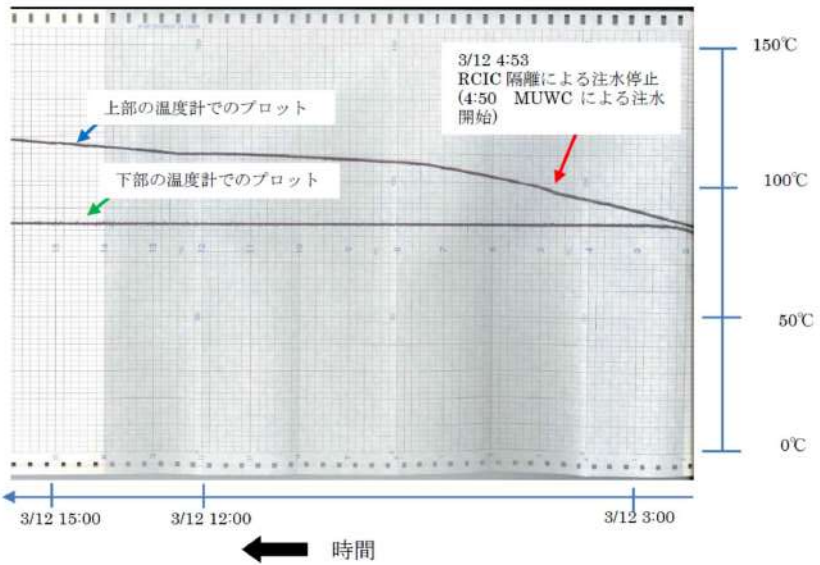
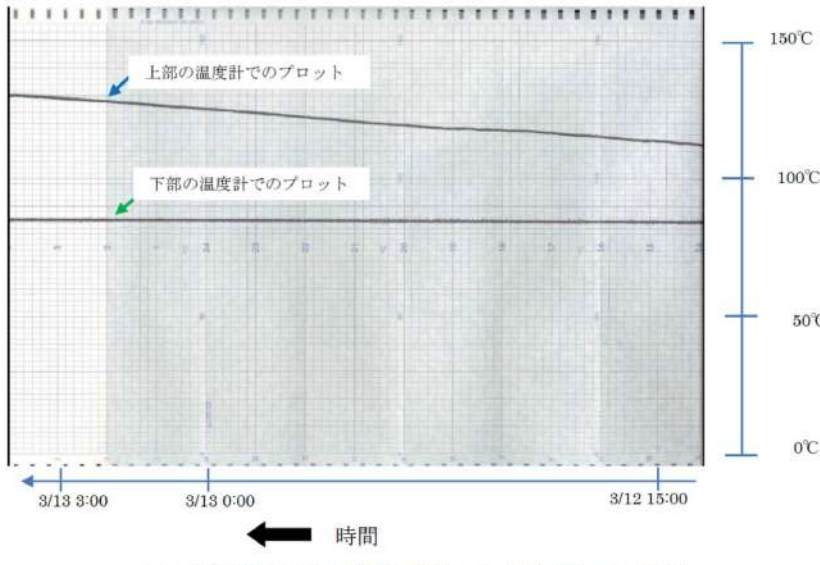


赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図1 福島第一原子力発電所3号機の格納容器圧力の実測値とMAAP評価結果※1</p>		
<p>図2 福島第二原子力発電所2号機のS/P温度計A系 (1/6)</p>		

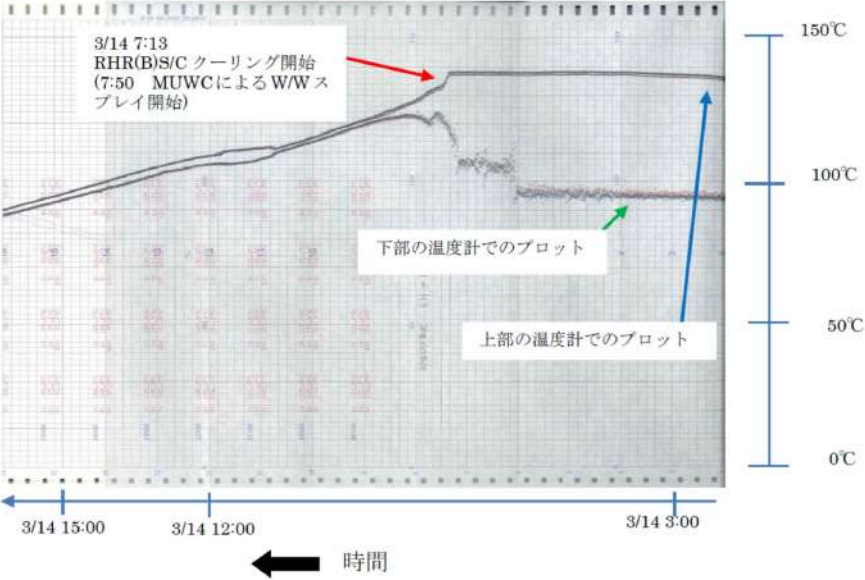
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所 2号炉	泊発電所 3号炉	相違理由
 <p>図3 福島第二原子力発電所 2号機のS/P温度計A系 (2/6)</p>	 <p>図4 福島第二原子力発電所 2号機のS/P温度計A系 (3/6)</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5 福島第二原子力発電所2号機のS/P温度計A系 (4/6)</p>		
<p>図6 福島第二原子力発電所2号機のS/P温度計A系 (5/6)</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7 福島第二原子力発電所2号機のS/P温度計A系 (6/6)</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8 福島第二原子力発電所4号機のS/P温度計A系 (1/2)</p>		
<p>図9 福島第二原子力発電所4号機のS/P温度計A系 (2/2)</p>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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10 福島第二原子力発電所4号機の格納容器圧力変化</p>		
<p>図11 福島第二原子力発電所4号機のS/P水温変化</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 (第3部 MAAPコード)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2011/3/12 0:00</p> <p>2011/3/11 12:00</p> <p>(赤) 原子炉水位 (緑) 原子炉圧力</p> <p>原子炉水位 [mm] 原子炉圧力 [MPa]</p>		

図12 福島第一原子力発電所3号機の原子炉水位と原子炉圧力の変化^{*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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図13 福島第二原子力発電所2号機の原子炉圧力の変化 (プロセス計算機データ)^{※3}</p>	<p>図14 福島第二原子力発電所4号機の原子炉圧力の変化 (プロセス計算機データ)^{※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（第3部 MAAPコード）

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="138 161 1043 855" style="border: 2px solid black; height: 435px; width: 404px;"></div> <p data-bbox="264 884 911 911">図 15 圧力抑制プール温度計各検出器（熱電対）等の概要図（例：2F-4）</p> <p data-bbox="138 986 685 1082">※1：福島原子力事故調査報告書（平成 24 年 6 月 20 日） 8. 4 福島第一 3 号機の対応とプラントの動き http://www.tepco.co.jp/cc/press/2012/1205628_1834.html</p> <p data-bbox="138 1123 792 1219">※2：東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会最終報告 （平成 24 年 7 月 23 日）II. 5 福島第二原子力発電所における事故対処 http://www.cas.go.jp/jp/seisaku/icanps/</p> <p data-bbox="138 1260 654 1321">※3：福島第一・第二原子力発電所の状況 http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/index-j.html</p> <div data-bbox="264 1358 956 1409" style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> <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（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>別添2 実験知見を踏まえたMAAPコードの有効性評価への適用性について</p> <p>1. はじめに</p> <p>MAAPコードのモデルは国内外で実施されたシビアアクシデントに関わる実験に対するベンチマーク解析によって妥当性が確認されているが、MAAPコードのBWRへの適用性を確認するため、BWR特有の現象に関連した実験について調査し、得られた知見を整理する。</p> <p>BWRの炉心は以下の特徴を有している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料チャンネルや十字型制御棒を含む構成である。 ・ 制御棒駆動機構の存在により炉心下部構造が複雑である。 ・ 制御棒の制御材として B_4C が採用されている。 <p>これらの特徴がシビアアクシデント時の事象進展に及ぼす影響について調べるため、これまでに実施されたシビアアクシデント関連の実験の中で、炉心損傷過程に関わるものに着目し、BWR体系を模擬した実験や B_4C 制御棒を用いた実験について概要をまとめるとともに、MAAPコードの有効性評価への適用性を確認する。</p>		<p>※BWR 固有の実験知見</p>

