による蒸気発生により、準定常的な状態まで徐々に圧力が上昇する (Region 3)。COTELS 実験で得られた主な知見は以下である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ サブクール度が大きいケースも含め、全ての実験で水蒸気爆発は発生していない。 ・ プールに落下した溶融コリウムは、ほとんどがプール水中で粒子化した。 ・ 粒子径は、コリウム落下速度の大きいケースを除いて、質量中央径で 6 mm 程度である。コリウム落下速度の大きいケースの粒子径は小さくなっている。 ・ コリウム落下速度の大きいケースで、粒子径が小さく初期圧力上昇幅も大きくなる傾向がある。また、準定常的な状態での圧力は、溶融物量が多く、サブクール度が小さく、プール水量が少ない程高くなる傾向である。 	<p>酸化アルミニウムと鉄の溶融物の実験では、多くのケースが実施されており、溶融物重量、雰囲気圧力、プール水サブクール度を変化させて行われ、さらに、溶融物を分散させ複数のジェットを形成させたケースも行われている。ケース 002, 003, 005, 009, 016, 017 及び 018 は、溶融物 20kg、雰囲気圧力 0.1MPa で、サブクール度 73~90K で行われたものであり、いずれも水蒸気爆発が観測されている。溶融物重量を半減させたケース 001, 010 及び 013 では、ケース 010 のみ水蒸気爆発が観測された。この 3 ケースの条件は有意な差がないことから、この実験体系において水蒸気爆発の発生の有無の境界近傍であり、この結果から、溶融物の落下量が多い場合に水蒸気爆発の発生しやすいことが示されている。水プールを飽和水としたケース 014 では、水蒸気爆発が観測されなかった。一方、ケース 008, 012, 015 及び 025 では、0.5~1.6MPa の範囲で雰囲気圧力を変化させているが、最も低い 0.5MPa のケースのみ水蒸気爆発が観測された。これらより、高雰囲気圧力あるいは低サブクール度の場合に水蒸気爆発が抑制される傾向にあることが示されている。</p> <p>ケース 006, 011, 019, 020 及び 021 は、溶融物を分散させ複数のジェットを形成させたケースであり、3 ケースで水蒸気爆発が観測されたが、水蒸気爆発の規模は抑制される場合と増大される場合があり、溶融物と冷却水の粗混合状態が FCI の進展に大きな影響を及ぼすことを示唆していると結論付けられている。</p> <p>(4) COTELS 実験</p> <p>COTELS 計画は (財) 原子力発電技術機構 (NUPEC) が压力容器外の溶融炉心冷却特性を調べる試験であり、この計画の中で溶融物が水プールに落下したときの水蒸気爆発の発生有無を調べる実験として、カザフスタン国立原子力センター (NNC: National Nuclear Center) の施設を用いた実験が実施されている。</p> <p>実験装置の概要を図 3.1-7 に、実験条件及び結果の一覧を表 3.1-4 に示す。この実験では、軽水炉のシビアアクシデント挙動解析結果に基づいて試験条件が設定され、具体的には、軽水炉のシビアアクシデントでは、原子炉容器内圧が低圧で破損するシーケンスが支配的であり、かつ、原子炉容器の破損として貫通部の破損を考慮している。また、LOCA を起因とするシーケンスが支配的であることから、原子炉格納容器床面の水プールは飽和水 (サブクール度 0~86K) とし、水深は 0.4~0.9m である。また、溶融物は、UO_2: 55wt%, Zr: 25wt%, ZrO_2: 5wt%, SS: 15wt% の混合物であり、下部プレナム内の構造物も考慮して多くの金属成分を含むよう模擬したものである。この溶融物は、圧力ヘッド計装配管の径に相当する 5cm 径のジェットで水プールに落下させている。</p> <p>表 3.1-4 に示す 8 ケースの実験では、サブクール度が大きいケースも含め、すべての実験で水蒸気爆発は発生していない。典型的な圧力の応答として、ケース A-1 における計測結果を図 3.1-8 に示す。また、各ケースの圧力応答を図 3.1-9 に示す。溶融ジェットと水プールが接触した直後 (Region 1) では、急激な圧力上昇が見られ、その後は溶融物のエネルギーが水プールの沸騰に変換されるに</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(5) TROI 実験</p> <p>TROI 実験^[81]は、韓国原子力研究所 (KAERI) で実施されている実験であり、2007年から2012年までは、KROTOS 実験とともに OECD/NEA の SERENA プロジェクトとして実施された実験である。実験装置の概要図を図 3-10 に示す。また、実験条件及び実験結果を表 3-6 に示す。</p> <p>ZrO₂ を用いた実験では外部トリガリングを与えていないが、圧力スパイクや水蒸気爆発が発生した実験がある。一方、UO₂/ZrO₂ の混合物を用いた実験では、異なった条件による内部トリガリングを発生させるため又は外部トリガリングによる水蒸気爆発時の発生エネルギーを変えるため、混合物の割合、水深、混合物量等の様々な条件により実験を実施し、数ケースでは水蒸気爆発が発生している。TROI 実験で得られた主な知見は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 自発的な水蒸気爆発が生じた実験は、融点を大きく上回る過熱度を溶融物に対して与えるなどの実機と異なる条件であり、その他の実験では自発的な水蒸気爆発は生じていない。 ・ 水深が深い場合 (130cm) には、内部トリガリングによる水蒸気爆発は発生していない。水深が深いことにより、溶融物粒子が底部に到達するまでの沈降時間が長くなり、溶融物粒子が固化しやすい状況となる。このため、溶融物粒子が底部に接触することで発生するトリガリングの可能性は低減する可能性がある^[9]。 	<p>つれて、緩やかに圧力が上昇している。溶融物が水プールに落下した直後の圧力上昇は、溶融物の落下速度に最も大きな影響を受け、圧力上昇速度、上昇幅ともに、落下速度に比例する。また、水蒸気爆発が生じていないため、プール水のサブクール度が大きくなると初期の圧力上昇幅は小さくなる傾向にあったと報告されている。粒子化量に関しては、水深 0.4m においても、ほとんど (90%以上) が粒子化しており、粒子径は多くのケースで約 6mm であったが、落下速度が速い場合には径が小さくなる傾向が確認されている。初期の圧力上昇幅と粒子径には相関があり、初期圧力上昇は粒子化した溶融物からの熱伝達が支配的であると報告されている。</p> <p>(5) TROI 実験</p> <p><u>TROI 実験装置は、韓国原子力研究所 (KAERI) に設置されている装置であり、原子炉で実際に使用されている物質を用いて、その溶融物の冷却や水蒸気爆発挙動に関する情報を提供するものである。実験装置の水深は 60cm から 130cm までを範囲としている。TROI 実験装置の概要を図 3.1-10 に示す。初期段階から、FCI における物質の効果についての実験が行われてきており、様々な種類の溶融物について検討されてきた。</u></p> <p><u>表 3.1-5 に TROI 実験の条件及び結果を示す。実験で得られた主な知見を以下に記す。</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・ <u>ZrO₂ を使用した実験では、いくつかのケースで水蒸気爆発が観測された。</u> ・ <u>UO₂-ZrO₂ 混合物を使用した実験においては、80%UO₂+20%ZrO₂ 混合物と 70%UO₂+30%ZrO₂ 混合物では、異なる様相の水蒸気爆発が観測された。これは、共晶物である 70%UO₂+30%ZrO₂ 混合物と非共晶物である 80%UO₂+20%ZrO₂ 混合物の相違によるものであると考察された。非共晶物の混合物 (80%UO₂+20%ZrO₂) では、液滴の表面に柔らかい液膜が形成され、それが細粒化を助け、機械的エネルギーへの変換効率を小さくしている。さらに、共晶物の混合物 (70%UO₂+30%ZrO₂) では、固化した液滴の中に空孔が観測された。粒子内の空孔については、固化状のクラストと液状の核との間の張力の結果生じたものと考察された。</u> ・ <u>UO₂-ZrO₂-金属混合物 (UO₂-ZrO₂/Zr/Fe) を使用した実験では、2つの混合しない金属は分離され、層状化し、より密度の大きい金属はるつぼの底に堆積する結果となった。金属が加えられた溶融物での FCI 実験に関しては、結論は様々である。実際、TROI 51 実験では水蒸気爆発に至ったが、デブリは化学的に不均質であった。この結果に関して、サンプル内部の空孔とその水蒸気爆発の強さとの関連が指摘された。</u> ・ <u>いずれの条件においても、水蒸気爆発が観測されたのは、外部トリガがある場合又は溶融物の過熱度が高い場合である。</u> 	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(6) SERENA 実験</p> <p>SERENA 実験は、OECD/NEA 主導のもと実施されている実験であり、2001年から2006年にかけて実施されたフェーズ1と、2007年から2012年にかけて実施されたフェーズ2に分かれている。フェーズ1では既存の実験に対する再現解析が行われた。また、フェーズ2ではKROTOS及びTROI装置を使用した実験と、その再現解析が行われた。さらに、両フェーズにおいて実機原子炉を想定した解析が行われた。フェーズ2で行われた実験の実験条件及び実験結果を表3-7に示す。</p> <p>フェーズ1、フェーズ2においてそれぞれ得られた知見は以下のとおりである。</p> <p>フェーズ1</p> <ul style="list-style-type: none"> （解析）解析コードはアルミナを用いた実験によって調整されており、$UO_2 \cdot ZrO_2$ コリウムの爆発による機械的エネルギー変換効率を過大評価する傾向にある。 （解析）予測される炉内水蒸気爆発の最大荷重は原子炉圧力容器の破損強度と比べて十分小さい。 （解析）予測される炉外水蒸気爆発の最大荷重は原子炉格納容器に影響を与える可能性があるが、解析コードの不確かさとばらつきが大きく、その程度を推定することは難しい。 <p>フェーズ2</p> <ul style="list-style-type: none"> （実験）$80\%UO_2 \cdot 20\%ZrO_2$ コリウムは、$70\%UO_2 \cdot 30\%ZrO_2$ コリウムに比べて、やや爆発のエネルギーが大きい。これはフェーズ1の結果と逆の傾向であり、さらに考察が必要。 （実験）$UO_2 \cdot ZrO_2$ のみで構成されるコリウムは、アルミナと比べて爆発のエネルギーは小さい。 （実験）コリウムの組成に酸化物以外（金属の単体など）が含まれる場合について、酸化と水素ガス生成による影響は定量化できなかった。 （実験）全ての観測された爆発の機械的エネルギー変換効率は、従来観測されていたエネルギー変換効率と同様に、比較的小さい。これは、UO_2 の密度が高いために溶融コリウムの粒子径が小さくなり、固化が促進されて水蒸気爆発への寄与が小さくなったことと、粗混合段階のボイド率が上昇して爆発のエネルギーを低減したことによると推測されている。 	<p>(6) SERENA 実験</p> <p>SERENA 実験は OECD/NEA の枠組みで実施された水蒸気爆発解明のためのプロジェクトであり、①2つの型の装置 (TROI 及び KROTOS) を使用した実験、②データの分析、解析コードの評価及び解析コードのベンチマークを支援するための実験前後の計算からなる解析検討、③実機プラントを想定した解析演習、を主要な目的としている。ここでは、SERENA 実験で行われた TROI 装置及び KROTOS 装置を使用した実験に関する概要を整理する。</p> <p>表 3.1-6 に TROI (TS-1~TS-6) 及び KROTOS (KS-1~KS-6) 実験の条件及び結果を示す。実験で得られた主な知見を以下に記す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 機械的エネルギー変換効率は小さく、典型的には 0.1%程度、大きくとも 0.7%程度である。TROI 実験の方が KROTOS 実験よりも大きくなっているが、KROTOS は 1 次元の装置、TROI は多次元の装置であることから、KROTOS の方が機械的エネルギー変換効率が高いことが予想されるため、直感に反する結果である。しかしながら、KROTOS の方が TROI よりも高いボイド率を示していることから、この観測結果は妥当であると考えられる。 以前の TROI 実験では $70\%UO_2 + 30\%ZrO_2$ 燃料 (いわゆる共晶物) を使用しており、この場合、$80\%UO_2 + 20\%ZrO_2$ 燃料 (いわゆる非共晶物) の場合よりも爆発の程度が大きくなっていることが観測された。したがって、水蒸気爆発の特徴は酸化コリウムの性質に紐づけられていると考えられていた。しかしながら、この知見は SERENA プロジェクトで否定された。実際、TROI 及び KROTOS の両装置において、$80\%UO_2 + 20\%ZrO_2$ 燃料の方が $70\%UO_2 + 30\%ZrO_2$ 燃料よりもいくらか爆発の程度が大きい結果が観測されている。したがって、共晶物と非共晶物の間の挙動に相違があるという知見については、もはや支持されていない。 UO_2 と ZrO_2 からなる燃料は、模擬燃料に比べて爆発の程度が小さい。一方で、計算による爆発の程度は、SERENA 実験におけるいくつかの実験よりも高くなっている。 TROI と KROTOS の結果の相違は、十分に酸化されていない溶融物組成が原因ということで注目されている。TROI 実験では、効果は定量化されていないが、酸化による水素生成が重要とされている。一方、KROTOS 実験では、水素の役割については確実なことは言えていない。 注目されるもう一つの相違は、これら 2 つの実験の間の機械的エネルギー変換効率についてである。厳格な制限下での実験 (KROTOS) は、それほど厳格ではない制限下での実験 (TROI) よりも機械的エネルギー変換効率が低く現れる。このような相違は直感に反することから、更なる検討が必要である。 KROTOS と TROI の結果は、一般的に 2 つの異なる型のスケールでの矛盾しない挙動を示している。そして、その結果は、適切な不確かさの考慮によって、実機スケールへ外挿できる可能性があることを示している。 	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 熔融炉心と冷却材の相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.2 FCI 実験の知見の整理</p> <p>前項で示したFCI実験の知見を整理し、原子炉圧力容器外水蒸気爆発の可能性及び原子炉圧力容器外FCIの圧力スパイクの影響因子について考察する。</p> <p style="text-align: center;">【参考のため掲載順を入れ替え】</p> <p>(2) 原子炉圧力容器外FCIの圧力スパイクの影響因子</p> <p>水蒸気爆発が発生しない場合でも、熔融炉心の冷却材への伝熱による水蒸気発生により圧力スパイクが生じる。ここでは、原子炉圧力容器外FCIの圧力スパイク影響因子について、BWRの原子炉圧力容器外FCIを模擬したCOTELS実験の実験結果を中心に検討する。各ケースの圧力変化を図3-9に示す。COTELS実験では、基本実験ケース(A1)に比較してコリウム量が少ない実験ケース(A4)では、デブリ保有熱量が少なく圧力上昇も低くなる傾向がある。また、COTELS実験では、サブクール度が大きいケース(A5,A6)、プール水深が大きいケース(A9)では、蒸気凝縮により圧力上昇が低くなる傾向がある。</p> <p>粒子化割合については、COTELS実験では水深は0.4mであるが、ほとんどがプール水中で粒子化した。また、FARO実験では、水深が1~2mであるが、高圧・飽和水の酸化コリウム実験では一部が粒子化し、高圧・飽和水のコリウムに金属成分を含んだ実験では全てコリウムが粒子化している。粒子化割合が大きいほうがプール水への伝熱量が多くなるため、圧力上昇は高くなると思われる。</p> <p>粒子径については、COTELS実験結果ではコリウム落下速度の大きいケース(A8,A10)では、基本実験ケース(A1)に比較して、粒子径が小さく初期圧力上昇幅も大きくなる傾向がある。一方、FARO実験では、粒子の質量中央径は比較的大きかったが、実験条件(初期圧力、水深、コリウム落下速度、サブクール度)に対する依存性は低いと報告されている。各UO₂混合物実験の平均的な粒子径は、熔融物量の多いFARO実験では2.6~4.8nm^[4]、COTELS実験では6mm程度^[7]である。</p> <p>以上の影響因子をBWRプラント体系で考えた場合、以下に分類できる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器下部(ベダスタル)領域のプール水の状態(サブクール度、水位) ・ 熔融炉心の落下量及び粒子化(破損口径、粒子化割合、落下速度) ・ プール水とデブリ粒子との伝熱(デブリ粒子径) 	<p>・ <u>KROTOS実験とTROI実験は最新の計測装置を使用して計測されている。そして、解析コードの評価及び改良のために、局所的及び全体的なデータ、特に局所ボイド率及び熔融物分布がこれらの実験から得られた。しかし、これらの実験で得られた意義のあるデータはまだ十分に分析されていない。また、これまでに実験データの不確かさを定量化する試みや爆発エネルギーを計算する試みは行われていない。</u></p> <p>3.2 FCI 実験の知見の整理</p> <p>本項では、前項に示した知見に関する整理を行う。</p> <p>(1) FCI現象への影響因子</p> <p>国内外のFCI実験で得られた結果を要約すると、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 水プールの水深が深い場合、細粒化割合が大きい。FARO実験のうち、原子炉容器外FCIを想定したケースでは、水深が1~2mの場合に対して、熔融物のほとんどが細粒化した。一方、COTELS実験では、水深が0.4mの場合に対して、熔融物の90%以上が細粒化した。 ・ 水プールのサブクール度が大きい場合、水蒸気爆発に至る可能性は高いが、圧力スパイクの観点からは、サブクール度が小さい方が厳しい。KROTOS実験(ケース46, 52, 53)において、UO₂混合物に対して、水プールのサブクール度が大きく外部トリガを与えた場合に、水蒸気爆発が発生した。一方、圧力スパイクについては、サブクール度が77Kの場合には約0.06MPaの圧力上昇(KROTOS実験(ケース37))、サブクール度が0Kの場合には約3MPaの圧力上昇(FARO実験(ケースL-14))となった。 ・ 熔融炉心の落下量が多い場合は、圧力上昇が大きい。COTELS実験(ケースA-1)では、サブクール度0Kで落下量が56.3kgであり、圧力上昇は8秒で約3MPa、FARO実験(ケースL-14)では、サブクール度0Kで落下量が125kgであり、圧力上昇は3秒で約3MPaであった。 ・ デブリ粒子の径は、UO₂混合物の場合、実験によりばらつきはあるが、1~6mmであった。観測されたデブリ粒子径は、FARO実験では3.2~4.8nm、KROTOS実験では1~1.7nm、COTELS実験では約6mmであった。 ・ デブリ粒子の径は、デブリジェットの落下速度に反比例する傾向があることが、COTELS実験で確認された。 ・ デブリ粒子の径が小さい方が、初期の圧力上昇幅が大きくなる傾向があることがCOTELS実験で確認された。 ・ 機械的エネルギーへの変換効率率は、共晶物の混合物の方が大きくなると整理されたが(TROI実験)、後にそのような知見は否定された(SERENA実験)。 <p>これらの知見について、PWRプラントの体系に置き換えると以下の3つの観点に分類できる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉下部キャビティ水の状態(水温及び水量) ・ 熔融炉心の落下量(落下速度)と細粒化量 ・ 原子炉下部キャビティ水とデブリ粒子の伝熱(デブリ粒子の径) 	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
【参考のため掲載順を入替え】		
<p>(1) 原子炉圧力容器外FCIの水蒸気爆発の可能性</p> <p>酸化アルミニウムと鉄からなる模擬溶融物を用いた ALPHA 実験及びアルミナを用いた KROTOS 実験では、外部トリガーなしで水蒸気爆発が発生しているが、UO₂を用いた KROTOS, FARO, COTELS 実験では外部トリガーなしでは水蒸気爆発は発生していない。UO₂混合物では一般的に過熱度が小さいため、粗混合粒子表面が早期に固化し、蒸気膜が崩壊しても溶融物の微細化が起きにくく、水蒸気爆発の発生が抑制されるためと考えられる。</p> <p>TROI 実験では UO₂ 混合物を用いた場合でもトリガーなしで水蒸気爆発が発生している例 (TROI-10, 12, 13, 14) が報告されている。TROI-10, 12 は、溶融物温度が 3800K 程度の高い温度での実験条件である。また、TROI-13, 14 の溶融物温度は、それぞれ 2600K, 3000K であるが、TROI-13 では、温度計測に問題があり実際には 3500K 以上と推測されている。また、TROI-14 では、二つの温度計が異なる最高温度 (4000K, 3200K) を示しており、温度計測の不確かさが大きいとされている。以上を踏まえると、TROI 実験の溶融物温度はかなり高い実験条件と考えられ、他の実験で想定しているような実機条件に近い溶融物温度では水蒸気爆発の発生可能性は十分小さいと考えられる。</p> <p>TROI 実験と実機条件の比較を検討するために、模擬溶融物にコリウム (UO₂/ZrO₂) を用いた TROI-10, 12, 23, 25 と実機条件の比較を表 3-8 に示す。この表では、図 3-11 に示す Ricou-Spalding 式による粒子化割合^[10]の概算値を示している。溶融物温度が高く過熱度が大きい TROI-10, 12 では、自発的水蒸気爆発が観測されている。これに対して、溶融物温度が高く過熱度が大きい水深が 1.3m と深い TROI-23 では、水蒸気爆発は発生していない。これは、水深が深いことにより、溶融物粒子が底部に到達するまでの沈降時間が長くなり、溶融物粒子が固化しやすいため、溶融物粒子が底部に接触することで発生するトリガリングを抑制したと考えられる^[9]。</p> <p>水蒸気爆発が発生した TROI-10, 12 の粒子化割合は約 60%であるが、水深がより深い TROI-23 では、粒子化割合が約 80%と比較的大きい値となっており、底部に到達する前に固化する溶融物粒子が比較的多いと考えられる。一方、水深及び粒子化割合は TROI-10, 12 と同程度であるが、溶融物温度がやや低い TROI-25 では、蒸気発生による圧力上昇 (SteamSpike) は生じているが、水蒸気爆発は発生していない。溶融物温度が低い場合、過熱度が小さく粒子が固化しやすいため、水蒸気爆発が抑制されたものと考えられる。</p> <p>実機条件では、溶融ジェットの初期直径は計装配管口径 (5cm) ~ 制御棒駆動機構ハウジングの直径 (15cm) 程度と想定されるが、ペダスタル注水対策により水深は 2.0m 以上となる。これより、粒子化割合は約 60% ~ 100% となるが、溶融物温度が 2600K 以下と水蒸気爆発が発生した TROI 実験よりも十分低いと考えられ、大規模な水蒸気爆発の発生の可能性は十分小さいと考えられる。</p>	<p>(2) 原子炉容器外 FCI における水蒸気爆発の発生可能性</p> <p>水蒸気爆発は、溶融炉心と冷却水の相互作用 (FCI) のうち、溶融炉心と水の伝熱により水蒸気が生成される過程で衝撃波を伴う現象であり、溶融炉心はエントレインされ粒子状となり水中に混合する、“初期粗混合”の状態において、デブリ粒子を覆う蒸気膜が局所的に崩壊 (トリガリング) し、デブリ粒子と水が直接接触して急激な伝熱が行われ、これらエントレインされた周囲のデブリ粒子に瞬時に拡大及び伝ばして、系全体で水蒸気が爆発的に発生し、衝撃波を生じ、原子炉格納容器への機械的荷重が生じると考えられている。</p> <p>ここでは、FCI 実験のうち、UO₂を用いた FARO 実験、KROTOS 実験、COTELS 実験及び TROI 実験の結果から、水蒸気爆発に至る可能性について考察する。</p> <p>4つの実験のうち、水蒸気爆発が観測されたのは KROTOS 実験及び TROI 実験であり、水プール底から圧縮ガスを供給し膜沸騰を強制的に不安定化 (外部トリガリング) を行った場合あるいは溶融物温度が比較的高い場合に水蒸気爆発が観測されているが、外部トリガリングを行ったケースでも、水蒸気爆発が観測されないケースもあった。これらを比較する。KROTOS 実験ケース 46 及び 47 は、ケース 36 及び 37 と同程度のサブクール度であるが、落下させる溶融物が約 1.6 倍であり、同じサブクール度であれば溶融物の落下量が多い場合に水蒸気爆発の可能性が高まることを示している。また、ケース 52 及び 53 は、ケース 36 及び 37 と比べて落下させる溶融物がわずかに少ない 2.6 kg であるが、サブクール度が大きく、ケース 52 及び 53 で水蒸気爆発の発生が観察されている。このことから、サブクール度が大きい場合に水蒸気爆発の可能性が高くなると言える。一方、TROI 実験では、ケース 10, 12, 13, 14, 34, 35, 36, 37, 46 及び 51 において水蒸気爆発の発生が観測されており、ケース 10 を除いていずれも外部トリガリングを行っている。ケース 10 では溶融物の温度が 3800K と比較的高くなっている。外部トリガリングを行っていない水蒸気爆発が観測されていないのは、ケース 25, 26, 39, 43, 48 及び 52 であり、これらの特徴は溶融物温度が低いあるいは溶融物の落下量が少ないことである。このことから、溶融物の温度が高い場合に水蒸気爆発の可能性が高くなると言える。さらに、TROI 実験と実機条件の比較を検討するために、溶融物に UO₂ 及び ZrO₂ を用いたケース 10, 23, 25 と実機条件の比較を表 3.2-1 に示す。この表では、図 3.2-1 に示す Ricou-Spalding 式による粒子化割合の概算値を示している。溶融物温度が高いケース 10 では自発的水蒸気爆発が観測されている。これに対して、溶融物温度が高いが水深が比較的深いケース 23 では水蒸気爆発は発生していない。これは、水深が深い場合には途中で溶融物が固化することから、溶融物が底部に接触することで発生するトリガリングが抑制されたためと考えられる。水蒸気爆発が発生したケース 10 の粒子化割合は約 60%であるが、水深が深いケース 23 では粒子化割合は約 80%であり、底部に到達する前に固化する溶融物が比較的多い。一方、水深及び粒子化割合はケース 10 と同程度であるが、溶融物温度がやや低いケース 25 では圧力スパイクは生じているものの、水蒸気爆発は発生していない。溶融物温度が低い場合、過熱度が小さく固化しやすいため、水蒸気爆発が抑制されたと考えられる。実機条件では溶融ジェットの直径は 4cm ~ 40cm 程度と想定され、原子炉下部キャビティの水深は 1.5m 以上となる。これより、粒子化割合は約 20% ~ 100% となるが、溶融物温度は 2700K 以下であり、水蒸</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>また、いくつかの TROI 実験では水蒸気爆発が発生したときの機械的エネルギー変換効率が報告されている(表3-6)。これらの中で自発的に水蒸気爆発が発生したとされる TROI-13の機械的エネルギー変換効率は0.4%である。これは、ALPHA 実験(表3-2)や KROTOS 実験(表3-3)で観測されているように、アルミナによる金属模擬溶融物実験の値に対して比較的小さい値となっている。</p> <p>また、KROTOS 実験 (K52,K53,K46) では、U₂ 混合物を用いた実験でも外部トリガーを与えた場合は水蒸気爆発が観測されているが、これらの実験ケースはサブクール度が大きい実験ケースである(K52のサブクール度:102K,K53のサブクール度:122K,K46のサブクール度:83K)。したがって、サブクール度が大きい場合には、U₂混合物を用いた場合でも、水蒸気爆発の可能性が高くなることが考えられる。これは、サブクール度が大きい場合には、粗混合粒子の蒸気膜の安定度が低下し、蒸気膜の崩壊が発生しやすいことが要因と考えられる。</p> <p>しかし、KROTOS 実験の K52,K53 と同程度の高サブクール度の条件である FARO 実験の L-31 (サブクール度:104K),L-33 (サブクール度:124K) では、水蒸気爆発が発生していない。これらの実験の U₂ 混合物量は、KROTOS 実験が数 kg であるのに対して 100kg 程度であり、より実機条件に近い。</p> <p>また、COTELS 実験の高サブクール実験 (A11) でも水蒸気爆発は発生していない。COTELS 実験は、BWRの原子炉圧力容器外 FCI を模擬した実験であり、溶融物に原子炉圧力容器内の構造物を想定したステンレススチールを含んでいる。また、溶融物量も 50kg 程度であり、KROTOS 実験よりも実機条件に近い。</p> <p>以上より、U₂ 混合物の溶融物量が少ない KROTOS 実験では、水蒸気爆発が発生しているが、溶融物量が多くより実機体系に近い大規模実験である FARO 実験、COTELS 実験では、水蒸気爆発は発生していない。</p> <p>FCI 実験では、水蒸気爆発のトリガーを発生させるために、高圧ガスを封入した装置 (KROTOS 実験では最大 20MPa のガスを封入可能な装置) を用いている。水蒸気爆発のトリガーは粗混合粒子の周囲に形成される蒸気膜の崩壊に起因すると考えられており、トリガー装置により圧力パルスを生じさせ蒸気膜を不安定化させる効果があると考えられる。実機条件では、このようなトリガー装置で発生させているような圧力外乱となる要因は考えられない。また、溶融物がプール底部に接触することでトリガー要因となることが考えられるが、BWRの原子炉圧力容器外 FCI を模擬した COTELS 実験の実験装置では、BWRのベドスタル底部と同様に平板コンクリートを模擬した実験装置としており、実機条件と同様であるが水蒸気爆発は観測されていない。</p> <p>また、実機条件では、水深が実験条件よりも深くなる可能性があるが、水深が深いことにより、溶融物粒子が底部に到達するまでの沈降時間が長くなり、溶融物粒子が固化しやすい状況となる。このため、溶融物粒子が底部に接触することで発生するトリガリングのリスクは低減する可能性がある。</p>	<p>気爆発が発生した TROI 実験よりも十分低く、大規模な水蒸気爆発の発生の可能性は十分小さいと考えられる。</p> <p>この結果を踏まえれば、FARO 実験のケース L-33 は、KROTOS 実験ケース 53 と同程度のサブクール度であるが、溶融物は約 40 倍の量であり、水蒸気爆発が起こりやすい条件と言えるが、水蒸気爆発は観察されていない。一方、COTELS 実験では、U₂ 割合は低めであるが、溶融物の量は、FARO 実験と KROTOS 実験の中間的な量である。いずれのケースも、水蒸気爆発の発生は観察されなかった。</p> <p>以上、U₂を用いた FARO 実験、KROTOS 実験、COTELS 実験及び TROI 実験について分析した結果、KROTOS 実験及び TROI 実験で外部トリガリングによりデブリ粒子を覆う蒸気膜の崩壊を促進させたケースで、溶融物が多い、サブクール度が大きい、又は溶融物温度が高い場合に水蒸気爆発に至っている。また、KROTOS 実験で水蒸気爆発が確認されたケースよりも溶融物が多い FARO 実験や COTELS 実験では、水蒸気爆発は観察されていない。このことから、デブリ粒子を覆う蒸気膜は安定性があり、外部トリガリングなどの外的な要因がなければ、蒸気膜の崩壊は起こりにくいことを示している。</p> <p>したがって、実機においては、原子炉下部キャビティ水は準静的であり、KROTOS 実験や TROI 実験のような外部トリガリングとなり得る要素は考えにくく、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて低いと考えられる。</p> <p>また、炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率について、JASMIN コードを用いて水蒸気爆発が発生したという条件における格納容器破損確率が評価²されている。</p> <p>²JAEA-Research 2007-072「軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価」2007年8月</p> <p>これについて、初めに、炉外水蒸気爆発の起こりやすさの観点で整理する。本解析では水蒸気爆発を起こしやすくするため、爆発の規模が最も大きくなり得る時刻、即ち粗混合融体質量が最初のピークをとる時刻に恣意的にトリガリングを与えている。これは、爆発に関与し得る融体の質量が最大に近く、ボイド発生とそれによる圧力の減衰が低い条件であることから、爆発の強度が大きくなりやすい条件となっているが、実機では、前述のとおり原子炉下部キャビティ水は準静的であり、トリガリングとなり得る要素は考えにくい。</p> <p>次に水蒸気爆発が起こったときの影響の観点で整理する。本論文の中で、原子炉格納容器のフラジリティ分布については、大半が 200MJ 以上の範囲に含まれている。また、JASMIN コードにおけるランダムサンプリング解析結果によれば、融体ジェット直径の分布として 0.1m~1m の一様分布を仮定しており、0.9m を超える場合に、流体の運動エネルギーが 200MJ を超える結果となっている。</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>以上より、BWRの実機条件において水蒸気爆発のトリガーとなる特段の要因は考えられないため、実機条件でも水蒸気爆発の発生リスクは十分小さいと考えられる。</p> <p>上記の実験条件と実機条件の検討より、実機においては、原子炉格納容器の損傷に至る大規模な原子炉圧力容器外水蒸気爆発の可能性は十分に小さいと考えられる。このため、原子炉圧力容器外FCIの有効性評価では、蒸気発生による圧力上昇（圧力スパイク）を評価する。なお、参考として、水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響についても、水蒸気爆発解析コード（JASMIN^[11]）及び構造応答解析コード（AUTODYN^[12]若しくはLS-DYNA^[13]）を用いて、水蒸気爆発のトリガーを解析的条件として与えることで水蒸気爆発の発生を模擬した解析を行うことにより、水蒸気爆発による格納容器ペダスタル構造部への影響を評価し、原子炉格納容器の健全性に影響を及ぼさないことを確認している。</p> <p>(3) FCIとMCCIを考慮した格納容器下部水張りの考え方</p> <p>炉心溶融が進捗し炉外に溶融炉心が流出する場合、FCIとMCCIの影響緩和において、格納容器下部への初期水張りが重要なマネジメントとなる。以下では格納容器下部への注水による初期水張りの考え方について示す。</p> <p>FCIの観点では、これまでのFCI実験結果の知見から、BWRの実機条件では水蒸気爆発の発生リスクは十分小さいと考えられる。しかし、万が一水蒸気爆発が発生したと想定すると、水深が深いと粗混合が促進され、水蒸気爆発の規模が大きくなる可能性がある。</p> <p>MCCIの観点では、種々の実験結果から、デブリ上面から除熱を向上させるため、格納容器下部への水張り水深を深くすることにより、溶融炉心が落下時に粒子化され、粒子状ベッドとして堆積することにより、デブリ冷却性を向上させることが影響緩和のために重要である。</p> <p>以上より、水深が深い場合は、万が一水蒸気爆発が発生した場合の影響が大きくなる可能性があるが、MCCIの影響を緩和する観点からは有利である。したがって、水蒸気爆発の評価により原子炉格納容器の健全性に影響を与えないことを十分確認できる範囲で初期水張りの水深を深くし、溶融炉心の粒子化を促進し、MCCIを緩和する運用とすることが得策と考えられる。</p>	<p>これに対して実機解析では、融体ジェット口径は約0.5mであることから、流体の運動エネルギーは200MJ以下と考えられ、この結果フラジリティカーブと重ならず、格納容器破損確率は十分低くなる。</p> <p>フラジリティの設定についても原子炉容器の上昇運動エネルギーが遮へい壁構造物の破損エネルギーで吸収できない場合に即、原子炉格納容器破損に至るという簡易的な取扱いとしている。これに対して実機では、原子炉容器の上昇運動エネルギーが遮へい壁構造物の破損エネルギーで吸収できない場合でも、遮へい壁構造物以外の原子炉格納容器内構造物でエネルギーが吸収できるため、即時に原子炉格納容器破損に至らないと考えられる。</p> <p>以上のとおり、トリガリングの付与、流体の運動エネルギーの大きめな評価、及びフラジリティの簡易的な取扱いをした場合の、条件付確率として、PWRに対する評価結果として6.8E-2（平均値）が算出されている。実機では、トリガリングとなりうる要素は考えにくいこと、融体ジェット口径が約0.5mであること、遮へい壁構造物以外の構造物で吸収できるエネルギーがあることから、格納容器破損確率は本評価結果より十分低い値になると考えられる。</p> <p>(3) FCIとMCCIを考慮した原子炉下部キャビティ水張りの考え方</p> <p><u>炉心溶融後に原子炉容器破損に至り、溶融物が原子炉下部キャビティに移行する場合、溶融物を冷却するために、原子炉容器破損前に原子炉下部キャビティに注水する方策が検討されている（ウェットキャビティ）。ウェットキャビティ方策では、溶融物が細粒化することで崩壊熱除去が促進され、MCCI防止に期待できる一方、FCIの観点では、水蒸気爆発や圧力スパイクによる原子炉格納容器の破損の可能性がある。以下では、原子炉下部キャビティに注水する水張りの考え方について整理する。</u></p> <p><u>FCIの観点では、これまでの実験的知見から、U₂を用いた各種実験において外部トリガリングがなければ水蒸気爆発の発生は観察されていないこと、また、実機感度解析において圧力スパイクによる原子炉格納容器圧力の上昇は軽微であることから、FCIによる影響は小さいと言える。</u></p> <p><u>MCCIの観点では、水中に溶融物が落下する場合、溶融物の細粒化と固化が促進され、冷却面積が大きくなることから、MCCIによるコンクリート侵食防止にとって有利に働くと言える。</u></p> <p><u>以上から、ウェットキャビティ方策のメリットとデメリットを比較すると、MCCIによるコンクリート侵食防止のメリットが、FCIによる原子炉格納容器破損の可能性のデメリットを上回ると判断できる。</u></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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について)

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 3-1 BWR体系における原子炉圧力容器内水蒸気爆発の発生確率に関する見解</p> <table border="1" data-bbox="174 264 1001 652"> <thead> <tr> <th data-bbox="174 264 465 316">原子炉圧力容器内水蒸気爆発に関する国際会議、文献</th> <th data-bbox="465 264 1001 316">BWRの原子炉圧力容器内水蒸気爆発に関する議論</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="174 316 465 483">OECD/CSNI F C 1 専門家会議 (1993)^[14]</td> <td data-bbox="465 316 1001 483">BWRの圧力容器下部プレナムは、制御棒案内管で密に占められている。そして、炉心の広範囲でのコヒーレントなリロケーションは、炉心支持板の存在により起こりにくいと考えられる。このような特徴によって、燃料-冷却材の粗混合のポテンシャルが制限され、水蒸気爆発に起因する水-溶融物スラグの運動エネルギーを消失させる可能性がある。したがって、スラグにより破壊された圧力容器ヘッドのミサイルに伴う格納容器破損は、PWRよりもBWRの方が起こりにくいと評価される。(T.Oikonen 等)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="174 483 465 534">NUREG/CR-5960 (1994)^[15]</td> <td data-bbox="465 483 1001 534">BWRの下部プレナムには、密に詰められた制御棒案内管があるため、原子炉内水蒸気爆発問題の対象とならない。(T.G. Theofanous 等)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="174 534 465 585">SERG-2 ワークショップ (1996)^[16]</td> <td data-bbox="465 534 1001 585">物理的なジオメトリは爆発的現象の発生に寄与しないため、BWRのαモード格納容器破損確率は、おそらくPWRより小さい。(M.Corradini)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="174 585 465 652">OECD/CSNI F C 1 専門家会議 (1997)^[17]</td> <td data-bbox="465 585 1001 652">下部プレナム構造物の存在により、水蒸気爆発の影響を緩和する。現在の知見は、一般にBWRでは原子炉内水蒸気爆発は原子炉格納容器への脅威とならない。(O. Zuchuat 等)</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉圧力容器内水蒸気爆発に関する国際会議、文献	BWRの原子炉圧力容器内水蒸気爆発に関する議論	OECD/CSNI F C 1 専門家会議 (1993) ^[14]	BWRの圧力容器下部プレナムは、制御棒案内管で密に占められている。そして、炉心の広範囲でのコヒーレントなリロケーションは、炉心支持板の存在により起こりにくいと考えられる。このような特徴によって、燃料-冷却材の粗混合のポテンシャルが制限され、水蒸気爆発に起因する水-溶融物スラグの運動エネルギーを消失させる可能性がある。したがって、スラグにより破壊された圧力容器ヘッドのミサイルに伴う格納容器破損は、PWRよりもBWRの方が起こりにくいと評価される。(T.Oikonen 等)	NUREG/CR-5960 (1994) ^[15]	BWRの下部プレナムには、密に詰められた制御棒案内管があるため、原子炉内水蒸気爆発問題の対象とならない。(T.G. Theofanous 等)	SERG-2 ワークショップ (1996) ^[16]	物理的なジオメトリは爆発的現象の発生に寄与しないため、BWRのαモード格納容器破損確率は、おそらくPWRより小さい。(M.Corradini)	OECD/CSNI F C 1 専門家会議 (1997) ^[17]	下部プレナム構造物の存在により、水蒸気爆発の影響を緩和する。現在の知見は、一般にBWRでは原子炉内水蒸気爆発は原子炉格納容器への脅威とならない。(O. Zuchuat 等)	<p>3.3 これまでの知見のまとめ</p> <p>これまでの知見をまとめると、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器内 FCI から水蒸気爆発に至り原子炉格納容器が破損する事象（いわゆるαモード破損）については、発生する可能性は非常に低い。 原子炉容器外 FCI については、UO₂を用いた各種実験において、外部トリガリング等の外的な要因がなければ水蒸気爆発の発生は観察されていない。 恣意的なトリガリングの付与など、水蒸気爆発が起こりやすくなるような条件下における格納容器破損確率評価では、実機より保守的な条件で評価されており、実機での確率は十分低くなると考えられる。 <p>以上から、FCIは原子炉格納容器への直接的な脅威にはならないと考えられる。</p>	
原子炉圧力容器内水蒸気爆発に関する国際会議、文献	BWRの原子炉圧力容器内水蒸気爆発に関する議論											
OECD/CSNI F C 1 専門家会議 (1993) ^[14]	BWRの圧力容器下部プレナムは、制御棒案内管で密に占められている。そして、炉心の広範囲でのコヒーレントなリロケーションは、炉心支持板の存在により起こりにくいと考えられる。このような特徴によって、燃料-冷却材の粗混合のポテンシャルが制限され、水蒸気爆発に起因する水-溶融物スラグの運動エネルギーを消失させる可能性がある。したがって、スラグにより破壊された圧力容器ヘッドのミサイルに伴う格納容器破損は、PWRよりもBWRの方が起こりにくいと評価される。(T.Oikonen 等)											
NUREG/CR-5960 (1994) ^[15]	BWRの下部プレナムには、密に詰められた制御棒案内管があるため、原子炉内水蒸気爆発問題の対象とならない。(T.G. Theofanous 等)											
SERG-2 ワークショップ (1996) ^[16]	物理的なジオメトリは爆発的現象の発生に寄与しないため、BWRのαモード格納容器破損確率は、おそらくPWRより小さい。(M.Corradini)											
OECD/CSNI F C 1 専門家会議 (1997) ^[17]	下部プレナム構造物の存在により、水蒸気爆発の影響を緩和する。現在の知見は、一般にBWRでは原子炉内水蒸気爆発は原子炉格納容器への脅威とならない。(O. Zuchuat 等)											

泊発電所3号炉 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 (添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について)

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

表 3-2 ALPHA 実験の主要な実験条件及び実験結果^[2]

実験名	実験ケース	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガ	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)
ALPHA	STX002	Fe-A ₂ O ₃	20	0.10	289	1.0	No	Yes	-
	STX003	Fe-A ₂ O ₃	20	0.10	292	1.0	No	Yes	-
	STX005	Fe-A ₂ O ₃	20	0.10	300	1.0	No	Yes	-
	STX009	Fe-A ₂ O ₃	20	0.10	289	1.0	No	Yes	-
	STX016	Fe-A ₂ O ₃	20	0.10	295	0.9	No	Yes	0.66
	STX017	Fe-A ₂ O ₃	20	0.10	286	0.9	No	Yes	0.66
	STX018	Fe-A ₂ O ₃	20	0.10	283	0.9	No	Yes	3.33
	STX001	Fe-A ₂ O ₃	10	0.10	283	1.0	No	No	-
	STX010	Fe-A ₂ O ₃	10	0.10	297	1.0	No	Yes	-
	STX013	Fe-A ₂ O ₃	10	0.10	284	1.0	No	No	-
	STX014	Fe-A ₂ O ₃	20	0.10	372	1.0	No	No	-
	STX008	Fe-A ₂ O ₃	20	1.60	288	1.0	No	No	-
	STX012	Fe-A ₂ O ₃	20	1.60	290	1.0	No	No	-
	STX015	Fe-A ₂ O ₃	20	1.00	282	1.0	No	No	-
	STX006	Fe-A ₂ O ₃	20	0.10	288	1.0	No	No	-
	STX011	Fe-A ₂ O ₃	20	0.10	290	1.0	No	Yes	-
	STX019	Fe-A ₂ O ₃	20	0.10	281	0.9	No	Yes	5.67
	STX020	Fe-A ₂ O ₃	20	0.10	281	1.0	No	No	-
	STX021	Fe-A ₂ O ₃	20	0.10	281	0.9	No	Yes	4.05

泊発電所3号炉

表 3.1-1 FARO 実験条件及び結果一覧^[1]

実験 ID	UO ₂ 質量割合 %	溶融物質量 kg	溶融物温度 K	溶融物落下径 mm	雰囲気圧力 MPa	水深 m	サブクール度 K	水蒸気爆発
L-08	0.8	18	2,923	100	5	0.87	0	なし
L-08	0.8	44	3,023	100	5.8	1.00	12	なし
L-11	0.77	151	2,823	100	5	2.00	2	なし
L-14	0.8	125	3,123	100	5	2.05	0	なし
L-19	0.8	157	3,073	100	5	1.10	1	なし
L-20	0.8	96	3,173	100	2	1.97	0	なし
L-24	0.8	176	3,023	100	0.5	2.02	0	なし
L-27	0.8	128	3,023	100	0.5	1.47	1	なし
L-28	0.8	175	3,052	50	0.5	1.44	1	なし
L-29	0.8	38	3,070	50	0.2	1.48	97	なし
L-31	0.8	82	2,880	50	0.2	1.45	104	なし
L-33	0.8	100	3,070	50	0.2	1.80	124	なし

※ 0.8 の場合の組成は 80%UO₂+20%ZrO₂、0.77 の場合の組成は 77%UO₂+18%ZrO₂+4%Zr。

[1]社団法人 原子力学会「シビアアクシデント熱流動現象評価」平成 13 年 3 月

表 3.1-2 KROTOS 実験条件及び結果一覧^[1]

実験 ID	溶融物タイプ	UO ₂ 割合	溶融物質量 kg	溶融物温度 K	圧力 MPa	水深 m	サブクール度 K	外部トリガ	水蒸気爆発	機械的エネルギーへの変換効率
26	Al ₂ O ₃	0	1.00	2,673	0.1	1.08	40	●	●	0.53 %
27	Al ₂ O ₃	0	1.43	2,673	0.1	1.08	10	-	-	-
28	Al ₂ O ₃	0	1.43	2,673	0.1	1.08	13	●	●	0.85 %
29	Al ₂ O ₃	0	1.45	2,673	0.1	1.08	80	-	●	0.72 %
30	Al ₂ O ₃	0	1.52	2,673	0.1	1.08	80	-	●	1.1 %
38	Al ₂ O ₃	0	1.53	2,885	0.10	1.11	79	-	●	1.45 %
40	Al ₂ O ₃	0	1.47	3,073	0.10	1.11	83	-	●	0.8 %
41	Al ₂ O ₃	0	1.43	3,073	0.10	1.11	5	-	-	-
42	Al ₂ O ₃	0	1.54	2,485	0.10	1.11	80	-	●	1.8 %
43	Al ₂ O ₃	0	1.50	2,825	0.21	1.11	100	-	●	1.3 %
44	Al ₂ O ₃	0	1.50	2,873	0.10	1.11	10	●	●	2.8 %
48	Al ₂ O ₃	0	1.74	2,415	0.37	1.11	120	-	●	2.2 %
50	Al ₂ O ₃	0	1.67	2,200	0.10	1.11	13	-	-	-
51	Al ₂ O ₃	0	1.80	2,475	0.10	1.11	5	-	-	-
32	81%UO ₂ +18%ZrO ₂	0.81	3.03	3,083	0.10	1.08	22	-	-	-
33	81%UO ₂ +18%ZrO ₂	0.81	3.20	3,083	0.10	1.08	75	-	-	-
35	78%UO ₂ +21%ZrO ₂	0.78	3.10	3,023	0.10	1.08	10	●	-	-
36	78%UO ₂ +21%ZrO ₂	0.78	3.03	3,025	0.10	1.08	79	●	-	-
37	78%UO ₂ +21%ZrO ₂	0.78	3.22	3,018	0.10	1.1	77	●	-	-
45	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	3.09	3,105	0.10	1.14	4	●	-	-
46	78%UO ₂ +21%ZrO ₂	0.78	5.05	3,088	0.10	1.1	63	●	●	0.04 %
47	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	5.15	3,023	0.10	1.1	82	●	-	0.01 %
52	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	2.82	3,023	0.20	1.1	102	●	●	0.02 %
53	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	2.62	3,023	0.36	1.1	123	●	●	0.05 %

・●あり、-なし

・エネルギー変換効率の“-”は報告書において評価値の記載されていないものである。

[1]財団法人 原子力安全研究協会「シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討」平成 13 年 7 月

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について)

表 3-3 KROTOS 実験の主要な実験条件及び実験結果 [3][4][6]

実験名	実験フェーズ	溶融物組成	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	サブクール度 (K)	水深 (m)	外部リファグ	水蒸気発生	溶融炉心バルブ異常発生
KROTOS	K38	Alumina	1.5	2463	0.1	79	1.11	No	Yes	1.45
	K40	Alumina	1.5	3073	0.1	83	1.11	No	Yes	0.9
	K41	Alumina	1.4	3073	0.1	5	1.11	No	No	-
	K42	Alumina	1.5	2463	0.1	80	1.11	No	Yes	1.9
	K43	Alumina	1.5	2475	0.21	100	1.11	No	Yes	1.3
	K44	Alumina	1.5	2473	0.1	10	1.11	Yes	Yes	2.8
	K49	Alumina	1.5	2488	0.37	120	1.11	No	No	2.2
	K50	Alumina	1.7	2473	0.1	13	1.11	No	No	-
	K51	Alumina	1.7	2748	0.1	5	1.11	No	No	-
	K32	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	3.0	3063	0.1	22	1.08	No	No	-
	K33	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	3.2	3063	0.1	75	1.08	No	No	-
	K35	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	3.1	3023	0.1	10	1.08	Yes	No	-
	K38	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	3.0	3025	0.1	79	1.08	Yes	No	-
	K37	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	3.2	3018	0.1	77	1.11	Yes	No	-
	K45	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	3.1	3108	0.1	4	1.14	Yes	No	-
	K46	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	5.4	3088	0.1	83	1.11	Yes	Yes	-
	K47	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	5.4	3023	0.1	82	1.11	Yes	No	-
	K52	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	2.8	3133	0.2	102	1.11	Yes	Yes	0.02
	K53	80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂	3.5	3129	0.38	122	1.11	Yes	Yes	0.05

泊発電所3号炉

表 3.1-3 ALPHA 実験条件及び結果一覧 [1]

実験 ID	溶融物タイプ	UO ₂ 割合	溶融物質量 kg	溶融物温度 K	雰囲気圧力 MPa	水深 n	サブクール度 K	水蒸気爆発	備考
002	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	1	84	●	
003	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	1	81	●	
005	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	1	73	●	
009	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	1	84	●	
016	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	1	78	●	
017	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	0.9	87	●	
018	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	0.9	90	●	
001	Fe+Al ₂ O ₃	0	10.0	2,723.15	0.1	1	80	-	溶融物半減
010	Fe+Al ₂ O ₃	0	10.0	2,723.15	0.1	1	76	●	溶融物半減
013	Fe+Al ₂ O ₃	0	10.0	2,723.15	0.1	1	89	-	溶融物半減
014	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	1	1	-	飽和水
008	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	1.8	1	188	-	高圧
012	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	1.8	1	184	-	高圧
015	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	1.0	1	171	-	高圧
025	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.5	0.9	145	●	高圧
006	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	1	75	-	溶融物分離器
011	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	1	83	●	溶融物分離器
019	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	0.9	82	●	溶融物分離器
020	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	1	82	-	溶融物分離器
021	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	0.9	82	●	溶融物分離器
102	SUS	0	20.0	2,070	0.1	0.8	81	-	
103	SUS	0	20.0	1,950	0.1	0.8	0	-	
104	SUS	0	20.0	2,070	0.1	0.8	40	-	

[1] 社団法人 原子力学会「シビアアクシデント熱流動現象評価」平成 13 年 3 月

表 3.1-4 COTELS 実験条件及び結果一覧 [1]

実験 ID	UO ₂ 割合 %	溶融物質量 kg	溶融物温度 K	雰囲気圧力 MPa	水深 n	サブクール度 K	水蒸気爆発
A-1	0.55	58.30	3,050	0.20	0.4	0	-
A-4	0.55	27.00	3,050	0.30	0.4	8	-
A-5	0.55	55.40	3,050	0.25	0.4	12	-
A-8	0.55	53.10	3,050	0.21	0.4	21	-
A-8	0.55	47.70	3,050	0.45	0.4	24	-
A-9	0.55	57.10	3,050	0.21	0.9	0	-
A-10	0.55	55.00	3,050	0.47	0.4	21	-
A-11	0.55	53.00	3,050	0.27	0.8	88	-

※ いずれも UO₂: 55wt%, Zr: 25wt%, ZrO₂: 5wt%, SS: 15wt%の混合物

[1] 社団法人 原子力学会「シビアアクシデント熱流動現象評価」平成 13 年 3 月

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉

実験名	実験ケース	溶解物組成	溶解物質量 (kg)	溶解物温度 (K)	圧力(MPa)	サブクール度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	構造的エネルギーキ 量増加率(%)
FAHO	L-00	80wt%NiO ₂ -20wt%ZrO ₂	18	2923	5	0	0.87	No	No	-
	L-08	80wt%NiO ₂ -20wt%ZrO ₂	44	3023	5.8	12	1.00	No	No	-
	L-11	77wt%NiO ₂ -19wt%ZrO ₂ -4wt%NiZr	151	2923	5	0	2.00	No	No	-
	L-14	80wt%NiO ₂ -20wt%ZrO ₂	125	3123	5	0	2.05	No	No	-
	L-18	80wt%NiO ₂ -20wt%ZrO ₂	157	3073	5	1	1.10	No	No	-
	L-20	80wt%NiO ₂ -20wt%ZrO ₂	96	3173	2	0	1.97	No	No	-
	L-24	80wt%NiO ₂ -20wt%ZrO ₂	177	3023	0.5	0	2.02	No	No	-
	L-27	80wt%NiO ₂ -20wt%ZrO ₂	117	3023	0.5	1	1.47	No	No	-
	L-28	80wt%NiO ₂ -20wt%ZrO ₂	175	3052	0.5	1	1.44	No	No	-
	L-29	80wt%NiO ₂ -20wt%ZrO ₂	39	3070	0.2	0.2	1.48	No	No	-
	L-31	80wt%NiO ₂ -20wt%ZrO ₂	92	2990	0.2	104	1.45	No	No	-
L-33	80wt%NiO ₂ -20wt%ZrO ₂	100	3070	0.4	124	1.60	Yes	No	-	

表 3-5 COTELS 実験の主要な実験条件及び実験結果 [17]

実験名	実験ケース	溶解物組成	溶解物質量 (kg)	圧力 (MPa)	サブクール度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	構造的エネルギーキ 量増加率(%)
COTELS	A1	55wt%NiO ₂ -25wt%Zr-5wt%NiO ₂ -15wt%NiSS	56.3	0.20	0	0.4	No	No	-
	A4	55wt%NiO ₂ -25wt%Zr-5wt%NiO ₂ -15wt%NiSS	27.0	0.30	8	0.4	No	No	-
	A5	55wt%NiO ₂ -25wt%Zr-5wt%NiO ₂ -15wt%NiSS	55.4	0.25	12	0.4	No	No	-
	A6	55wt%NiO ₂ -25wt%Zr-5wt%NiO ₂ -15wt%NiSS	53.1	0.21	21	0.4	No	No	-
	A8	55wt%NiO ₂ -25wt%Zr-5wt%NiO ₂ -15wt%NiSS	47.7	0.45	24	0.4	No	No	-
	A9	55wt%NiO ₂ -25wt%Zr-5wt%NiO ₂ -15wt%NiSS	57.1	0.21	0	0.9	No	No	-
	A10	55wt%NiO ₂ -25wt%Zr-5wt%NiO ₂ -15wt%NiSS	55.0	0.47	21	0.4	No	No	-
	A11	55wt%NiO ₂ -25wt%Zr-5wt%NiO ₂ -15wt%NiSS	53.0	0.27	86	0.8	No	No	-

(注) 溶解物温度は 3000~3100K と見積もられている [10] [18]

泊発電所3号炉

実験 ID	実験	溶解物タイプ	UO ₂ 質量割合	溶解物 質量 (kg)	溶解物 温度 (K)	サブクール度 (K)	行方水深 (m)	外部トリガーの有無	水蒸気爆発 発生の有無	構造的エネルギーキ 量増加率 (%)
1	TROJ	60ZrO ₂ +18Zr	0	5	>3373	-	5	-	-	-
2		60ZrO ₂ +18Zr	0	5.6	>3373	-	8	-	-	-
3		60ZrO ₂ +18Zr	0	4.3	>3373	-	50	-	-	-
4		60ZrO ₂ +18Zr	0	4.2	>3373	-	81	-	-	-
5		88.5ZrO ₂ +11.5KZr	0	2.8	3373	-	38	-	○	-
6		100ZrO ₂	0	4.3	>3373	-	81	-	○	-
8		70NiO ₂ +30ZrO ₂	0.7	4.3	3200	-	77(*)	-	-	-
10		70NiO ₂ +30ZrO ₂	0.7	8.7	3800	-	75(*)	-	○	-
11		70NiO ₂ +30ZrO ₂	0.7	9.5	>3800	-	77(*)	-	-	-
12		70NiO ₂ +30ZrO ₂	0.7	8.4	3800	-	80(*)	○	○	-
13		68NiO ₂ +32ZrO ₂ +18Zr	0.68	7.7	2800	-	81	○	○	-
14		68NiO ₂ +32ZrO ₂ +18Zr	0.68	9.5	3000	-	88	○	○	-
15		60ZrO ₂ +18Zr	0	2.3	3750	-	83	○	○	-
17		70NiO ₂ +30ZrO ₂	0.7	-	-	-	-	-	-	-
18		78NiO ₂ +22ZrO ₂	0.78	9.1	-	-	-	-	-	-
21		80NiO ₂ +20ZrO ₂	0.8	7.3	3000	-	75	-	-	-
22		80NiO ₂ +20ZrO ₂	0.8	9.9	2800	-	78	-	-	-
23		80NiO ₂ +20ZrO ₂	0.8	10.4	3800	-	80	-	-	-
24	100ZrO ₂	0	5.4	3800	-	85	○	○	-	
25	70NiO ₂ +30ZrO ₂	0.7	9.0	3500	-	88	○	-	-	
28	80NiO ₂ +20ZrO ₂	0.8	12.3	3800	-	90	○	-	-	
29	60NiO ₂ +40ZrO ₂	0.5	11.5	-	-	-	-	-	-	
32	87NiO ₂ +13ZrO ₂	0.87	-	-	-	-	-	-	-	
34	70NiO ₂ +30ZrO ₂ +18Zr	0.7	10.5	3670	-	32	○	○	0.63	
35	70NiO ₂ +30ZrO ₂ +18Zr	0.7	18.9	3800	-	39	○	○	0.21	
38	70NiO ₂ +30ZrO ₂ +18Zr	0.7	5.3	3510	-	68	○	○	0.50	
37	80NiO ₂ +20ZrO ₂ +18Zr	0.8	8.1	3380	-	60	○	○	0.01	
38	70NiO ₂ +30ZrO ₂ +18Zr	0.78	5.3	3650	-	85	-	-	-	
39	78NiO ₂ +22ZrO ₂ +18Zr	0.78	3.4	3730	-	88	○	-	-	

相違理由

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉

実験名	実験ケース	溶解物組成 (%)	溶解物質量 (kg)	溶解物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部ト/フー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)
TROI	1	ZrO ₂ /Zr (99/1)	5	>3373	0.1	365	0.67	-	Steam Spike	-
	2	ZrO ₂ /Zr (99/1)	5.5	>3373	0.1	365	0.67	-	No	-
	3	ZrO ₂ /Zr (99/1)	4.88	>3373	0.1	323	0.67	-	No	-
	4	ZrO ₂ /Zr (99/1)	4.2	>3373	0.1	292	0.67	-	Yes	-
	5	ZrO ₂ /Zr (98.5/1.5)	2.9	3373	0.1	337	0.67	-	Yes	-
	9	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	4.3	3200	0.1	296	0.90	-	No	-
	10	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	8.7	3800	0.117	296	0.67	-	Yes	-
	11	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	9.2	>3800	0.111	296	0.67	-	No	-
	12	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	8.4	3800	0.111	293	0.67	-	Yes	-
	13	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	7.7	2600 ⁽¹⁾	0.108	282	0.67	-	Yes	0.40%
	14	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	6.5	3000 ⁽²⁾	0.105	285	0.67	-	Yes	-
	17	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	-	-	-	-	-	-	-	-
	18	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	9.1	-	-	-	-	-	-	-
	21	UO ₂ /ZrO ₂ (60/20)	17.0	3000	0.110	298	1.30	No	No	-
	22	UO ₂ /ZrO ₂ (60/20)	17.0	2900	0.110	287	1.30	No	No	-
	23	UO ₂ /ZrO ₂ (60/20)	17.0	3600	0.110	293	1.30	No	No	-
	24	ZrO ₂	9.5	3600	0.110	288	0.67	No	Yes	-
	25	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	15.0	3500	0.110	287	0.67	No	Steam Spike	-
	26	UO ₂ /ZrO ₂ (60/20)	17.0	3300	0.106	283	0.67	No	Steam Spike	-

(注1) 参考文献[19]によれば温度計測に問題があり、実験には3500K程度以上と推測されている。
 (注2) 参考文献[19]によれば二つの温度計が異なる最高温度(4000K、3200K)を示しており、計測の不確かさが大きいとされている。

泊発電所3号炉

実験 ID	実験	溶解物タイプ	UO ₂ 質量割合	溶解物質量 kg	溶解物温度 K	溶解物過熱度 K	溶解物 97%~100% の有無	外部100% の有無	水蒸気爆発発生の有無	機械的エネルギーへの変換効率 (%)
40		70MO ₂ +30ZrO ₂	0.7	11.1	~3000	-	88(*)	-	-	-
43		63MO ₂ +27ZrO ₂ +10NFe	0.63	10.2	2880	-	77	○	-	-
44		63MO ₂ +27ZrO ₂ +10NFe	0.63	10.8	2880	-	78	-	-	-
45		100ZrO ₂	0	6.5	3280	-	84	○	○	-
46		70MO ₂ +30ZrO ₂	0.7	11.7	3660	-	89	○	○	-
47		63MO ₂ +27ZrO ₂ +10NFe	0.63	10.7	3030	-	79	○	-	-
48		70MO ₂ +30ZrO ₂	0.7	13.0	3920	-	38	○	-	-
49		62.3MO ₂ +18.9ZrO ₂ +11.7NFe	0.623	16.0	3690	-	-	-	-	-
50		69.5MO ₂ +18.9ZrO ₂ +11.6NFe	0.695	14.5	-	-	-	-	-	-
51		62.8MO ₂ +13.6ZrO ₂ +11.1NFe	0.628	6.3	3420	-	79	○	○	-
52		61.0MO ₂ +13.0ZrO ₂ +12.2NFe	0.61	8.8	2960	-	88	○	-	-

* 系の圧力が約0.1MPaであるため、373Kから水の温度を差し引いた値を記載。

- [1] V.Tyrskel, "Material effect in the fuel coolant interaction : structural characterization and solidification mechanism," 2012 (ID:全版)
- [2] J.H.Song, et al., "Experiments on the interactions of molten ZrO₂ with water using TROI facility," Nuclear Engineering and Design, 213, 2002 (ID: 1, 2, 3, 4, 5)
- [3] J.H.Song, et al., "Spontaneous steam explosions observed in the fuel coolant interaction experiments using reactor materials," Journal of the Korean Nuclear Society, Volume 33, Number 4, 2002 (ID: 6)
- [4] J.H.Song, et al., "Fuel coolant interaction experiments in TROI using a 90Zr/10Zr mixture," Nuclear Engineering and Design, 222, 2003 (ID: 8, 10, 11, 12)
- [5] J.H.Song, et al., "Insights from the recent steam explosion experiments in TROI," Journal of Nuclear science and technology, Volume 40, Number 10, 2003 (ID: 13, 14, 15)
- [6] J.H.Kim, et al., "The influence of Variations in the water depth and melt composition on a spontaneous steam explosion in the TROI experiments," Proceedings of ICNFP '04, Pittsburgh, PA USA, June 18-17, 2004 (ID: 21, 22, 23, 24, 26, 28)
- [7] J.H.Kim, et al., "Results of the triggered steam explosions from the TROI experiment," Nuclear Technology, Volume 158, 2007 (ID: 34, 35, 36, 37)
- [8] J.H.Kim, et al., "Triggered steam explosions in a narrow interaction vessel in the TROI facility," 2005 (ID: 38, 39)
- [9] J.H.Kim, et al., "Steam explosion experiments with iron-added corium in the TROI facility," Transactions of the Korean Nuclear Society Spring Meeting, Chuncheon, Korea, May 25-26, 2006 (ID: 43, 44)
- [10] J.H.Kim, et al., "Steam explosion experiments using nuclear reactor materials in the TROI facilities," Heat Transfer Engineering, 29(8), 2008 (ID: 45, 46, 47, 48)
- [11] J.H.Kim, et al., "Steam explosion experiments using partially oxidized corium," Journal of Mechanical Science and Technology, 22, 2008 (ID: 51, 52)

相違理由

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 溶解炉心と冷却材の相互作用について)

表 3-6 TROI 実験の主要な実験条件及び実験結果(2/2)(8)(9)(10)(20)

実験名	実験ケース	溶解物組成 (%)	溶解物質量 (kg)	溶解物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気発生	機械的エネルギー変換率(%)
TROI	29	UO ₂ /ZrO ₂ (50/50)	11.5					-	No	-
	32	UO ₂ /ZrO ₂ (87/13)						-	No	-
	34	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	10.5	~3000		341	0.67	Yes	Yes	0.63
	35	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	8	~3000	0.110	334	1.30	Yes	Yes	0.21
	36	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	5.3	~3000		306	0.95	Yes	Yes	0.50
	37	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	8.1	~3000	0.104	313	0.95	Yes	Yes	0.01
	38	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	5.3	~3000	0.106	288	1.30	-	No	-
	39	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	3.4	~3000	0.106	285	1.30	-	No	-
	40	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	11.1	~3000	0.312	287	1.30	-	No	-
	49	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (62.3/15/11.7/11)	15.96	2730(3360)					-	-
	50	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (59.5/18/11.9/10.6)	14.46						-	-
	51	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (60.5/16.7/12.1/10.7)	6.3 (14.2 bead)	2695(3420)	0.115	294	1.30	Yes	Yes	-
52	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (61/16/12/11)	8.6 (14.1 bead)	2650	0.116	285	1.30	Yes	Steam Spike	-	

(注1) 参考文献[19]によれば温度計測に問題があり、実際には3500K程度以上と推測されている。
 (注2) 参考文献[19]によれば二つの温度計が異なる最高温度(4000K、3200K)を示しており、計測の不確かさが大きいとされている。

泊発電所3号炉

相違理由

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

表 3-7 SERENA 実験 (フェーズ2) の主要な実験条件及び実験結果 [22]

実験名	実験ケース	溶解物組成 (wt%)	溶解物質量 (kg)	溶解物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)
SERENA (TROI/KROTOS)	TS-1	UO ₂ /ZrO ₂ (73.4/26.6)	15.4	~3000	0.4	301	1.0	Yes	Yes	0.12
	TS-2	UO ₂ /ZrO ₂ (68.0/32.0)	12.5	3063	0.2	334	1.0	Yes	Yes	0.28
	TS-3	UO ₂ /ZrO ₂ (71.0/29.0)	15.9	3107	0.2	331	1.0	Yes	Yes	0.22
	TS-4	UO ₂ /ZrO ₂ (81.0/19.0)	14.3	3011	0.2	333	1.0	Yes	Yes	0.35
	TS-5	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/U (76.0/19.3/5.0/0.7)	17.9	2940	0.2	337	1.0	Yes	Steam Spike	0.06
	TS-6	UO ₂ /ZrO ₂ /Fe ₂ O ₃ /FP (73.3/19.5/4.9/3.3)	9.3	2910	0.2	338	1.0	Yes	Yes	0.66
	KS-1	UO ₂ /ZrO ₂ (70.0/30.0)	2.4	2969	0.4	302	1.1	Yes	Yes	0.10
	KS-2	UO ₂ /ZrO ₂ (70.0/30.0)	3.9	3049	0.2	333	1.1	Yes	Yes	0.08
	KS-3	UO ₂ /ZrO ₂ (70.0/30.0)	0.8	2850	-	332	1.1	Yes	Yes	-(注1)
	KS-4	UO ₂ /ZrO ₂ (80.0/20.0)	2.3	2958	0.2	332	1.1	Yes	Yes	0.18
	KS-5	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr (80.1/11.4/8.5)	1.7	2864	0.2	327	1.1	Yes	Energetic event (注2)	-(注2)
	KS-6	UO ₂ /ZrO ₂ /Fe ₂ O ₃ /FP (73.0/20.4/4.1/2.5)	1.7	2853	0.2	340	1.1	Yes	Yes	~0

(注1) 実験失敗
 (注2) 計画失敗

泊発電所3号炉

実験	実験 ID	溶解物タイプ	UO ₂ 質量割合	溶解物 質量 kg	溶解物 温度 K	溶解物 過熱度 K	炉心温度 K	外部トリガーの有無	水蒸気爆発発生の有無	機械的エネルギーへの変換効率 (%)
TROI	TS-1	73.4%UO ₂ +26.6%ZrO ₂	0.734	15.4	~3000	145	115.9	○	○	0.12
	TS-2	68.0%UO ₂ +32.0%ZrO ₂	0.68	12.5	3063	228	81.7	○	○	0.28
	TS-3	71.0%UO ₂ +29.0%ZrO ₂	0.71	15.9	3107	272	85.1	○	○	0.22
	TS-4	81.0%UO ₂ +19.0%ZrO ₂	0.81	14.3	3011	171	64.0	○	○	0.35
	TS-5	76.0%UO ₂ +18.3%ZrO ₂ +5.0%Zr+0.7%U	0.76	17.9	2940	140	57.7	○	-	0.06
	TS-6	73.3%UO ₂ +19.5%ZrO ₂ +4.9%Fe ₂ O ₃ +3.3%FP	0.733	9.3	2910	239	96.9	○	○	0.66
KROTOS	KS-1	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	2.4	2969	109	118	○	○	0.10
	KS-2	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	3.8	3049	189	60	○	○	0.08
	KS-3	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	0.8	2850	-	-	-	-	-
	KS-4	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	2.3	2958	38	62	○	○	0.18
	KS-5	80.1%UO ₂ +11.4%ZrO ₂ +8.5%Zr	0.801	1.7	2864	64	67	○	-	-
	KS-6	73%UO ₂ +20.4%ZrO ₂ +4.1%Fe ₂ O ₃ +2.5%FP	0.73	1.7	2853	182	54	○	○	~0

表 3.1-6 SERENA 実験条件及び結果一覧 [1]

[1] OECD/SERENA Project Report - Summary and Conclusions, NEA/CSNI/R(2014)15.