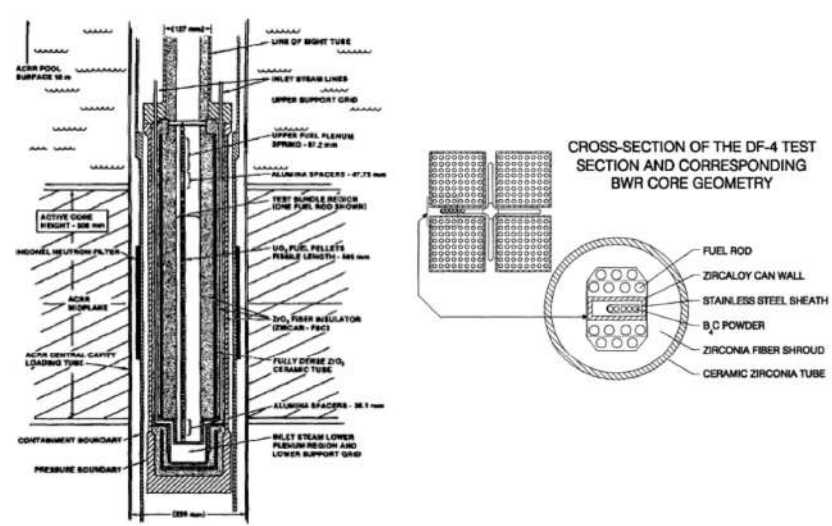
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

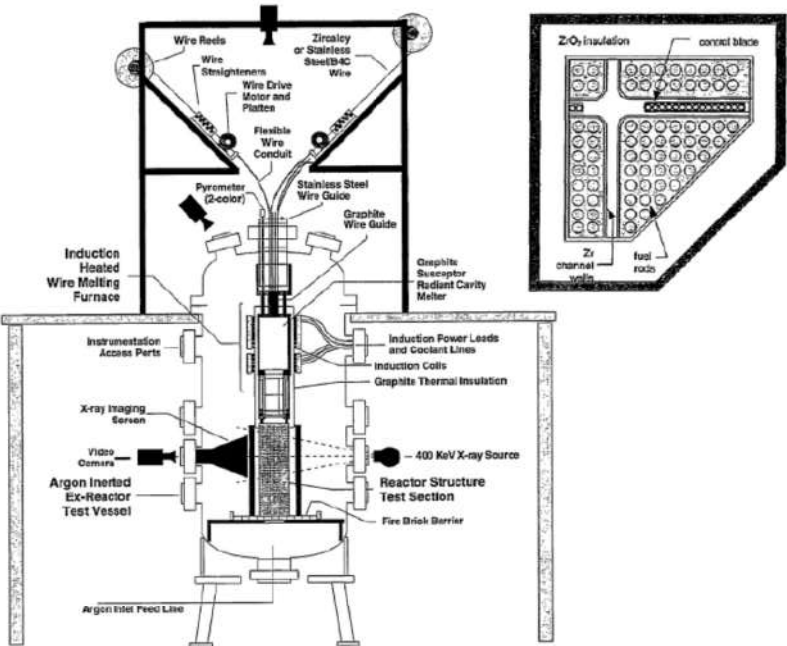
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. BWR関連実験</p> <p>BWRのB₄C制御棒ブレードや燃料チャンネルを模擬した体系による実験としては、米国サンディア研究所（SNL）のDF-4実験とXR実験やドイツのカールスルーエ原子力研究センター（KIT, 旧FZK）のCORAX実験等の炉心溶融挙動実験がある。この中でXR実験ではBWR炉心の下部構造を模擬した体系での実験が行われている。</p> <p>また、B₄Cペレット制御棒を用いた試験としては、KIT（旧FZK）のQUENCH-07/09実験やフランス放射線防護・原子力安全研究所（IRSN）のPHEBUS-FPT3実験、BECARRE実験がある。これらの実験はEPRで採用されるB₄Cペレット制御棒を対象とした実験であるが、B₄Cの影響評価の観点からここに含めることとする。</p> <p>以下で各実験について概要をまとめる。</p> <p>(1) DF-4実験</p> <p>DF-4実験は1986年にSNLのACRR（Annular Core Research Reactor）で実施されたBWRに対する最初の炉心損傷実験であり、炉心損傷過程についての情報全般を得ることを目的として行われた。</p> <p>①実験の内容</p> <p>DF-4実験装置とテストセクションの断面を別図2-1に示す。</p> <p>テストバンドルは長さ0.5mの燃料棒14本、B₄C制御棒、チャンネルボックスで構成され、ACRRの円筒状のテスト部に設置された後に下部から供給される水蒸気雰囲気下で核加熱することにより炉心損傷を模擬する。</p> <p>②実験結果の概要</p> <p>制御棒はB₄Cとステンレスの共晶反応によりステンレスの融点以下で早期に溶融した。燃料棒に関しては、温度上昇に伴いほとんどの燃料被覆管は融点を越えた温度で溶融し下方に流下したが一部は酸化されて溶融せずに炉心に残った。また、燃料はほとんどが炉心に残った。制御棒とチャンネルボックス壁の90%が溶融して下方にリロケーションした。</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

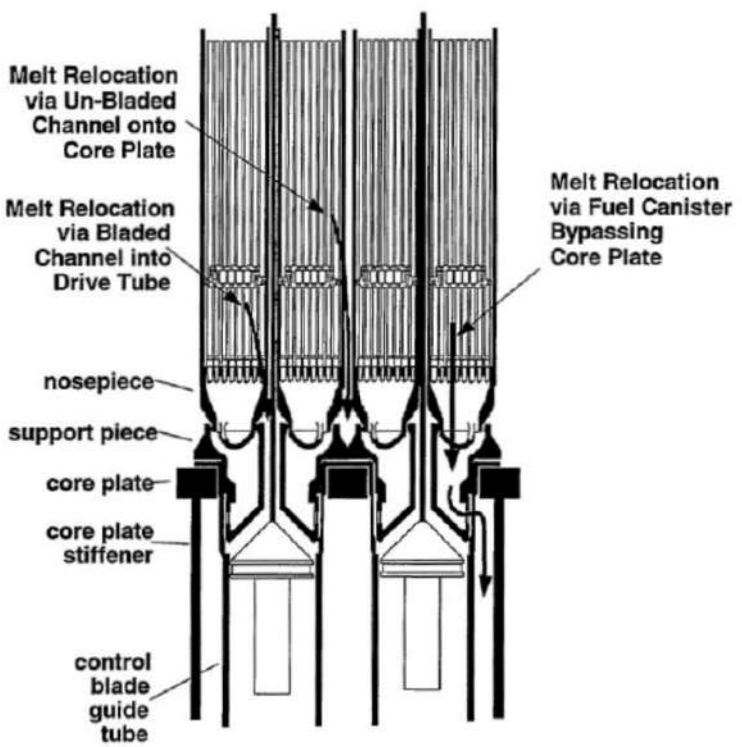
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>別図 2-1 DF-4 実験装置とテストセクション断面の概要</p> <p>(2) XR 実験</p> <p>XR 実験は SNL の Ex-Reactor (XR) プログラムにおいて実施された炉心溶融実験で XR1-1, -2 と XR2-1 の 3 つの実験が行われた。XR1-1, -2 は燃料棒を含まないシンプルチャンネル実験であり, XR2-1 は燃料棒も含んだフルジオメトリ実験である。これらの実験は BWR の炉心下部構造を模擬した体系で炉心上部が溶融した場合の炉心下部の損傷進展を調べることを目的として行われた。ここでは XR2-1 実験について概要をまとめる。</p> <p>① 実験の内容</p> <p>XR2-1 実験装置と炉心模擬部断面の概要を別図 2-2-1 に示す。</p> <p>テストセクションは、長さ 0.5m の燃料棒 64 本、B₄C 制御棒、チャンネル壁で構成される炉心模擬部とその下部に配置された BWR 炉心下部構造模擬部とで構成されている。</p> <p>実験は、Ar ガスで不活性化された状態でテストセクション上部から誘導加熱により生成された模擬溶融物 (B₄C, ステンレス, Zr) を流入させることにより炉心上部が溶融した場合の溶融物の下部へのリロケーションとその後の炉心下部の損傷進展を模擬している。</p> <p>② 実験結果の概要</p> <p>制御棒成分との共晶反応によりチャンネル壁が損傷し、炉心溶融早期に燃料やバイパス部の形状が崩壊した。炉心下部構造には大規模な破損は発生せず、また、小規模なものを除いては流路閉塞も発生しなかったので溶融物（流入溶融物と一部テストセクションの溶融物）の 70% 以上は構造物の隙間の流出経路（別図 2-2-2）を通過して継続的に下部プレナムに落下した。</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