相違理由

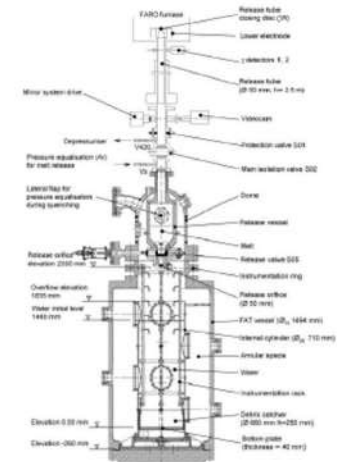
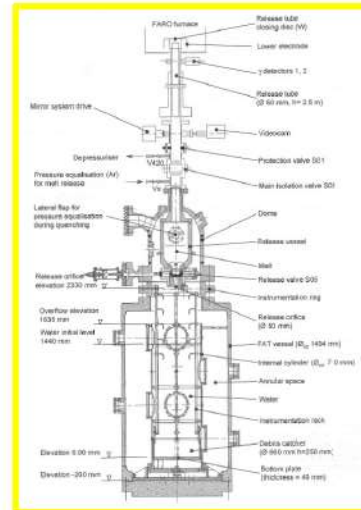
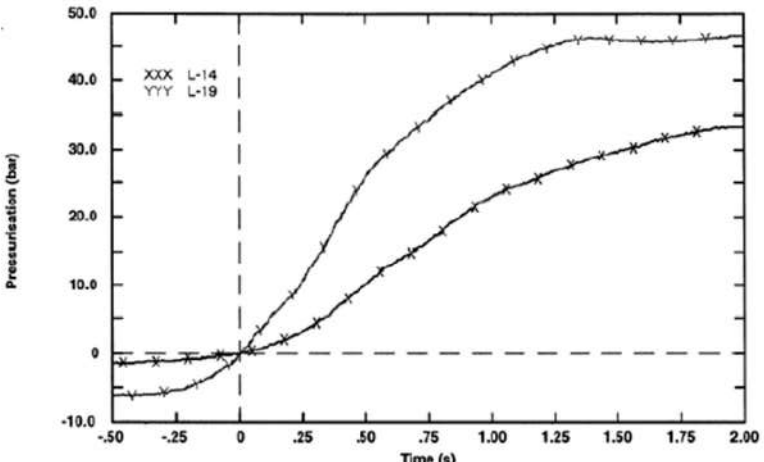
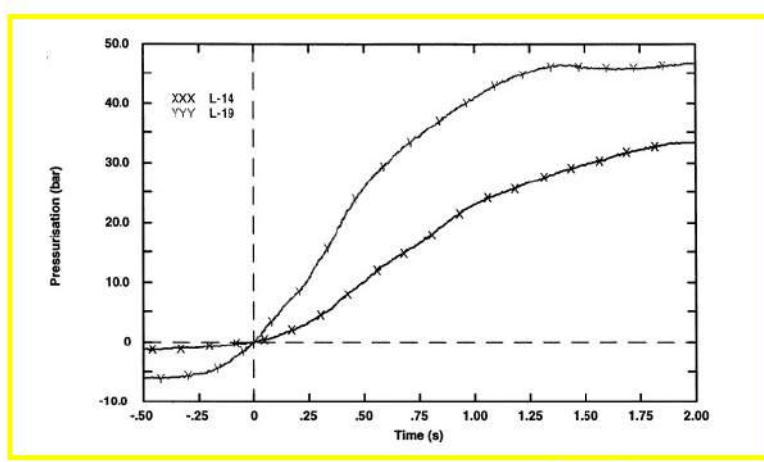
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉						泊発電所3号炉						相違理由
表 3-8 TROI 実験と実機条件の比較						表 3.2-1 TROI 実験と実機条件の比較						
実験ケース	溶融物温度 (過熱度) ^(注1)	溶融 ジェット径	水深	粒子化割合 ^(注2)	水蒸気爆発	実験 ID	溶融物温度	ジェット径	水深	粒子化割合(注)	水蒸気爆発	
TROI-10	3800K (900K)	6.5cm	0.67m	約60%	Yes	10	3800K	6.5cm	0.67m	約60%	○	
TROI-12	3800K (900K)	6.5cm	0.67m	約60%	Yes	23	3600K	7.4cm	1.3m	約80%	—	
TROI-23	3600K (700K)	7.4cm	1.30m	約80%	No	25	3500K	8.0cm	0.67m	約50%	圧力スパイク	
TROI-25	3500K (600K)	8.0cm	0.67m	約50%	Steam Spike	実機条件	~2700K	4~40cm	1.5m~	約20~100%	N/A	
実機条件	~2600K (~300K)	5~15cm	2.0m~	約60~100%	—	(注) Ricou・Spalding 相関式 (図 3.2-1) による概略評価値。						
(注1) 実験条件の過熱度は UO_2/ZrO_2 の相図 ^{[2][11]} より固相線温度を約2900Kとした場合の概算値 実機条件の過熱度は事故解析結果による下部プレナム部の溶融物（酸化物質）の過熱度の概算値 (注2) Ricou・Spalding 相関式 (図 3-11) による概算評価値												

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【参考のため掲載順を入替え】</p>  <p>出典：参考文献^[4] p.1999 Fig.1</p> <p>図3-5 FARO 実験装置の概要</p>	 <p>図3.1-1 FARO 実験装置</p> <p>出典：D. Magallon, Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiment, Nuclear Engineering and Design 236 (2006) 1988-2009</p>	
 <p>出典：参考文献^[6] p.229 Fig.6</p> <p>図3-6 FARO 実験の圧力変化の例 (L-14, L-19)</p>	 <p>図3.1-2 FARO 実験代表的圧力変化(L-14、L-19)</p> <p>出典：D. Magallon, et al., Lessons learnt from FARO:TERMOS corium melt quenching experiments, Nuclear Engineering and Design 189 (1999) 223-238</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

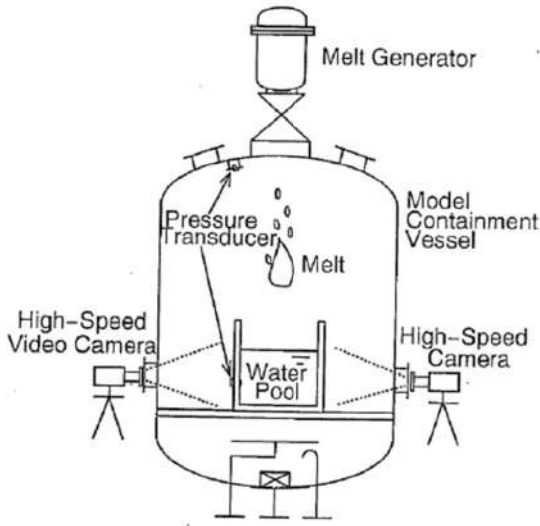
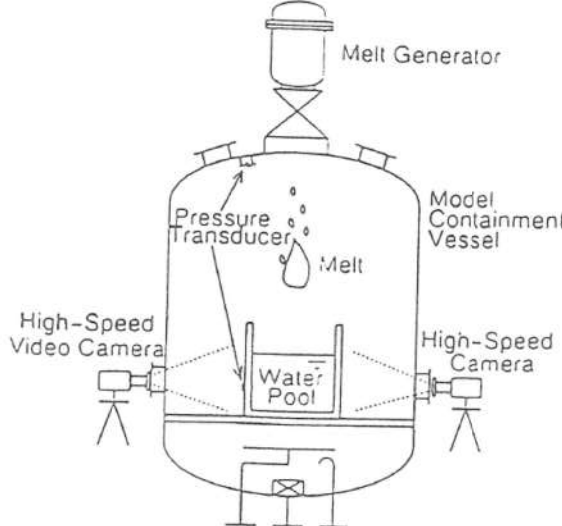
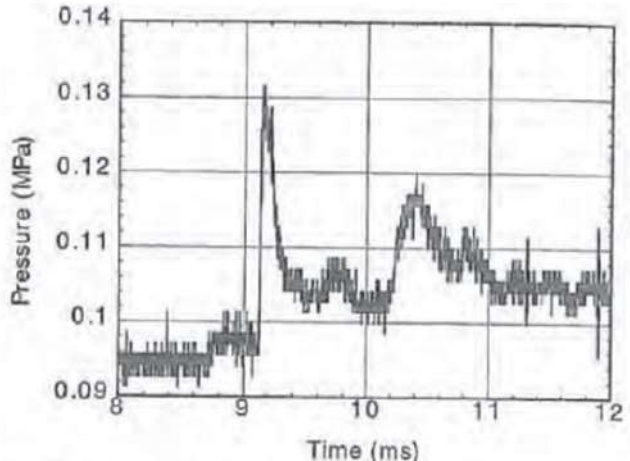
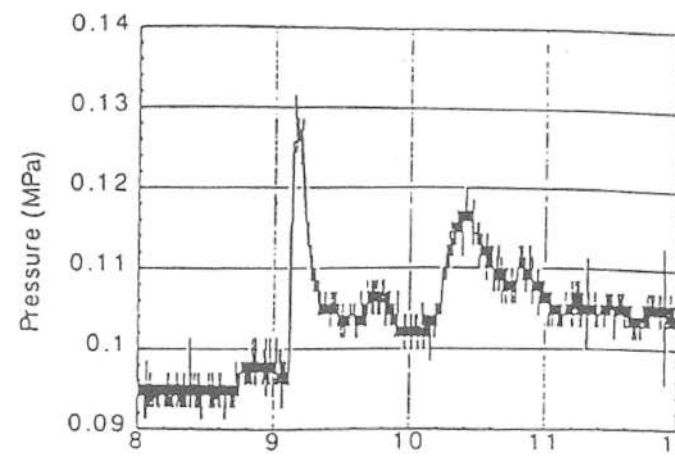
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>出典：参考文献^[3] p. 380 Fig. 1</p>	<p>図 3. 1-3 KROTOS 実験装置</p>	
<p>出典：参考文献^[3] p. 385 Fig. 3</p>	<p>図 3. 1-4 KROTOS 実験代表的圧力変化 (ケース 37 及び 42)</p>	
<p>図 3-4 KROTOS 実験の代表的圧力変化の例 (K-37, K-42)</p>	<p>図 3. 1-4 KROTOS 実験代表的圧力変化 (ケース 37 及び 42)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

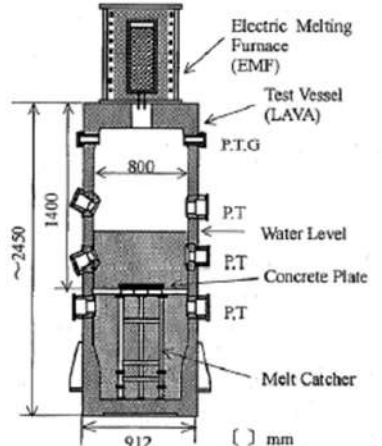
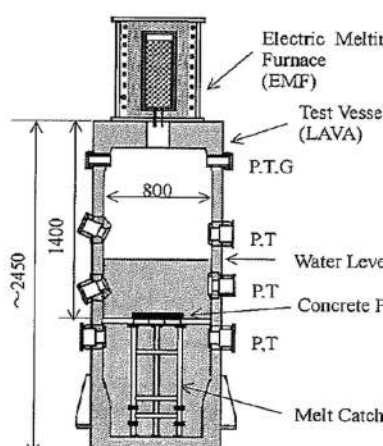
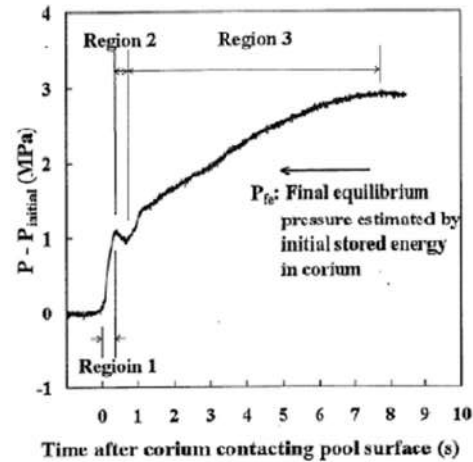
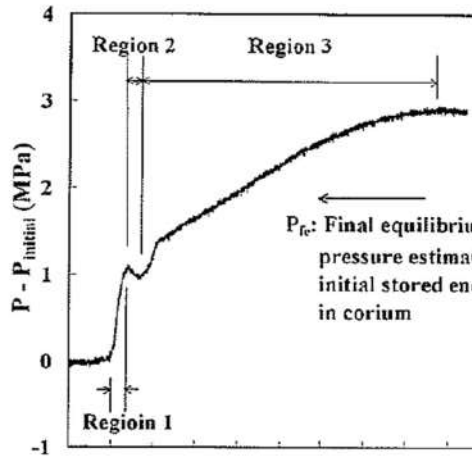
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>出典：参考文献^[2] p. 371 Fig. 1</p>	 <p>図 3.1-5 ALPHA 実験装置</p>	
<p>図 3-1 ALPHA 実験装置の概要</p>  <p>出典：参考文献^[2] p. 380 Fig. 8</p> <p>図 3-2 ALPHA 実験の圧力評価の例 (STX016)</p>	 <p>図 3.1-6 ALPHA 実験代表的圧力変化 (016)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

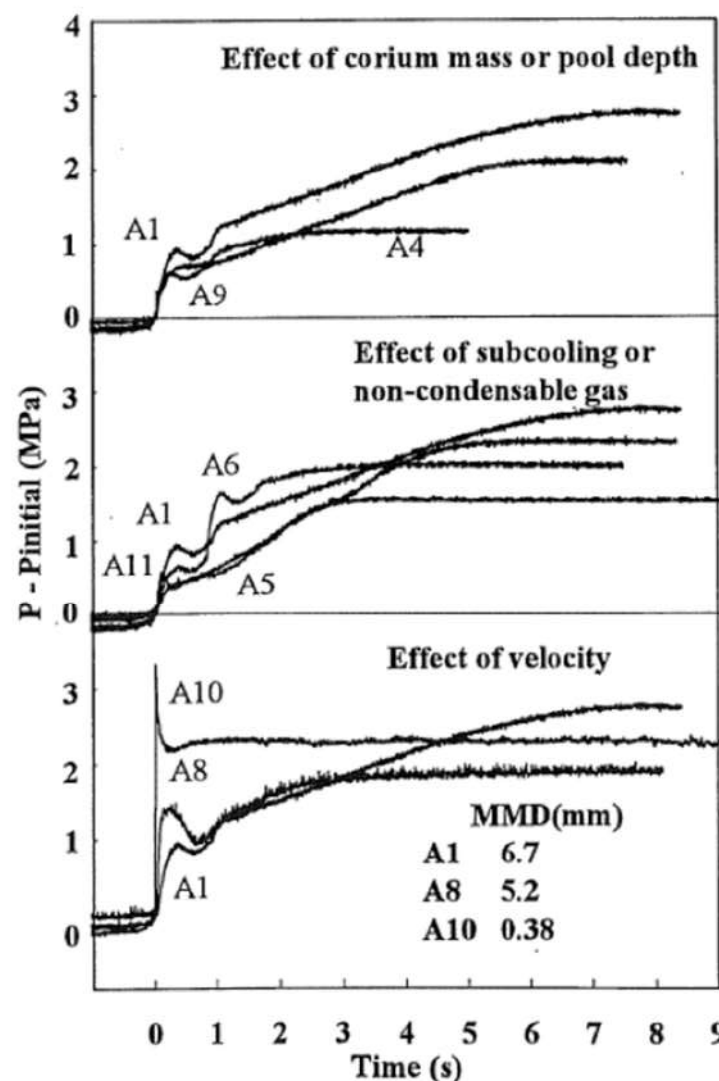
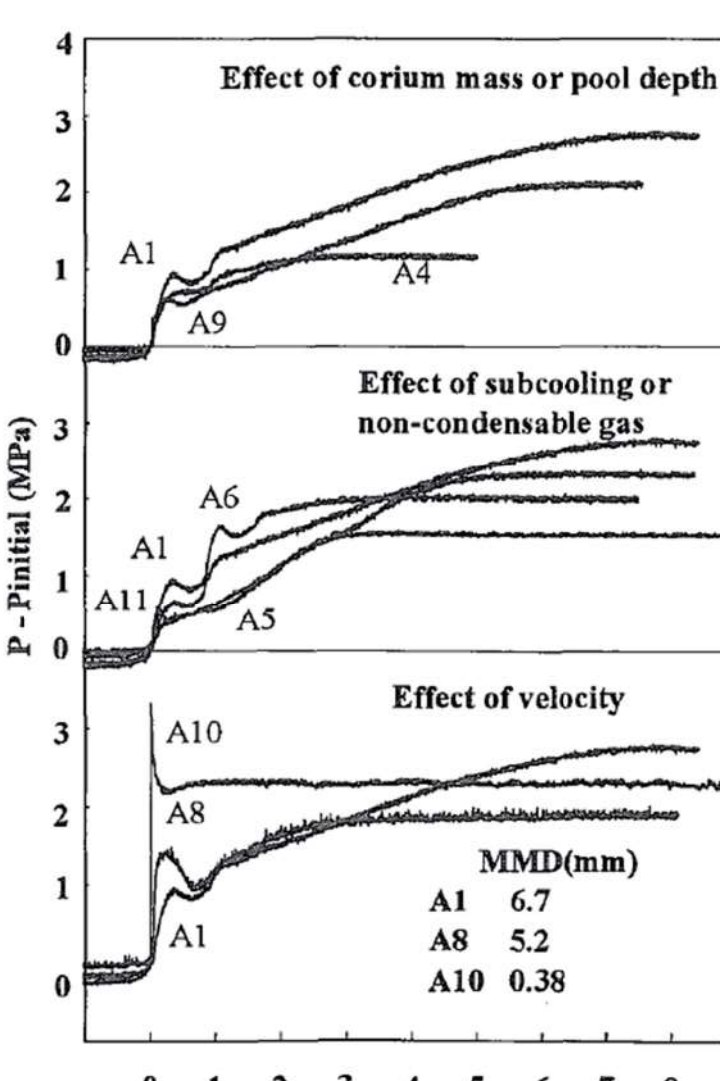
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>P: Pressure, T: Temperature, G: Gas sampling line</p> <p>出典：参考文献^[7] p.37 Fig.1</p> <p>図 3-7 COTELS 実験装置の概要</p>	 <p>P: Pressure, T: Temperature, G: Gas sampling line</p> <p>図 3.1-7 COTELS 実験装置</p>	
 <p>出典：参考文献^[7] p.38 Fig.2</p> <p>図 3-8 COTELS 実験の圧力変化の例 (A1)</p>	 <p>図 3.1-8 COTELS 実験代表的圧力変化(A-1)</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																
 <p>Effect of corium mass or pool depth</p> <p>Effect of subcooling or non-condensable gas</p> <p>Effect of velocity</p> <table border="1" data-bbox="627 989 851 1149"> <thead> <tr> <th>MMD(mm)</th> <th>Case</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>6.7</td> <td>A1</td> </tr> <tr> <td>5.2</td> <td>A8</td> </tr> <tr> <td>0.38</td> <td>A10</td> </tr> </tbody> </table> <p>出典：参考文献^[7] p. 38 Fig. 3</p> <p>図3-9 COTELS 実験の各実験ケースの圧力変化</p>	MMD(mm)	Case	6.7	A1	5.2	A8	0.38	A10	 <p>Effect of corium mass or pool depth</p> <p>Effect of subcooling or non-condensable gas</p> <p>Effect of velocity</p> <table border="1" data-bbox="1545 989 1769 1149"> <thead> <tr> <th>MMD(mm)</th> <th>Case</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>6.7</td> <td>A1</td> </tr> <tr> <td>5.2</td> <td>A8</td> </tr> <tr> <td>0.38</td> <td>A10</td> </tr> </tbody> </table> <p>図3.1-9 COTELS 実験各ケースの圧力変化</p>	MMD(mm)	Case	6.7	A1	5.2	A8	0.38	A10	
MMD(mm)	Case																	
6.7	A1																	
5.2	A8																	
0.38	A10																	
MMD(mm)	Case																	
6.7	A1																	
5.2	A8																	
0.38	A10																	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について）

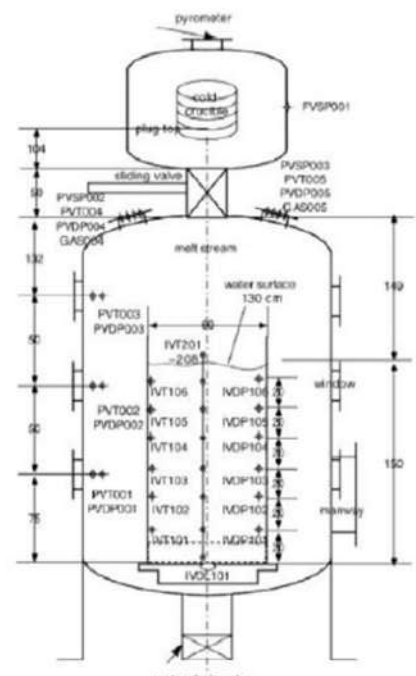
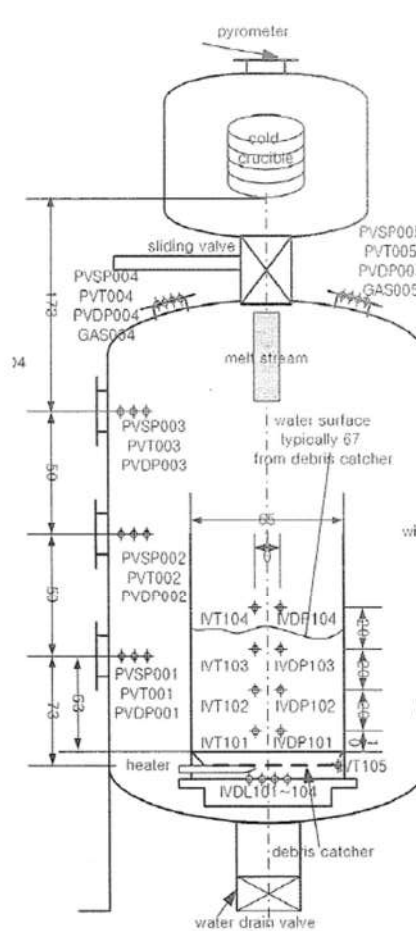
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>2. set up (surely from TROI-50 experiment)</p> <p>出典：参考文献^[8] Appendix B. p. 202</p>		

図3-10 TROI 実験装置の概要

図3.1-10 TROI実験装置

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="170 201 1032 715" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="322 713 844 740" data-label="Caption"> <p>図 3-11 Ricou-Spalding 相関式による粒子化割合のマップ</p> </div> <div data-bbox="633 826 1001 911" data-label="Text"> <p>本資料のうち、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="1077 201 1939 687" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1211 689 1787 718" data-label="Caption"> <p>図 3.2-1 Ricou-Spalding 相関式による粒子化割合のマップ</p> </div> <div data-bbox="1070 724 1933 790" data-label="Text"> <p>出典：(財) 原子力安全研究協会「シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討」平成13年7月</p> </div> <div data-bbox="1630 842 1939 911" 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>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 熔融炉心と冷却材の相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4. 不確かさに関する整理</p> <p>ここでは原子炉圧力容器外FCIについて、有効性評価の不確かさ評価を行う。なお、前項で述べたように、原子炉圧力容器外FCIにおける水蒸気爆発の発生可能性は低いことから、ここでは圧力スパイクの評価について検討する。</p> <p>前項で示した既存FCI実験の知見の整理より、原子炉圧力容器外FCIの圧力スパイクに影響する因子の分類として以下が考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器下部（ペDESTAL）領域のプール水の状態（サブクール度、水位） ・熔融炉心の落下量及び粒子化（破損口径、粒子化割合、落下速度） ・プール水とデブリ粒子との伝熱（デブリ粒子径） <p>また、実機体系では原子炉圧力容器下部領域の圧力変化が原子炉格納容器のドライウェル空間に伝播される現象を伴うことから、影響因子として以下を追加する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器内での水蒸気の流動 <p>上記の影響因子の不確かさに対する感度解析を行うために、各影響因子の不確かさを解析モデルで考慮する方法について以下に示す。</p> <p>(1) 格納容器下部（ペDESTAL）領域のプール水の状態（サブクール度、水位）</p> <p>圧力容器下部のペDESTAL領域の水温が高い場合には、水蒸気発生量が多くなり圧力スパイクは厳しくなる。なお、MAAPでは、蒸気の上昇速度がフラッディング臨界速度よりも大きい場合には、周囲の水が蒸気の流れによって巻き込まれ、巻き込まれた水蒸気の凝縮により蒸気発生量が減少する効果がモデル化されている。ペDESTAL領域の水は、ペDESTALへの注水によって形成されるので、その水温はペDESTAL注水温度に影響される。有効性評価では、ペDESTAL注水は外部水源から注水され、その水温は水源温度の実績値に対して高めの温度を設定している。したがって、圧力スパイクを厳しくする保守的な水温を設定しているが、本影響因子は解析モデルパラメータではないため、不確かさ評価は行わない。</p>	<p>4 不確かさに関する整理</p> <p>原子炉容器外 FCI について、実現象と解析モデルの差に着目しつつ、不確かさの整理を行う。なお、前項で述べたように、原子炉容器外 FCI における水蒸気爆発の発生可能性は低いことから、ここでは、圧力スパイクの観点で整理を行う。</p> <p>前述のとおり FCI は、細粒化した熔融炉心（デブリ粒子）により原子炉下部キャビティ水が加熱される際に水蒸気が発生し、圧力上昇（圧力スパイク）を引き起こす現象である。したがって、水の状態、熔融炉心の状態及びこれらの相互作用として分けて考えることができることから、原子炉容器外 FCI 現象の影響因子としては、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉下部キャビティ水温及び水量 ・熔融炉心の落下量（落下速度）と細粒化量 ・原子炉下部キャビティ水とデブリ粒子の伝熱 <p>として分類できる。また、水蒸気発生後の圧力上昇に関しては、原子炉下部キャビティ区画の圧力変化が原子炉格納容器上部区画に伝ばされる挙動であることから、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器内での水蒸気の流動 <p>についても不確かさの要因として考えられる。</p> <p>以下、それぞれに関して、MAAP コードの解析モデル上の取扱いを踏まえ、考え方を整理する。また、表 4-1 に原子炉容器外 FCI の不確かさに関する整理結果を示す。図 4-1 に以下について整理した流れ図を示す。</p> <p>(1) 原子炉下部キャビティ水温及び水量</p> <p>原子炉下部キャビティ水温が高い場合（＝サブクール度が小さい場合）には、水蒸気発生が促進され、圧力スパイクの観点では厳しい方向となる。原子炉下部キャビティ水は、1 次冷却系から放出された冷却水とスプレイ水が混合したものであり、これらの質量及びエネルギーバランスより、原子炉下部キャビティ水温が決定される。1 次冷却系から放出された冷却水の初期状態は、プラント設計に基づき設定されるものである。一方、スプレイ水は、再循環前は RWST を水源とし、再循環後はサンプル水から熱交換器を通して得られた水温が使用される。ここで、有効性評価の解析では RWST の水温を、現実的な範囲内で高めの値である夏季温度を設定している。したがって、不確かさが存在する場合でも、原子炉下部キャビティ水温は、解析で仮定した条件よりも低くなる方向であり、水蒸気の大量発生観点から、不確かさは問題とならない。また、事象による違いとして、有効性評価では原子炉格納容器破損シーケンスとして大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+CV スプレイ注入失敗及び全交流動力電源喪失+補助給水失敗を選定している。3 ループプラントを対象に、これらのシーケンスに対する原子炉下部キャビティ水温の比較図を図 4-2 に示す。上記のように、大破断 LOCA では高温の 1 次冷却系からの破断流が初期より原子炉下部キャビティに放出されるため原子炉下部キャビティ水温はより早期に上昇する。全交流動力電源喪失では主に代替格納容器スプレイから注水されるため初期の温度は低い、原子炉容器破損までの時間が長いことから、次第に飽和温度に近づいていく。結果として、原子炉容器破損時点での原子炉下部キャビティ水温はほぼ同程度であるが、全交流動力電源喪失では原子炉容器破損が遅いことから、原子炉容器破損時点での原子炉格納容器圧力も高めと</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 熔融炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ペDESTAL領域の水位に対しては、水深が深いほうが熔融炉心の細粒化量が大きくなる傾向がある。この場合、細粒化した粒子から水への伝熱量が多くなるので、圧力スパイクは厳しくなる方向である。本影響因子は解析モデルパラメータではないため、不確かさ評価は行わない。</p> <p>(2) 熔融炉心の落下量及び粒子化（破損口径、粒子化割合、落下速度）</p> <p>熔融炉心の落下量は、原子炉圧力容器の破損口径に依存する。原子炉圧力容器の破損は、原子炉圧力容器下部の制御棒駆動機構ハウジングの溶接部が破損し、制御棒駆動機構ハウジングが逸出することを想定している。原子炉圧力容器底部の口径が大きい貫通部として制御棒駆動機構ハウジングを想定している。なお、MAAPでは熔融物流出に伴う破損口の径方向侵食による破損口拡大も考慮されている。</p> <p>細粒化量に関して、MAAPではRicou-Spalding式で評価される。Ricou-Spalding式では、エントレインメント量（細粒化量）を流入流体の速度（ジェット速度）と両流体の密度比に関連させたモデルであり、液-液混合問題において広く利用されている相関式である。落下する炉心熔融物は円柱ジェットで冷却材中に突入することを想定し、円柱ジェット外周部の侵食として粒子化割合を評価している。円柱ジェットのエントレインメント速度（m/s）は、次式で与えている。</p>	<p>なっており、サブクール度は大破断LOCAの方が小さい。以上より、圧力スパイクの観点で大破断LOCAの方が厳しいと言える。なお、MAAPコードでは、デブリ粒子の熱エネルギーは水蒸気生成に費やされる熱量と水に伝熱する熱量に分けられ、水蒸気生成に費やされる熱量は系の圧力とサブクール度から計算される。また、気泡の上昇速度が臨界速度よりも大きい場合には、周囲の水が気泡の流れによって巻き込まれ、巻き込まれた水に気泡の水蒸気が凝縮することもモデル化されている。</p> <p>一方、原子炉下部キャビティ水位に関しては、水深が深い方が、熔融炉心の細粒化量が多くなる傾向がある。MAAPコードの解析モデルでは、原子炉格納容器内の流動は、ノード-ジャンクションモデルによって、ブローダウン水、スプレイ水等の原子炉下部キャビティへの流入量を計算し、原子炉下部キャビティの幾何形状に基づき、水位（水深）を計算している。即ち、原子炉格納容器形状とスプレイ開始のタイミング（事故シーケンス）で決まる。原子炉格納容器形状に関してはプラント設計データにより設定されることから不確かさは小さい。一方で、熔融炉心の落下時にも原子炉下部キャビティへの注水が継続した状態であることから、原子炉下部キャビティへの注水や熔融炉心の落下のタイミングによっては、原子炉下部キャビティ水深が変化し得ることから、事故シーケンスに基づく不確かさは存在すると考えられる。したがって、原子炉下部キャビティ水深の感度を確認する。</p> <p>(2) 熔融炉心の落下量（落下速度）と細粒化量</p> <p>熔融炉心の落下量及び落下速度は、原子炉容器の破損口径と破損時の1次冷却材圧力及び下部プレナム内の熔融炉心水頭に依存する。</p> <p>原子炉容器の破損口径に関しては、原子炉容器下部ヘッドに貫通部が存在し、主たる破損モードは、貫通部（計装案内管）の溶接部が破損し、貫通部程度の開口が生じるものと仮定している。したがって、破損の際、貫通部と同等の破損口が形成されるのか貫通部の周辺も熔融破損するのかわきについては不確かさがあることから、破損口径の感度を確認する必要がある。なお、原子炉容器破損形態に関しても、不確かさが存在するが、破損口径として整理できる。</p> <p>1次冷却材圧力に関して、圧力が高ければ原子炉容器下部ヘッド破損口からの熔融炉心の落下（噴出）を加速させる傾向がある。炉心熔融時に1次冷却材圧力が高い状態の重要事故シーケンスにおいては、炉心損傷検知後の運転員等操作による加圧器逃がし弁の開放に伴い、熔融炉心の落下前に、1次冷却系は十分に減圧された状態となる。</p> <p>細粒化量に関して、MAAPコードでは、Ricou-Spaldingの式から細粒化量を計算している。Ricou-Spaldingモデルは、エントレインメント量（細粒化量）を流入流体の速度（ジェット速度）と両流体の密度比に関連させたモデルであり、液液混合問題において広く利用されている相関式である。落下する炉心熔融物は円柱ジェットで冷却材中に突入することを想定し、円柱ジェット外周部の侵食として粒子化割合を評価している。円柱ジェットのエントレインメント速度（m/s）は、次式で与えている。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
$m_{ent} = E_0 \left(\frac{\rho_w}{\rho_{dj}} \right)^{1/2} u_{dj} \quad (1)$ <p>ここで、E_0：エントレインメント係数 u_{dj}：ジェット速度 [m/s] ρ_{dj}：ジェット密度 [kg/m³] ρ_w：水密度 [kg/m³]</p> <p>水中でのジェット速度を一定と仮定し、水面から垂直方向に積分すると、プール底部（水深；ΔH_{pool}）におけるジェット直径が(2)式のように得られる。</p> $d_{dj} = d_{dj,0} - 2E_0 \left(\frac{\rho_w}{\rho_{dj}} \right)^{1/2} \Delta H_{pool} \quad (2)$ <p>(2)式を用いて、溶融ジェット断面の減少分が粒子化割合であるため、粒子化割合Φ_{ent}は次式のように計算される。</p> $\Phi_{ent} = \frac{d_{dj,0}^2 - d_{dj}^2}{d_{dj,0}^2} \quad (3)$ <p>以上の評価式において、デブリ粒子化割合に影響するパラメータは、エントレインメント係数、初期デブリ直径、圧力（僅かではあるが水の密度に影響）及びプール水深である。このうち溶融物ジェット径は保守的に設定しており、また、プール水深は解析モデルパラメータではない。</p>	$m_{ent} = E_0 \left(\frac{\rho_w}{\rho_{dj}} \right)^{1/2} u_{dj} \quad (1)$ <p>ここで、E_0：エントレインメント係数 u_{dj}：ジェット速度[m/s] ρ_w：ジェット密度[kg/m³] ρ_{dj}：水密度[kg/m³]</p> <p><u>水中でのジェット速度を一定と仮定し、水面から垂直方向に積分すると、プール底部（水深；ΔH_{pool}）におけるジェット直径が(2)式のように得られる。</u></p> $d_{dj} = d_{dj,0} - 2E_0 \left(\frac{\rho_w}{\rho_{dj}} \right)^{1/2} \Delta H_{pool} \quad (2)$ <p><u>(2)式を用いて、溶融ジェット断面の減少分が粒子化割合であるため、粒子化割合Φ_{ent}は次式のように計算される。</u></p> $\Phi_{ent} = \frac{d_{dj,0}^2 - d_{dj}^2}{d_{dj,0}^2} \quad (3)$ <p><u>以上の評価式において、デブリ粒子化割合に影響するパラメータは、エントレインメント係数、初期デブリ直径、圧力（僅かではあるが水の密度に影響）及びプール水深である。このうち溶融物ジェット径は保守的に設定しており、また、プール水深は解析モデルパラメータではない。</u></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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 熔融炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>エントレインメント係数については、MAAPでは代表的なFCIの大規模実験であるFARO実験に対するベンチマーク解析によって範囲を設定しており、推奨範囲は□～□となっているため、粒子化量の不確かさとしてエントレインメント係数の感度を確認する。FARO実験条件は、水プールの水深は0.87～2.05m、水プールのサブクール度は飽和～124K、雰囲気圧力条件は2～5.8MPa（高圧条件）、0.2～0.5MPa（低圧条件）の範囲で行われており、一方、実機条件では、格納容器下部の水位は2～4m程度、格納容器下部内の冷却材のサブクール度は、飽和～90K程度、雰囲気圧力は0.2MPa[abs]程度であることを考慮すると、実験条件は有効性評価解析の特徴的な条件をおおむね包絡しており、ベンチマーク解析で検討されたエントレインメント係数の範囲で感度を確認すれば十分といえる。</p> <p>熔融炉心の落下速度は、原子炉圧力容器内外の圧力差、熔融炉心の高さ（水頭）及び熔融炉心の落下距離に依存する。原子炉減圧により原子炉圧力容器内外の圧力差が十分小さくなることから、圧力差の不確かさの影響は小さい。また、有効性評価では原子炉圧力容器の下部プレナム部に全量に近い熔融炉心が堆積しており、原子炉圧力容器の破損位置も原子炉圧力容器底部中心となっているため、熔融炉心の水頭が高い状態となっている。この場合、熔融炉心の流出速度が大きく落下量も多くなるため、圧力スパイクの評価も厳しくなる。したがって、熔融炉心の水頭の不確かさ評価は必要ない。一方、落下距離については、プール水位に不確かさがある。BWR5, Mark-I 改良型格納容器プラントの例では、落下距離の不確かさをプール水位の最大変動幅（3.4m）と仮定すると、ペDESTAL底部から原子炉圧力容器底部までの距離（約9.5m）の4割程度である。熔融炉心の落下速度が、落下距離の平方根に比例すると考えると、落下速度の不確かさは2割程度である。式(1)より熔融炉心の落下速度（ジェット速度）の不確かさはエントレインメント係数の不確かさとして評価できる。また、落下速度の不確かさはエントレインメント係数の不確かさ幅に包絡されている。したがって、熔融炉心の落下速度の不確かさの影響は、エントレインメント係数の不確かさ評価で確認できるため、落下速度の不確かさ評価は行わない。</p> <div data-bbox="607 1321 1010 1406" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> 本資料のうち、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>	<p>エントレインメント係数E_0について、MAAPコードではFCIの大規模実験に対するベンチマーク解析によって、その範囲を設定しており、有効性評価の解析ではその中間的な値（最確値）を設定している。ここで、エントレインメント係数の最大値は最確値よりも約□割大きく設定されているため、不確かさとしては約□割を見込む。</p> <p>一方、熔融炉心落下速度は、原子炉容器内外圧力差と熔融炉心の水頭から計算される。大破断LOCAシーケンスでは、原子炉容器内外圧力差は大きくなく、不確かさも小さいと考えられるが、熔融炉心水頭については、原子炉容器の破損位置により不確かさがある。原子炉容器の破損位置は、原子炉容器下部プレナムのノード代表点で表されるため、熔融炉心上面から破損口までの高さとして0.8m～1.2m、即ち約5割の不確かさ幅がある。熔融炉心落下速度は、熔融炉心水頭の平方根に比例することから、落下速度の不確かさ幅は約2割となる。</p> <p>以上より、落下速度の不確かさ幅はエントレインメント係数の不確かさ幅に包絡されることから、熔融炉心落下速度の不確かさの影響は、細粒化量の不確かさとして整理することとし、熔融炉心落下速度の不確かさの影響も含めて、エントレインメント係数E_0に関して感度を確認する。</p> <div data-bbox="1592 1321 1899 1390" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> 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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 熔融炉心と冷却材の相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) プール水とデブリ粒子との伝熱 (デブリ粒子径)</p> <p>水中でエントレインされた高温のデブリ粒子は、その周囲を蒸気膜が覆う状態となり、デブリ粒子の熱伝達は膜沸騰熱伝達と輻射熱伝達に支配される。MAAPではエントレインメントしたデブリ粒子の温度を、これらの熱伝達を考慮した機構論的モデルにより計算する。また、デブリ粒子から水への伝熱は、デブリ粒子の径に直接依存する。MAAPでは、デブリ粒子径はジェットの影響に依存するモデルにより計算される。デブリ粒子径の導出式には、粒子径ファクタ (モデルパラメータ) が乗じられている。</p> <p>デブリの粒子径ファクタについては、MAAPでは代表的なFCIの大規模実験に対するベンチマーク解析によって範囲を設定しており、原子炉压力容器下部プレナム部に対して推奨範囲は <input type="text" value="0.1"/> ~ <input type="text" value="0.2"/> となっているため、デブリ粒子の伝熱の不確かさは粒子径の不確かさとして考慮する。FARO 実験条件は、水プールの水深は0.87~2.05m、水プールのサブクール度は飽和~124K、雰囲気気圧力条件は2~5.8MPa (高圧条件)、0.2~0.5MPa (低圧条件) の範囲で行われており、一方、実機条件では、格納容器下部の水位は2~4m程度、格納容器下部内の冷却材のサブクール度は、飽和~90K程度、雰囲気気圧力は0.2MPa[abs]程度であることを考慮すると、実験条件は有効性評価解析の特徴的な条件をおおむね包絡しており、ベンチマーク解析で検討された範囲で感度を確認すれば十分といえる。</p> <p>(4) 原子炉格納容器内での水蒸気の流動</p> <p>FCIによる圧カスパイクの評価の観点では、ペDESTAL領域の開口部からドライウェル側への気体の流れのモデルも不確かさの要因として考えられる。MAAPでは、原子炉格納容器内の流動は、ノード・ジャンクションモデルを適用しており、ペDESTAL領域からドライウェル領域への流れは、ノードの圧力、ジャンクションの圧力損失により、差圧流や臨界流として扱われる。ジャンクションの圧力損失は、一般的な流動モデルを扱っていることから、不確かさは小さいと考えられる。</p> <p>以上のFCIの不確かさに関する整理結果を表4-1に示す。また、FCIにおける不確かさに関するフローを図4-1に示す。</p>	<p>(3) 原子炉下部キャビティ水とデブリ粒子の伝熱</p> <p>水中にエントレインされたデブリ粒子は、高温かつ崩壊熱による発熱状態にあり、周囲の水が膜沸騰となることから、デブリ粒子自体は蒸気膜に覆われた状態である。</p> <p>MAAPコードでは、水中にエントレインされたデブリ粒子と水との伝熱は蒸気膜に覆われた粒子の熱伝達 (膜沸騰熱伝達と輻射熱伝達) に関する相関式で表される。ここで、デブリ粒子から水への伝熱はデブリ粒子の径に依存する。また、原子炉下部キャビティ床に堆積したデブリ粒子は、細粒化されない他の熔融炉心とともに、均質の平板として模擬される。</p> <p>前述のとおり、熔融炉心のエントレインメント量は、Ricou-Spaldingの式により計算され、デブリ粒子の数はデブリ粒子の径により計算されるため、デブリ粒子の径がキーパラメータである。有効性評価の解析では、デブリ粒子の径を、(UO₂及びZrO₂)を用いたFCIの大規模実験に基づき設定していることから妥当であると考えられるが、解析において設定したデブリ粒子の径は、FCIの大規模実験での平均的な値であり、実験ケースによってばらつきが存在している。したがって、この観点で不確かさが存在することから、デブリ粒子の径の感度を確認する。</p> <p>なお、MAAPコードでは、デブリ粒子径はデブリジェットの表面張力に依存するモデルとなっており、デブリジェット径には依存しない。</p> <p>(4) 原子炉格納容器内での水蒸気の流動</p> <p>FCIによる圧カスパイクの評価の観点では、原子炉下部キャビティ区画から他区画への気体の流れのモデルも不確かさの要因として考えられる。MAAPコードでは、原子炉格納容器内の流動はノード・ジャンクションモデルであり、原子炉下部キャビティ区画から他区画への流れは、ノードの圧力、ジャンクションの圧力損失により、差圧流や臨界流として取り扱われる。</p> <p>ジャンクションの圧力損失に関しては、一般的な流動モデルを扱っていることから、不確かさは小さいと判断する。</p>	