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="365 885 824 909">別図 2-2-1 XR2-1 実験装置と炉心模擬部断面の概要</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

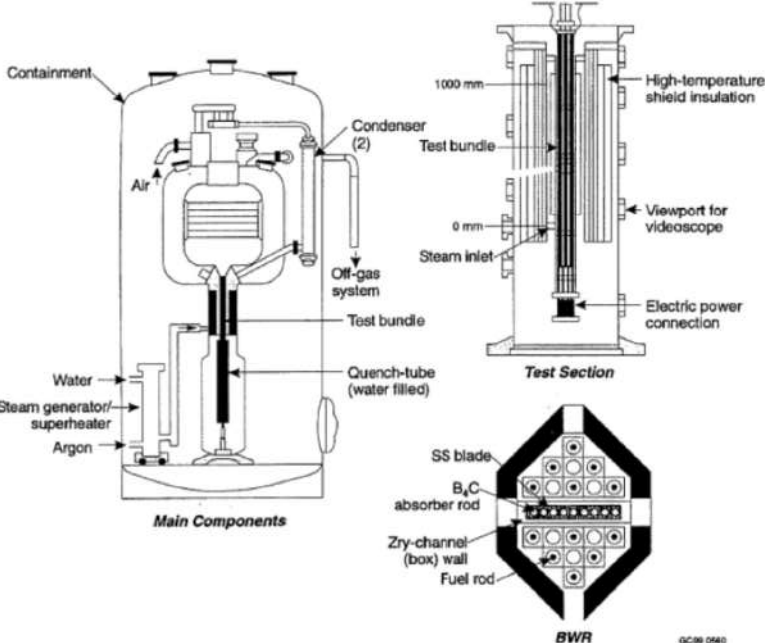
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>別図 2-2-2 炉心溶融物の流出経路の概要</p> <p>(3) CORA 実験</p> <p>CORA 実験はシビアアクシデント条件下での燃料集合体の損傷・溶融進展を把握するために国際的な協力の枠組みの中でKITにて実施された。19の実験のうち6つの実験がB₄C制御棒を用いてBWRの炉心を模擬したテストバンドルを用いて実施された。</p> <p>① 実験の内容</p> <p>CORA 実験装置とBWR模擬実験のベースとなるCORA-16実験のテストバンドルの概要を別図2-3に示す。テストバンドル下部には水で満たされたクエンチシリンダーが設置されており、このシリンダーの上部挿入によりテストバンドルを冠水させることができる。</p> <p>実験では燃料棒を内蔵ヒーターによって電気加熱するとともに下部から水蒸気とアルゴンガスの混合物を注入することにより炉心の溶融進展挙動を模擬する。</p> <p>他の5つの実験はCORA-16実験をベースケースとしてパラメータを変化させたもので、クエンチさせたケース（CORA-17）、バンドルサイズを大きくしたケース（CORA-18）、事前にジルカロイ表面を酸</p>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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 (第3部 MAAPコード)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>化させておいたケース (CORA-28)、スローヒートアップケース (CORA-31)、スローヒートアップで水蒸気量を減少させたケース (CORA-33) である。</p> <p>② 実験結果の概要</p> <p>CORA-16 実験では、最初に加熱領域の頂部で B_4C と制御棒ブレードのステンレスの共晶反応によりステンレスの融点以下で制御棒ブレードが熔融した。この溶融物とチャンネルボックスとの共晶反応によりジルカロイが液化し、引き続いて溶融したジルカロイが UO_2 燃料を液化すると的事象進展が見られた。テストバンドルの上半分ではチャンネルボックスが残っておらず、これらの溶融物が下部でリロケーションし径方向に広がって冷却材流路をブロックした。なお、テストバンドル下部では制御棒は焼結状態で残った。この事象進展プロセスは他のケースでも基本的に同様であった。CORA-17 実験ではクエンチ時に水素ガスが発生しているが、これはクエンチ時に表面の酸化された Zr が剥がれ落ちることによって、未酸化の Zr が水蒸気と反応したためと考えられる。</p> <p>CORA-18 実験ではバンドルサイズの影響は小さいことが示された。CORA-28 実験では酸化膜が共晶反応を抑制すること、CORA-31 実験では温度上昇が遅いこととその間の酸化膜の形成によりともに事象進展が抑制された。CORA-33 実験では CORA-31 実験よりも温度や水素ガス発生量が小さい結果が得られた。</p>  <p>別図 2-3 CORA 実験装置とテストセクション (CORA-16 実験) 断面の概要</p>		

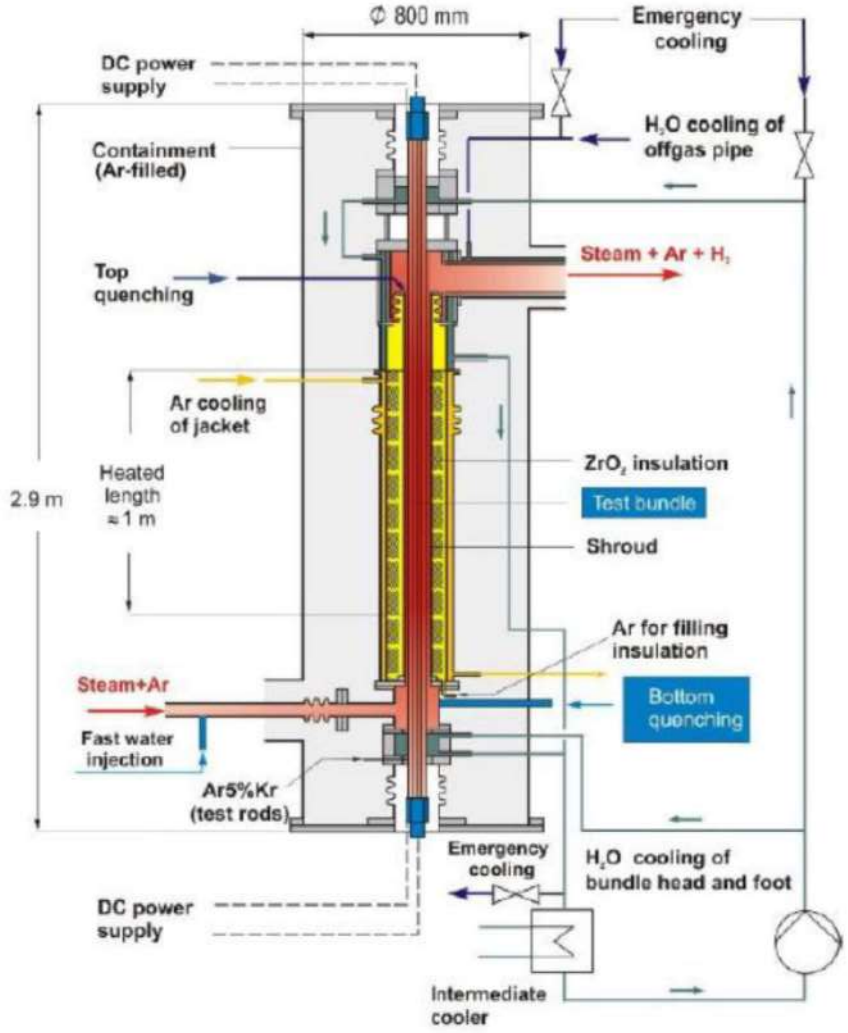
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

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（第3部 MAAPコード）

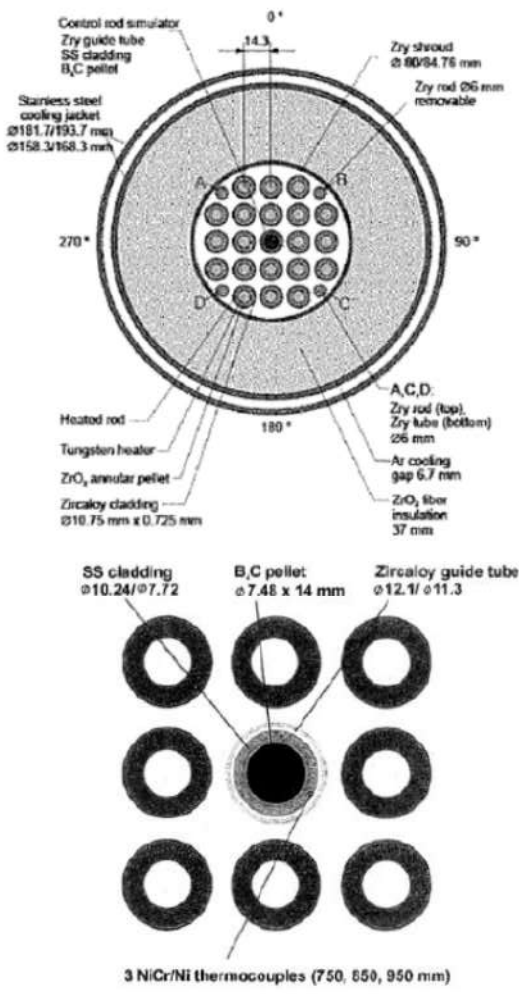
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(4) QUENCH-07/-09 実験</p> <p>QUENCH 実験は KIT (旧 FZK) によって燃料棒再冠水時の水素ガス発生挙動を調べるために実施された一連の実験である。ここでは B₄C 制御棒が用いられた QUENCH-07/-09 実験についてまとめる。</p> <p>① 実験の内容</p> <p>QUENCH-07/-09 実験装置の概要とテストセクションの断面図を別図 2-4-1, 別図 2-4-2 に示す。テストセクションは燃料棒 20 本と中央に位置する 1 本の B₄C 制御棒により構成される。</p> <p>実験では事前に燃料棒を～2,000K に昇温した後に底部から水又は水蒸気を注入して再冠水状態を模擬している。なお、QUENCH-09 実験は再冠水前に 11 分間水蒸気流量を減少させて水蒸気枯渇状態を模擬している。</p> <p>② 実験結果の概要</p> <p>B₄C を用いた実験ではステンレスやジルカロイとの共晶反応によりジルカロイの融点より低い温度で B/C/Zr を含んだ溶融物が生成され、B₄C を用いない実験に比べて溶融が促進すること、及び、溶融物の酸化に起因すると考えられる H₂, CO, CO₂, CH₄ の生成が確認された。B₄C 酸化割合は QUENCH-07 実験で 20%, QUENCH-09 実験で 50% であり、B₄C 酸化が H₂ 発生量全体に寄与した割合は各々 2.4%, 2.2% であった。また、再冠水時の H₂ 発生量は各々 0.12kg, 0.4kg であった。両実験での H₂ 発生量の差は、酸化した燃料棒が水蒸気枯渇状態に置かれると燃料被覆管表面の ZrO₂ 相が減少して酸素ガスを取り込みやすい状態となったため再冠水時に H₂ 発生量が増加したと考えられている。</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>別図 2-4-1 QENCH 実験装置の概要</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

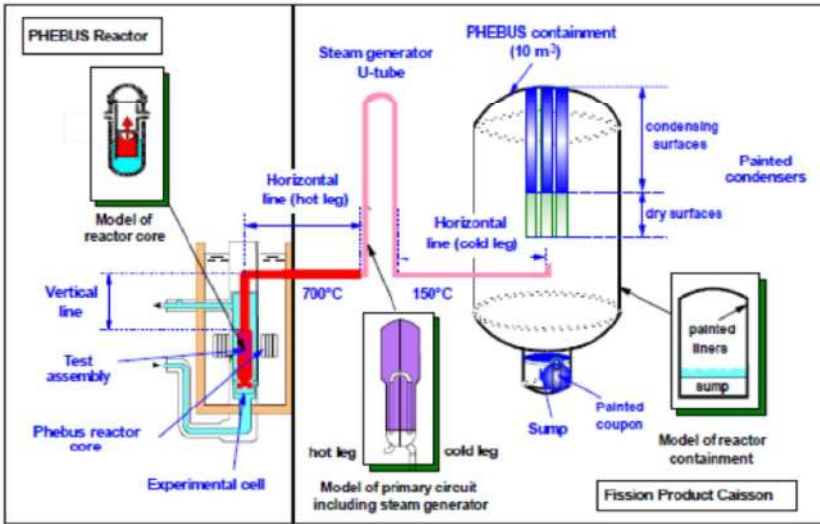
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>Control rod simulator Zry guide tube SS cladding B,C pellet</p> <p>Stainless steel cooling jacket ⌀181.7/193.7 mm ⌀158.3/168.3 mm</p> <p>0° 14.3</p> <p>Zry shroud ⌀90/94.76 mm</p> <p>Zry rod ⌀6 mm removable</p> <p>270°</p> <p>180°</p> <p>90°</p> <p>A, B, C, D</p> <p>Heated rod Tungsten heater ZrO₂ annular pellet Zircaloy cladding ⌀18.75 mm x 0.725 mm</p> <p>A, C, D: Zry rod (top) Zry tube (bottom) ⌀26 mm</p> <p>Ar cooling gap 6.7 mm</p> <p>ZrO₂ fiber insulation 37 mm</p> <p>SS cladding ⌀10.24/⌀7.72</p> <p>B, C pellet ⌀7.48 x 14 mm</p> <p>Zircaloy guide tube ⌀12.1/⌀11.3</p> <p>3 Ni/Cr/Ni thermocouples (750, 850, 950 mm)</p>		

別図 2-4-2 QUENCH-07/-09 実験のテストセクション断面の概要

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

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(5) PHEBUS-FPT3 実験</p> <p>PHEBUS-FPT3 実験は IRSN, フランス電力及び EU を中核とする国際協力プログラムである PHEBUS-FP 計画の中でシビアアクシデント時の燃料溶融, F P の放出, 移行挙動を調べる目的で実施された5つの実験の中の1つであり, B₄C 制御棒を用いて行われた。</p> <p>① 実験の内容</p> <p>PHEBUS-FP 実験設備全体の概要を別図 2-5-1 に示す。また, 実験用セルの概要とテストセクション断面図を別図 2-5-2 及び別図 2-5-3 に示す。テストセクションは燃料棒 20 本と中央に位置する 1 本の制御棒で構成される。FPT3 では B₄C 制御棒が用いられた。</p> <p>実験では実験用セル内に設置したテストセクションを PHEBUS 炉で核加熱し, 放出された放射性物質を蒸気発生器や格納容器で捕集する。</p> <p>② 実験結果の概要</p> <p>FPT3 実験では他の Ag-In-Cd 制御棒を用いた実験に比べて格納容器中における有機よう素割合が大幅に増加することが確認された。格納容器内のガス状よう素中の有機よう素の割合は燃料損傷時期が約 5% で, その後最大 30% となった後も長期にわたって約 10~20% に保たれた。</p>  <p>別図 2-5-1 PHEBUS-FP 実験設備の概要</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