本資料のうち、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。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

表 4-1 FCIの不確かさに関する整理結果(1/2)

影響因子	実機での実現象	解析上の取り扱い	感度解析条件
プール水温	ベデスタル注水の水温によりベデスタル領域のプール水温が決まる。	ベデスタル注水の水温は、水源温度の実績値に対して高めの温度を設定している。	解析モデルパラメータではないため、感度解析は行わない。
プール水位	ベデスタル部の注水により水位が上昇するが、水位がベデスタル部からドライウェル部への開口部に到達すると、プール水はドライウェル側に流出するため水位はこれ以上上昇しない。	有効性評価では、保守的に高めの水位としてベデスタル部の開口部下端まで水位があるとされている（BWR5 Mark-I改良型格納容器プラントの例）。	解析モデルパラメータではないため、感度解析は行わない。
溶融炉心落下量	破損口径と同じ径の大きさで炉心デブリが流出し、破損口も侵食すると想定される。	破損口径と同じ径で炉心デブリが流出する。破損口の侵食も考慮される。	原子炉圧力容器底部の口径が大きい貫通部として制御棒ハウジングを想定しているため感度解析は不要。
溶融炉心落下速度	原子炉圧力容器内外圧力差、溶融炉心の水頭、落下距離によって落下速度が決まる。	原子炉圧力容器内外圧力差、溶融炉心の水頭、落下距離によって落下速度が決まる。	エントレインメント係数

【参考のため掲載順を入替え】

泊発電所3号炉

表 4-1 FCIの不確かさに関する整理結果

影響因子	実機での実現象	解析上の取り扱い	感度解析条件
原子炉下部キャビティ水温	ブローダウン水、スプレイ水等が原子炉下部キャビティに回り込み、原子炉下部キャビティ水温が決まる。	ノードージャンクシヨシヨシモデルに従い、原子炉下部キャビティに流れ込む水の温度が評価される。	FCIを促進する取扱いのため、感度解析不要
原子炉下部キャビティへの注入量	ブローダウン水、スプレイ水等が原子炉下部キャビティに回り込み、原子炉下部キャビティ水深が決まる。	ノードージャンクシヨシヨシモデルに従い、原子炉下部キャビティに流れ込む水量が評価される。	原子炉下部キャビティ水深 (5. (1) にて感度解析実施)
溶融炉心落下量	破損口径と同等の大きさで溶融炉心が流出すると想定される。	破損口径と同じ径で溶融炉心が流出する。破損口の侵食も考慮される。	破損口径 (5. (2) にて感度解析実施)
溶融炉心落下速度	原子炉容器内外圧力差、自重、破損口径によって落下速度が決まる。	原子炉容器内外圧力差、自重、破損口径によって落下速度が評価される。	エントレインメント係数 (5. (3) にて感度解析実施)
細粒化量	デブリジェット径が大きいため、水中に落下する溶融炉心の内、エントレインメント部分はジェットの表面近傍に限られると想定される。	逆円錐型のデブリジェットに対して、Ricour-Spalding 相関式によって評価される。	エントレインメント係数 (5. (3) にて感度解析実施)
原子炉下部キャビティ水とデブリ粒子の伝熱	デブリ粒子から水へ膜沸騰伝熱及び輻射熱伝達から伝熱量が決まる。	デブリ粒子から水へ膜沸騰伝熱及び輻射熱伝達による熱流束によって評価される。	デブリ粒子の径 (5. (4) にて感度解析実施)
原子炉格納容器内での水蒸気の流動	原子炉下部キャビティで発生した水蒸気が圧力差と流動抵抗によって他区画へ移行すると想定される。	ノードージャンクシヨシヨシモデルに従い、原子炉格納容器内を流れる水蒸気質量流量が評価される。	一般的な流動モデルで取り扱っており、不確かさが小さく、感度解析不要

相違理由

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 溶解炉心と冷却材の相互作用について)


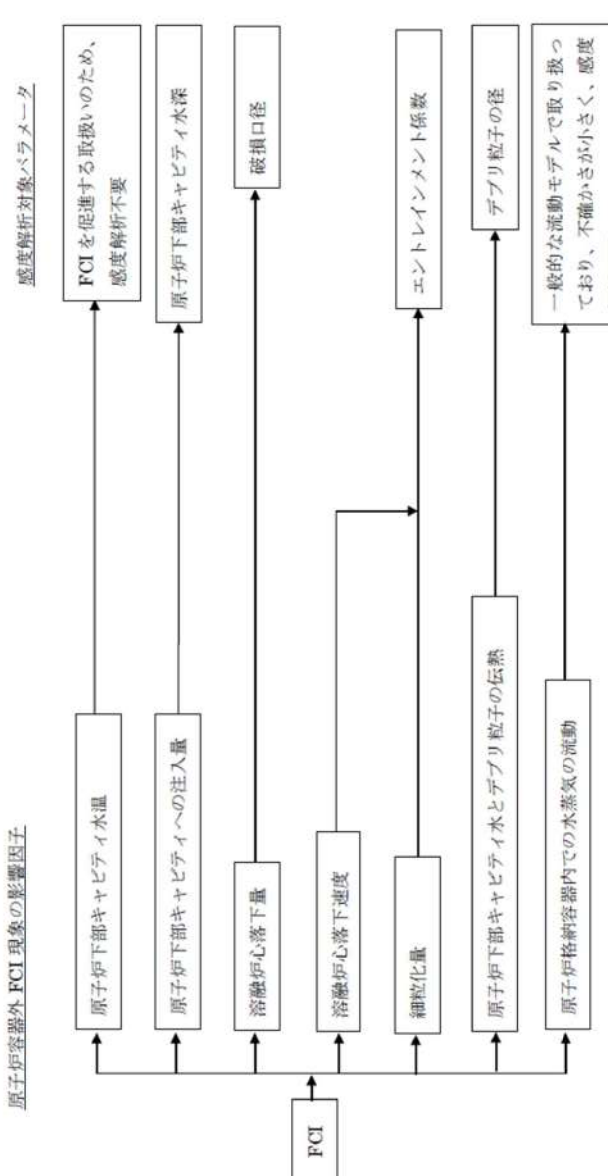
表4-1 FCIの不確かさに関する整理結果(2/2)

女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉	相違理由
影響因子	実機での実現象	解析上の取り扱い	感度解析条件		
細粒化量	デブリジェット径が大きいため、水中に落下する炉心デブリのうち、エントレインメントされる部分はジェットの表面近傍に限られると想定される。	デブリジェットに対して、Nicol-Spalding式によって評価される。	エントレインメント係数		
プール水とデブリ粒子の伝熱	デブリ粒子から水へ膜沸騰伝熱及び輻射熱伝達から伝熱量が決まる。	デブリ粒子から膜沸騰伝熱及び輻射熱伝達を考慮したモデルによって評価される。	デブリ粒子径		
格納容器内での水蒸気の流動	ペDESTアル領域で発生した水蒸気が圧力差と流動抵抗によりドロワイウエル領域へ移行すると想定される。	ノード・ジャンクシオンモデルに使い、原子炉格納容器内を流れる水蒸気量が評価される。	一般的な流動モデルで取り扱っており、不確かさが小さく、感度解析不要。		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図 4-1 FCI における不確かさに関する流れ図</p>	 <p>図 4-1 FCI における不確かさに関する流れ図</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 溶解炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>図4-2 シーケンス間の原子炉下部キャビティ水温の比較（3ループプラントの例）</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由									
<p>5. 感度解析と評価</p> <p>4章において抽出したパラメータに関し、感度解析を実施し、有効性評価に対する影響度合いを確認する。</p> <p>感度解析のベースケースは、BWR 5 Mark-I 改良型格納容器プラントにおける「高圧・低圧注水機能喪失（原子炉圧力容器破損）」である。</p>	<p>5 感度解析と評価</p> <p>4章において抽出したパラメータに関して感度解析によりその影響程度を把握した。</p> <p>感度解析のベースケースは、3ループプラントの「大破断LOCA+ECCS注入失敗+CVスプレイ注入失敗」である。</p> <p>(1) 原子炉下部キャビティ水深 解析条件 ベースケースでは、炉心損傷検知後30分で代替格納容器スプレイを実施することとしている。感度解析ケースでは、原子炉容器破損時点での原子炉下部キャビティ水深がより深くなる想定として、代替格納容器スプレイ作動のタイミングを変更する。</p> <p>ベースケースでは炉心溶融後30分としているが、感度解析ケースでは10分早めて炉心溶融後20分での代替格納容器スプレイ作動を仮定した感度解析を実施する。</p> <table border="1" data-bbox="1081 692 1946 970"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>代替格納容器スプレイ作動</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>炉心溶融後30分</td> <td>運転員等操作余裕時間として設定</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>炉心溶融後20分</td> <td>原子炉下部キャビティへの注水量を増加するため、ベースケースより10分早く、代替格納容器スプレイ作動を仮定</td> </tr> </tbody> </table>	項目	代替格納容器スプレイ作動	設定根拠	ベースケース	炉心溶融後30分	運転員等操作余裕時間として設定	感度解析ケース	炉心溶融後20分	原子炉下部キャビティへの注水量を増加するため、ベースケースより10分早く、代替格納容器スプレイ作動を仮定	<p>※PWRではスプレイ水等の回り込みにより水深が変化するため感度解析を実施</p>
項目	代替格納容器スプレイ作動	設定根拠									
ベースケース	炉心溶融後30分	運転員等操作余裕時間として設定									
感度解析ケース	炉心溶融後20分	原子炉下部キャビティへの注水量を増加するため、ベースケースより10分早く、代替格納容器スプレイ作動を仮定									

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>The diagram illustrates a cross-section of a reactor vessel during a severe accident. At the top, the '原子炉容器' (Reactor vessel) contains a '溶融炉心' (Molten core), depicted as a red stippled region. Below the core, '蒸気' (Steam) is shown as blue bubbles rising from the core. The vessel is surrounded by a 'ベースケース' (Base case) and a '感度解析ケース' (Sensitivity analysis case), which are indicated by vertical arrows on the right side of the diagram.</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

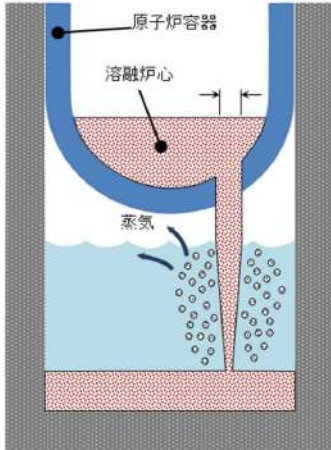
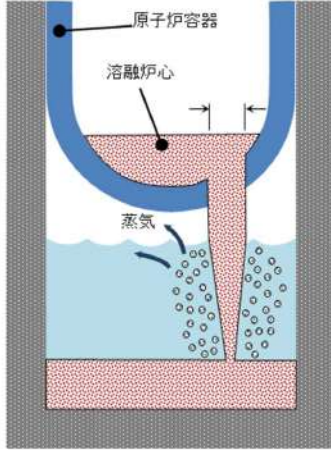
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付2 溶解炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由									
	<p>解析結果</p> <p>図5-1-1～5-1-5に、代替格納容器スプレイ作動時刻の感度解析結果を示す。</p> <p>ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は炉心溶解後20分以降に現れる。炉心溶解後20分までの挙動は同等である。代替格納容器スプレイ作動のタイミングがベースケースに比べて10分早くなったことにより、原子炉容器破損時点の原子炉下部キャビティ水位がベースケースに比べて増加している。また、約1.5時間時点で原子炉容器破損が発生し圧力スパイクが起こるが、ベースケースと感度解析ケースで大きな違いはない。これは、PWRでは格納容器体積が大きいことにより、過渡的な圧力上昇が緩和されたことから、感度解析に差が生じなかったと考えられる。</p> <p>評価</p> <p>原子炉下部キャビティ水深の圧力スパイクに対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さいと言える。</p> <p>(2) 原子炉容器の破損口径</p> <p>解析条件</p> <p>原子炉容器破損口の大きさには不確かさがあり、破損口の大きさが大きい場合に圧力スパイクが大きくなると考えられる。破損口初期径として、ベースケースでは原子炉容器貫通部1つ分の径である□mを与えているが、感度解析としてその約3倍の□mを設定する。貫通部の径に対して約3倍の初期径を想定したのは、貫通部の口径に対して隣接する計装案内管間の距離は数倍あり、隣接する貫通部が同時に破損すると、その間の領域の原子炉容器本体も同時に溶解破損する可能性も考慮したためである。</p> <table border="1" data-bbox="1064 1069 1944 1197"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>破損口の初期径</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>□m</td> <td>原子炉容器貫通部1つ分の径</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>□m</td> <td>隣接する貫通部の同時破損を想定</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right; border: 1px solid black; padding: 5px;">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	破損口の初期径	設定根拠	ベースケース	□m	原子炉容器貫通部1つ分の径	感度解析ケース	□m	隣接する貫通部の同時破損を想定	<p>※BWRは【DCH】で記載</p>
項目	破損口の初期径	設定根拠									
ベースケース	□m	原子炉容器貫通部1つ分の径									
感度解析ケース	□m	隣接する貫通部の同時破損を想定									

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: center;"> <div style="text-align: center;">  <p>ベースケース</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>感度解析ケース</p> </div> </div> <p>解析結果</p> <p>図5-2-1～5-2-5に、原子炉容器の破損口径の感度解析結果を示す。</p> <p>ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は原子炉容器破損以降に現れる。約1.5時間の時点で原子炉容器の破損が発生しており、感度解析ケースでは破損口径が大きくなることでデブリジェットの質量流量が増加し、原子炉下部キャビティの水位の低下がやや大きくなるが、ベースケースとの差はわずかである。これは、溶融炉心が破損口を通過する際に、溶融炉心からの対流熱伝達により破損口が溶融拡大され、結果的に破損口の初期径の差の影響が現れなかったこと、PWRでは原子炉格納容器体積が大きいことにより、過渡的な圧力上昇が緩和されたことから、感度解析に差が生じなかったと考えられる。</p> <p>評価</p> <p>原子炉容器破損口径の圧カスパイクに対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さいと言える。</p>	

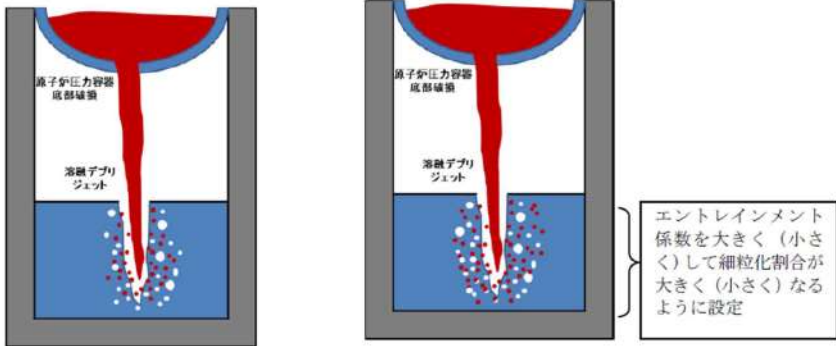
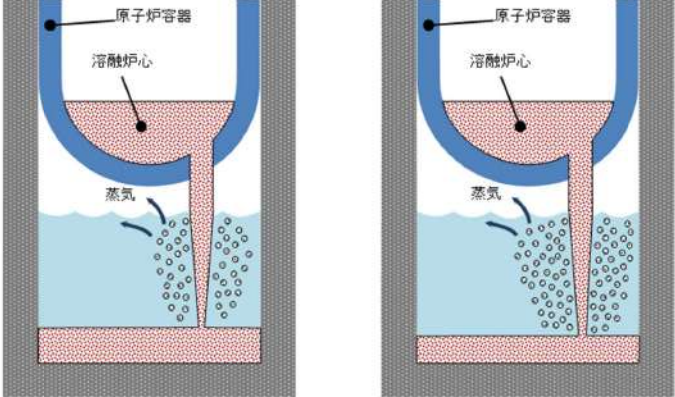
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 熔融炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																				
<p>(1) Ricou-Spalding のエントレインメント係数</p> <p>a. 解析条件</p> <p>Ricou-Spalding のエントレインメント係数は、ベースケースではMAAP推奨範囲 (<input type="text"/> ~ <input type="text"/>) のうちおよそ中間となる <input type="text"/> を設定しているが、感度解析ケースでは、MAAPの当該変数の推奨範囲のうち最大値と最小値 <input type="text"/>、<input type="text"/> を設定する。</p> <table border="1" data-bbox="152 890 1034 1034"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>エントレインメント係数</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td><input type="text"/></td> <td>MAAP推奨範囲のノミナル値</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">感度解析ケース</td> <td><input type="text"/></td> <td>MAAP推奨範囲の最小値</td> </tr> <tr> <td><input type="text"/></td> <td>MAAP推奨範囲の最大値</td> </tr> </tbody> </table> <div data-bbox="627 1321 1030 1407" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>本資料のうち、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>	項目	エントレインメント係数	設定根拠	ベースケース	<input type="text"/>	MAAP推奨範囲のノミナル値	感度解析ケース	<input type="text"/>	MAAP推奨範囲の最小値	<input type="text"/>	MAAP推奨範囲の最大値	<p>(3) Ricou-Spalding のエントレインメント係数</p> <p>解析条件</p> <p>細粒化割合には不確かさがあり、細粒化割合が大きい場合に圧力スパイクが大きくなると考えられる。エントレインメント係数はベースケースでは <input type="text"/> を設定しているが、感度解析ケースでは、MAAPコードの当該変数の推奨範囲 <input type="text"/> のうち最も大きい値、即ち、細粒化割合が大きく評価される値である <input type="text"/> を設定する。なお、推奨範囲とは、FCIの大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された範囲のことである。FCIの大規模実験の条件として、水プールの水深は0.87~2.05m、水プールのサブクール度は飽和~124K、雰囲気圧力条件は2~5.8MPa（高压条件）、0.2~0.5MPa（低压条件）を考慮している。一方、熔融炉心が原子炉下部キャビティへ落下する時点の特徴的な条件では、原子炉下部キャビティの水位は1~2m、原子炉下部キャビティ内の冷却水のサブクール度は数十℃、雰囲気圧力は0.2~0.3MPa（abs）であり、実験条件は有効性解析の特徴的な条件を包絡する。したがって、実験で検討された範囲に対して感度を確認すれば十分といえる。なお、デブリジェット径については、実験条件と実機条件に差があり、実機条件の方が、径が大きい。このため、実機条件では細粒化される熔融炉心は一部であり、残りの大部分は連続層のまま原子炉下部キャビティ床に堆積すると考えられる。実験ではジェット径に対して水深が深いため、ジェットの先端が床に到達せず、ほとんどすべての熔融炉心が細粒化されており、この条件に対してエントレインメント係数の幅が評価されている。したがって、実機条件のように、ジェット径に対する水深が浅い場合には、エントレインメント係数はより小さく評価されると考えられる。実機条件に対して当該変数推奨値の最大値を与えて感度解析を実施することは、実現象よりもFCIの影響を過大に評価することになる。</p> <table border="1" data-bbox="1070 890 1948 1008"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>エントレインメント係数</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td><input type="text"/></td> <td>当該変数推奨範囲の最確値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td><input type="text"/></td> <td>当該変数推奨範囲の最大値</td> </tr> </tbody> </table> <div data-bbox="1635 1321 1948 1388" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <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>	項目	エントレインメント係数	設定根拠	ベースケース	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最確値	感度解析ケース	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最大値	
項目	エントレインメント係数	設定根拠																				
ベースケース	<input type="text"/>	MAAP推奨範囲のノミナル値																				
感度解析ケース	<input type="text"/>	MAAP推奨範囲の最小値																				
	<input type="text"/>	MAAP推奨範囲の最大値																				
項目	エントレインメント係数	設定根拠																				
ベースケース	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最確値																				
感度解析ケース	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最大値																				

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

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="241 595 387 619">ベースケース</p> <p data-bbox="566 595 734 619">感度解析ケース</p> <p data-bbox="817 422 1014 555">エントレインメント係数を大きく（小さく）して細粒化割合が大きく（小さく）なるように設定</p>	 <p data-bbox="1167 627 1290 651">ベースケース</p> <p data-bbox="1525 627 1671 651">感度解析ケース</p> <p data-bbox="1765 451 1962 515">エントレインメント係数を大きくして細粒化割合が大きくなるよう設定</p>	
<p data-bbox="203 719 320 743">b. 解析結果</p> <p data-bbox="226 751 880 775">図5-1-1及び図5-1-2にエントレインメント係数の感度解析結果を示す。</p> <p data-bbox="203 818 1048 1046">ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は原子炉压力容器破損以降に現れる。約4.3時間の時点で原子炉压力容器の破損が発生しており、その時の格納容器圧力の上昇は、感度解析ケース（最大値）の方が僅かに大きい結果となっている。また、格納容器下部水温については、原子炉压力容器の破損に伴う溶融炉心の落下時点での温度上昇は感度解析ケース（最大値）の方が僅かに高い結果となっている。これは、エントレインメント係数を大きくすることで細粒化が進み、水との接触面積が大きくなり、水蒸気を短期間に発生させる効果があるためである。</p>	<p data-bbox="1115 719 1205 743">解析結果</p> <p data-bbox="1137 751 1753 775">図5-3-1～5-3-5に、エントレインメント係数の感度解析結果を示す。</p> <p data-bbox="1115 818 1962 1015">ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は原子炉容器破損以降に現れる。約1.5時間の時点で原子炉容器の破損が発生しており、そのときの原子炉格納容器圧力の上昇は、感度解析ケースの方がわずかに大きい結果となっている。また、原子炉下部キャビティの水温については、原子炉容器の破損に伴う溶融炉心の落下時点での温度上昇は感度解析ケースの方がわずかに大きい結果となっている。これは、エントレインメント係数を大きくすることで細粒化が進み、水との接触面積が大きくなり、水蒸気を短期間に発生させる効果があるためである。</p> <p data-bbox="1115 1058 1962 1318">ベースケース、感度解析ともに、発生水蒸気は水面に到達する間に周囲の水と熱交換し、水蒸気のエネルギーは水温上昇に費やされるため、一部が凝縮し、圧力スパイクには寄与しなくなる。また、発生した水蒸気による原子炉格納容器の圧力上昇は、PWRでは原子炉格納容器体積が大きいことにより緩和されたため、ベースケースとの圧力の差は小さくなり、エントレインメントに伴う圧力スパイクに対する感度は小さくなる。溶融炉心全体の熱量は、ベースケースと感度解析ケースで等価であるため、溶融炉心落下後の原子炉格納容器内温度、圧力、原子炉下部キャビティ水位等は一致した結果になり、エントレインメント係数を変更させたことの影響は過渡的なものとして現れる。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 熔融炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																					
<p>c. 評価</p> <p>エントレインメント係数の圧力スパイクに対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さい。</p> <p>(2) デブリ粒子径</p> <p>a. 解析条件</p> <p>デブリ粒子径には不確かさがあり、粒子径が小さい場合に圧力スパイクが大きくなると考えられる。原子炉圧力容器下部プレナム部の粒子径ファクタは、ベースケースではMAAP推奨範囲（<input type="text"/>～<input type="text"/>）のうちおよそ中間となる<input type="text"/>を設定しているが、感度解析ケースでは、MAAPの当該変数の推奨範囲のうち最小値と最大値<input type="text"/>、<input type="text"/>を設定する。なお、格納容器下部の粒子径ファクタは、固定値<input type="text"/>を設定している。</p> <table border="1" data-bbox="152 1161 1034 1311"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>粒子径ファクタ</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td><input type="text"/></td> <td>MAAP推奨範囲のノミナル値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td><input type="text"/></td> <td>MAAP推奨範囲の最小値</td> </tr> <tr> <td></td> <td><input type="text"/></td> <td>MAAP推奨範囲の最大値</td> </tr> </tbody> </table> <div data-bbox="636 1342 1034 1422" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>本資料のうち、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>	項目	粒子径ファクタ	設定根拠	ベースケース	<input type="text"/>	MAAP推奨範囲のノミナル値	感度解析ケース	<input type="text"/>	MAAP推奨範囲の最小値		<input type="text"/>	MAAP推奨範囲の最大値	<p>評価</p> <p>エントレインメント割合の圧力スパイクに対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さいと言える。</p> <p>(4) デブリ粒子の径</p> <p>解析条件</p> <p>粒子の径には不確かさがあり、粒子の径が小さい場合に圧力スパイクが大きくなると考えられる。粒子の径に係る係数は、ベースケースではFCIの大規模実験に基づく<input type="text"/>を設定しているが、感度解析ケースでは、MAAPコードの当該変数の推奨範囲<input type="text"/>～<input type="text"/>のうち最も小さい値、即ち、デブリ粒子の径が小さく評価される値である<input type="text"/>を設定する。なお、推奨範囲とは、FCIの大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された範囲のことである。FCIの大規模実験の条件として、水プールの水深は0.87～2.05m、水プールのサブクール度は飽和～124K、雰囲気圧力条件は2～5.8MPa（高圧条件）、0.2～0.5MPa（低圧条件）を考慮している。一方、熔融炉心が原子炉下部キャビティへ落下する時点の特徴的な条件では、原子炉下部キャビティの水位は1～2m、原子炉下部キャビティ内の冷却水のサブクール度は数十℃、雰囲気圧力は0.2～0.3MPa（abs）であり、実験条件は有効性解析の特徴的な条件を包絡する。したがって、実験で検討された範囲に対して感度を確認すれば十分といえる。なお、デブリジェット径については、実験条件と実機条件に差があり、実機条件の方が、径が大きい。しかし、細粒化したデブリ粒子の径については、熔融炉心の表面張力とジェット速度によって決まるものであり、ジェット径には依存しない。</p> <p>また、デブリ粒子の径に関する入力値は、原子炉下部キャビティだけでなく、原子炉容器内での熔融炉心の細粒化に対しても適用されている（前述のエントレインメント係数については、原子炉下部キャビティと原子炉容器内で、個別に設定可能である）。</p> <table border="1" data-bbox="1066 1171 1944 1299"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>粒子径ファクタ</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td><input type="text"/></td> <td>当該変数推奨範囲の最確値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td><input type="text"/></td> <td>当該変数推奨範囲の最小値</td> </tr> </tbody> </table> <div data-bbox="1644 1374 1944 1437" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <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>	項目	粒子径ファクタ	設定根拠	ベースケース	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最確値	感度解析ケース	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最小値	
項目	粒子径ファクタ	設定根拠																					
ベースケース	<input type="text"/>	MAAP推奨範囲のノミナル値																					
感度解析ケース	<input type="text"/>	MAAP推奨範囲の最小値																					
	<input type="text"/>	MAAP推奨範囲の最大値																					
項目	粒子径ファクタ	設定根拠																					
ベースケース	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最確値																					
感度解析ケース	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最小値																					

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. 解析結果</p> <p>図5-2-1及び図5-2-2に、デブリ粒子径の感度解析結果を示す。</p> <p>粒子径ファクタは、原子炉压力容器下部プレナム部の細粒化に適用されていることから、本解析には、原子炉压力容器下部プレナム部の細粒化効果が含まれる。原子炉压力容器下部プレナム部に関する考察は添付1にて行っており、原子炉圧力への影響は僅かであることが確認されている。原子炉压力容器の破損時刻は、感度解析ケース（最小値）の方が僅かに早い結果となっている。これは、デブリ粒子の径が小さくなることで下部プレナムに残留している冷却材の蒸発が早くなり、結果として原子炉压力容器の破損が早まっている。約4.3時間で原子炉压力容器の破損に至り、溶融炉心が格納容器下部に落下し、水蒸気発生に伴う圧力上昇となり、感度解析ケース（最小値）の方が早く上昇する結果となっている。これは、前述のとおり、感度解析ケース（最小値）の方が原子炉压力容器の破損が早くなるためであり、この時の圧力上昇幅を比較すると、ベースケースと感度解析ケースとで大きな差はない。また、格納容器下部水温についても、原子炉压力容器の破損後の温度上昇幅はベースケースと感度解析ケースとで大きな差はない。</p>	<div data-bbox="1153 279 1870 901" data-label="Diagram"> </div> <p>解析結果</p> <p>図5-4-1～5-4-5に、デブリ粒子の径の感度解析結果を示す。デブリ粒子の径に関する入力値が原子炉容器下部プレナム部の細粒化にも適用されていることから、本解析では、原子炉容器下部プレナム部の応答も含めて考察する。</p> <p>ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は溶融炉心の下部プレナムへの落下以降に現れる。溶融炉心が、原子炉容器下部プレナムに落下する時点（約1時間）での原子炉格納容器圧力の上昇は、ベースケースと感度解析ケースとで、差はわずかである。その後、原子炉容器の破損時刻は、感度解析ケースの方が、早い結果となっている。これは、デブリ粒子の径が小さくなることで下部プレナムに残留している冷却水の蒸発が早くなることと、径が小さいデブリ粒子が下部プレナム底に成層化することによるものである。そのため、下部プレナムに堆積した塊状の溶融炉心が冷却されにくくなり、結果として原子炉容器の破損が早まっている。</p> <p>その後、約1.5時間で原子炉容器の破損に至り、溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下し、水蒸気発生に伴う圧力上昇となり、感度解析ケースの方が早く上昇する結果となっている。これは、前述のとおり、感度解析ケースの方が原子炉容器の破損が早くなるためであり、この時の圧</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 熔融炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>c. 評価</p> <p>デブリ粒子径の圧カスパイクに対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さい。</p>	<p>力上昇幅を比較すると、ベースケースと感度解析ケースとで大きな差はない。また、原子炉下部キャビティ水温について、原子炉容器の破損後の温度上昇幅は、感度解析ケースの方がわずかに大きい。過渡的な変化であり、熔融炉心全体の熱量がベースケースと感度解析ケースとで等価であるため、最終的にはベースケースと一致した温度となっている。</p> <p>以上、デブリ粒子の径に関しては、約3割小さくした場合でも、原子炉格納容器圧力の上昇にはほとんど影響しない結果となった。これは、原子炉下部キャビティが水張りされていることで、デブリ粒子の冷却自体が促進されており、相対的に粒子径の差が、大きな影響を与えていないこと、及びPWRでは原子炉格納容器体積が大きいことにより過渡的な圧力上昇が緩和された結果、感度解析に差が生じなかったと考えられる。</p> <p>評価</p> <p>デブリ粒子径の圧カスパイクに対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価へ与える影響は小さいと言える。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

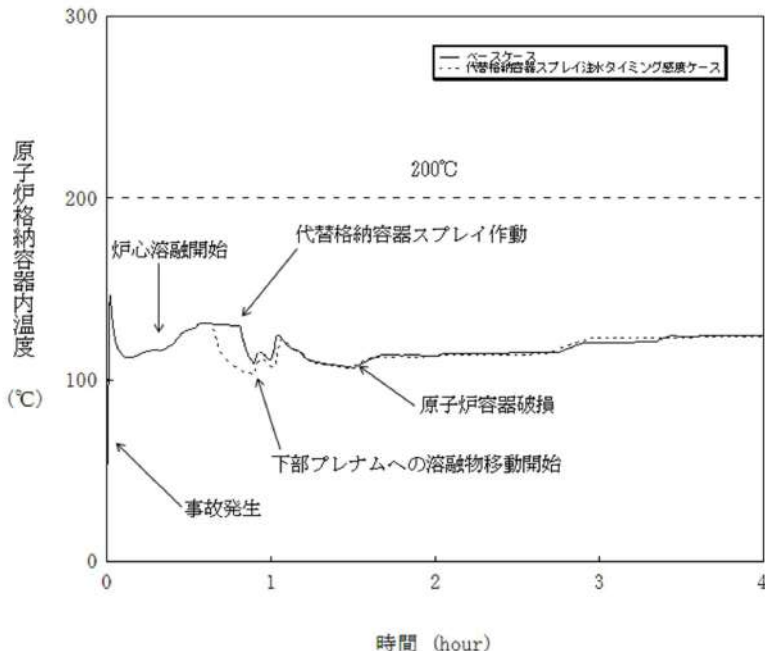
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) 感度解析パラメータの組み合わせ</p> <p>(2) で示したようにデブリ粒子径の圧カスパイクへの感度はほとんどない。このため、エントレインメント係数とデブリ粒子径の感度解析パラメータを組み合わせた解析は、エントレインメント係数の保守側のパラメータの感度解析とほぼ同じとなる。</p>	<p>(5) 感度解析パラメータの組合せ</p> <p>原子炉下部キャビティ水深、破損口径、エントレインメント係数、デブリ粒子の径のそれぞれに対して、圧カスパイクに対する感度を確認した。いずれの場合においても、PWRでは原子炉格納容器体積が大きいことにより圧力上昇が緩和されたため、感度解析に大きな差は生じなかった。これらの不確かさ要因を組み合わせた場合、定性的には圧カスパイクに対する感度は、単独の不確かさを考慮した場合よりも大きくなると考えられるが、PWRの原子炉格納容器体積は十分大きいため、不確かさを組み合わせた場合でも圧力上昇は緩和され、その不確かさが有効性評価へ与える影響は小さいと言える。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p data-bbox="1153 199 1877 271">「本製品（又はサービス）には、米国電力研究所（the Electric Power Research Institute）の出資により電力産業用に開発された技術が取り入れられています。」</p>  <p data-bbox="1254 981 1747 1013">図 5-1-1 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析（1）</p>	<p data-bbox="1971 303 2105 335">※PWR固有の解析</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>図 5-1-2 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析 (2)</p>	<p>※PWR固有の解析</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>図 5-1-3 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析 (3)</p>	<p>※PWR固有の解析</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

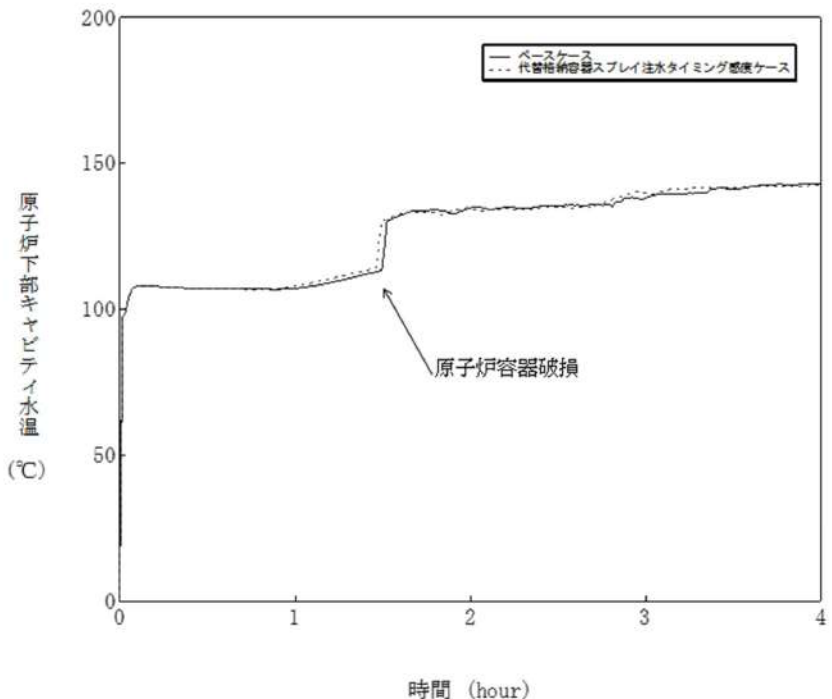
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (添付2 熔融炉心と冷却材の相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>図 5-1-4 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析 (4)</p>	<p>※PWR固有の解析</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>図 5-1-5 代替格納容器スプレイ作動時刻感度解析 (5)</p>	<p>※PWR固有の解析</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 溶解炉心と冷却材の相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>図5-2-1 原子炉容器の破損口径感度解析 (1)</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

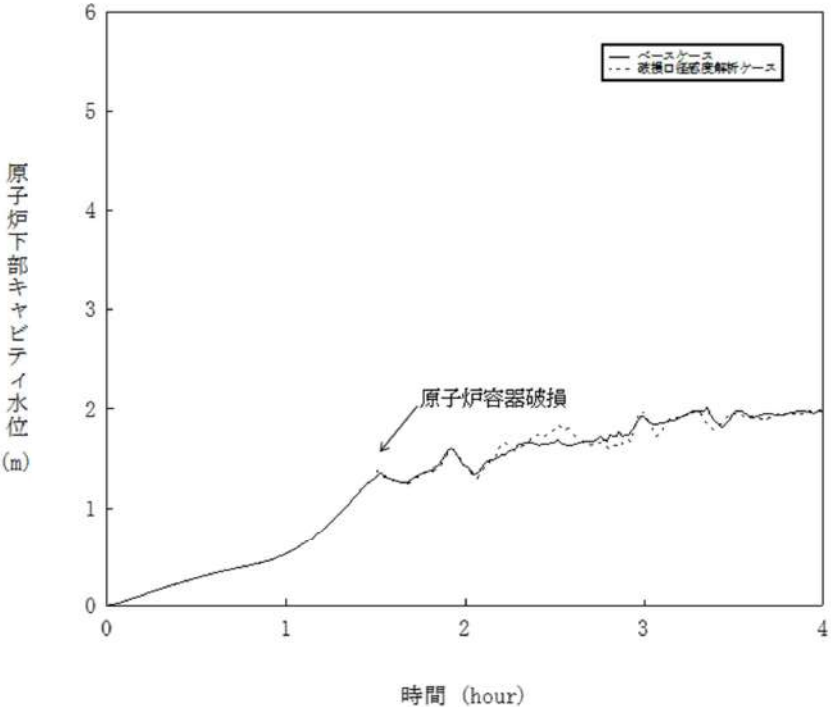
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>図 5-2-2 原子炉容器の破損口径感度解析 (2)</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