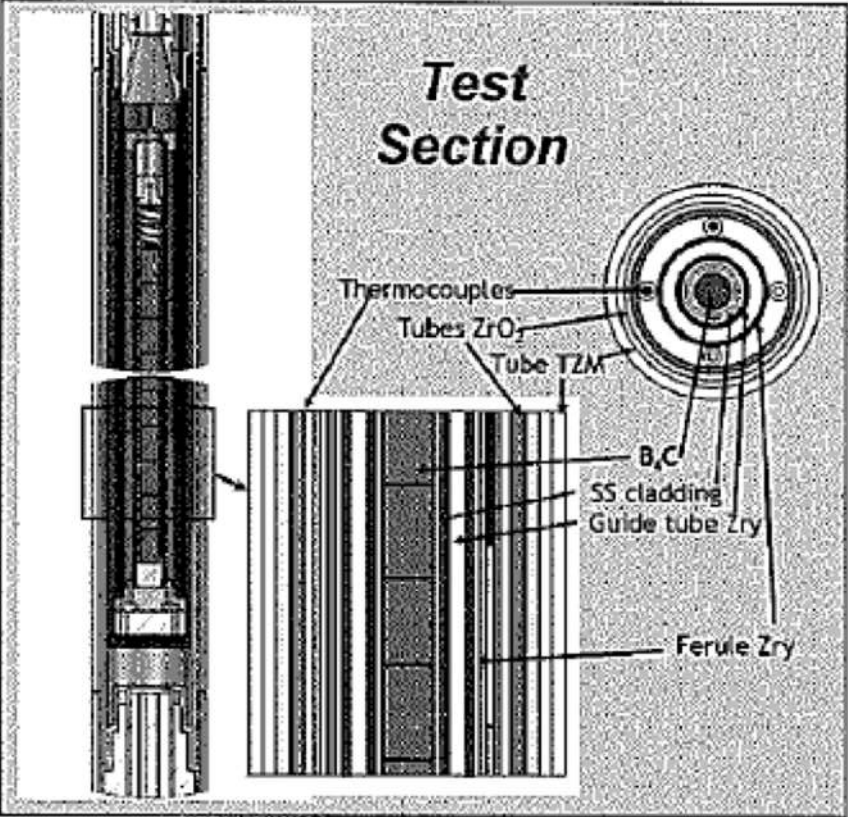
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>別図 2-5-2 PHEBUS-FP の実験用セルの概要</p>		

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

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

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="309 183 918 630" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="369 678 851 710" data-label="Caption"> <p>別図 2-5-3 PHEBUS-FP のテストセクション断面の概要</p> </div> <div data-bbox="145 750 302 774" data-label="Section-Header"> <p>(6) BECARRE 実験</p> </div> <div data-bbox="145 782 1041 877" data-label="Text"> <p>BECARRE 実験は IRSN の国際ソースターム計画 (ISTP) の中で、シビアアクシデント時の B₄C 制御棒の崩壊過程や PHEBUS-FPT3 実験の課題であった B₄C の酸化による有機炭素の生成挙動を調べることを目的として行われた。</p> </div> <div data-bbox="145 885 280 909" data-label="Section-Header"> <p>① 実験の内容</p> </div> <div data-bbox="145 917 1041 1013" data-label="Text"> <p>BECARRE 実験装置の概要とテストセクションの断面を別図 2-6 に示す。 テストセクションは長さ 0.6m の B₄C 制御棒のみで構成されており、実験では下部から水蒸気を供給する条件下でテストセクションを加熱し制御棒の崩壊過程を模擬する。</p> </div> <div data-bbox="145 1021 324 1045" data-label="Section-Header"> <p>② 実験結果の概要</p> </div> <div data-bbox="145 1053 1041 1149" data-label="Text"> <p>B₄C の酸化により CO₂ や CO の発生量は増加した。これにより水蒸気中の酸素ガスが消費された結果、ステンレスの酸化による H₂ 発生量は減少した。また、PHEBUS-FPT3 で観測された B₄C の酸化による CH₄ の生成はほとんど観測されなかった。</p> </div> <div data-bbox="145 1157 1041 1220" data-label="Text"> <p>その後の原因検討により、BECARRE 実験のような低圧条件 (~2 bar) においては B₄C の酸化によって CH₄ は生成しにくく、高圧条件 (100bar 以上) で CH₄ が生成しやすくなることが確認されている。</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>別図 2-6 BECARRE 実験装置の概要とテストセクションの断面</p>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. 得られた知見のまとめ</p> <p>BWR特有の現象に関連したシビアアクシデント関連実験として、BWR体系を模擬した実験やB₄C制御棒を用いた実験について調査した結果から得られた知見を以下にまとめる。</p> <p>1) 炉心溶融は最初に B₄C とステンレスの共晶反応によりステンレスの融点以下で制御棒が溶融し、この溶融物とチャンネルボックスとの共晶反応によりジルカロイが液化し、引き続いて溶融したジルカロイが UO₂ 燃料を液化すると順で事象進展する。</p> <p>2) XR2-1 実験では炉心下部構造には大規模な破損は発生せず、また、小規模なものを除いては流路閉塞も発生しなかったが、溶融物の流出経路については今後の福島第一原子力発電所事故の検証評価を待つ必要があると考えられる。</p> <p>3) B₄C や B/C/Zr を含んだ溶融物の酸化により H₂, CO, CO₂, CH₄ が生成される。</p> <p>4) CH₄ は低圧条件（～2 bar）においては生成しにくく、高圧条件（100 bar 以上）で生成しやすい。</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