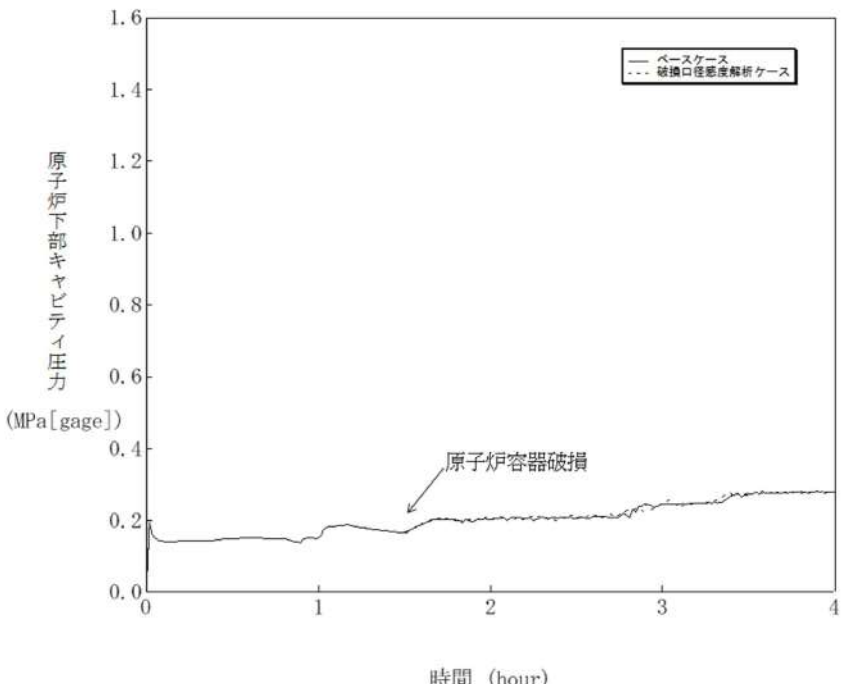
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (添付2 熔融炉心と冷却材の相互作用について)

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;">図5-2-3 原子炉容器の破損口径感度解析 (3)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 熔融炉心と冷却材の相互作用について)

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;">図 5-2-4 原子炉容器の破損口径感度解析 (4)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 熔融炉心と冷却材の相互作用について)

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;">図 5-2-5 原子炉容器の破損口径感度解析 (5)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由

図5-3-1 エントレインメント係数感度解析 (1)

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 溶解炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 5-1-1 エントレインメント係数の感度解析（ドライウェル圧力）</p>	<p>図 5-3-2 エントレインメント係数感度解析（2）</p>	

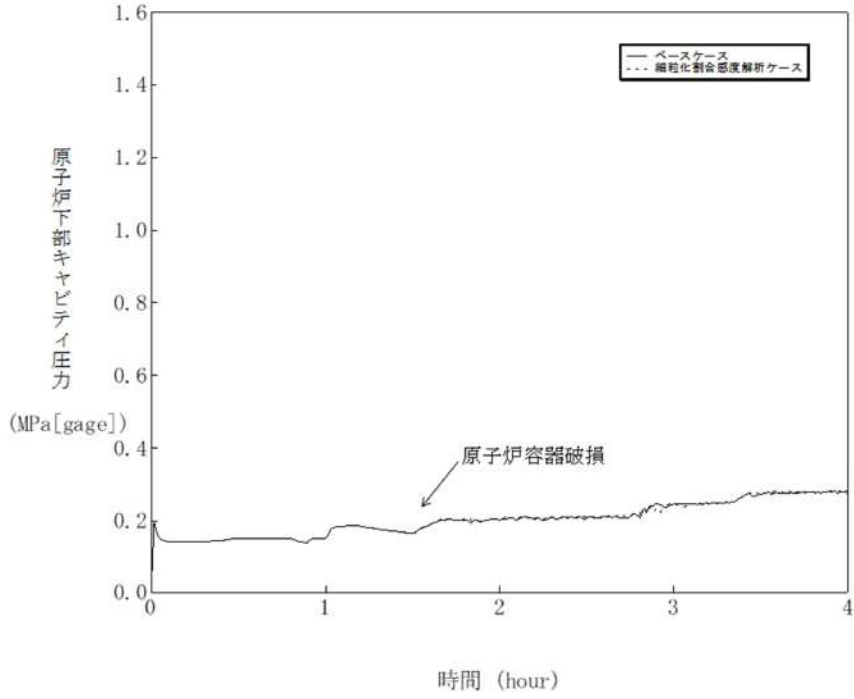
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 5-1-2 エントレインメント係数の感度解析 (格納容器下部水温)</p>	<p>図 5-3-3 エントレインメント係数感度解析 (3)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 熔融炉心と冷却材の相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p data-bbox="1288 986 1720 1013">図 5-3-4 エントレインメント係数感度解析 (4)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 溶解炉心と冷却材の相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>図5-3-5 エントレインメント係数敏感度解析 (5)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図5-2-1 デブリ粒子径の感度解析（ドライウェル圧力）</p>	<p>図5-4-1 デブリ粒子の径感度解析（1）</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図5-2-2 デブリ粒子径の感度解析（格納容器下部水温）</p>	<p>図5-4-2 デブリ粒子の径感度解析（2）</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>図5-4-3 デブリ粒子の径感度解析 (3)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 熔融炉心と冷却材の相互作用について)

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;">図5-4-4 デブリ粒子の径感度解析（4）</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付2 熔融炉心と冷却材の相互作用について)

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;">図 5-4-5 デブリ粒子の径感度解析 (5)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>6. まとめ</p> <p>原子炉压力容器外におけるFCIについては、これまでに実ウランを用いて種々の実験が行われているが、外部からの強制的なトリガーを与えない場合には水蒸気爆発は発生しないという結果が得られている。外部トリガーを与えた場合でも水蒸気爆発に至らなかったケースが複数確認されており、また、水蒸気爆発が発生した場合においても機械的エネルギーへの変換効率は小さく、大規模な水蒸気爆発には至っていない。したがって、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと考えられる。</p> <p>原子炉压力容器外FCIのうち、圧カスパイクへの影響因子について、実現象と解析モデルにおける取り扱いに着目し、以下に挙げるものを抽出した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 格納容器下部（ベDESTAL）領域のプール水の状態（サブクール度、水位） ・ 溶融炉心の落下量及び粒子化（破損口径、落下速度、粒子化割合） ・ プール水とデブリ粒子との伝熱（デブリ粒子径） ・ 原子炉格納容器内での水蒸気の流動 <p>これらの項目について、不確かさの幅を考慮した感度解析を実施し、圧カスパイクに対する影響を評価した結果、いずれの項目においても圧カスパイクに対する感度は小さく、重大事故等対策の有効性評価に影響を与えないことを確認した。</p>	<p>6 まとめ</p> <p>原子炉容器内 FCI から水蒸気爆発に至り原子炉格納容器が破損する事象については、これまでの専門家による検討結果では、発生する可能性は非常に低く、問題は解決済みと結論付けられている。また、原子炉容器内 FCI から圧カスパイクに至る事象については、1次冷却材圧力を上昇させることはあるが、原子炉格納容器への直接的な脅威にはならない。</p> <p>原子炉容器外 FCI についても、実験より、デブリ粒子を覆う蒸気膜は安定性があり、外部トリガリングなどの外的な要因がなければ、蒸気膜の崩壊は起こりにくいと言え、実機においては、原子炉下部キャビティ水は準静的であることから、外部トリガリングとなり得る要素は考えにくいいため、大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて低いと考えられる。</p> <p>原子炉容器外 FCI のうち、圧カスパイクの不確かさの要因について、実現象と解析モデルの差に着目し、以下のとおり抽出した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉下部キャビティ水深 ・ 破損口径 ・ Ricou-Spalding のエントレインメント係数 ・ デブリ粒子の径 <p>これらの項目について感度解析を行い、圧カスパイクへの感度を確認した結果、PWR では原子炉格納容器体積が大きいことにより、過渡的な圧力上昇が緩和されたことから、いずれについても圧カスパイクに対する感度は小さく、重大事故対策の有効性評価の結果に影響は与えない。</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="145 193 1043 847" style="border: 2px solid black; height: 410px; width: 401px;"></div> <p data-bbox="138 884 1043 946">上記の仮定によって、解析結果と実験結果の比較には制限があるが、ピーク圧力の上昇（すなわち、圧力スパイク挙動）と圧力の上昇速度については、比較が可能である。</p> <p data-bbox="138 986 1043 1150">付図1、付図2、付図3、付図4、付図5、付図6、付図7、付図8、付図9、付図10、付図11及び付図12にL-06、L-08、L-14、L-11実験の圧力及びデブリ粒子径及び堆積デブリ質量の実験結果と、MAAP解析結果の比較図を示す。MAAP解析結果は、三つのパラメータに対して、最適値、最大値、最小値の組み合わせを用いて評価されている。また、付表1にL-06、L-08、L-14、L-11実験の過熱度を示す。</p> <div data-bbox="607 1334 1016 1409" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> 本資料のうち、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>	<div data-bbox="1077 193 1962 847" style="border: 2px solid black; height: 410px; width: 401px;"></div> <p data-bbox="1052 884 1962 946">上記の仮定があるため解析結果と実験結果の比較には制限があるものの、ピーク圧力の上昇と圧力の上昇速度については比較可能である。</p> <p data-bbox="1052 986 1962 1082">以下では、実験L-06、L-08、L-11、L-14と解析の比較について、圧力（付図1-1～付図1-4）、堆積デブリ質量（付図1-5～付図1-8）、及びデブリ粒子径（付図1-9～付図1-12）を示す。いずれの実験の圧力挙動もMAAPコードによる解析結果とよく一致した。</p> <div data-bbox="1592 1362 1899 1422" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> 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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由										
<p data-bbox="414 220 801 247">付表1 FARO 実験における過熱度^[24]</p> <table border="1" data-bbox="215 248 969 341"> <thead> <tr> <th data-bbox="215 248 365 293">実験ケース</th> <th data-bbox="365 248 517 293">L-06</th> <th data-bbox="517 248 667 293">L-08</th> <th data-bbox="667 248 817 293">L-14</th> <th data-bbox="817 248 969 293">L-11</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="215 293 365 341">過熱度[K]</td> <td data-bbox="365 293 517 341">63</td> <td data-bbox="517 293 667 341">163</td> <td data-bbox="667 293 817 341">263</td> <td data-bbox="817 293 969 341">100</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="165 405 1050 432">いずれの実験の圧力挙動も、MAAP解析結果では再現をみた。</p> <p data-bbox="138 576 1050 638">また、デブリ粒子径及び堆積デブリ質量についても、実験結果のデータは、エントレインメント係数及び粒子径ファクタを変化させた場合のMAAP解析結果の範囲内によく再現されている。</p> <div data-bbox="607 1334 1016 1406" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>本資料のうち、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>	実験ケース	L-06	L-08	L-14	L-11	過熱度[K]	63	163	263	100		
実験ケース	L-06	L-08	L-14	L-11								
過熱度[K]	63	163	263	100								

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 溶解炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="206 196 985 847" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="336 882 851 912" data-label="Caption"> <p>付図1 L-06 実験結果/解析結果比較（圧カスパイク）^[23]</p> </div> <div data-bbox="604 1329 1016 1406" data-label="Text"> <p>本資料のうち、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="1064 229 1946 847" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1276 882 1724 912" data-label="Caption"> <p>付図1-1 L-06 実験結果と解析結果の比較（圧力）</p> </div> <div data-bbox="1339 917 1673 948" data-label="Text"> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> </div> <div data-bbox="1619 1358 1928 1425" 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>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="203 196 990 847" style="border: 2px solid black; height: 400px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="338 850 851 877">付図2 L-08 実験結果/解析結果比較（圧力スパイク）^[23]</p> <div data-bbox="607 1299 1016 1374" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>本資料のうち、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="1064 229 1960 813" style="border: 2px solid black; height: 360px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="1285 850 1724 877">付図1-2 L-08 実験結果と解析結果の比較（圧力）</p> <p data-bbox="1352 885 1671 912">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <div data-bbox="1624 1305 1928 1374" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <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>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 熔融炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<div data-bbox="1059 229 1955 847" style="border: 2px solid black; height: 387px; width: 399px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="1285 884 1720 911" style="text-align: center;">付図 1-3 L-11 実験結果と解析結果の比較（圧力）</p> <p data-bbox="1352 919 1671 946" style="text-align: center;">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <div data-bbox="1608 1337 1910 1406" style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 0 auto;"> <p>枠囲みの内容は商業機密に属します 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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 溶解炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="203 196 992 847" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="336 882 851 912" data-label="Caption"> <p>付図3 L-14 実験結果/解析結果比較（圧カスパイク）^[23]</p> </div> <div data-bbox="580 1323 992 1398" data-label="Text"> <p>本資料のうち、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="1059 264 1960 847" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1276 882 1727 946" data-label="Caption"> <p>付図1-4 L-14 実験結果と解析結果の比較（圧力） 出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> </div> <div data-bbox="1632 1337 1939 1412" 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>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 熔融炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="203 197 987 847" style="border: 2px solid black; height: 400px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="344 884 853 911">付図4 L-11 実験結果/解析結果比較（圧カスパイク）^[23]</p> <div data-bbox="577 1299 987 1374" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>本資料のうち、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>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<div data-bbox="1064 231 1960 845" style="border: 2px solid black; height: 385px; width: 395px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="1234 885 1771 911" style="text-align: center;">付図1-5 L-06 実験結果と解析結果の比較（堆積デブリ質量）</p> <p data-bbox="1350 920 1671 946" style="text-align: center;">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <div data-bbox="1585 1321 1892 1393" style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 20px auto;"> <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>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 熔融炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<div data-bbox="1059 264 1957 847" style="border: 2px solid black; height: 365px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="1234 887 1771 911">付図1-6 L-08 実験結果と解析結果の比較（堆積デブリ質量）</p> <p data-bbox="1352 922 1671 946">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <div data-bbox="1615 1289 1917 1358" style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin-left: auto; margin-right: auto;"> <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>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<div data-bbox="1059 229 1955 847" style="border: 2px solid black; height: 387px; width: 399px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="1234 852 1771 877" style="text-align: center;">付図1-7 L-11 実験結果と解析結果の比較（堆積デブリ質量）</p> <p data-bbox="1350 887 1671 912" style="text-align: center;">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <div data-bbox="1637 1337 1942 1402" style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 0 auto;"> <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>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 熔融炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<div data-bbox="1064 263 1960 845" style="border: 2px solid black; height: 365px; width: 395px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="1234 852 1771 879" style="text-align: center;">付図1-8 L-14 実験結果と解析結果の比較（堆積デブリ質量）</p> <p data-bbox="1350 887 1671 914" style="text-align: center;">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <div data-bbox="1624 1332 1928 1401" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 20px auto; width: fit-content;"> <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>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="181 196 1003 834" style="border: 2px solid black; height: 400px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="344 850 853 879">付図5 L-06 実験結果/解析結果比較（デブリ粒子径）^[23]</p> <div data-bbox="593 1334 1003 1409" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>本資料のうち、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="1061 229 1957 847" style="border: 2px solid black; height: 387px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="1245 850 1753 879">付図1-9 L-06 実験結果と解析結果の比較（デブリ粒子径）</p> <p data-bbox="1352 887 1671 916">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <div data-bbox="1615 1361 1921 1425" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <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>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="176 197 1012 869" style="border: 2px solid black; height: 421px; width: 373px;"></div> <p data-bbox="338 884 851 911">付図6 L-08 実験結果/解析結果比較（デブリ粒子径）^[23]</p> <div data-bbox="600 1334 1012 1410" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>本資料のうち、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="1059 298 1957 880" style="border: 2px solid black; height: 365px; width: 401px;"></div> <p data-bbox="1234 884 1769 911">付図1-10 L-08 実験結果と解析結果の比較（デブリ粒子径）</p> <p data-bbox="1346 919 1673 946">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <div data-bbox="1615 1326 1919 1393" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <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>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 熔融炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<div data-bbox="1061 229 1960 847" style="border: 2px solid black; height: 387px; width: 397px; margin: 0 auto;"></div> <p data-bbox="1240 852 1765 879" style="text-align: center;">付図 1-11 L-11 実験結果と解析結果の比較（デブリ粒子径）</p> <p data-bbox="1352 887 1666 914" style="text-align: center;">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <div data-bbox="1608 1358 1912 1426" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <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>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 熔融炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="206 199 987 863" style="border: 2px solid black; height: 416px; width: 349px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="340 884 851 911">付図7 L-14 実験結果/解析結果比較（デブリ粒子径）^[23]</p> <div data-bbox="607 1334 1016 1406" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>本資料のうち、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="1064 264 1960 847" style="border: 2px solid black; height: 365px; width: 399px; margin: 10px auto;"></div> <p data-bbox="1236 852 1769 879">付図1-12 L-14 実験結果と解析結果の比較（デブリ粒子径）</p> <p data-bbox="1348 887 1671 914">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <div data-bbox="1606 1334 1910 1406" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <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>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 熔融炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="208 196 983 844" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="336 847 851 877" style="text-align: center;"> <p>付図8 L-11 実験結果/解析結果比較（デブリ粒子径）^[23]</p> </div> <div data-bbox="607 1305 1016 1382" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>本資料のうち、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>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 熔融炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="197 201 999 879" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="324 882 862 912" data-label="Caption"> <p>付図9 L-06 実験結果/解析結果比較（堆積デブリ質量）^[23]</p> </div> <div data-bbox="607 1297 1016 1369" data-label="Text"> <p>本資料のうち、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>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 熔融炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="192 196 999 847" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="320 847 866 877" data-label="Caption"> <p>付図 10 L-08 実験結果/解析結果比較（堆積デブリ質量）^[23]</p> </div> <div data-bbox="607 1299 1016 1374" data-label="Text"> <p>本資料のうち、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>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 熔融炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="217 193 976 842" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="320 847 866 879" data-label="Caption"> <p>付図 11 L-14 実験結果/解析結果比較（堆積デブリ質量）^[23]</p> </div> <div data-bbox="607 1326 1016 1398" data-label="Text"> <p>本資料のうち、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>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 熔融炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="212 196 976 847" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="320 847 866 877" data-label="Caption"> <p>付図 12 L-11 実験結果/解析結果比較（堆積デブリ質量）^[23]</p> </div> <div data-bbox="607 1334 1016 1409" data-label="Text"> <p>本資料のうち、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>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. 結論</p> <p>MAAPコードでは、FCIに関わる圧力スパイク挙動はデブリジェットモデルで制御されており、その妥当性確認はFARO実験結果とのベンチマーク解析によって行われている。FARO実験結果の示す圧力スパイク挙動のピーク圧力、圧力上昇及びデブリ粒子径について、MAAPコードはよく再現されており、その妥当性が確認されている。</p>	<p>(3)まとめ</p> <p>MAAPコードでは、FCIに関わる圧力スパイク挙動はデブリジェットモデルで制御されており、その妥当性確認はFARO実験とのベンチマーク解析によって行われている。FARO実験結果の示す圧力スパイク挙動のピーク圧力、圧力上昇及びデブリ粒子径について、MAAPコードはよく再現されており、その妥当性が確認されている。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 熔融炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>参考文献</p> <p>[1] U.S.NRC, Reactor Safety Study, An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants, WASH-1400, NUREG-75/014, Oct. 1975.</p> <p>[2] N. Yamano, Y. Maruyama, T. Kudo, A. Hidaka, J. Sugimoto, Phenomenological studies on melt-coolant interactions in the ALPHA program, Nucl. Eng. Des. 155 369-389, 1995.</p> <p>[3] I. Huhtiniemi, D. Magallon, H. Hohmann, Results of recent KROTOS FCI tests: aluminum versus corium melts, Nucl. Eng. Des. 189 379-389, 1999.</p> <p>[4] D. Magallon, Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments, Nucl. Eng. Des. 236 1998-2009, 2006.</p> <p>[5] H. S. Park, R. Chapman, M. L. Corradini, Vapor Explosions in a One-Dimensional Large-Scale Geometry With Simulant Melts, NUREG/CR-6623, 1999.</p> <p>[6] D. Magallon, et al, Lessons learnt from FARO/TERMOS corium melt quenching experiments, Nucl. Eng. Des. 189 223-238, 1999.</p> <p>[7] M. Kato, H. Nagasaka, COTELS Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions, JAERI-Conf 2000-015, 2000.</p> <p>[8] V. Tyrpekl, Material effect in the fuel - coolant interaction : structural characterization and solidification mechanism, 2012.</p> <p>[9] J.H.Kim, et al, The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion in the TROI Experiments, Proceedings of ICAPP' 04.</p> <p>[10] (財)原子力安全研究協会, 「シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討」, 平成13年7月</p> <p>[11] K.Moriyama, et al, Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA-Data/Code 2008-014, 2008.</p> <p>[12] 片山, 高速衝突と爆発問題を中心とした諸分野における衝撃解析, 「第7回衝撃工学フォーラム(中級者のための衝撃工学入門)」, 日本材料学会, 平成20年11月</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>[13] Livermore Software Technology Corporation, LS-DYNA KEYWORD USER' S MANUAL VOLUME I, 2007.</p> <p>[14] T. Okkonen, et al, Safety Issues Related to Fuel-Coolant Interactions in BWR' S, NUREG/CP-0127, 1994.</p> <p>[15] T.G. Theofanous, et al, Steam Explosions: Fundamentals and Energetic Behavior, NUREG/CR-5960, 1994.</p> <p>[16] S. Basu, T. Ginsberg, A Reassessment of the Potential for an Alpha-Mode Containment Failure and a Review of the Current understanding of Broader Fuel-Coolant Interaction (FCI) issues, Report of the Second Steam Explosion Review Group Workshop (SERG-2), NUREG-1524, 1996.</p> <p>[17] O. Zuchuat, et al, Steam Explosions-Induced Containment Failure Studies for Swiss Nuclear Power Plants, JAERI-Conf 97-011, 1998.</p> <p>[18] M. Kato, et al, Fuel Coolant Interaction Tests using UO2 Corium under Ex-vessel Conditions, JAERI-Conf 99-005, 1999.</p> <p>[19] J.H. Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO2/ZrO2 mixture, Nucl. Eng. Des., 222, 1-15, 2003.</p> <p>[20] J.H. Kim, Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment, Nucl. Tech., Vol.158 378-395, 2007.</p> <p>[21] NUCLEA Nuclear Thermodynamic Database, Version 2005-01.</p> <p>[22] NEA/CSNI/R, OECD/SERENA Project Report Summary and Conclusions, 2015.</p> <p>[23] Electric Power Research Institute (EPRI), MAAP4, Modular Accident Analysis Program User' s Manual, EPRI Report prepared by Fauske & Associates, Inc.</p> <p>[24] D. Magallon, Experimental investigation of 150-kg-scale corium melt jet quenching in water, Nucl. Eng. Des. 177 321-337, 1997.</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
添付3		添付3		
溶融炉心とコンクリートの相互作用について		溶融炉心とコンクリートの相互作用について		
1.	まえがき	1.	まえがき	
2.	現象の概要	2.	現象の概要	
3.	これまでの知見の整理	3.	知見の整理	記載表現の相違 ・泊では3.に女川の付録1～3相当の内容を記載
4.	評価モデルと不確かさに関する整理	4.	<u>評価モデルと不確かさに関する整理</u>	
5.	感度解析と評価	5.	感度解析と評価	
6.	まとめ	6.	まとめ	
付録1	ドライ条件でのMCCI実験			
付録2	注水を伴ったMCCI実験			
付録3	溶融物の水中落下時の粒子化実験と解析モデル			
付録4	溶融物の拡がり実験	添付3-1	溶融炉心の水中での拡がり評価について	
付録5	粒子状ベッドの冷却性実験と解析モデル	添付3-2	<u>粒子状ベッドの冷却性実験と解析モデル</u>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1. まえがき</p> <p>溶融炉心-コンクリート相互作用（MCCI）は、炉心溶融が進展し、溶融炉心が原子炉压力容器底部を溶融貫通し、格納容器下部のペDESTAL床に落下した場合に発生する現象である。MCCIが継続すると、格納容器構造の侵食や非凝縮性ガス（水素ガス等）発生による格納容器過圧により格納容器破損に至る可能性があり、重要な格納容器破損モードと考えられてきており、これまで種々の実験や解析モデルの開発が行われてきている。これまでは、注水がないドライ条件でのMCCI挙動や溶融炉心上に注水した場合（Top Flooding）のMCCI抑制効果を調べる研究が主に行われてきた。</p> <p>MCCIの緩和対策として、溶融炉心落下後に注水する以外に、溶融炉心落下前にペDESTALに事前水張りするマネジメントが効果的とされており^[1]、本有効性評価ではこの対策を前提としている。事前水張りにより、溶融炉心が落下時に水中で粒子化され、溶融炉心が粒子状ベDとして堆積し、デブリ冷却性の向上が期待されるためである（図1-1参照）。本資料では、国内外で実施された実験等による知見を整理するとともに、解析モデルに関する不確かさの整理を行い、感度解析により有効性評価への影響を確認した。</p> <div data-bbox="347 758 846 1204" data-label="Diagram"> </div> <p>図1-1 ペDESTAL事前水張りによるデブリ粒子化の概念</p>	<p>1 まえがき</p> <p>溶融炉心とコンクリートの相互作用（MCCI：Molten Core Concrete Interaction、以下、「MCCI」と称す。）に関しては、国内外において現象の解明や評価に関する多くの活動が行われてきているが、現在においても研究段階にあり、また、実機規模での現象についてほとんど経験がなく、有効なデータが得られていないのが現状であり、不確かさが大きい現象であると言える。</p> <p>そこで、国内外で実施された実験等による知見を整理するとともに、解析モデルに関する不確かさの整理を行い、感度解析により有効性評価への影響を確認した。</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 現象の概要</p> <p>MCCIは、溶融炉心が原子炉圧力容器下部を溶融貫通して格納容器床面に落下し、床面のコンクリートと接触した場合に発生し、高温の溶融炉心によりコンクリートが加熱され熱分解し溶融侵食される現象である。侵食が継続した場合、原子炉格納容器バウダリの破損や格納容器内支持構造の強度低下に至る可能性がある。また、コンクリートの熱分解により発生する水蒸気及び二酸化炭素が溶融炉心内を通過する間に未酸化金属成分と反応して水素、一酸化炭素等の非凝縮性の可燃性ガスが発生し、原子炉格納容器内の過圧や燃焼に至る可能性がある。このような要因により格納容器破損に至る可能性があり、MCCIは重要な格納容器破損モードと考えられている。MCCIを停止するためには、落下した溶融物（コリウム）を冷却することにより、侵食限界に至る前にコリウムと接しているコンクリート温度を溶融温度(約1500K)以下にすることが必要となる。</p> <p>国内BWRでは、原子炉圧力容器破損前にペDESTALへ水張りを行い、下部ヘッドが破損し溶融炉心が落下した際の溶融炉心の冷却を促進することにより、MCCIを緩和する対策を採っている。ペDESTALに落下した溶融炉心は、水プール中を落下する際に、一部は粒子化して水中にエントレインされ、残りは床面に落下して堆積し溶融プールを形成する。エントレインされたデブリ粒子は、水中を浮遊しながら水へ膜沸騰による熱伝達が行われて冷却され、クエンチし、溶融プール上に堆積し、粒子状ベッドを形成する。</p> <p>ペDESTAL床に堆積した溶融炉心は、崩壊熱や化学反応熱により発熱しているが、水やコンクリートへの伝熱により徐々に冷却され、溶融炉心温度が固化温度を下回ると固化する。溶融炉心の冷却の過程では、中心に溶融プール(液相)、外周部にクラスト(固相)が形成される。溶融炉心上のプール水との伝熱は粒子状ベッドを介して行われるため、冷却効果は、粒子状ベッドの冷却性に依存する。</p> <p>ペDESTALの溶融炉心と接触しているコンクリートは、溶融炉心からの熱伝達により加熱され、その温度が融点を上回ると溶融し侵食される。この際にガス(水蒸気及び二酸化炭素)及びコンクリートスラグが発生し、溶融炉心に混入されて化学反応(未酸化Zrによる還元反応)により、反応熱とともに水素ガスや一酸化炭素が発生する。</p> <p>MCCIによるコンクリート侵食量は、溶融炉心から上部水プール、壁方向及び床方向のコンクリートへの熱分配に支配される。国内BWRのMCCI対策としている事前水張りをしている場合には、溶融炉心上面からの除熱が支配的となるため、相対的にコンクリートへの熱移行は抑えられ、コンクリート侵食量は抑えられる。この場合には、上面熱流束が重要となる。また、万一事前水張りできず、溶融炉心上面からの除熱が十分でない場合は、コンクリートへの熱移行量が増え、コンクリート侵食量は大きくなる。この場合には、コンクリートへの熱伝達が重要となる。</p>	<p>2 現象の概要</p> <p>重大事故時には、溶融炉心と原子炉下部キャビティ床コンクリートの接触によって、コンクリートが侵食され、ベースマツト溶融貫通に至る可能性がある。このような溶融炉心とコンクリートの接触及びそれに伴って引き起こされる現象(コンクリートの侵食及び不揮発性ガスの発生)のことを、溶融炉心とコンクリートの相互作用(MCCI)と呼ぶ。</p> <p>国内PWRプラントでは、炉心損傷検知後に、原子炉下部キャビティへの水張りを行うことにより、溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下した際の溶融炉心の冷却を促進することによりMCCIの防止及び緩和を行っている¹⁾。原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心は、原子炉下部キャビティ水との接触により、一部は粒子化して水中にエントレインされ、残りは原子炉下部キャビティ床面に落下して堆積し溶融プールを形成する。エントレインされたデブリ粒子は、水と膜沸騰熱伝達し水中を浮遊するが、冷却が進むと膜沸騰状態が解消され、溶融プール上に堆積する。</p> <p>原子炉下部キャビティ底に堆積した溶融炉心は、崩壊熱や化学反応熱により発熱しているが、原子炉下部キャビティ水及びコンクリートとの伝熱により冷却されるにつれて固化し、冷却が不足する場合には、中心に溶融プール(液相)、外面にクラスト(固相)を形成する。</p> <p>コンクリートは、溶融炉心との熱伝達により加熱され、その温度が融点を上回る場合に融解する。このとき、ガス(水蒸気及び二酸化炭素)及びスラグが発生し、溶融炉心に混入され化学反応する。</p> <p>¹⁾ (財)原子力発電技術機構(NUPEC)、「重要構造物安全評価(原子炉格納容器信頼性実証事業)に関する 総括報告書」(2003)</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. これまでの知見の整理</p> <p>本章では、MCC Iに関する実験の概要及びそこで得られた知見に関して整理を行う。</p> <p>MCC Iに関する実験としては、水による冷却を伴わない実験として米国アルゴンヌ国立研究所（ANL）で実施されたACE 実験^{[2][3]}、米国サンディア国立研究所（SNL）で実施されたSURC 実験^[4]（国際標準問題 ISP-24^[5]）及び独カールスルーエ研究所（KfK）で実施されたBETA 実験^[6]がある（付録1参照）。水による冷却を伴う実験（溶融物上に冷却水を注水した実験）としては、SNL で実施されたSWISS 実験^[7]及びWETCOR 実験^[8]、米国電力研究所（EPRI）の主催で実施されたMACE 実験^{[3][9][10]}、我が国の原子力発電技術機構（NUPEC）により実施されたCOTELS 実験^{[1][11]}、OECD プロジェクトとしてANL にて行われたMCC I 実験^{[10][12][13][41]}がある（付録2参照）。</p> <p>また、水中に溶融デブリを落下させ溶融物の粒子化を調べた実験としては、JRC-ISPR A にて実施したKROTOS 実験^[14]やFARO 実験^[14]、NUPEC にて実施したCOTELS-FCI 実験^{[1][15]}、スウェーデン王立工科大学（KTH）で実施されたDEFOR 実験^[16]がある（付録3参照）。</p> <p>ベダスタルでの溶融物の拡がり実験としては、水による冷却を伴わないドライ条件での実験として、国内BWR を対象にBWR 産業界が実施したSPREAD 実験^{[19][20]}や、EPR を対象とした実験が複数実施されており、ウェット条件での実験については実施例が少ないが、前述のSPREAD 実験やKTH のPULIMS 実験^[21]、ANL にて不均質に堆積させたデブリベッドの拡がりを確認したセルフレベリング実験^[22]が行われている。</p> <p>各実験の詳細は付録資料にて示す。以下に、実機評価に関連する知見の概要をまとめる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドライ条件でのコンクリート侵食（付録1参照） 溶融炉心に注水が行われない場合の侵食速度は、ACE 実験、SURC 実験及びBETA 実験で確認されている。また、MAA Pコードによる実験解析が行われており、解析で得られた侵食速度は実験結果と良く一致している（1時間あたり20cm程度）^{[23][34]}。 ・ウェット条件（Top Flooding）でのコンクリート侵食（付録2参照） SWISS 実験、WETCOR 実験、MACE 実験では、溶融デブリ上面へ注水をした場合（Top Flooding）のコンクリート侵食実験が行われたが、結果として、デブリ上面に安定なハードクラストが形成されてデブリ内への水の浸入を妨げ、コンクリート侵食が継続する結果が得られた。コンクリート侵食が停止しなかった主な原因は、デブリ模擬物上面に形成されたクラストが側壁（側壁に耐火物を採用した一次元侵食実験）あるいは電極と側壁の両者に固着し、クラス 	<p>3 知見の整理</p> <p>本章では、MCCIに関する実験の概要及びそこで得られた知見に関して整理を行う。</p> <p>溶融物によるコンクリート侵食に関する実験としては、水による冷却を伴わない実験として米国アルゴンヌ国立研究所（ANL）で実施されたACE 実験及び米国サンディア国立研究所（SNL）で実施されたSURC 実験（国際標準問題 ISP-24）がある。</p> <p>水による冷却を伴う実験（溶融物上に冷却水を注水した実験）としては、米国サンディア国立研究所（SNL）で実施されたSWISS 実験及びWETCOR 実験、米国電力研究所（EPRI）の主催で実施されたMACE 実験、原子力発電技術機構（NUPEC）により実施されたCOTELS 実験、米国アルゴンヌ国立研究所（ANL）により行われたCCI 実験がある。</p> <p>また、水中に溶融炉心を落下させた実験としては、スウェーデン王立工科大学（KTH）で実施されたDEFOR 実験がある。</p> <p>このように、MCCI 実験としては、水プールに溶融物を落下させた条件での実験結果はDEFOR 実験のみでありサンプルが少ないため、FCIに関する実験的知見も加味して、知見を整理する。</p> <p>一方、原子炉下部キャビティでの溶融物の拡がり実験としては、水による冷却を伴わないドライ条件での実験としては、国内BWR を対象とした実験、EPR を対象とした実験が複数実施されているが、ウェット条件での実験については実施例が少ないが、米国アルゴンヌ国立研究所（ANL）にて不均質に堆積させた粒子ベッドの拡がりを確認したセルフレベリング実験がある。</p> <p>さらに、OECD-MCCI プロジェクトで実施されたクラスト強度試験（SSWICS 試験）結果に基づき、クラストのヤング率と破損応力を解析的に求める研究がJNESによりなされている。</p> <p>以下、各実験及び解析研究について概要を纏めるとともに、知見を整理する。</p>	<p>※BWR とは知見の整理に関する資料構成が異なる。</p> <p>※3.2 に知見の整理を記載</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>トとその下のデブリ模擬物とが分離したことにより、デブリ模擬物の効果的な除熱がなされなかったためであるとされている。</p> <p>COTELS 実験では、溶融物の落下過程を含めて模擬したMCC I 実験が実施され、結果として、側壁侵食部に水が浸入し、コンクリート侵食が停止する結果が得られた。</p> <p>実機スケールで安定クラストが形成されるか否かを解明するため、OECD/MCCI プロジェクトが行われ、クラスト強度、クラスト浸水、二次元コンクリート侵食挙動等を分離効果的に調べる実験が実施された。その結果、実機スケールでは、安定クラストは形成されず、ハードクラストは割れて水が内部に浸入して冷却が促進されることや、MCC I により発生したガスにより溶融物がクラストの割れ目から噴出する火山型のクラストが形成されるとの結果が得られている。また、CCI 実験結果から玄武岩系コンクリートに侵食の異方性が見られる結果が得られている。</p> <p>これらの知見は、MCC I 評価のためにはデブリから水プールやコンクリートへの熱伝達の扱いが重要であることを示唆している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・水張りによる溶融物の粒子化（付録3参照） <p>溶融物ジェットが水中へ落下する場合の粒子化挙動については、FCI 実験等により確認されている。粒子化割合は、主に水深やジェット径に依存し、粒径（質量中央径）は、比較的大きく、実験条件（初期圧力、水深、コリウム落下速度、サブクール度）に対する依存性は低いと報告されている。各UO₂ 混合物実験の平均的な粒子径は、溶融物量の多いFARO 実験では2.6～4.8mm[14]、COTELS 実験では6mm 程度^[16]である。また、粒子化割合を評価する解析モデルが提案されている（Ricou-Spalding 相関式^[25]やSaito の相関式^[26]等）。</p> ・溶融物の拡がり（付録4参照） <p>Mark-I 型格納容器のシェルアタックに関する研究^{[17][18][19][20]}により、事前水張りが、溶融物の拡がりを抑制し、シェルアタック防止に有効であることが確認されるとともに、溶融物の拡がりを評価する解析コードが作成されている。溶融物の拡がりには、デブリ落下流量、デブリ成分、デブリ過熱度が主に影響することが示されている。KTH では、水中での溶融物の拡がり挙動と固化性状を調べるPULiMS 実験^[21]が実施され、溶融物の拡がる過程は、流体力学と固化の二つの競合プロセスに支配されるとして、流体力学には重力、慣性力、粘性力及び表面張力が影響し、固化には溶融物から周囲への熱伝達、崩壊熱発生及び溶融物の相変化が影響するとして、実験と実機条件とを関連づけるスケーリング則の提案^{[20][27][28]}が行われている。また、独カールスルーエ研究センター（FZK）においてKATS 実験^{[29][30]}が実施され、溶融物の放出速度が比較的高い場合は、冷却材の有無によらず同様な拡がり挙動になることが示されている。溶融物の拡がり挙動の解析のために、種々の解析コードが提案されており、実験データを元に検証が行われている。三次元の拡がり評価も行われており、比較的広いベデスタルをもつABWR（ベデスタル半径約5.3m）の溶融物拡がり評価が実施され、床上に水がある場合でも、床全面に溶融物が拡がること示されている^[40]。</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>また、ANLでのセルフレベリング実験^[22]により、水プール中に不均質に堆積させた粒子状ベッドにおいて、内部沸騰によって短時間でベッドの厚さが均一化されることが示されている。</p> <p>・粒子状ベッドの冷却性（付録5参照）</p> <p>粒子状ベッドの冷却性については、ドライアウト熱流束が種々の実験で確認されており、主に粒子径に依存するとの結果が得られている。また、ドライアウト熱流束を評価する解析モデルがいくつか提案されているが、Lipinski-Dモデル^{[24][31][32][33]}が広く使われている。</p> <p>【参考のため女川の第5部添付3付録1から抜粋】</p> <p>(2) ACE 実験（米国 ANL）^{[3][23][34]}</p> <p>MCCIにおける熱水力学的及び化学的プロセスを検証し関連コードのデータベースを拡充することを目的に、国際プログラムとしてACE (Advanced Containment Experiments) 計画の一部として実施された。Phase-CでMCCI時のFPエアロゾル放出の定量化の目的で実験が実施された。実験装置の概要を付図1-4に示す。実炉組成の約300kgの模擬デブリを使用し、タングステン電極により直接通電により加熱し溶融させている。コンクリート侵食はベースマット中にある熱電対によりモニターされている。実験マトリックスを付表1-1に示すが、実験はコンクリートの種類やデブリの組成を替えて実施された。</p> <p>L2実験のコンクリートの侵食深さのMAAP解析との比較を付図1-5に示すが、MAAP解析結果とよい一致を示している。</p>	<p>3.1 MCCI 実験の概要</p> <p>(1) ACE 実験^{2,3}</p> <p>ACE 実験は、MCCIにおける熱水力学的及び化学的プロセスを検証し関連コードのデータベースを拡充することを目的として、国際的に支援されたACE (Advanced Containment Experiments) プログラムの一部として米国アルゴンヌ国立研究所 (ANL) で実施されたものである。</p> <p>² OECD/NEA “Second OECD (NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten Core Debris-Concrete Interactions,” NEA/CSNI/R(92)10.</p> <p>³ EPRI, <u>Technical Foundation of Reactor Safety, Revision 1, Knowledge Base for Resolving Severe Accident Issues, 1022186 (2010).</u></p> <p>実験装置を図3.1-1に示す。4方向の壁（水冷式パネル）で囲まれた中には、コンクリートベースマット、コンクリート-メタル挿入物、溶融炉心が入っている。内側表面には25個のタングステン電極を備えた額縁型アセンブリがあり、それらは4つのタングステンコイルで溶融炉心頂部付近に接続されて、溶融炉心を加熱する。設備の大きさは53.0cm×50.2cmである。長方形の2枚式の蓋（水冷式）があり主ガス管に繋がっている。蓋には、エアロゾル収集ならびにガスサンプリング及び排気口用のポートが1つと、溶融炉心監視用ポート（光学温度計とビデオカメラ付き）が3つ付いている。溶融炉心組成はUO₂を含み粉末状で均一にブレンドされた状態である。ACE実験のうち、PWR向けに実施されたケースL2及びL6の溶融炉心組成及びコンクリート成分を表3.1-1に示す。実験中、溶融炉心はタングステンの電極で加熱され溶融プールを形成する。コンクリート侵食はベースマットの中にある熱電対によりモニターされる。なお、本実験は、冷却水の注水を行わない、ドライ条件で行われたものである。</p> <p>ケースL2は、一部分酸化したPWR燃料の溶融炉心とケイ土系コンクリートとの相互作用に関する実験である。実験結果を図3.1-2に示す（本図では、MAAPコードによるベンチマーク解析結果も掲載している）。実験における伝熱量は平均220kW、側壁への熱損失は平均120kWで、これらを境界条件として与えており、約100kWがコンクリートの加熱に寄与しており、垂直方向へのコンクリート侵食率の平均は7.8mm/分であった。侵食開始時の溶融プール温度は2,400Kでその後もその温度を維持している。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【参考のため女川の第5部添付3付録1から抜粋】</p>	<p>ケースL6は、制御棒の材質を含む一部分酸化した溶融炉心とケイ土系コンクリートとの相互作用に関する実験である。実験結果を図3.1-3に示す（本図では、MAAPコードによるベンチマーク解析結果も掲載している）。本ケースでは、実験開始時の侵食率は低めであったが、徐々に上昇し、最終的な侵食深さは40分の時点で13cmに至っており、実験とほぼ同等の侵食深さに到達している。</p>	
<p>(1) SURC 実験 (米国 SNL) ^{[4][23][34]}</p> <p>MCC I時の伝熱、化学反応、ガス及びエアロゾルの放出等を調べ、CORCON等の解析コードを検証・改良することを目的にSNLにて4回実験が実施された。そのうち実機と同様の組成のUO₂ デブリを使用した実験は2回実施された (SURC-1, 2。他の2回の実験は模擬デブリとしてSUS304が使用された)。実験装置の概要を付図1-1に示すが、直径40cmのコンクリート試験体 (SURC-1実験では石灰岩系 (米国で使用されている)、SURC-2 実験では玄武岩系のコンクリートを使用) を入れたMgO製の円筒容器に約250kgの模擬デブリ (組成: UO₂ 69%, ZrO₂ 22%, Zr 9%) を誘導加熱して溶融させてコンクリートとの反応を継続させた。SURC-2のコンクリートの侵食深さの変化を付図1-2に示すが、侵食速度は1時間に20cm程度となっている。</p> <p>また、SURC-4は、コード比較のための国際標準問題 (ISP-24) ^[5] に選定され、実験データと種々の解析の比較が行われている。200kgのステンレス鋼と模擬FP (Te: 0.5kg, La₂O₃: 1.17kg, CeO₂: 1.23kg, BaO: 1.1kg) が、コンクリート侵食が開始するまで加熱され、侵食開始後14分経ってから約0.5秒間に追加的に20kgのジルコニウムが溶融物に添加されている。SURC-4のコンクリートの侵食深さの変化を付図1-3に示すが、侵食速度は約55分の時点で24.5~27.5cmで、MAAP解析結果とよい一致を示している。なお、SURC-4実験では外周部のコンクリート侵食深さが大きくなっており、MAAP解析結果と若干相違が見られるが、これは実験では外周部から誘導加熱して溶融物を加熱しているため、外周部の溶融物への入熱量が大きくなるのが原因と考えられる。したがって、MAAPとの相違は、実験固有の原因と考えられるため、ベンチマーク解析の観点からは問題とはならないと考えられる。</p>	<p>(2) SURC-4 実験 ⁴</p> <p>SURC-4 (Sustained Urania-Concrete Interaction-4) は米国サンディア国立研究所 (SNL) で行われたMCCI実験の一つである。本実験は、コード比較のための国際標準問題 (ISP-24) に選定されている。実験装置の概念図を図3.1-4に示す。円筒状の反応るつぼがアルミの原子炉格納容器内に設置されている。アニュラス部とるつぼの蓋はMgOでできている。るつぼの大きさは、直径60cm×高さ100cm、MgO製アニュラスと蓋の厚さは10cmである。反応るつぼの床は厚さ40cmの玄武岩系コンクリートであり、温度記録用の熱電対が設置されている。200kgのステンレス鋼 (約Fe: 73%, Cr: 19%, Ni: 8%) と模擬核分裂生成物 (FP) (Te: 0.5kg, La₂O₃: 1.17kg, CeO₂: 1.23kg, BaO: 1.1kg) は、コンクリート侵食が開始するまで加熱される。化学反応とガス放出の影響を観察するため、侵食開始後14分経ってから約0.5秒間に追加的に20kgのジルコニウムを溶融物に添加している。</p> <p>⁴ “International standard problem No 24: ISP-24: SURC-4 experiment on core-concrete interactions,” NEA/CSNI-155, 1988.</p> <p>実験結果を図3.1-5に示す (本図では、MAAPコードによるベンチマーク解析結果も掲載している)。観測されたコンクリート侵食深さは約55分の時点で24.5~27.5cmである。</p>	
<p>【参考のため女川の第5部添付3付録2から抜粋】</p> <p>(1) SWISS 実験 (米国 SNL) ^[7]</p> <p>高周波加熱によりステンレスを溶融させ、溶融したステンレスとコンクリートとの反応中に注水し、溶融物の冷却性を調べる実験が2回行われた。実験結果2回とも同様の結果となっており、メルト上面に安定なクラスタが形成されてメルト内部に冷却水が浸入しにくくなり、メルトによりコンクリートの侵食が継続した (付図2-1参照)。ただし、本実験はメルトの発熱が実機で想定される値より1桁程度大きいことや100%ステンレスであるため模擬崩壊熱に加え、水-金属反応の発熱が加わったことも一因と分析されている。またコリウムより上方水プールへの熱流束は約800kW/m²程度であった (付図2-2参照)。</p>	<p>(3) SWISS 実験 ⁵</p> <p>SWISS 実験は、米国サンディア国立研究所 (SNL) において実施された溶融物とコンクリートの相互作用及び溶融物冷却に関する実験で、MCCI 挙動に及ぼす水プールの影響を調べることを目的として2回実施されている。</p> <p>⁵ “SWISS: Sustained Heated Metallic Melt/Concrete Interactions with Overlying Water Pools,” NUREG/CR-4727, SAND85-1576</p>	
	<p>実験装置を図3.1-6に示す。コンクリートは、直径20cmの石灰岩系コンクリート円板が使用されている。溶融物は46kgのステンレス鋼 (SUS304) で、模擬FPの量は1.75kgである。これらは高周波加熱により加熱される (1.3~1.7W/g)。SWISS-1実験では、コンクリート侵食が準定</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

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;">【参考のため女川の第5部添付3付録2から抜粋】</p> <p>(2) WETCOR 実験（米国 SNL）^[8] Al_2O_3 と CaO の酸化物混合熔融物 34kg を用いてコンクリートとの反応中に注水し熔融物の冷却性を調べる実験が行われた（付図 2-3 参照）。SWISS 実験と同様の理由によりコンクリートの侵食が継続した。コンクリート侵食速度は SWISS 実験と比べて約 1/3 に低下している。水プールへの熱流束は熔融時に $520kW/m^2$ 程度、凝固時に $200kW/m^2$ 程度であった。</p>	<p>常となった時点（侵食量 12cm）で熔融物上に注水し、SWISS-2 実験では、熔融物がコンクリートと接触した直後に注水している。</p> <p>SWISS-1 実験及び SWISS-2 実験におけるコンクリート侵食の推移を図 3.1-7 に示す。両実験では、注水タイミングが異なっているが、コンクリートの侵食状況は同等な結果となっている。これは、熔融物の上面（熔融物と水プールの界面）に強固なクラストが形成され熔融物の内部に水が浸入しにくくなっていったことと、熔融物の発熱が実機で想定されるよりも約 1 桁大きかったこと、さらに、100%ステンレス鋼であったため金属-水反応による発熱が加わったことが要因であると分析されている。熔融物から水プールへの熱流束は、SWISS-2 の結果より、約 $0.8MW/m^2$ であり（図 3.1-8 参照）、この値は限界熱流束の計算値よりも小さく、核沸騰による計算値に近いと分析されている。</p> <p>(4) WETCOR 実験⁶ WETCOR 実験は、米国サンディア国立研究所（SNL）で実施された MCCI 実験であり、熔融物として、Al_2O_3、CaO、SiO_2 の混合物を直接通電加熱したものをを用い、直径 0.4m の石灰岩系コンクリートとの反応中に注水し、熔融物の冷却性を調べた実験である。実験装置の概要を図 3.1-9 に示す。</p> <p>⁶ NUREG/CR-5907, "Core-Concrete Interactions with Overlying Water Pools," Sandia National Laboratories, November 1993.</p> <p>WETCOR-1 実験結果では、熔融状態の部分が存在する期間にクラストを通して水へ伝熱した熱流束は $0.52 \pm 0.13MW/m^2$、入熱を停止し全体が固化した以降の熱流束は $0.25 \pm 0.08MW/m^2$ 及び $0.20 \pm 0.08MW/m^2$ であったことが報告されている。これらは表 3.1-2 に示すように、入熱期間の最後に相当する 557 分から 563 分での熱流束が $0.52 \pm 0.13MW/m^2$、582.4 分での熱流束が $0.25 \pm 0.08MW/m^2$、589.0 分での熱流束が $0.20 \pm 0.08MW/m^2$ である。図 3.1-10 に入熱履歴を示すが、入熱終了は正確には 554.9 分である。注水開始は 529.0 分である。</p> <p>コンクリート侵食推移及び温度履歴を図 3.1-11~14 に示す。コンクリートの半径方向の中心部では試験開始後約 470 分から急速に侵食が早まり、注水開始までに 1~3cm 侵食されており、注水後も継続して、入熱終了の 555 分で 5~6cm となっている。中間部では 515 分までは侵食は起きていないが、555 分までは継続した。外周部では局所的には 410 分から侵食が開始し、注水時点で約 2cm になっている。熔融物温度を図 3.1-15 に示す。約 560 分までは約 1800K で一定となっているが、その後は緩やかに低下し、580 分頃には約 1500K まで低下している。</p> <p>実験後の熔融物の固化状態及びコンクリート侵食状態を図 3.1-16 に示す。半径方向には場所により侵食挙動に違いがあるが、最終的には全体的に約 5cm の侵食深さになっている。もとの</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【参考のため女川の第5部添付3付録2から抜粋】</p>	<p>コンクリート表面であった位置には空洞が形成されており、その上にはクラストがブリッジ状に形成されている。クラスト厚さは場所により異なるが、外周部では10±1cm、中心部で3.8cmから4.5cmであった。上記熱流束は中心部でのクラスト厚さ平均値として4.2cm±0.4cmとして算出されたものである。クラストにはひび割れは生じていなかったことが報告されている。空洞の形成過程については文献に記載されていないが、注水開始時には激しい沸騰が起き、水プールが出来てから40秒間、メルト球体が水中を浮上し沈降する挙動が観察されている。この現象はクラストのギャップから水が入り、その突沸によりメルトが一時的に噴出したものと推定されている。注水後早期に堅固なクラストが形成され、侵食とともに空洞部が成長したことが推測できる。</p> <p>以上より、水への熱流束0.2MW/m²は、溶融炉心が完全固化し、温度も低下し、コンクリート侵食も進んでいない状態の値である。</p>	
<p>(3) MACE 実験 (米国 ANL) ^{[3][9][10][20]}</p> <p>MACE 実験 (Melt Attack and Coolability Experiment) は、米国電力研究所 (EPRI) が主催する原子炉格納容器内溶融炉心冷却性に関する国際協力計画である。この実験では、溶融炉心がコンクリート床に落下した後に、溶融炉心の上に注水する状況を模擬しており、大規模実験が含まれていることと、実機相当の UO₂ 及び ZrO₂ を主成分とする溶融炉心模擬物を用いて、さらに、直接通電加熱により崩壊熱の発生を模擬していることが特徴である。</p> <p>実験装置の概要を付図 2-4 に示す。MACE 実験では規模の異なる M0、M1b、M3b、M4 の4回の実験が実施されており、その主要条件を付表 2-1 に示す。M0 実験のみコンクリートの側壁で、その他は MgO が用いられている。</p> <p>M3b と M4 の実験結果を付図 2-5 及び付図 2-6 に示す。いずれのケースもコンクリート侵食が継続する結果となっている。実験後の溶融炉心模擬物の固化状況を見ると、メルト上部に安定クラストが形成され側壁に固定化されており、クラスト下部に空洞が見られ、クラストと溶融物とが分離した状態になっている。メルトから冷却水への熱流束を見ると、注水直後の短期間は、大きい熱流束となっているが、安定クラストが形成されクラストと溶融物が分離したと想定される状況では、熱流束は低下している。安定クラストの形成と</p> <p>メルトとの分離によりクラストの下にあるデブリの冷却が阻害される結果となったと分析されている。しかしながら、デブリの長期的な冷却に関与し得るメカニズムとして、クラストに生じる亀裂等への浸水及びコンクリート分解ガスによるクラスト開口部からのデブリの噴出が確認されている。</p>	<p>(5) MACE 実験 ⁷</p> <p>MACE 実験 (Melt Attack and Coolability Experiment) は、米国電力研究所 (EPRI) が主催する原子炉格納容器内溶融炉心冷却性に関する国際協力計画である。MACE 実験装置の概要を図 3.1-17 に示す。また、MACE 実験では規模の異なる M0、M1b、M3b、M4 の4回の実験が実施されており、その主要条件は表 3.1-3 に示すとおりである。</p> <p>⁷ M.T.Farmer, et al., "Status of Large Scale MACE Core Coolability Experiments," OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, 1999.</p> <p>MACE 実験では UO₂, ZrO₂, Zr といった実炉心模擬物に少量のコンクリート成分を付加した溶融物を使用している。M0 実験では 30cm×30cm のテスト部に 130kg の溶融物、M1b 実験では 50cm×50cm のテスト部に 480kg の溶融物を使っている。M0 実験では、テスト部の側壁にコンクリートを用い、横方向への侵食も可能としている。M1b 実験は MgO 製のつぼを用いており、下方向のみの侵食になる。</p> <p>M0 実験での水プールへの熱流束測定結果を図 3.1-18 に示す。注水は侵食が 1.3cm となった時点、中心部で侵食開始から 4 分後に開始された。最初の 3 分間は 4MW/m² あり、熱的には全体の融解熱に相当する程度の除熱が行われた。これにより、安定したクラストが形成され、その後 30 分は約 0.7MW/m² で推移し、さらにその後は徐々に低下して最後には 0.15MW/m² まで低下した。図 3.1-19 に示すように、安定化クラストはタングステン電極に固着しており、最初にクラストが形成された高さに留まっていた。クラストと溶融物の間に空間が形成されたのが約 30 分後と推定されており、これにより 30 分以降の熱流束が低下したと考察されている。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【参考のため女川の第5部添付3付録2から抜粋】</p>	<p>M1b 実験での水プールへの熱流束測定結果を図3.1-21に示す。注水は侵食が5.0cmとなった時点、中心部で侵食開始から14.7分後に開始された。最初は4MW/m²あり、30分間で徐々に約0.5MW/m²まで低下している。この期間に約90kgが固化し、クラストを形成したと見積もられている。その後の30分間で約0.4MW/m²に低下し、それ以降は入熱と同等の熱流束となっている。図3.1-22に示すように、クラスト厚さは約6cmであり、熱伝導だけではこれだけの熱流束を得られないため、クラストは透水性があると考察されている。クラストはるつば壁に固着し、9cm高さの空洞が形成されている。空洞の形成は50分頃と推定されている。よって、0.5MW/m²より小さい熱流束はクラストが分離した形態での値である。図3.1-23に熔融物温度変化を示す。水への熱流束が0.2MW/m²で推移する期間は、おおむね熔融物温度が1500K前後となっている。</p>	
<p>(4) COTELS 実験（日本 NUPEC）^{[1][11]}</p> <p>プール水中に実機組成のUO₂ コリウムを落下させる実験（FCI）とコンクリート上に落下したUO₂ コリウムに注水する実験（MCCI）を実施している。付図2-7にコンクリート上のUO₂ コリウムに注水する実験の実験装置を示す。約60kgの実機組成のUO₂ コリウムを電気炉で加熱溶解させ、玄武岩系のコンクリート床上に落下させ、その後高周波誘導加熱によりコンクリート上のコリウムを加熱して崩壊熱を模擬している。側壁と床面の両方の侵食を考慮しており、コリウムの高さと同径の比を実験パラメータとしている。注水後にコンクリート温度は低下している。また、侵食深さは2cm程度であった。また、付図2-8に実験後に固化したコリウムの断面を観察した結果を示すが、上部は粒子状になっており、下部はインゴット状になっているのが観察されている。また、インゴット状の部分にはひび割れや流路が見られる。</p> <p>COTELS 実験では、いずれもデブリによるコンクリート侵食が生じているが、先行のSWISS、WETCOR、MACEとは異なり、コンクリート侵食は停止している。これは、以下の理由と分析されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・デブリの粒子化と塊状デブリ上への粒子化デブリの堆積 ・デブリとコンクリートとの境界における粗骨材を主体とする多孔質層の形成 ・粗骨材層及び塊状デブリに形成された流路への浸水 <p>熔融物から水プールへの熱流束は水プールへの熱流束は100～650kW/m²程度であったが、これらの熱流束は限界熱流束よりも低く、水が更に高い除熱能力を有する可能性があることが示唆されている。</p>	<p>(6) COTELS 実験（テストB及びC）⁸</p> <p>COTELS 計画は（財）原子力発電技術機構（NUPEC）が压力容器外の熔融炉心冷却特性を調べる試験であり、この計画のテストB及びCは、熔融物上に注水した際のFCI（テストB）とMCCI（テストC）を検討するための実験であり、テストBとCは引き続き実施された一連の実験である。</p> <p>⁸ Hideo Nagasaka, et al., "COTELS Project (3) : Ex-vessel Debris Cooling Tests," OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, 1999.</p> <p>実験装置を図3.1-24に、試験条件及び結果の一覧を表3.1-4に示す。熔融物の重量は60kgでUO₂の融点より高い3200Kまで誘電加熱された。熔融物のタイプAはTMI事故の熔融物を模擬した組成、タイプBは下部プレナムにより多くの金属が含まれることを想定し、金属の割合を増やした組成である。コンクリートトラップの内径は0.36mあるいは0.26mである。ここで、0.26mは他の実験（WETCOR、MACE-M0及びMACE-M1b）との比較のためアスペクト比（高さと同径の比）を0.5としたものである。コンクリートは国内プラントのセメント成分を模擬した玄武岩系コンクリートである。コンクリート内部には温度計測用の熱電対が配置されている。落下後の熔融物は、崩壊熱を模擬して誘電加熱され、75kWは崩壊熱の11倍に相当する。注水は、室温水をJetもしくはSprayで0.02～0.2kg/sの質量流量で試験開始6～15分後に行っている。</p> <p>ケース5aは、熔融炉心落下後の崩壊熱の模擬（誘電加熱）を行わず、注水も行わなかったケースであるが、約2割が粒子化している。これは、コンクリート侵食に伴って発生した気体により熔融炉心の粒子化が生じたと分析されている。粒子の径については、ケース5aとケース5で同等の粒子径分布が確認されており、熔融炉心と水の相互作用ではなく、コンクリート侵食により発生した気体により粒子化が生じたものであると考えられている。</p> <p>アスペクト比の観点では、図3.1-25にケース5とケース9のコンクリート温度の時間変化を示すが、アスペクト比が大きいケース5では、熔融炉心の全体量に対する上面の面積が小さい</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>ため、初期に溶融炉心の熱量がコンクリートに多く伝わっていることを示している。両ケースとも注水後3～4分でコンクリートの温度が低下に転じており、注水による冷却効果が確認でき、特に早めに注水したケース9では効果が高いことが分かる。さらに、注水が遅いケース10においてコンクリート侵食深さが最大となっていることから、水による冷却効果が確認できる。</p> <p>固化した溶融炉心表面から水への熱流束は、SWISS、WETCOR、MACEの結果に近い200～700 kW/m²であった。この結果は容器内圧力がほぼ一定状態の時の値とされている。なお、これらの熱流束は限界熱流束よりも低く、水が更に高い除熱能力を有する可能性があることを示唆している。実験レポートでは0.2MW/m²時における溶融炉心状態についての記述はないが、側壁コンクリートが侵食されてギャップが形成されたことで、溶融炉心冷却が促進され、コンクリート侵食が停止したと説明されている。図3.1-26に固化した溶融炉心の断面図を示す。溶融炉心下面にはコンクリートから分離した砂利がベッド状に堆積しており、溶融炉心底部からの冷却を促進したことが述べられている。また、その他に侵食が停止した要因としてさらに、アスペクト比が小さく水による冷却の効果があつたこと、塊状溶融炉心が侵食により落下する過程で生じたクレパスに水が入り込み冷却されたことなどが要因であると分析されている。</p> <p>COTELS 実験の特徴は、側壁にクラストが固着しなかった点で他実験と比べて実機に近い状況となっており、コンクリート壁と溶融プールの境界に形成されたギャップが冷却を促進した点を実機解析への知見として参照できる。</p>	
<p>【参考のため女川の第5部添付3付録3から抜粋】</p>		
<p>(1) FARO 実験（イタリア JRC-ISPR）^{[1][4]}</p> <p>主に原子炉圧力容器内で溶融物が炉心から下部プレナムの水プールに落下した場合の水蒸気爆発発生の可能性を調べることを目的とした実験で、当初は高圧での実験を対象としてきたが、後に低圧での実験が3ケース実施された。高圧実験装置の構成は、FARO るつぼと実験容器 TERMOS（内径：710mm、体積：1.5m³）である（付図3-1参照）。低圧実験装置ではFATと呼ばれる実験容器の中にTERMOSと同一内径の円筒容器が置かれ、観測窓が設置された。実験手順は原則的に高圧実験も低圧実験も同様で、FARO るつぼで生成された溶融コリウムは一度リリースベッセルに保持し、その底部にあるフラップ又は弁を開放して溶融物を水プールに落下させる。高圧実験ではリリースベッセルは溶融物落下速度を調整するために加圧可能である。ほとんどの実験は酸化コリウム（80wt%UO₂+20wt%ZrO₂）で実施され、テストL11のみが金属Zrを含むコリウム（77wt%UO₂+19wt%ZrO₂+4wt%Zr）が用いられた。また、多くの実験は高圧・飽和水条件で実施されたが、近年は低圧・サブクール水条件でも3ケース実施されてきている。主な実験パラメータは、初期圧力（0.2～6MPa）、コリウム質量（18～177kg）、水深（87cm～2.05m）、サブクール度（飽和～124K）、コリウム組成（1ケースのみ金属Zrを4.1wt%追加）である（付表3-1参照）</p> <p>実験からの主な知見は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 高圧・飽和水実験、低圧・サブクール実験の何れにおいても水蒸気爆発は発生していなかった。 	<p>(7) FARO 実験</p> <p>欧州 JRC（Joint Research Center）のイスプラ研究所における実験であり、圧力容器内を対象に溶融物が水プールに落下した場合の水蒸気爆発の発生を調べることを目的として高圧条件での実験が行われてきたが、圧力容器外を対象とした低圧条件での実験も行われている。実験装置の概要を図3.1-27に示す。実験手順は、高圧条件と低圧条件とで同様であり、るつぼ内でUO₂混合物（80wt%UO₂+20wt%ZrO₂あるいは77wt%UO₂+19wt%ZrO₂+4wt%Zr）を溶融させ、るつぼ底部のフラップを開放することにより、水プールに落下させる。実験条件は、表3.1-5に示すとおりであり、UO₂混合物は18～176kg、水プールの水深は0.87～2.05m、水プールのサブクール度は飽和～124Kの範囲で変動させ複数のケースが行われている。また、高圧条件として2～5.8MPa、低圧条件として0.2～0.5MPaである。</p> <p>溶融物の粒子化量については、水プールの状態によりその割合が変化している。原子炉容器内FCIを模擬したケース（高圧条件かつ低サブクール度）では、水深1mの場合で、溶融物の約半分が粒子化し、残りは溶融ジェットのまま水プール底に到達して堆積する結果となっている。一方、原子炉容器外FCIを想定したケースとして、金属ジルコニウムを含む場合（L-11）や低圧で高サブクール度の場合（L-24～33）では、ほとんどが粒子化する結果が得られている。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<ul style="list-style-type: none"> いずれの実験においても、コリウムの一部が粒子化し、一部はパンケーキ状としてプール底部に堆積した。プール水中に設置した熱電対の測定結果より、一部のコリウムはジェット状でプール底面に衝突したと推定されている（付図3-2参照）。 粒子化割合は、ほとんどの実験でプール水深に依存し、高圧飽和水実験の水深1m程度で落下コリウムの約50%が粒子化した。コリウムに少量の金属Zr（4.1wt%）を添加した場合と低圧のサブクール水の実験では100%近くが粒子化した（付図3-3参照）。 粒子の質量中央径は比較的大きく、3.2～4.8mmの範囲であり、実験パラメータ（初期圧力、水深、コリウム落下速度、サブクール度）に依存していない。 	<p>また、観測された粒子の径は3.2～4.8mmであり、初期圧力、水深、サブクール度、熔融物落下速度への依存性は低いと報告されている。</p>	
<p>【参考のため女川の第5部添付3付録3から抜粋】</p>		
<p>(2) COTELS-FCI 実験（日本 NUPEC）^{[1][16]}</p> <p>本実験は、原子炉圧力容器外でのFCI挙動を調べるために実施された。UO₂混合物を熔融物として用い、その成分は原子炉内構造物のみならず、原子炉圧力容器下部ヘッド内の下部構造物も考慮して設定されている。付図3-4にCOTELS-FCI実験装置の概要を示す。実験装置は、UO₂混合物を熔融させる電気炉とその下に熔融物と水との相互作用を調べるメルトレシーバより構成されている。電気炉は、グラファイト製のつぼと高周波誘導加熱コイルにより構成されている。グラファイト製のつぼは最高温度3200Kで、60kgのUO₂混合物を加熱熔融可能である。つぼ下部には、熔融物を落下させるための穴を設けるプラグ破壊装置が設置され、UO₂混合物が熔融後、瞬時に直径5cmの穴が作ることが可能である。メルトレシーバは、高さ約2.5m、外径約90cmで円筒状をしており、メルトレシーバの中には、高さが可変のメルトキャッチャーが設置されており、メルトキャッチャーの高さを変化させることによりプール水深を変化させる実験を実施しており、雰囲気体積は変化させないように考慮されている。メルトキャッチャーの中心部は、実炉の格納容器床面を模擬するために厚さ3cmのコンクリートが設置され、熔融コリウム/水/コンクリート間の相互作用を調べることが可能となっている。なお、コンクリートの成分は日本と同じ玄武岩系である。実験マトリクスと主な結果を付表3-2に示す。</p>	<p>(8) COTELS 実験（テストA）</p> <p>COTELS計画は（財）原子力発電技術機構（NUPEC）が圧力容器外の熔融炉心冷却特性を調べる試験であり、この計画の中で熔融物が水プールに落下したときの水蒸気爆発の発生有無を調べる実験として、カザフスタン国立原子力センター（NNC: National Nuclear Center）の施設を用いた実験が実施されている。</p> <p>実験装置の概要を図3.1-28に、実験条件及び結果の一覧を表3.1-6に示す。この実験では、軽水炉のシビアアクシデント挙動解析結果に基づいて試験条件が設定され、具体的には、軽水炉のシビアアクシデントでは、原子炉容器内圧が低圧で破損するシーケンスが支配的であり、かつ、原子炉容器の破損として貫通部の破損を考慮している。また、LOCAを起因とするシーケンスが支配的であることから、原子炉格納容器床面の水プールは飽和水（サブクール度0～86K）とし、水深は0.4～0.9mである。また、熔融物は、UO₂:55wt%、Zr:25wt%、ZrO₂:5wt%、SS:15wt%の混合物であり、下部プレナム内の構造物も考慮して多くの金属成分を含むよう模擬したものである。この熔融物は、圧力ヘッド計装配管の径に相当する5cm径のジェットで水プールに落下させている。</p> <p>粒子化量に関しては、水深0.4mにおいても、ほとんど（90%以上）が粒子化しており、粒子径は多くのケースで約6mmであったが、落下速度が速い場合には径が小さくなる傾向が確認されている。初期の圧力上昇幅と粒子径には相関があり、初期圧力上昇は粒子化した熔融物からの熱伝達が支配的であると報告されている。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
【参考のため女川の第5部添付3付録4から抜粋】		
<p>(4) 粒子状ベッドの拡がり^[22]</p> <p>ANLでは、水プール中に不均質に堆積させたデブリベッドが、内部の沸騰により均一化する様子を確認するため、水プール中にUO₂、SUS、Cuの0.2～1mm程度の粒子ベッドを非均一の厚さに堆積させ、誘導加熱により崩壊熱発生を模擬させた実験^[22]を行っている。付図4-10に粒子ベッド厚さの均一化の概念図を示す。非均一の厚さに堆積した粒子ベッドは、誘導加熱により粒子ベッド内に沸騰が生じ、粒子が吹き上げられて再堆積する過程で厚さが均一化し、均一化に要した時間は2～3分程度であると報告されている。</p>	<p>(9) セルフレベリング実験⁹</p> <p>⁹ J. D. Gabor, L. Baker, Jr., and J. C. Cassulo, (ANL), "Studies on Heat Removal and Bed Leveling of Induction-heated Materials Simulating Fuel Debris", SAND76-9008</p> <p>この実験は、水プール中に不均質に堆積させた粒子ベッドが、内部の沸騰により拡散する様子を確認した実験である。</p> <p>実験条件の一覧を表3.1-7に示す。実験は、水プール中にUO₂、SUS、Cuの0.2～1mmの粒子ベッドを非均一の厚さに堆積させ、誘導加熱により崩壊熱発生を模擬させたものである。</p> <p>図3.1-29に実験前後の粒子ベッド概念を示す。非均一の厚さに堆積された粒子ベッドは、誘導加熱により粒子ベッド内に沸騰が生じ、粒子が吹き上げられ再堆積する過程でベッドの厚さが均一化されている。ここで、均一化に要した時間は約2～3分であると報告されている。</p>	
【参考のため女川の第5部添付3付録3から抜粋】		
<p>(3) DEFOR 実験（スウェーデン KTH）^[10]</p> <p>水張り時のデブリ冷却性を調べる目的で実施されている。溶融物の粒子化について、水サブクール、水深、メルト成分、過熱度等の影響を調べるために、溶融物の落下実験が実施されている。実験装置を付図3-5に示すが、上から、誘導加熱炉、メルト容器、冷却タンクより成り、冷却タンクはガラス張りで粒子化の観察が可能となっている。溶融物はメルト容器下部のノズルから重力落下により水中に落下する。DEFOR-E 実験の実験マトリックスを付表3-3に示すが、6ケースの溶融物はCaO-B₂O₃（密度2500kg/m³）の酸化物が使用されており、1ケースはより重量の大きいWO₃-CaO（密度5000～8000kg/m³）が使用されている。</p> <p>実験結果より、粒子化挙動は、水サブクールと水深の影響が大きいとしている。実験後のデブリ状態例を付図3-6に示すが、平均ポロシティは0.55～0.7程度と大きい値が得られている。主な結果を付表3-3に併せて示す。</p>	<p>(10) DEFOR-A 実験^{10,11,12}</p> <p>DEFOR (Debris Bed Formation) 計画は、スウェーデン王立工科大学で実施されており、種々の条件で水プールに模擬溶融物が投入された際の、溶融炉心の細粒化試験である。</p> <p>¹⁰ P. Kudinov and M. Davydov "PREDICTION OF MASS FRACTION OF AGGLOMERATED DEBRIS IN A LWR SEVERE ACCIDENT", NURETH14-543</p> <p>¹¹ Pavel Kudinov, et al., "Fraction of Agglomerated Debris as a Function of Water Pool Depth in DEFOR-A Experiments".</p> <p>¹² Pavel Kudinov, et al., "Development of Ex-Vessel Debris Agglomeration Mode Map for a LWR Severe Accident Conditions," ICONE-17, Brussels, 2009.</p> <p>なかでも DEFOR-A 試験は水深に応じた粒子化割合を調べることを目的にしたものである。試験装置を図3.1-30に示す。DEFOR-A 実験では、るつぼ型誘導炉により加熱された模擬溶融物を、ファンネル及びノズルを通じて大気圧条件の水タンクに注入する。ここでノズル径、即ちデブリジェット径は可変となっている（以下、実機に対しても、炉心あるいは下部プレナムから落下する溶融炉心の意味で「デブリジェット」を使用する）。水タンクのサイズは、断面が0.5m×0.5m、高さが2mであり、ノズル高さを差し引くと最大でタンクの床から放出口までの高さは1.7mとなっている。</p> <p>次に、試験条件の一覧を表3.1-8に示す。ノズル高さは1.7m（一部のケースは1.62m）に設定され、模擬溶融物は深さ1.5m前後の水プールに注入される。また、溶融炉心キャッチャーの高</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>さが水面から0.6m, 0.9m, 1.2m, 1.5mと4段階に設定され、水面からの落下距離の影響も確認している。その他主要な試験条件として、模擬熔融物の過熱度は78～206K, ジェット径は10～25mmの範囲で設定している。ジェット径が太く、熔融物の過熱度が小さく、定性的にケーキ状熔融炉心が形成されやすいのはA8試験である。</p> <p>次に、試験結果について述べる。A8試験で一番水深が浅いキャッチャー1に形成されたケーキ状熔融炉心の様相を図3.1-31に示す。水深が浅いため、細粒化しても固化する前にキャッチャーに堆積することで、粒子化したものが結合した塊状になっている。水深が深いほど粒子の固化が進むため、図3.1-32に示すとおりケーキ状熔融炉心が少なくなる。ここで、塊状熔融炉心の概念図を図3.1-33に示す。デブリジェットがすべて粒子化及び固化された状態で熔融炉心キャッチャーまで到達した場合が(a)の状態であり、このとき固化した粒子間に空隙があるため、冷却性は阻害されない。(b)の状態は凝集を示しており、固化していないデブリ粒子が堆積することで凝集状態になる。また、(c)の状態はデブリジェットの一部分が直接床に堆積する場合であり、空隙の無い状態で熔融物が堆積した状態である。(b)及び(c)は冷却水が堆積した熔融炉心の内部まで浸透しないため、冷却性が阻害される可能性がある。また、堆積形状として、山状に模擬熔融物が堆積した結果が得られている。試験結果からは、水深が深いほど、凝集物の発生割合は小さく、約1.5mの水深があればほぼすべての模擬熔融物は固化した状態で堆積することが分かる（ケースA9のみ、数%の凝集物が発生している）。水深が1.5mよりも浅い場合に、ケースA7, A9において他のケースよりも高い凝集割合が観測されているのは、ケースA7, A9では模擬熔融物の過熱度が高いためである。結論としては、水深が数mあれば、デブリ粒子をすべて固化できるとしている。</p> <p>また、解析研究により図3.1-34に示すようなケーキ状熔融炉心の生成される条件マップが作成されており、そのモデルを実機スケールのジェット径に展開した場合の、堆積モードマップ（ジェット径対水深の図上での、凝集、固化の領域図）が示されている。実機での破損口径に相当する約200mmのジェット径では、水深が約9mの位置に凝集と固化の分岐点が存在することが分かる。</p> <p>実機条件では、原子炉下部キャビティ水深は1～2m、破損口径は数10cmであり、堆積モードマップに当てはめると、ほぼすべての熔融炉心がケーキ状に堆積する。ケーキ状に堆積した場合、MAAPコードでモデル化している平板状の発熱体とは、水の浸透、表面形状等の点で性質が異なるが、これらの性質の相違は、平板状の発熱体における水-熔融炉心間の熱伝達係数として取り扱うことができる。</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【参考のため女川の第5部添付3付録2から抜粋】</p>		
<p>③ 長期二次元コンクリート侵食実験 (CCI実験)</p> <p>デブリによる長期的な床部及び側壁の侵食挙動を明らかにすることを目的に実施された。実験装置のテスト部の構造を付図2-13に示し、実験条件一覧を付表2-3に示す。テルミット反応により生成したUO₂、ZrO₂及びコンクリート成分を主成分とするデブリ模擬溶融物を直接通電により加熱している。電極がある2面は非侵食性の側壁を採用し、残りの2面をコンクリートにより製作している。使用するコンクリートは実験により種類が変えられている。注水なしの条件で、側壁のコンクリートの最大侵食深さが30cmに達するまで侵食を継続した後注水を行い、注水後、最大侵食深さが35cmに到達した時点で実験を終了している。実験装置に荷重負荷装置を設置し、注水後に形成されるクラストに荷重を与えて、クラストの機械的強度に関するデータを取得している (付図2-14参照)。コンクリート種類を変えて3回実験が行われている。CCI実験のコンクリート組成を付表2-4に示す。CCI実験のデブリ-水間の熱流束を付図2-15に示し、溶融物の平均温度を付図2-16に示す。また、実験後の侵食状態の模式図を付図2-17に示す。石灰岩系コンクリートの場合、床方向と側壁方向の侵食は同程度となっているのに対し、玄武岩系コンクリートの場合、側壁方向の侵食が床方向より大きくなっており、侵食に異方性があることが示されている。付表2-5に示すように、侵食率から側壁方向と床方向の熱流束が推定されている。CCI-2実験 (石灰岩系コンクリート) の場合、側壁方向と床方向は同程度と推定されているのに対し、CCI-3実験 (玄武岩系コンクリート) の場合、側壁方向の熱流束は、床方向より4倍程度大きいと推定されている。</p>	<p>(1) CCI実験^{13,14,15,16}</p> <p>CCI (Core Concrete Interaction) 実験は、OECD MCCI プロジェクトの一環として米国アルゴンヌ国立研究所 (ANL) にて行われており、コンクリート侵食が進んだ状態で注水した場合の溶融物の挙動の調査を目的としたものである。CCI 実験では、MCCI 進展後後期の注水による溶融炉心冷却性として、現象論的に4つのメカニズムに着目しており、それぞれバルク冷却、クラストのひび及び割れ目からの水浸入、溶融物の噴出、クラストの破損である。</p> <p>¹³ M. T. Farmer, et al., "OECD MCCI Project Final Report," 2006</p> <p>¹⁴ M. T. Farmer, et al., "OECD MCCI Project 2-D Core Concrete Interaction (CCI) Tests: Final Report," 2006</p> <p>¹⁵ Q. Zhou, et al., "Benchmark of MCCI Model in MAAP5.02 against OECD CCI Experiment Series," 2014</p> <p>¹⁶ M. T. Farmer, et al., "OECD MCCI-2 Project Final Report," OECD/MCCI-2010-TR07 (2010).</p> <p>CCI 実験装置を図3.1-35に示す。実験装置中に、断面50cm × 50cm、高さ55cmのつぼがあり、その底部にコンクリートベースマットが敷かれている。ベースマットの上部には、溶融物を直接電気加熱により加熱するタングステン電極があり、溶融物は120kW～150kWで加熱される。また、溶融物の温度を測定するための熱電対がコンクリート中に多数設置されている。その他、溶融物に注水するための給水系、MCCIにより発生したガスの換気系等がある。さらに、実験装置に荷重負荷装置を設置し、注水後に形成されるクラストに荷重を与えて、クラストの機械的強度に関するデータを取得している (図3.1-36参照)。</p> <p>次に、実験条件を表3.1-9に示す。実験はCCI1～3の3回行われている。各実験について、溶融物の加熱後5.5時間が経過した時点、あるいはコンクリート侵食が30cm進んだ時点で注水を開始する。実験ケース間の主要な条件の違いとしては、コンクリート組成 (CCI-2が石灰岩系、CCI-1, 3が珪岩質系)、直接電気加熱による加熱量 (CCI-1が150kW、CCI-2, 3が120kW) である。CCI 実験のコンクリート組成を表3.1-10に示す。</p> <p>図3.1-37にCCI-1, 2, 3実験での水への熱流束、図3.1-38に溶融物の平均温度を示す。最初の5分間は限界熱流束に近い値となっており、CCI-1, 3では約1MW/m²、CCI-2では3MW/m²近い値になっている。この違いとして、CCI-1, 3では注水時点でクラストが形成されており、CCI-2では注水時点でクラストが形成されておらず、溶融物と水が直接接触 (バルク冷却) したためと推測されている。CCI-2も、バルク冷却期間 (約5分) の後に安定クラストが形成されている。</p> <p>注水後15-25分はクラストが熱流束を律速する期間であり、平均化した熱流束を表3.1-11に示す。コンクリート分解時にガス発生量が多い石灰岩系コンクリートの場合 (CCI-2) には0.65MW/m²、ガス発生量の少ない玄武岩系コンクリートの場合 (CCI-1, 3) には0.25MW/m²及び0.5MW/m²となっている。この違いから、クラスト形成段階でコンクリート分解ガスが多いほど、クラストのひび、割れ目及び空隙が大きくなると考察されている。これらの熱流束をクラスト熱</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【参考のため女川の第5部添付3付録2から抜粋】</p> <p>また、CCI実験について、MAAPコードによりベンチマーク解析が行われている^[35]。</p> <p>CCI-2実験（石灰岩系コンクリート）のベンチマーク解析では、固化効果項の影響を除いて対流熱伝達係数のサーベイが可能のように、対流熱伝達係数として床方向と側壁方向ともに300W/m²-K、固化効果項の指数nに0が設定されている。ここで300W/m²-Kは、実際のMCCI時の対流熱伝達係数は、固化割合を考慮すると、完全液相状態の値よりも1桁程度小さい値（付図2-19において固化割合が60%程度の値）になることを考慮して設定されている。また、CCI-2実験では、床方向と側壁方向の熱流束が同程度と推定されていることから、対流熱伝達係数も同じ値が設定されている。この設定を用いた解析により、コリウム温度の変化（付図2-20参照）は、実験データと良く合っている。また、床方向の侵食量は（付図2-21参照）、実験では注水前には25cm程度侵食されているのに対し、MAAP解析では33cm程度の侵食量となっている。側壁方向の侵食量は（付図2-22参照）、実験では注水前には29cm程度侵食されているのに対し、MAAP解析では33cm程度の侵食量となっている。</p> <p>CCI-3実験（玄武岩系コンクリート）のベンチマーク解析では、対流熱伝達係数として床方向に80W/m²-K、側壁方向に300W/m²-K、nに0が設定されている。ここで、80W/m²-Kは、CCI-3実験では、床方向の熱流束が側壁方向の1/4程度と推定されていることから、床方向の対流熱伝達係数を側壁方向の1/4程度として設定されている。この設定により、コリウム温度の変化（付図2-23参照）は、より</p>	<p>伝導だけで伝えるには、クラスト厚さは約3mm～7mmでなければならないが、測定結果ではクラスト厚さは5cm～10cmとなっており一桁厚い。よって、クラストからの水浸入が冷却を支配していること、水浸入パスとなるクラストの空隙はコンクリートからのガス発生が多いほど大きくなることが考察されている。</p> <p>溶融物の噴出については、CCI-2ではみられたが、CCI-1,3ではみられなかった。溶融物の噴出は、コンクリート分解ガスが放出されるときに巻き込まれると考えられており、ガス放出の少ない玄武岩系コンクリートの場合には起きなかったと推測されている。また、CCI-1では注水から10分で入熱が終了したことで、CCI-3では部分的にクラストが壁に固着したことも影響していると考えられている。</p> <p>クラストの破損については、クラスト強度を計測した結果から、クラストは非常に弱いことが判明している。そして、CCI-1実験からクラスト破損時には3MW/m²を超える熱流束が発生している。</p> <p>以上より、CCI実験結果で得られた0.25MW/m²という熱流束は、溶融物上にクラストが形成された状態にあり、かつ、クラストの空隙が小さい場合の値である。</p> <p>最後に、実験後の侵食状態の模式図を図3.1-39に示す。石灰岩系コンクリートの場合、床方向と側壁方向の侵食は同程度となっているのに対し、玄武岩系コンクリートの場合、側壁方向の侵食が床方向より大きくなっており、侵食に異方性があることが示されている。CCI-2実験（石灰岩系コンクリート）の場合、側壁方向と床方向は同程度と推定されているのに対し、CCI-3実験（玄武岩系コンクリート）の場合、側壁方向の熱流束は、床方向より4倍程度大きいと推定されている。CCI-2,3実験に対しては、MAAPコードによりベンチマーク解析が行われている^[3]。</p> <p>CCI-2実験（石灰岩系コンクリート）のベンチマーク解析では、固化効果項の影響を除いて対流熱伝達係数のサーベイが可能のように、対流熱伝達係数として床面方向と壁面方向ともに300W/m²/K、固化効果項の指数nに0が設定されている。ここで300W/m²/Kは、実際のMCCI時の対流熱伝達係数は、固化割合を考慮すると、完全液相状態の値よりも1桁程度小さい値（図3.1-40において固化割合が60%程度の値）になることを考慮して設定されている。また、CCI-2実験では、床面方向と壁面方向の熱流束が同程度と推定されていることから、対流熱伝達係数も同じ値が設定されている。この設定を用いた解析により、コリウム温度の変化（図3.1-41参照）は、実験データと良く合っている。また、床面方向の侵食量は（図3.1-42参照）、実験では注水前には25cm程度侵食されているのに対し、MAAP解析では33cm程度の侵食量となっている。壁面方向の侵食量は（図3.1-43参照）、実験では注水前には29cm程度侵食されているのに対し、MAAP解析では33cm程度の侵食量となっている。</p> <p>CCI-3実験（玄武岩系コンクリート）のベンチマーク解析では、対流熱伝達係数として床面方向に80W/m²/K、壁面方向に300W/m²/K、nに0が設定されている。ここで、80W/m²/Kは、CCI-3実験では、床面方向の熱流束が壁面方向の1/4程度と推定されていることから、床面方向の対流熱伝達係数を壁面方向の1/4程度として設定されている。この設定により、コリウム温度の変化</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>実験データに近くなっている。また、床方向の侵食量は（付図2-24参照）、実験では注水前には5cm程度侵食されているのに対し、MAAP解析では5.7cm程度の侵食量となっている。側壁方向の侵食量は（付図2-25参照）、実験では注水前には29cm程度侵食されているのに対し、MAAP解析では27cm程度の侵食量となっている。</p> <p>CCI実験を対象にしたMAAPベンチマーク解析により、対流熱伝達係数を適切に設定することにより侵食量がおおむね合うことが確認されている。また、侵食の異方性を扱うためには、床方向と側壁方向の対流熱伝達係数の比率の設定が重要であることが示されている。</p> <p>【参考のため女川の第5部添付3付録2から抜粋】</p>	<p>（図3.1-44参照）は、より実験データに近くなっている。また、床面方向の侵食量は（図3.1-45参照）、実験では注水前には5cm程度侵食されているのに対し、MAAP解析では5.7cm程度の侵食量となっている。壁面方向の侵食量は（図3.1-46）、実験では注水前には29cm程度侵食されているのに対し、MAAP解析では27cm程度の侵食量となっている。</p> <p>CCI実験を対象にしたMAAPベンチマーク解析により、対流熱伝達係数を適切に設定することにより侵食量がおおむね合うことが確認されている。また、壁面方向よりも床面方向では侵食量が低減する侵食の異方性を扱うためには、床面方向と壁面方向の対流熱伝達係数の比率の設定が重要であることが示されている。しかしながら、この侵食の異方性はドライ条件の実験において発生しており、そのメカニズムの詳細は未だ解明されておらず、実機のウェット条件にて、この侵食の異方性が発生するかは不明である。実機における影響の確認のため感度解析が必要と考えられ、CCI-3実験のベンチマーク解析を参考にして、溶融プールから壁面方向と床面方向の対流熱伝達係数を調整して感度解析を実施する（補足説明資料11参照）。</p>	<p>※侵食異方性の感度解析は個別解析であるため補足説明資料11として整理</p>
<p>① クラスト浸水・強度実験（SSWICS実験）</p> <p>SSWICS実験は、クラスト内への浸水メカニズムと浸水による除熱量、さらにクラスト強度を調べるために実施された。実験装置の構造を付図2-11に示し、実験条件一覧を付表2-2に示す。テスト部内の非侵食性の床面上で、テルミット反応によりUO_2、ZrO_2及びコンクリート成分を主成分とするデブリ模擬溶融物を生成しその上に注水する。崩壊熱とコンクリート分解気体の発生は模擬しない過渡クエンチ実験である。最大除熱量はクラスト上面におけるドライアウト熱流束により評価される。実験結果より、安定なクラストは形成されず、クラスト内に冷却材が浸入することにより、熱伝導率以上の熱流束を期待することができるとしている。さらに、SSWICS実験で得られたドライアウト熱流束を実機の事故シーケンス解析において直接的に適用できるよう、Lister/Epsteinのドライアウト熱流束モデルへの適応が行われた。実験結果とこれに基づいたLister/Epsteinモデルによる予測の比較を付図2-12に示す。この実験結果及びこれらに基づいた予測値によれば、コンクリートを全く含有しないデブリに対する上面水プールへのドライアウト熱流束は、約$400kW/m^2$であり、コンクリート含有とともに熱流束は低下し、含有率15%程度以上では約$100kW/m^2$となっている。</p>	<p>(12) SSWICS試験¹³</p> <p>SSWICS (Small Scale Water Ingression and Crust Strength experiments) 試験は、OECD MCCIプロジェクトの一環として米国アルゴンヌ国立研究所 (ANL) にて行われた試験であり、溶融物に上部より注水した場合の冷却性を調査している。試験装置を図3.1-47に示す。</p> <p>SSWICS試験では、クラストが冷却される過程で内部への浸水性があり除熱量の増加に寄与するものの、溶融物のコンクリート含有率が增加するとドライアウト熱流束が低下すると報告されている。溶融物とコンクリートの混合物のドライアウト熱流束の測定結果と、Lister-Epsteinドライアウト熱流束モデルの比較結果を図3.1-48に示す。試験結果と解析モデルの傾向はよく一致しており、コンクリート含有率が增加するにつれてドライアウト熱流束は減少し、約$125kW/m^2$となり、それ以降は概ね一定となる。</p>	
<p>④ クラスト破損実験</p> <p>本実験は上記①③の実験に付随して実施されており、①のSSWICS実験で形成されたクラストの冷却後破損強度を調べる実験と、③の二次元侵食実験の間に高温状態で破損させる実験の2種の実験が行われている。</p> <p>前者の実験では、クラスト浸水実験で形成された直径約30cmのクラストに荷重を加えて、クラストの強度を測定している。低温クラスト破損実験装置の概要を付図2-18に示す。クラスト上面の中央部に集中荷重を与え、クラスト破損時の荷重からクラストの機械的強度（破損時にクラスト</p>	<p>また、SSWICS試験ではクラストの強度試験も行っている。試験装置図を図3.1-49に示す。結果を図3.1-50に示すが、上部水プールにより冷却されたクラストの強度は、溶融物の理論密度と比較して約二桁弱いことが示されている。これは、クエンチの過程で形成されたクラストの亀裂のため、組成から考えられる強度より大幅に小さくなったものである。さらに、試験データから外挿すると、実機スケールではクラストは安定的には存在できないと推測されている。その結</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>に発生する最大の応力)を評価している。クラスト上に堆積する冷却水層及び噴出デブリの荷重に起因してクラスト内に発生する応力と、本実験から得られるクラストの機械的強度を比較することにより、実機規模においては、クラストは破損し下部の溶融物と接触する可能性が高いことが示されている。</p> <p>後者の二次元侵食実験では、注水前の高温状態で突き棒 (lance) によりクラストが破損する荷重を測定し、注水後も再度突き棒によりクラストが破損する荷重を測定している。これにより、現実に近い状態でのクエンチ前後のクラスト強度が確認され、クエンチ後は、クラスト強度が大きく低下することが確認された。</p>	<p>果、クラストの破損が断続的に繰り返され、クラストへの水の浸入及び溶融物の噴出による冷却が溶融物の冷却及びコンクリート侵食の停止に寄与するとされている。</p> <p>(13) クラスト強度の JNES 解析研究¹⁷⁾</p> <p>OECD-MCCI プロジェクトで実施されたクラスト強度試験(SSWICS 試験)結果に基づき、クラストのヤング率と破損応力を解析的に求めており、図 3.1-51, 52 に示す結果が得られている。</p> <p>¹⁷⁾ Hideo Nagasaka, et al., " Failure Strength and Young' s Modulus Evaluation of Solidified Crust based on OECD-MCCI Test," MCCI Seminar 2010, Cadarache, 2010.</p> <p>その値を実機サイズのクラストに適用し、実機スケールでのクラストの荷重を算出し、健全性を評価している。解析モデルは図 3.1-53 に示すものである。軸対象につき片持ち梁体系にて、クラストの直径と厚さはパラメータサーベイしている。熱応力解析では、クラスト内では崩壊熱 1W/cm³、クラスト温度は一様で、上面と下面で 2000K の温度差を仮定する。</p> <p>その結果、クラスト直径 2m~6m、クラスト厚さ 20cm~30cm、コンクリート含有割合 23.6%及び 41.9%の広い範囲において、クラストは自重と熱応力により、水圧が無くても破損するという結果が得られている。また、以下のように条件に応じた知見が整理されている。</p> <p>①クラストが壁に接着し、下面に空間ができた場合 クラストは自重と熱応力で破損する。</p> <p>②溶融物にクラストが浮いている場合 クラストは熱応力だけで破損する。</p> <p>③クラストが壁に接着し、かつ溶融物上に一部浸っている場合 クラストは浮力と自重が釣り合うことになり、図 3.1-54 に示すようにクラストのアスペクト比に応じた水頭圧により破損する。</p>	
<p>【参考のため女川の第5部添付3付録2から抜粋】</p> <p>また、水中での溶融物拡がり挙動を調べる PULiMS 実験²¹⁾が実施されている。この実験では、浅い水プール（水深 20cm）へ溶融した Bi₂O₃-WO₃ 合金を流入させ、その拡がり挙動が観察された。実験装置を付図 4-7 に示し、実験条件を付表 4-4 に示す。水中へ流入した溶融物の拡がりの様子を付図 4-8 に示す。また、固化したデブリ層の性状を付図 4-9 に示す。固化したデブリ層は 3層を形成し、デブリ層下面とコンクリートは密着せずギャップが存在しており、水又は蒸気が存在していた可能性がある。3層の最下層は薄い 1.5~2mm のケーキ（クラスト）層で空隙はなく、中間層は割れ目や細長い孔が含まれている。最上部は不規則な構造で多孔性である。</p>	<p>(14) PULiMS 試験¹⁸⁾</p> <p>スウェーデン王立工科大学 (KTH) では、水中での溶融物拡がり挙動を調べる PULiMS 試験を実施している。この実験は、浅い水プールへ溶融した Bi₂O₃-WO₃ 合金を流入させており、その拡がり挙動を調べている。図 3.1-55 に示すように、水中へ流入した溶融物は、瞬時に固化することなく、床上を拡がる様子が観察されている。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【参考のため女川の第5部添付3付録1から抜粋】</p> <p>(3) BETA 実験（独 KfK）^[6]^[34]</p> <p>MCCI 解析コードの侵食挙動やエアロゾル生成挙動の検証用のデータベースを拡充することを目的として、独 KfK で実施された。実験装置の概要を付図 1-6 に示す。テルミット反応により金属溶融物（Fe, Cr, Ni, Zr）と酸化物溶融物（Al₂O₃, SiO₂, CaO）を生成させて、玄武岩系コンクリート製のるつぼに落下させて、るつぼ内の溶融物は、誘導加熱により加熱している。ベースマット中にある熱電対により二次元のコンクリート侵食挙動が確認できるようになっている。溶融物として Zr を多く含む溶融物を用いた実験シリーズの実験マトリックス（V5.1～V5.3）を付表 1-2 に示す。</p> <p>実験後のコンクリート侵食状況を示す模式図を、付図 1-7 に示す。壁方向よりは、床方向の侵食量が大きくなっている。溶融物に含まれる Zr によりコンクリート成分の SiO₂ が還元され、Si や SiO の生成が確認されている。V5.1 実験と V5.2 実験のコンクリートの侵食深さの MAAP 解析との比較^[34]を付図 1-8 及び付図 1-9 に示すが、MAAP 解析結果とよい一致を示している。この MAAP のベンチマーク解析により、二次元侵食に関わるパラメータ設定の妥当性が判断されている。</p>	<p>¹⁸ A. Konovalenko, et al., "Experimental Results on Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt-coolant Interaction," NUTHOS-9, Kaohsiung, Taiwan, 2012.</p> <p>(1.5) BETA 試験^{19,20}</p> <p>BETA 試験は、MCCI 解析コードの侵食挙動やエアロゾル生成挙動の検証用のデータベースを拡充することを目的として、独 KfK で実施された。実験装置の概要を図 3.1-56 に示す。テルミット反応により金属溶融物（Fe, Cr, Ni, Zr）と酸化物溶融物（Al₂O₃, SiO₂, CaO）を生成させて、玄武岩系コンクリート製のるつぼに落下させて、るつぼ内の溶融物は、誘導加熱により加熱している。ベースマット中にある熱電対により二次元のコンクリート侵食挙動が確認できるようになっている。溶融物として Zr を多く含む溶融物を用いた実験シリーズの実験マトリックス（V5.1～V5.3）を表 3.1-12 に示す。</p> <p>実験後のコンクリート侵食状況を示す模式図を、図 3.1-57 に示す。壁方向よりは、床方向の侵食量が大きくなっている。溶融物に含まれる Zr によりコンクリート成分の SiO₂ が還元され、Si や SiO の生成が確認されている。V5.1 実験と V5.2 実験のコンクリートの侵食深さの MAAP 解析との比較を図 3.1-58 及び図 3.1-59 に示すが、MAAP 解析結果とよい一致を示している。この MAAP のベンチマーク解析により、二次元侵食に関わるパラメータ設定の妥当性が判断されている。</p> <p>¹⁹ H. Alsmeyer, et al., "BETA experiments on Zirconium Oxidation and Aerosol Release during Melt-Concrete interaction," Proceedings of the Second OECD(NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten Core Debris-Concrete Interactions, NEA/CSNI/R(92)10, Karlsruhe, Germany (1992).</p> <p>²⁰ Electric Power Research Institute, MAAP4 User's Manual Volume 1-3 (1994).</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について)