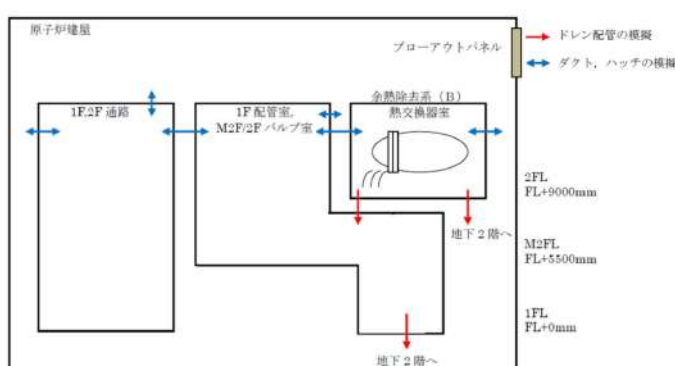
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4. 有効性評価への適用性</p> <p>1)に示した、制御材 (B₄C)との共晶反応によるステンレスやジルカロイの融点低下については、本文「3.3.6 熔融炉心の挙動モデル」において述べたとおり、MAAPコードではこれらの実験の知見に基づいてモデル化がなされている。また、CORA 実験におけるベンチマーク解析において再現性も確認されていることから、妥当性があると判断できる。</p> <p>2)における熔融物の流出経路については、MAAPコードでは、熔融炉心の下部プレナムへの落下は、炉心支持板が破損するか、クラストが破損して熔融炉心を保持できなくなった場合に開始する。一方、燃料支持金具等の炉心下部構造物を介して熔融炉心が下部プレナムへ移行する場合、これらの構造物との熱的な相互作用によって、その経路で一部が固化する等の現象が想定される。したがって、これらの現象を考慮していない現状の評価は、原子炉圧力容器下部ヘッドへの熱負荷を計算する上で、保守的な扱いと言える。</p> <p>3)及び4)における、制御材 (B₄C) の反応による非凝縮性ガスの発生については、QUENCH 実験ではEPR(PWR)における体系を模擬し、ステンレスの被覆管に入れられた B₄C が Zr 製の案内管中に収まる構造となっているのに対し、BWR実機の炉心では、制御棒は十字型をしており、B₄C に対するステンレスの割合が多い。このため、B₄C がステンレスとの共晶反応によって熔融して混ざり合い、水蒸気との接触による酸化反応が阻害され、非凝縮性ガスの発生量は更に少なくなると考えられる。また、BECARRE 実験において確認されているように、減圧されている場合には B₄C の酸化によって CH₄ は生成しにくいと考えられ、PHEBUS-FPT3 実験で観測されたような有機よう素の大量発生は起きない可能性が高い。</p> <p>以上より、BWR特有の現象に関連した実験から得られた知見を踏まえた場合にも、評価結果に与える影響は小さく、有効性評価への適用性を有するものと考えられる。</p>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>別添3 審査会合における指摘事項の回答</p> <p>1. 指摘事項1（資料 No. MAAP-1）</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>インターフェイスシステム LOCA の有効性評価において、原子炉建屋の作業環境評価で考慮している物理事象を説明するとともに、どのようにモデル化しているか説明すること。また、原子炉建屋のモデル化の格納容器温度・圧力の評価への影響を説明すること。</p> </div> <p>【回答】</p> <p>(1) インターフェイスシステム LOCA の評価について</p> <p>インターフェイスシステム LOCA を想定して、原子炉建屋の作業環境評価を行う場合には、冷却材の流出とそれに伴う原子炉建屋内の圧力・温度の上昇、蒸気等の気体の建屋内の移動を評価する。この評価に対しては、例えば下記の方法が適用できる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・対象とする原子炉建屋内の各作業区画をノードとしてモデル化 ・漏えいを想定する区画に対して、冷却材の流出を考慮 ・空調ダクト、ハッチ等によって他区画への開口部がある場合にはジャンクションで接続し、気体・水の移動を考慮 <p>上記の方法に基づいた MAAP による原子炉建屋モデル化の概要（例）を別図 3-1-1 に示す。原子炉建屋及び建屋内の各作業区画をモデル化し、余熱除去系(B)熱交換器室における漏えいを考慮している。また、図中の赤及び青の矢印は、それぞれドレン配管及びダクト、ハッチによる他区画への開口部を示している。</p> <p>原子炉建屋内各区画間のジャンクションを介した気体・水の移動とそれに伴う質量及びエネルギーの変化、気体と水の間の熱伝達等の熱水力挙動は、MAAP コードでは、原子炉格納容器に適用されるモデル（3.3.4 格納容器モデル（2）原子炉格納容器の熱水力モデル）と同じ計算モデルによって評価している。</p> <div style="text-align: center;">  </div> <p>別図 3-1-1 MAAP による原子炉建屋モデル化の概要（例）</p>		<p>※泊では指摘事項については資料に直接反映している</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（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 原子炉建屋のモデル化について</p> <p>原子炉建屋のモデル化により、原子炉格納容器から原子炉建屋への放熱評価が可能となり、放熱に伴う原子炉格納容器内の熱水力挙動の現実的評価が可能となる。この際、格納容器内雰囲気から原子炉格納容器本体並びにその周囲のコンクリート製生体遮へい壁を介した原子炉建屋への放熱が評価されるモデルとしているが、生体遮へい壁のコンクリートは熱伝導率が低いために内部の温度勾配が大きく、厚さが約2mあるため、原子炉建屋への放熱量そのものが小さいことから、格納容器温度・圧力への影響は小さい。</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（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 指摘事項2（資料No. MAAP-2）</p> <div data-bbox="159 213 1039 296" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>解析モデルのエネルギー方程式について、非線形性の強い式の場合にどのように解決されているか説明すること。</p> </div> <p>【回答】</p> <p>MAAPコードでは、状態変数とその時間変化率を用いた時間積分にて算出しており、この過程で使用するタイムステップは、誤差を抑えるため、状態変化が急激となる場合には短くなるように、変化率が大きい状態変数によって調整される。非線形性が強い式に対しても、その式による状態変化が急激となる場合にタイムステップを短くすることにより対応している。</p> <div data-bbox="159 469 1050 1153" style="border: 2px solid black; height: 429px; width: 398px;"></div> <p>同様の考え方で設定した許容変化率を用いている「4.2.1 TMI事故解析」及び「4.2.2 CORA実験解析」にて、燃料被覆管酸化モデルの妥当性を確認しており、MAAPによる解析で得られた水素発生量、燃料被覆管の温度変化は、それぞれTMI事故の分析結果、CORA実験における測定データと良く一致している。以上より、非線形性が強くなる化学反応の評価においても現状のタイムステップの設定で評価可能と考えられる。</p> <div data-bbox="159 1362 553 1445" 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>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. 指摘事項3（資料No. MAAP-3）</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <p>格納容器スプレイの効果について、代替設備における注水量を到達する距離等による局所的な差異を考慮した上で1ノードで評価することの妥当性を説明すること。</p> </div> <p>【回答】</p> <p>1. NUPEC で実施された低流量スプレイ試験について</p> <p>シビアアクシデント時を想定した低流量での格納容器代替スプレイによるFP除去について、(財)原子力発電技術機構による検討「重要構造物安全評価に関する総括報告書」（2003年3月）において、BWRの格納容器を模擬した試験が行われている。</p> <p>試験装置はスプレイ落下高さが実機相当となる大型容器にて実施し、一般的なスプレイ試験の模擬方法と同様に試験容器と実機との体積比に応じた低流量スプレイを試験条件としている。この試験条件は、スプレイによる熱交換効率が極めて高いためノズル近傍で急速に凝縮が進み、試験容器内に十分なミキシングの駆動力が生ずるとの考え^[1]に基づいている。なお、凝縮に影響を及ぼす液滴径も適切に模擬するため試験装置のスプレイノズルは実機のものを使用し、ノズル個数は実機と同様のスプレイ流量を模擬できるように実機との体積比に応じた個数としている。</p> <p>試験では、このような体系下において試験容器底部からエアロゾル（CsI）が連続的に供給され、試験容器頂部から連続的にスプレイされる状況において、試験容器内のエアロゾルの濃度変化の測定を行っている。別図3-3-1に示されるように実験結果から、スプレイ流量が低流量であっても、試験容器頂部・胴部・底部いずれのエアロゾル濃度も速やかに低下することが確認されている。スプレイが直接カバーする範囲の狭い頂部においても短時間でエアロゾル濃度が低下するのは、慣性衝突だけでなく、蒸気凝縮に伴う拡散泳動によりエアロゾル除去効果が促進されるためとされている。</p> <p>[1] Kitani, S., "Containment Spray Experiments for Pressure Suppression," ICLAS '78 (the 1st International Conference on Liquid Atomization and Spray Systems)</p> <p>2. 実験解析による比較について</p> <p>MAAPコードで見込まれるスプレイによるエアロゾルの除去効果を実験結果の図にプロットしたものを別図3-3-2示す。実験結果との比較により、MAAPコードでも実験結果と同様の除去効果が見込むことが出来る。</p> <p>また、上述の比較は試験容器全体に対して行ったものであるが、スプレイによる直接のエアロゾルの除去効果を見込みにくい（非スプレイ領域の多い）試験容器頂部（直径1.8m）部分のみに着目した場合のMAAPコードとの比較を別図3-3-3に示す。この場合、MAAPコードで見込まれるスプレイによるエアロゾルの除去効果は保守側の結果を与えている。</p> <p>これらのことから、低流量での格納容器代替スプレイ時においても、格納容器（ドライウェル）内を1ノードとして扱い、MAAPコードで用いているスプレイ効果を見込むことは妥当と考える。</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