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;">【参考のため再掲】</p> <p>各実験の詳細は付録資料にて示す。以下に、実機評価に関連する知見の概要をまとめる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドライ条件でのコンクリート侵食（付録1参照） 熔融炉心に注水が行われない場合の侵食速度は、ACE 実験、SURC 実験及びBETA 実験で確認されている。また、MAAPコードによる実験解析が行われており、解析で得られた侵食速度は実験結果と良く一致している（1時間あたり20cm程度）^{[23][34]}。 ・ウェット条件（Top Flooding）でのコンクリート侵食（付録2参照） SWISS 実験、WETCOR 実験、MACE 実験では、熔融デブリ上面へ注水をした場合（TopFlooding）のコンクリート侵食実験が行われたが、結果として、デブリ上面に安定なハードクラストが形成されてデブリ内への水の浸入を妨げ、コンクリート侵食が継続する結果が得られた。コンクリート侵食が停止しなかった主な原因は、デブリ模擬物上面に形成されたクラストが側壁（側壁に耐火物を採用した一次元侵食実験）あるいは電極と側壁の両者に固着し、クラストとその下のデブリ模擬物とが分離したことにより、デブリ模擬物の効果的な除熱がなされなかったためであるとされている。 COTELS 実験では、熔融物の落下過程を含めて模擬したMCCI 実験が実施され、結果として、側壁侵食部に水が浸入し、コンクリート侵食が停止する結果が得られた。 実機スケールで安定クラストが形成されるか否かを解明するため、OECD/MCCI プロジェクトが行われ、クラスト強度、クラスト浸水、二次元コンクリート侵食挙動等を分離効果的に調べる実験が実施された。その結果、実機スケールでは、安定クラストは形成されず、ハードクラストは割れて水が内部に浸入して冷却が促進されることや、MCCI により発生したガスにより熔融物がクラストの割れ目から噴出する火山型のクラストが形成されるとの結果が得られている。また、CCI 実験結果から玄武岩系コンクリートに侵食の異方性が見られる結果が得られている。 これらの知見は、MCCI 評価のためにはデブリから水プールやコンクリートへの熱伝達の扱いが重要であることを示唆している。 ・水張りによる熔融物の粒子化（付録3参照） 熔融物ジェットが水中へ落下する場合の粒子化挙動については、FCI 実験等により確認されている。粒子化割合は、主に水深やジェット径に依存し、粒径（質量中央径）は、比較的大きく、実験条件（初期圧力、水深、コリウム落下速度、サブクール度）に対する依存性は低いと報告されている。各UO₂ 混合物実験の平均的な粒子径は、熔融物量の多いFARO 実験では2.6～4.8mm^[14]、COTELS 実験では6mm 程度^[16]である。また、粒子化割合を評価する解析モデルが提案されている（Ricou-Spalding 相関式^[25]やSaito の相関式^[26]等）。 	<p>3.2 MCCI 実験の知見の整理</p> <p>本項では、前項に示した国内外のMCCI 実験で得られた知見に関する整理を行う。</p> <p>PWR プラントでのMCCI 現象については、次の3つの段階、</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 熔融炉心の原子炉下部キャビティへの堆積過程 ② 熔融炉心の冷却過程 ③ コンクリートの侵食過程 <p>で現象が進展していくことから、それぞれの段階ごとに知見を整理する。</p> <p>①熔融炉心の原子炉下部キャビティへの堆積過程</p> <p>MCCI 実験としては、水プールに熔融物を落下させた条件での実験はDEFOR 実験のみでありサンプルが少ないため、FCI に関する実験的知見も加味して、熔融炉心の原子炉下部キャビティへの堆積過程に関してまとめる。</p> <p>○熔融炉心が冠水した原子炉下部キャビティに落下するとき、次の3通りの状態、即ち、熔融炉心がすべて細粒化及び固化されて床面に達する場合、液滴状の粒子が堆積して凝集物を形成する場合、熔融炉心がジェット状のまま床面に到達し、空隙なく熔融炉心が堆積する場合が考えられる。</p> <p>○これらの現象について、DEFOR-A 実験では、水深が1.5m の場合、1ケースを除いて細粒化及び固化する結果が得られている（残りの1ケースも液滴のまま凝集する割合は数%）。また、FCI 実験（FARO 及びCOTELS）においては、FARO 実験では水深1～2m の場合に熔融物のほとんどが細粒化、COTELS 実験では水深0.4m の場合に熔融物の90%以上が細粒化したという、DEFOR 実験と類似した結果が得られている。したがって、実験条件では、熔融炉心の水プール内の堆積過程においては、原子炉下部キャビティの水深が1～2m 確保されていれば、大部分が細粒化及び固化した熔融炉心として堆積すると考えられる。一方、実機条件では、原子炉容器破損モードは計装用案内管溶接部破損が支配的であり、その後、熔融炉心が破損口を侵食し、デブリジェット径は数十cm に達する（例として3ループプラントの例を図3.2-1に示す）ため、水深が数m 確保されていても細粒化する熔融炉心はわずかであり、相当量の熔融炉心が連続層として原子炉下部キャビティ床に堆積する。したがって、実機解析においては、エントレイン量、水深、デブリジェット径に関する不確かさを考慮して、評価する必要がある。</p> <p>○一方、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がりに関しては、凝集した熔融炉心あるいは塊状の熔融炉心が水中で拡がる状況に関する知見は得られていないものの、上記のように熔融炉心の大部分が細粒化及び固化する場合、セルフレベリング実験の結果が適用でき、細粒化した熔融炉心が不均一に堆積する場合でも、崩壊熱により粒子ベッド内に沸騰が生じ、粒子が吹き上げられ再堆積する過程で粒子ベッドの厚さが均一化される。</p>	<p>※知見の整理の仕方が異なる</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>・溶融物の拡がり (付録4参照)</p> <p>Mark-I型格納容器のシェルアタックに関する研究^{[17][18][19][20]}により、事前水張りが、溶融物の拡がりを抑制し、シェルアタック防止に有効であることが確認されるとともに、溶融物の拡がりを評価する解析コードが作成されている。溶融物の拡がりには、デブリ落下流量、デブリ成分、デブリ過熱度が主に影響することが示されている。KTHでは、水中での溶融物の拡がり挙動と固化性状を調べるPULiMS実験^[21]が実施され、溶融物の拡がる過程は、流体力学と固化の二つの競合プロセスに支配されるとして、流体力学には重力、慣性力、粘性力及び表面張力が影響し、固化には溶融物から周囲への熱伝達、崩壊熱発生及び溶融物の相変化が影響するとして、実験と実機条件とを関連づけるスケリング則の提案^{[20][27][28]}が行われている。また、独カールスルーエ研究センター (FZK) においてKATS実験^{[23][29][30]}が実施され、溶融物の放出速度が比較的高い場合は、冷却材の有無によらず同様な拡がり挙動になることが示されている。溶融物の拡がり挙動の解析のために、種々の解析コードが提案されており、実験データを元に検証が行われている。三次元の拡がり評価も行われており、比較的広いベDESTALをもつABWR (ベDESTAL半径約5.3m)の溶融物拡がり評価が実施され、床上に水がある場合でも、床全面に溶融物が拡がること示されている^[40]。</p> <p>また、ANLでのセルフレベリング実験^[22]により、水プール中に不均質に堆積させた粒子状ベッドにおいて、内部沸騰によって短時間でベッドの厚さが均一化されることが示されている。</p> <p>・粒子状ベッドの冷却性 (付録5参照)</p> <p>粒子状ベッドの冷却性については、ドライアウト熱流束が種々の実験で確認されており、主に粒子径に依存するとの結果が得られている。また、ドライアウト熱流束を評価する解析モデルがいくつか提案されているが、Lipinski0-Dモデル^{[24][31][32][33]}が広く使われている。</p>	<p>○溶融物組成、質量、温度等の点で実機条件とは異なるものの、PULiMS試験より、水中へ流入した溶融物は瞬時に固化することなく、床上を拡がる様子が観察されている。</p> <p>②溶融炉心の冷却過程</p> <p>○SWISS, MACE, WETCORの各実験において、溶融物上に注水した結果、溶融物の上面に強固なクラストが形成され、これが、実験装置の壁面や電極などにより固定されることにより、水による溶融物の冷却効果を阻害し、溶融物が十分に冷却されない状態となった。これに対し、COEELS実験では、上面クラストが壁に固定されることなく、注水後約3~4分で、コンクリート温度が抑制でき、水による冷却効果が高いことが示された。</p> <p>○溶融物から上面の水プールへの熱流束は、各実験で評価されており、その評価値は200~800kW/m²であった。この値は、限界熱流束よりも低い値であり、COEELS実験では、水が更に高い除熱能力を有する可能性があることと結論付けている。また、MACE実験では、注水初期に限られるが、1000kW/m²を超える高い熱流束が観測されている。なお、WETCOR実験、MACE実験より、水への熱流束が約0.2MW/m²となるのは、溶融炉心が完全固化し、温度も低下し概ね約1,500Kとなった時点である。</p> <p>○CCI実験では、注水初期には約1MW/m²の限界熱流束に近い除熱が得られている。また、クラストが無い状態での冷却では3MW/m²の熱流束が観測された。ただし、それらの高い熱流束は初期に限定され、それ以降は250~650kW/m²の熱流束となっている。なお、約250kW/m²の熱流束となるのは、溶融物上にクラストが形成された状態にあり、かつ、クラストの空隙が小さい場合の値である。</p> <p>○DEFOR実験より、堆積過程において粒子の凝集物、あるいは空隙の無い溶融物として堆積した場合、冷却性が悪化する可能性がある。また、堆積形状として山状に堆積した場合は、水との接触面積が減少することにより冷却性能が悪化する可能性がある。</p> <p>○SSWICS試験より、コンクリート侵食が進み、溶融炉心中のコンクリート含有率が増加した場合、ドライアウト熱流束が低下する可能性がある。</p> <p>○JNES解析研究より、実機スケールでは溶融物上面に安定なクラストが形成されることは無いという結論が得られている。</p> <p>③コンクリートの侵食過程</p> <p>○水による冷却を伴わない場合のコンクリート侵食速度は、ACE実験(ケイ土系コンクリート)で17~20cm/h、SURC実験(玄武岩系コンクリート)で26~30cm/hであった。</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>○SWISS, MACE, WETCORの各実験において、熔融物の上面に強固なクラストが形成され、これが実験装置の壁面や電極などにより固定されることにより、水による熔融物の冷却効果を阻害したことから、コンクリートの侵食が継続する結果となっている。</p> <p>○これに対しCOTELS実験では、上記実験のような上面クラストの固定は起こらず、注水後約3～4分で、コンクリート温度が抑制された。この要因として、粒子化した熔融炉心への浸水、側面コンクリートと熔融炉心の間への浸水、塊状熔融炉心に生じたクレパスへの浸水などにより冷却が促進されたこと、コンクリート侵食により生じた砂礫が、熔融物とコンクリートの間に溜まり、これが熱抵抗となり、コンクリートへの伝熱を抑制したことによると分析されている。また、早期の注水によりコンクリート侵食深さが小さくなっている。</p> <p>○また、COTELS実験では、コンクリート分解に伴って発生する気体により、熔融炉心が細粒化し、塊状熔融炉心の上に堆積する現象が確認されている。</p> <p>○DEFOR実験より、堆積過程において粒子の凝集物、あるいは空隙の無い熔融物として堆積した場合、水による冷却性が悪化し、よりコンクリートへの伝熱が増加する可能性がある。また、堆積形状として山状に堆積した場合は、コンクリートとの接触面積が減少することにより侵食量が増加する可能性がある。</p> <p><u>○BETA実験、CCI実験より、玄武岩系コンクリートでは、侵食の床面方向と壁面方向に差異が発生することが確認された。BETA実験では壁面方向への侵食はある時間で抑制され、CCI実験では床面方向の侵食が抑制される結果となっている。</u></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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>3.3 実機への適用性</p> <p>小規模実験と実機では、スケールの違いによる安定化クラストの形成に違いがあると考えられているため、実験結果の実機への適用性について考察する。</p> <p>熔融炉心の細粒化の挙動は水深とジェット径に依存するが、スウェーデン王立工科大学 (KTH) で得られた粒子化マップを参考にすると、実機条件では、ジェット径に比べて水深が浅いため、ほとんど細粒化されずに熔融状態で床に到達すると考えられる。</p> <p>また、小規模実験では熔融物上面に堅固なクラストが形成されると考えられている。さらに、クラストががるつばに接着して熔融物の間に空間が形成されるため、熔融物からクラストへの直接的な対流伝熱もしくは熱伝導が低下する現象も観測されている。</p> <p>実機スケールにおけるクラスト強度について JNES にて解析研究が実施されており（3.2 参照）、実機では熔融物上面に上記のような安定なクラストが形成されることは無いという結論が得られている。</p> <p>よって、実機では熔融炉心が熔融状態で拡がり、一方、上面にできるクラストは安定化しないため、熔融物と原子炉下部キャビティ水の直接接触により除熱されると考えられる。以上を踏まえ、実機での熔融炉心の堆積、冷却過程は以下のとおりになると考えられる。また、MCCI 実験での挙動、実機で想定される挙動の概念図を、図 3.3-1 及び図 3.3-2 に示す。</p> <p>【熔融炉心落下時】</p> <p>熔融炉心は完全には粒子化せず、床上を熔融炉心が拡がり、床面との間にケーキが形成される。ジェットの一部は粒子化して熔融炉心上に降下する。クラストが形成されるまでは水-熔融炉心間において比較的高い熱流束が維持される。（MACE 実験、CCI 実験より）</p> <p>【熔融炉心落下後短期】</p> <p>熔融炉心上面からクラストが形成されるが、自重あるいは熱応力によって破碎していく（JNES 解析研究より）ため、熔融物から水へ限界熱流束に近い伝熱となる。この時の現象は、小規模実験で熔融物へ注水を開始した時点と同等と考えられ、MACE 実験、CCI 実験では $1\text{MW}/\text{m}^2$ 以上の値が観測されている。</p> <p>【長期冷却時】</p> <p>時間の経過とともに亀裂の入ったクラストが成長し、熔融炉心全体が固化する。下部のケーキの部分を除いて浸水性があり、その際の限界熱流束は、CCI 実験より約 $0.5\text{MW}/\text{m}^2$ であると考えられる。熔融炉心全体が固化した後の挙動においては、熔融炉心固化物の熱伝導が律速となるが、ひび割れによる伝熱面積の増大と内部への水浸入により除熱が促進される。また、コンクリート</p>	<p>※PWRでは得られた知見の中でスケールの違いに影響を受けると考える安定化クラストの形成に関する不確かさについて定性的な考察を行い、上面のクラストは安定していない事を確認している。</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>と熔融炉心の境界にギャップが発生し、水がギャップへ浸入することで冷却が促進される。 (COTELS 実験より)</p> <p>熔融炉心が固化し安定化クラストが形成され、熔融炉心温度が約 1500K まで下がった場合の熱流束は約 0.2MW/m²と考えられる (WETCOR 試験, MACE 試験より)。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