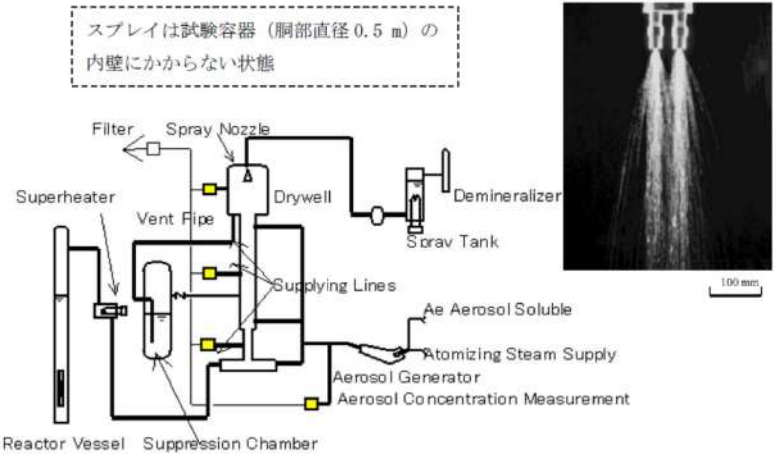
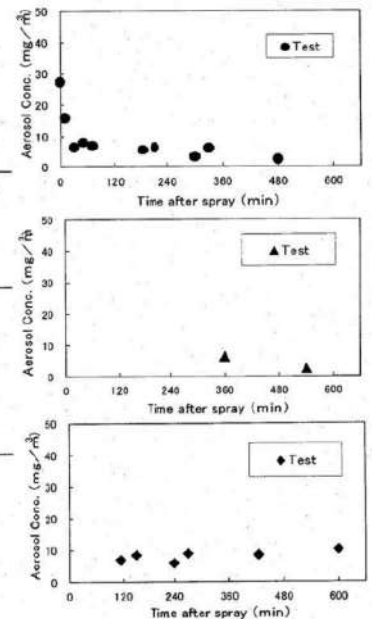
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【補足：実験体系と実機の比較について】</p> <p>低流量時のスプレーは別図3-3-1（右上写真）に示すようにスプレーの拡がり小さく、流下液滴は試験容器壁には衝突することなく落下する状態となっている。この観測結果から、スプレーノズルからのスプレーの拡がり範囲を試験容器壁に到達しない程度である0.3mと仮定すると、全断面積に対するスプレーがカバーする断面積の比は、試験容器頂部において約3%となる。一方、実機において同様にスプレーの広がりを0.3mと仮定すると、全断面積に対するスプレーがカバーする断面積の比は約6%と見積もられる（スプレーヘッダの大直径が最も大きいMark-I改良型格納容器の場合。別図3-3-4参照）。さらに、実機におけるスプレーはノズルの各吹出口が相互に角度をもって設けられているため下方向だけでなく斜め方向にもスプレーされ、低流量時の拡がり径は約□m^[2]との知見も得られている（別図3-3-5参照）。</p> <p>また、実験体系では試験容器の中心部にまとめたスプレー体系となっているのに対して、実機では容器外側壁近傍から分散させたスプレーを行う体系となっており、スプレーにより不均一が生じにくい体系になっていると考えられる。</p> <p>これらのことから、実機の方がスプレーによるエアロゾル除去効果が得られる体系となっていると考える。</p> <p>[2] 共同研究報告書「放射能放出低減装置に関する開発研究」(Phase 2), 平成4年度下半期（最終報告書）、平成5年3月</p> <div data-bbox="152 788 546 868" 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>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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 (第3部 MAAPコード)

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="324 191 705 271">スプレイは試験容器（胴部直径0.5 m）の内壁にかからない状態</p>  <p data-bbox="179 678 392 837">試験容器 高さ：18 m 頂部直径：1.8 m 胴部直径：0.5 m 底部直径：2 m</p>  <p data-bbox="302 1396 884 1428">別図3-3-1 格納容器代替スプレイによるエアロゾル除去効果の例</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

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="174 199 1025 746"> <p>別図 3-3-2 実験結果と MAAP で見込まれるエアロゾル除去効果の比較</p> <p>※：エアロゾルが連続供給される実験体系であることから、スプレイにより、エアロゾル濃度は静定時エアロゾル濃度（60分から300分の平均値）に漸近すると仮定</p> </div> <div data-bbox="152 917 1034 1353"> <p>別図 3-3-3 実験結果と MAAP で見込まれるエアロゾル除去効果の比較 (試験容器頂部に着目した場合)</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

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="152 209 510 280" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> 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="421 308 667 331" style="text-align: center;"> スプレイがカバーする断面積 </div> <div data-bbox="801 204 987 323" style="text-align: center;"> 散布距離 ■■■■■ : 0.3m ■■■■■ : 実機における 拡がりを考慮 </div> <div data-bbox="174 375 1003 762"> </div> <div data-bbox="271 783 483 807" style="text-align: center;"> 試験容器（断面積比3%） </div> <div data-bbox="622 783 965 807" style="text-align: center;"> 実機PCV（断面積比（RPV面積除く）6%） </div> <div data-bbox="237 818 936 842" style="text-align: center;"> 別図3-3-4 実験体系と実機のスプレイカバー範囲（断面積）の比較（概念図） </div> <div data-bbox="145 901 515 1284" style="border: 2px solid black; height: 240px; margin: 10px 0;"></div> <div data-bbox="600 874 1048 1321" style="border: 2px solid black; height: 280px; margin: 10px 0;"></div> <div data-bbox="277 1326 907 1355" style="text-align: center;"> 別図3-3-5 実機格納容器スプレイノズルと低流量スプレイ散水状態^[2] </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


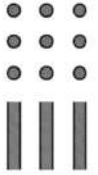

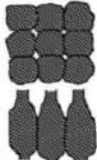


u003c/div>

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4. 指摘事項4（資料No. MAAP-4）</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>リロケーションモデルにおいて炉心溶融の過程（溶融、崩落等）における力学的なバランスをどのように扱っているか温度別に整理して説明すること。</p> </div> <p>【回答】</p> <p>MAAPコードでは、炉心部を多数のノードに分割し、燃料崩壊や溶融といった状態変化、およびそれらに伴うノード間の質量・エネルギー移動がモデル化されている。基本的には隣接するノード間の質量・エネルギーバランスに基づくモデルとなっている。</p> <p>以下に、MAAPコードが想定するリロケーションモデルを示すとともに、力学的なバランスについても説明する。</p> <p>a. MAAPコードが想定する炉心ノード状態</p> <p>MAAPコードでは、空隙率と炉心ノード内の溶融度に応じ、別図3.4-1に示す6つの炉心ノード状態（タイプ）が考慮されている。燃料破損、燃料溶融、溶融物の流下（キャンドリング）、固化による燃料径の増加により、空隙率は次第に小さくなる。また、ノード内の燃料のほぼ全量が溶融した場合、溶融プールが形成される。</p>		

MAAP-408

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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
空隙率	溶融度			
	溶融無し又は部分溶融状態	全量溶融状態		
1	 空洞 (タイプ0)			
1未満 ~	 燃料が自立 (タイプ1)	 燃料が崩壊 (タイプ2)	—	
0.1以上	 流路減少状態 (タイプ3)		—	
0.1未満	 流路閉塞状態 (タイプ4)	 溶融プール状態 (タイプ5)		