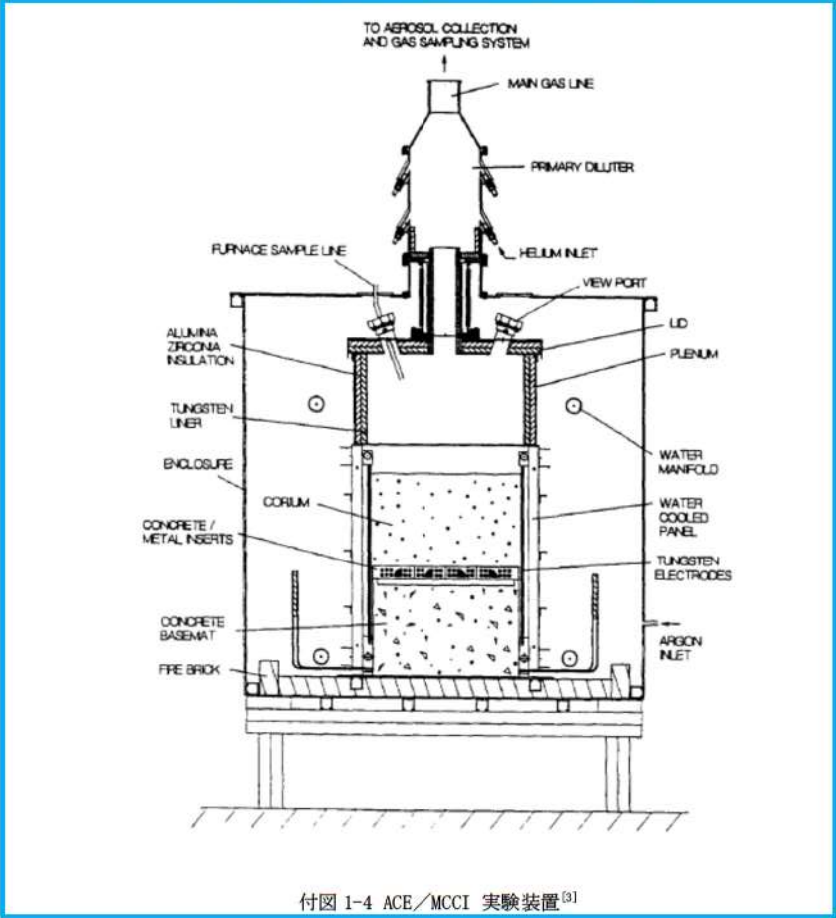
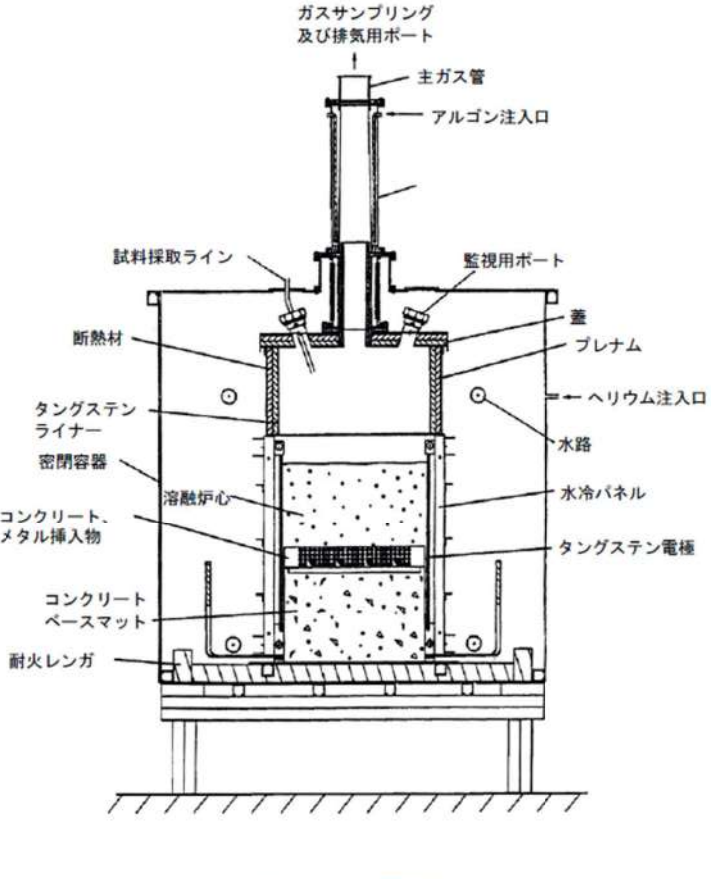
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

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;">【参考のため女川の第5部添付3付録1から抜粋】</p> <p style="text-align: center;">付表 1-1 ACE/MCCI 実験マトリックス^[23]</p> <table border="1" data-bbox="293 272 909 624"> <thead> <tr> <th>Test</th> <th>Concrete Type^a</th> <th>Decay Heat Generation W/kg of UO₂</th> <th>Corium Mixture</th> <th>Initial Zr Oxidation %</th> <th>Absorber Material</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>L5</td> <td>L/S</td> <td>325</td> <td>PWR</td> <td>100</td> <td>none</td> </tr> <tr> <td>L2</td> <td>S</td> <td>450</td> <td>PWR</td> <td>70</td> <td>none</td> </tr> <tr> <td>L1</td> <td>L/S</td> <td>350</td> <td>PWR</td> <td>70</td> <td>none</td> </tr> <tr> <td>L6</td> <td>S</td> <td>350</td> <td>PWR</td> <td>30</td> <td>Ag, In</td> </tr> <tr> <td>L4</td> <td>Serp/S^b</td> <td>250</td> <td>BWR</td> <td>50</td> <td>B₄C</td> </tr> <tr> <td>L7</td> <td>L/S</td> <td>250</td> <td>BWR</td> <td>70</td> <td>B₄C</td> </tr> <tr> <td>L8</td> <td>L/L</td> <td>350/150^c</td> <td>PWR</td> <td>70</td> <td>Ag, In</td> </tr> </tbody> </table> <p>a. Concrete type: L/S: limestone/common sand S: siliceous L/L: limestone/limestone</p>	Test	Concrete Type ^a	Decay Heat Generation W/kg of UO ₂	Corium Mixture	Initial Zr Oxidation %	Absorber Material	L5	L/S	325	PWR	100	none	L2	S	450	PWR	70	none	L1	L/S	350	PWR	70	none	L6	S	350	PWR	30	Ag, In	L4	Serp/S ^b	250	BWR	50	B ₄ C	L7	L/S	250	BWR	70	B ₄ C	L8	L/L	350/150 ^c	PWR	70	Ag, In	<p style="text-align: center;">表 3.1-1 ACE 実験：熔融炉心組成及びコンクリート組成</p> <table border="1" data-bbox="1111 284 1476 1023"> <thead> <tr> <th>Constituent (kg)</th> <th>L2</th> <th>L6</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>UO₂</td><td>216</td><td>219</td></tr> <tr><td>ZrO₂</td><td>42.5</td><td>18.5</td></tr> <tr><td>Zr</td><td>13.4</td><td>21.1</td></tr> <tr><td>Zirc-4</td><td>-</td><td>1.8</td></tr> <tr><td>Fe₂O₃</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>NiO</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>Cr₂O₃</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>SS-304</td><td>-</td><td>9.1</td></tr> <tr><td>CaO</td><td>3.0</td><td>7.3</td></tr> <tr><td>MgO</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>SiO₂</td><td>20.9</td><td>16.9</td></tr> <tr><td>BaO</td><td>0.8</td><td>0.79</td></tr> <tr><td>La₂O₃</td><td>0.6</td><td>0.6</td></tr> <tr><td>SrO</td><td>0.5</td><td>0.5</td></tr> <tr><td>CeO₂</td><td>1.3</td><td>1.3</td></tr> <tr><td>MoO₂</td><td>0.9</td><td>0.94</td></tr> <tr><td>SnTe</td><td>0.2</td><td>-</td></tr> <tr><td>ZrTe₂</td><td>-</td><td>0.2</td></tr> <tr><td>Ru</td><td>-</td><td>0.38</td></tr> <tr><td>B₄C</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>Ag</td><td>-</td><td>1.19</td></tr> <tr><td>In</td><td>-</td><td>0.22</td></tr> </tbody> </table> <table border="1" data-bbox="1536 284 1904 805"> <thead> <tr> <th>Constituent (kg)</th> <th>L2</th> <th>L6</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>SiO₂</td><td>69</td><td>69</td></tr> <tr><td>CaO</td><td>13.5</td><td>13.5</td></tr> <tr><td>Al₂O₃</td><td>4</td><td>4</td></tr> <tr><td>K₂O</td><td>1.4</td><td>1.4</td></tr> <tr><td>Fe₂O₃</td><td>1.0</td><td>1.0</td></tr> <tr><td>TiO₂</td><td>0.8</td><td>0.8</td></tr> <tr><td>MgO</td><td>0.7</td><td>0.7</td></tr> <tr><td>Na₂O</td><td>0.7</td><td>0.7</td></tr> <tr><td>MnO</td><td>0.03</td><td>0.03</td></tr> <tr><td>BaO</td><td>0.02</td><td>0.02</td></tr> <tr><td>SrO</td><td>0.02</td><td>0.02</td></tr> <tr><td>Cr₂O₃</td><td>0.01</td><td>0.01</td></tr> <tr><td>H₂O + CO₂</td><td>7.9</td><td>7.9</td></tr> <tr> <td>Concrete Type</td> <td>S¹</td> <td>S¹</td> </tr> <tr> <td>TOTALS</td> <td>99.1</td> <td>99.08</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">※ コンクリートタイプ S¹ : ケイ土系</p>	Constituent (kg)	L2	L6	UO ₂	216	219	ZrO ₂	42.5	18.5	Zr	13.4	21.1	Zirc-4	-	1.8	Fe ₂ O ₃	-	-	NiO	-	-	Cr ₂ O ₃	-	-	SS-304	-	9.1	CaO	3.0	7.3	MgO	-	-	SiO ₂	20.9	16.9	BaO	0.8	0.79	La ₂ O ₃	0.6	0.6	SrO	0.5	0.5	CeO ₂	1.3	1.3	MoO ₂	0.9	0.94	SnTe	0.2	-	ZrTe ₂	-	0.2	Ru	-	0.38	B ₄ C	-	-	Ag	-	1.19	In	-	0.22	Constituent (kg)	L2	L6	SiO ₂	69	69	CaO	13.5	13.5	Al ₂ O ₃	4	4	K ₂ O	1.4	1.4	Fe ₂ O ₃	1.0	1.0	TiO ₂	0.8	0.8	MgO	0.7	0.7	Na ₂ O	0.7	0.7	MnO	0.03	0.03	BaO	0.02	0.02	SrO	0.02	0.02	Cr ₂ O ₃	0.01	0.01	H ₂ O + CO ₂	7.9	7.9	Concrete Type	S ¹	S ¹	TOTALS	99.1	99.08	
Test	Concrete Type ^a	Decay Heat Generation W/kg of UO ₂	Corium Mixture	Initial Zr Oxidation %	Absorber Material																																																																																																																																																																		
L5	L/S	325	PWR	100	none																																																																																																																																																																		
L2	S	450	PWR	70	none																																																																																																																																																																		
L1	L/S	350	PWR	70	none																																																																																																																																																																		
L6	S	350	PWR	30	Ag, In																																																																																																																																																																		
L4	Serp/S ^b	250	BWR	50	B ₄ C																																																																																																																																																																		
L7	L/S	250	BWR	70	B ₄ C																																																																																																																																																																		
L8	L/L	350/150 ^c	PWR	70	Ag, In																																																																																																																																																																		
Constituent (kg)	L2	L6																																																																																																																																																																					
UO ₂	216	219																																																																																																																																																																					
ZrO ₂	42.5	18.5																																																																																																																																																																					
Zr	13.4	21.1																																																																																																																																																																					
Zirc-4	-	1.8																																																																																																																																																																					
Fe ₂ O ₃	-	-																																																																																																																																																																					
NiO	-	-																																																																																																																																																																					
Cr ₂ O ₃	-	-																																																																																																																																																																					
SS-304	-	9.1																																																																																																																																																																					
CaO	3.0	7.3																																																																																																																																																																					
MgO	-	-																																																																																																																																																																					
SiO ₂	20.9	16.9																																																																																																																																																																					
BaO	0.8	0.79																																																																																																																																																																					
La ₂ O ₃	0.6	0.6																																																																																																																																																																					
SrO	0.5	0.5																																																																																																																																																																					
CeO ₂	1.3	1.3																																																																																																																																																																					
MoO ₂	0.9	0.94																																																																																																																																																																					
SnTe	0.2	-																																																																																																																																																																					
ZrTe ₂	-	0.2																																																																																																																																																																					
Ru	-	0.38																																																																																																																																																																					
B ₄ C	-	-																																																																																																																																																																					
Ag	-	1.19																																																																																																																																																																					
In	-	0.22																																																																																																																																																																					
Constituent (kg)	L2	L6																																																																																																																																																																					
SiO ₂	69	69																																																																																																																																																																					
CaO	13.5	13.5																																																																																																																																																																					
Al ₂ O ₃	4	4																																																																																																																																																																					
K ₂ O	1.4	1.4																																																																																																																																																																					
Fe ₂ O ₃	1.0	1.0																																																																																																																																																																					
TiO ₂	0.8	0.8																																																																																																																																																																					
MgO	0.7	0.7																																																																																																																																																																					
Na ₂ O	0.7	0.7																																																																																																																																																																					
MnO	0.03	0.03																																																																																																																																																																					
BaO	0.02	0.02																																																																																																																																																																					
SrO	0.02	0.02																																																																																																																																																																					
Cr ₂ O ₃	0.01	0.01																																																																																																																																																																					
H ₂ O + CO ₂	7.9	7.9																																																																																																																																																																					
Concrete Type	S ¹	S ¹																																																																																																																																																																					
TOTALS	99.1	99.08																																																																																																																																																																					

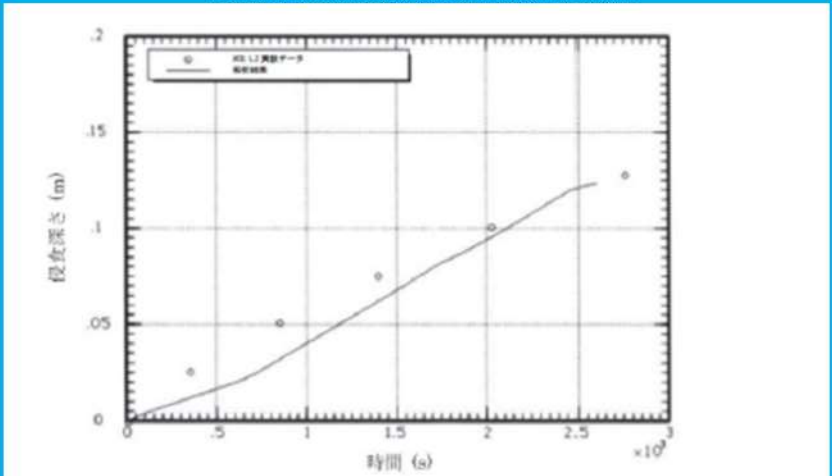
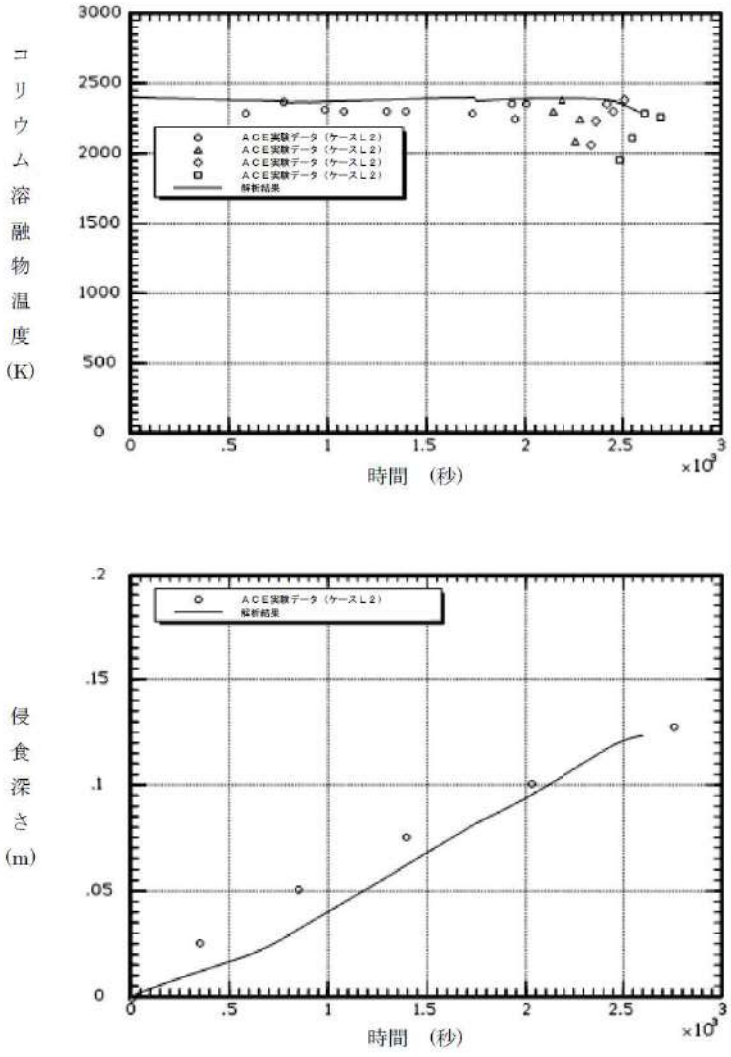
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="376 272 815 296">【参考のため女川の第5部添付3付録1から抜粋】</p>  <p data-bbox="454 1193 734 1217">付図 1-4 ACE/MCCI 実験装置^[3]</p>	 <p data-bbox="1406 1161 1615 1185">図 3.1-1 ACE 実験装置</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

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="376 272 815 296">【参考のため女川の第5部添付3付録1から抜粋】</p>  <p data-bbox="577 783 974 807">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p data-bbox="338 919 855 943">付図1-5 ACE-L2 実験とMAAP解析の侵食深さの比較^[34]</p>	 <p data-bbox="1637 1284 1904 1305">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p data-bbox="1370 1331 1630 1355">図3.1-2 ACE実験 (ケースL2)</p> <p data-bbox="1352 1362 1648 1386">溶融炉心：PWR溶融物 (部分酸化)</p> <p data-bbox="1339 1394 1675 1418">コンクリート：ケイ土系コンクリート</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

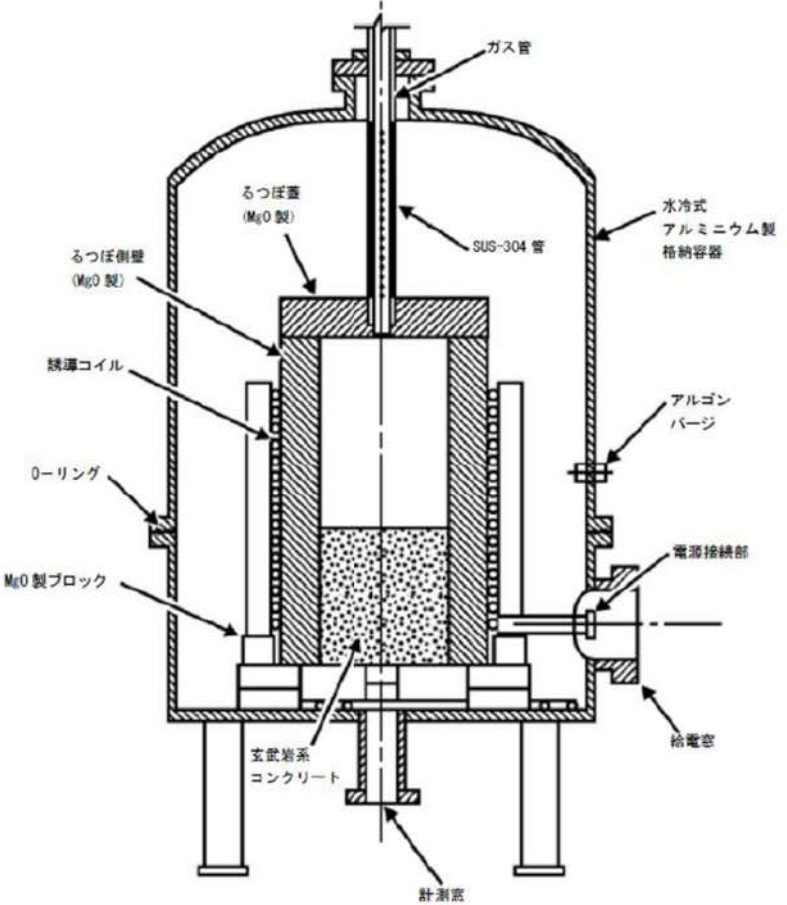
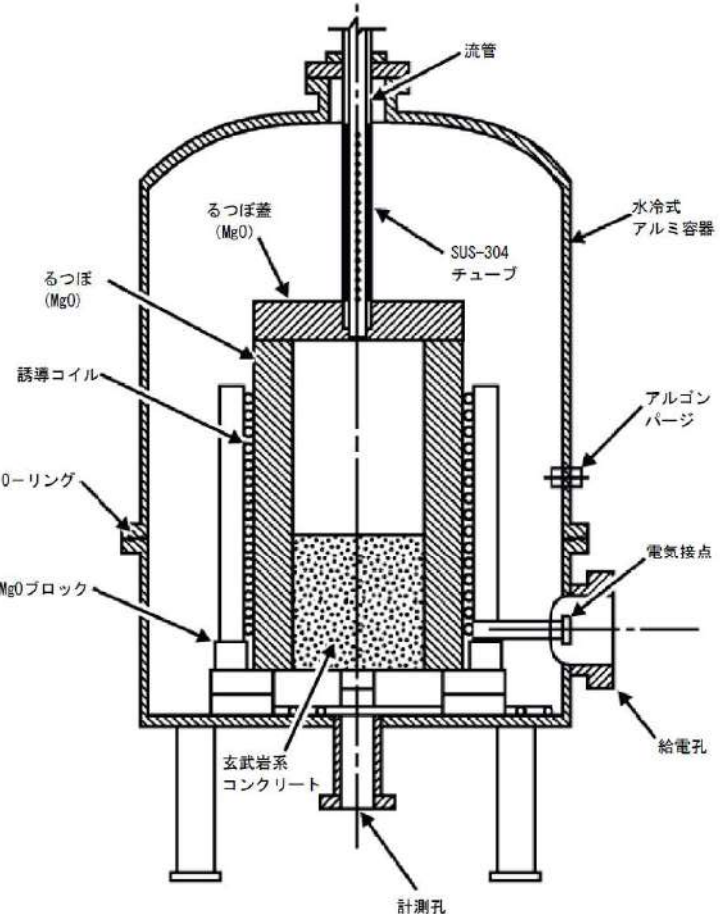
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<div data-bbox="1137 252 1854 730"> <p>コリウム溶融物温度 (K)</p> <p>時間 (秒) $\times 10^3$</p> <p>ACE実験データ (ケースL6) 解析結果</p> </div> <div data-bbox="1137 798 1854 1276"> <p>侵食深さ (m)</p> <p>時間 (秒)</p> <p>ACE実験データ (L6) 1403K 等温線 ACE実験データ (L6) 1523K 等温線 ACE実験データ (L6) 1673K 等温線 解析結果</p> </div> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図3.1-3 ACE実験 (ケースL6) 溶融炉心：PWR溶融物 (部分酸化, 制御棒材質を含む) コンクリート：ケイ土系コンクリート</p>	

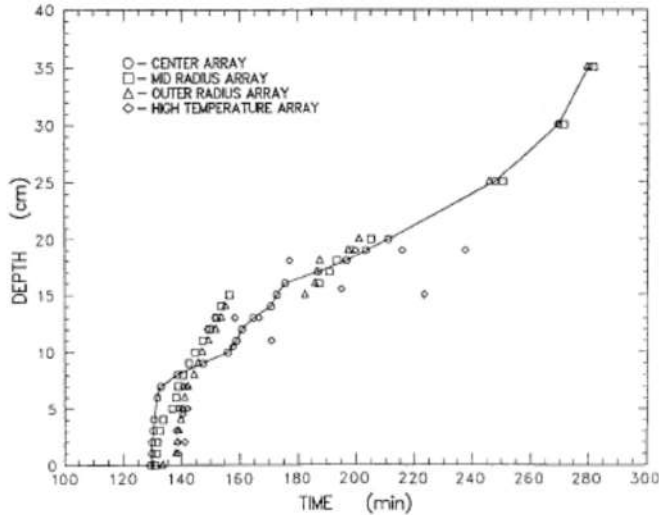
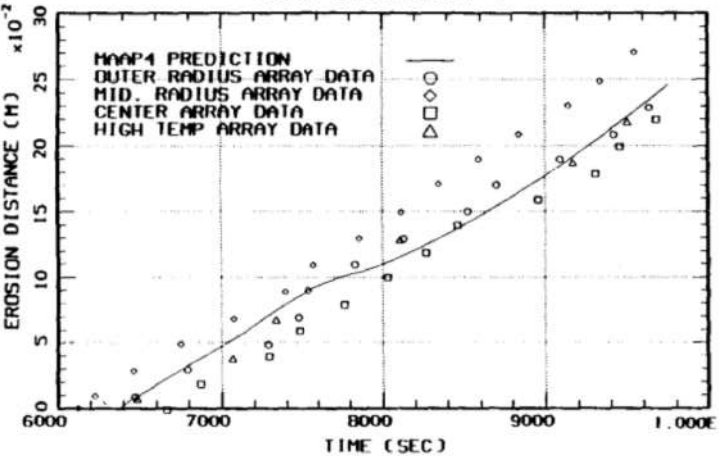
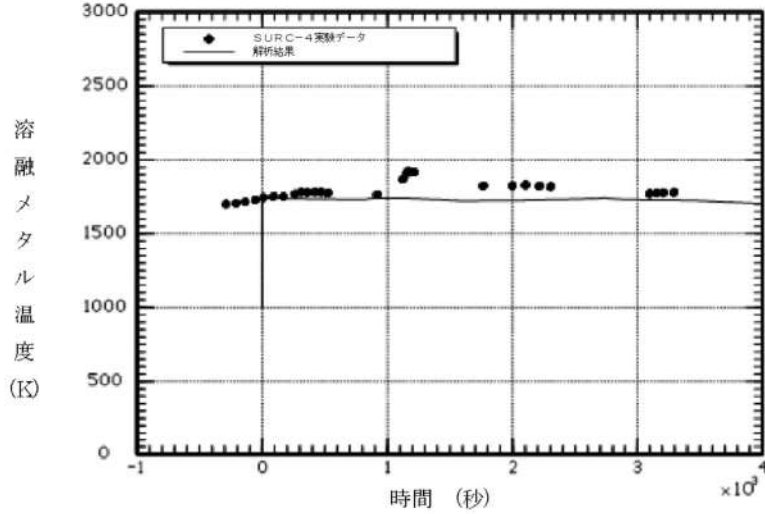
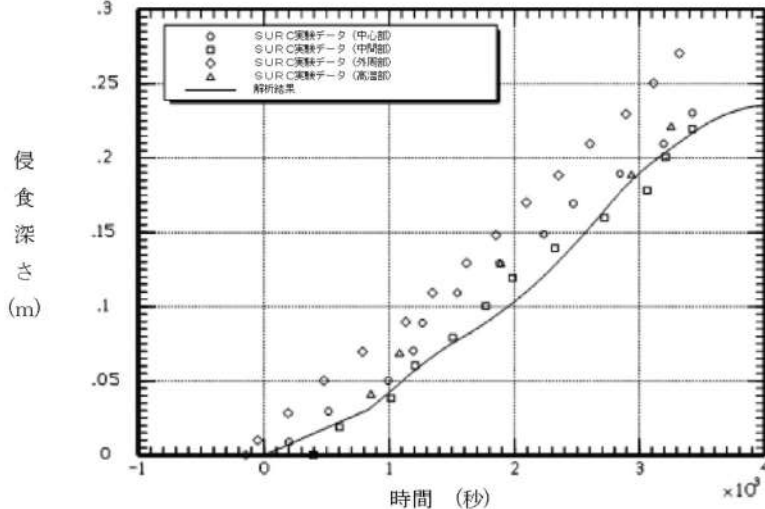
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【参考のため女川の第5部添付3付録1から抜粋】</p>  <p>付図 1-1 SURC 実験装置^[23]</p>	 <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 3.1-4 SURC-4 実験：実験装置</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

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="376 204 813 228">【参考のため女川の第5部添付3付録1から抜粋】</p>  <p data-bbox="436 817 757 841">付図 1-2 SURC-2 実験の侵食深さ^[23]</p>  <p data-bbox="324 1396 862 1420">付図 1-3 SURC-4 実験の侵食深さとMAAP解析との比較^[23]</p>	  <p data-bbox="1668 1353 1948 1377">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p data-bbox="1422 1396 1612 1420">図 3.1-5 SURC-4 実験</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）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

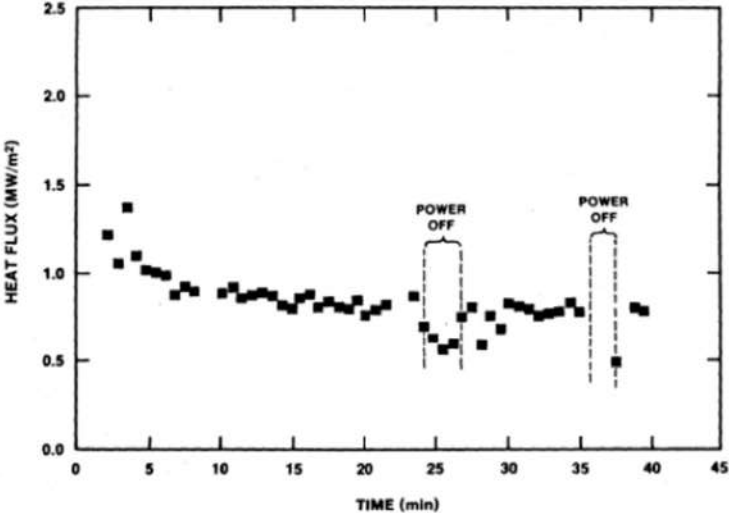
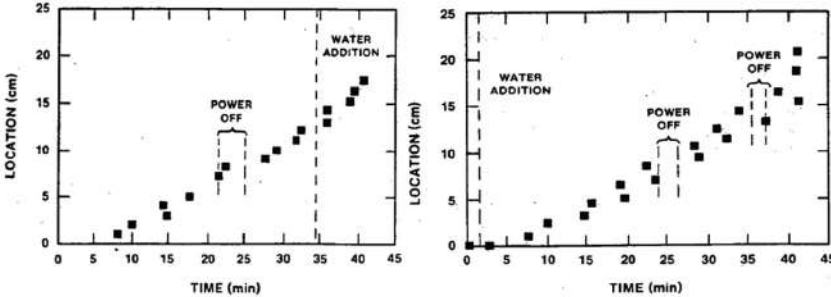
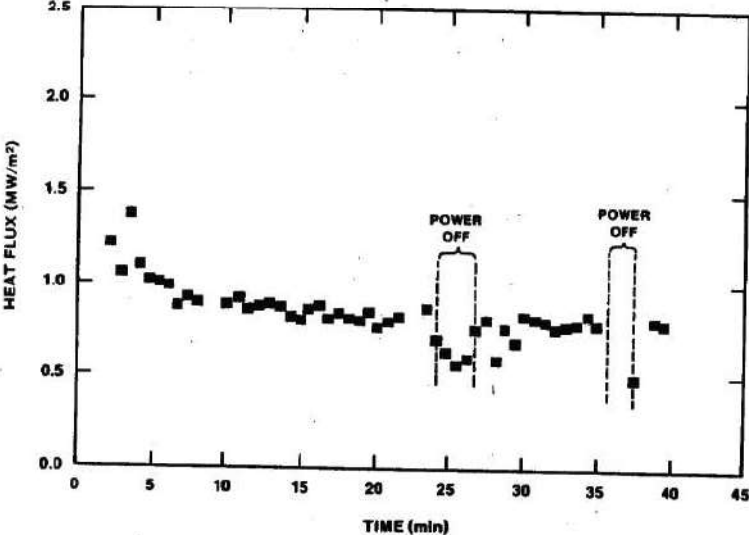
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【参考のため女川の第5部添付3付録2から抜粋】</p> <p>実験条件：45kgのSUSを内径21.6cmのコンクリート上に溶融させた状態で落下して注水を実施。比出力1.6kW/kg SUS</p> <p>実験装置の概要 (SWISS実験)</p> <p>実験結果および解析結果の比較 (SWISS実験)</p> <p>付図 2-1 SWISS 実験の実験装置とコンクリート侵食深さの実験と解析 (MAAP) の比較^[7]</p>	<p>図 3.1-6 SWISS 実験装置概要</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="376 204 815 228">【参考のため女川の第5部添付3付録2から抜粋】</p>  <p data-bbox="389 884 815 909">付図2-2 SWISS-2 実験の水プールへの熱流束^[7]</p>	 <p data-bbox="1317 616 1706 673">図 3.1-7 SWISS-1 及び SWISS-2 実験結果 (コンクリート温度が 1600K に到達した位置)</p>  <p data-bbox="1232 1401 1774 1426">図 3.1-8 SWISS-2 実験結果 (溶融物から水プールへの熱流束)</p>	

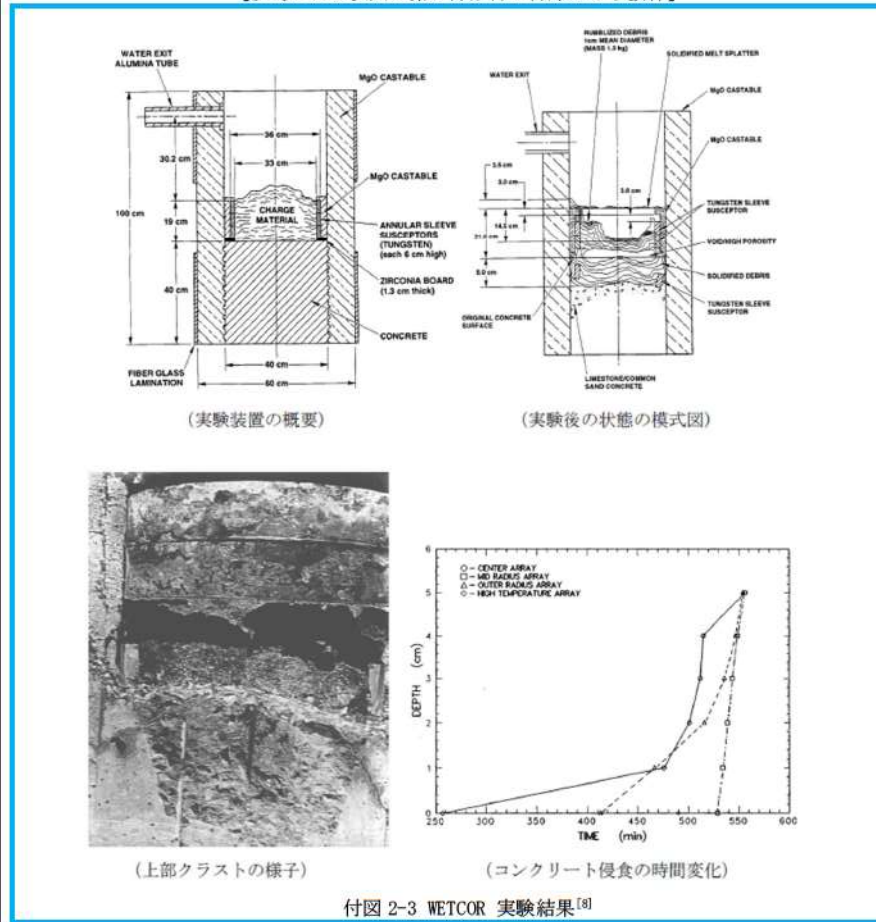
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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 (添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について)

女川原子力発電所2号炉

【参考のため女川の第5部添付3付録2から抜粋】



付図 2-3 WETCOR 実験結果^[8]

泊発電所3号炉

相違理由

表 3.1-2 WETCOR 実験 クラストから水への熱流束

Table 6.4 Heat fluxes to water through the thin portion of the crust

t (min)	Heat Transfer Rate (W)	Heat Flux Corrected for Varying Crust Thickness (MW/m ²)
557 to 563	22735 ± 4940	0.52 ± 0.13
582.4	10900 ± 3100	0.25 ± 0.08
589.0	8600 ± 3200	0.20 ± 0.08

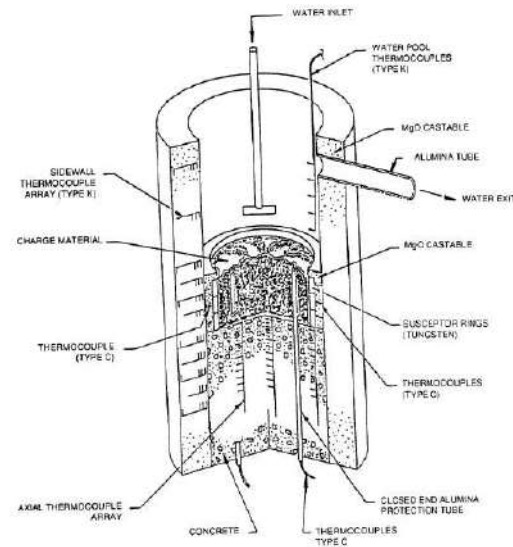
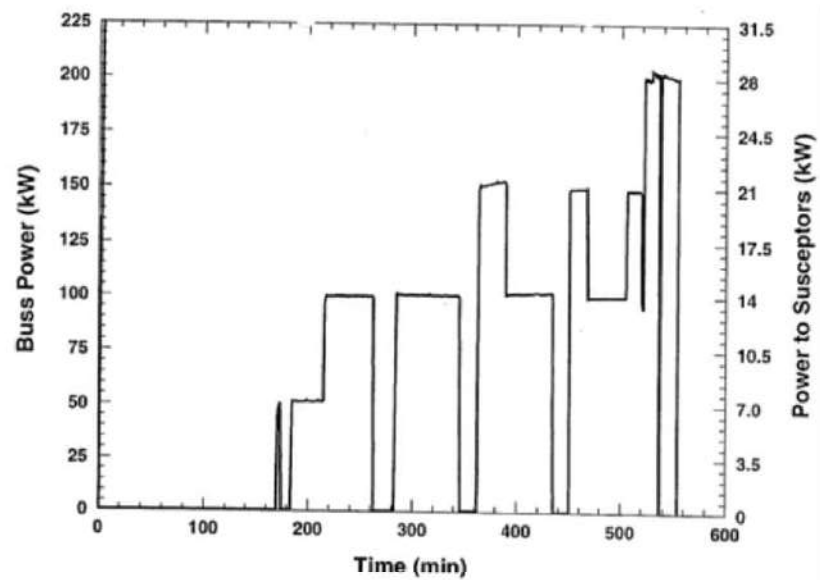


図 3.1-9 WETCOR 実験装置

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 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（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p data-bbox="1332 845 1691 877">図 3.1-10 WETCOR 実験 メルト加熱履歴</p>	