別図3-4-1 MAAPコードにおける炉心ノード状態

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

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（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. 炉心ノード状態の変化と燃料の移動について</p> <p>MAAPコードでは、各炉心ノードの損傷の段階（崩壊、熔融等）を以下により判定し、各ノードは各タイプへ変化し、下部または径方向に移動する。</p> <p>・キャンドリングの発生</p> <p>炉心温度上昇により、燃料被覆管表面で熔融が発生すると、熔融物は液膜となって燃料に沿って流下し、下部ノードへと移動する。この様子は、蝟燭が融けていくプロセスに類似していることから、キャンドリングと呼ばれている。</p> <p>熔融物は、重力と粘性力を考慮した速度で流下し、温度の低い燃料被覆管表面で完全に固化するか、閉塞ノード（タイプ4）に達するまで流れる。</p> <p>_____</p> <p>・燃料崩壊</p> <p>ヒートアップ開始から、各炉心ノードでは、温度と破損時間の関係から燃料崩壊の有無の判定が行われる。_____Kと_____時間からLarson-Millerパラメータを設定）。燃料崩壊が判定されると、その位置より上方のノードに存在する燃料は支えがなくなり、本来の形状を維持できなくなることから瓦礫状となり、燃料崩壊位置から下の各ノードの空隙を埋めるような形で落下する（タイプ2）。その際、燃料崩壊位置から上のノードは全て燃料が落下し空洞状態となる（タイプ0）。_____</p> <p>_____</p> <p>なお、燃料崩壊の判定は、温度と時間を変数とした関数であらわされており、位置による荷重は考慮されていない。</p> <p>・閉塞ノードの形成</p> <p>キャンドリングにより流下した熔融燃料および落下してくる固形物により、それを受け取るノードの空隙が減少する（タイプ3）。_____</p> <p>_____さらにノード内が詰まる（空隙率0.1）と、閉塞した状態が発生する（タイプ4）。この状態になったノードは、蒸気やガス流を通さなくなる（閉塞ノードの形成）。</p> <p>ただし、タイプ3だけでなく、_____熔融は発生し、直下のノードに空隙が存在する限り、その熔融物は下方へ流下する（キャンドリング）。</p> <p>なお、タイプ3やタイプ4は空隙率で分類されているもので、いずれも固形物と熔融物が混在している状態にある。</p> <p>更なる温度上昇により、ノード内燃料がすべて熔融すると、熔融プール状態（タイプ5）となる。タイプ5は、熔融した燃料が完全にノードを満たしている状態であるため、上方から熔融物、固形物がタイプ5のノードに入り込んでくることはない。</p> <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。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>・閉塞ノードの破損 一つもしくは複数の閉塞したノード（タイプ4）が発生すると、 この判定により、固体層が破損すると、その直下のノードに溶融物が落下する。その結果として、直下のノードが閉塞すれば、同様の判定が行われることになり、次第に溶融物が下方へと移動していく。 なお、炉心最下端ノードである炉心支持板位置については、後述の炉心支持板破損判定が行われる。</p> <p>c. 半径方向への溶融物移動 MAAPコードでは、直下のノードに空隙がないなど、軸方向へ流ることができない場合で、かつ径方向の隣接ノードに空隙が存在する場合にのみ径方向への溶融物の移動が発生する。溶融物は水頭差と径方向流動に対する摩擦抵抗がバランスする速度で流れる。</p> <p>d. 炉心境界の破損と溶融物の流出 炉心境界（下方向：炉心支持板、横方向：炉心最外周境界）のMAAPにおける取り扱いを以下に示す。</p> <p>・炉心支持板の破損 炉心支持板の破損は、温度と破損時間の関係式から判定される。</p> <p>・炉心領域最外周境界の破損 TMIにおいて、溶融プールが側面クラストの破損により、下部プレナムへ落下したとする分析に基づき、炉心側面の破損がモデル化されている。</p> <p>・下部プレナムへのリロケーション 炉心支持板の破損もしくは、炉心領域最外周境界の破損が発生すると、溶融物の下部プレナムへのリロケーションが発生する。下部プレナムへのリロケーションが発生すると、炉心支持板が制御棒駆動機構（CRD）ハウジング／制御棒（CR）案内管によって支えられるモデルとなっていることから、下部プレナムに落下した溶融炉心によってCRDハウジング／CR案内管が溶融すると、炉心支持板の保持機能喪失により、炉心領域の燃料がその損傷形状にかかわらず下部プレナムへ移動する。</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>		

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

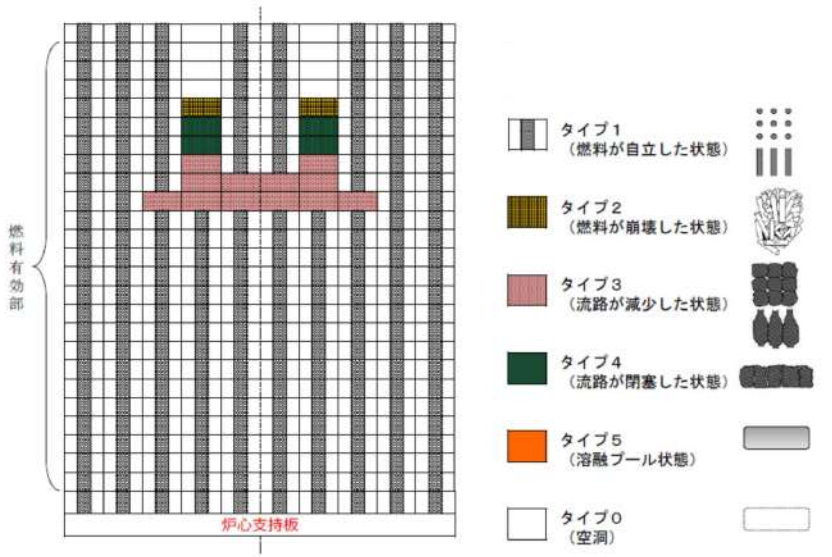
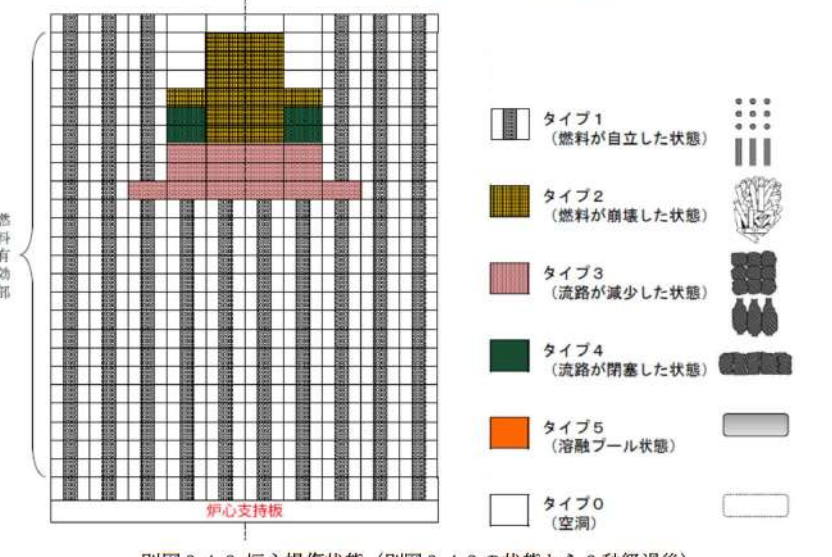
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>e. 事故進展挙動</p> <p>以下、MAAPコードで、時間経過に伴って、どういった物理現象に伴い、状態変化が生じるかについてのBWR-5, Mark-I改良型格納容器プラントのTQUVシーケンスにおける解析例を示す。</p> <p><炉心損傷初期></p> <p>炉心損傷初期の状態変化について、炉心中央部の軸方向への移動に着目して説明する。別図3-4-2は事故後約1.3時間において、上部からのキャンドリングによる溶融物を受け、いくつかのノードで流路が狭まった状態（タイプ3）を示している。流路が狭くなると、下からの蒸気流・ガス流が制限されることで、その上部のノードの温度が上昇し、燃料崩壊を起こす（タイプ2）。これにより、それより上方の炉心が瓦礫状となり下方に移動しながら堆積している。その結果、最上段ノードでは空洞（タイプ0）が発生している。この状態が別図3-4-3に示す状態である。</p> <p>更なる溶融物の降下および崩壊燃料が下方の空隙を埋めていくことで、流路が閉塞したノード（タイプ4）が複数発生する。この状態が別図3-4-4である。</p> <p></p> <p>別図3-4-5は、炉心全体において、閉塞領域が下方に更に進展した状態を表している。</p> <p><炉心損傷後期></p> <p>別図3-4-6は炉心損傷が更に進展した状態を表している（事故後約2.7時間）。炉心損傷後期になると、固体物の落下およびキャンドリングによる更なる溶融炉心の下方への移動が進展し、空隙を更に埋めることで、燃料が存在するすべてのノードで閉塞した状態（タイプ4）となっている。その結果、上半分のノードはほぼ空洞状態（タイプ0）となっている。</p> <p>別図3-4-6に示す状態では中心部分で温度が上昇することにより、中心部分で完全に溶融した状態（タイプ5）が発生する。別図3-4-7がこの状態を表している。</p> <p>f. まとめ</p> <p>MAAPコードにおけるリロケーションモデルは以上のとおりである。MAAPコードでは、炉心ノード状態をタイプ別に分け、それぞれのタイプの変化を空隙率、溶融度、燃料崩壊判定などにより模擬している。TMIの知見を適宜取り込むことにより、必要に応じて力学的バランスを考慮したモデルとしている。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <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（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>別図3-4-2 炉心損傷状態（事故後約1.3時間） （キャンドリングにより流路が減少した状態）</p>  <p>別図3-4-3 炉心損傷状態（別図3-4-2の状態から2秒経過後） （燃料崩壊が生じた状態）</p>		

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

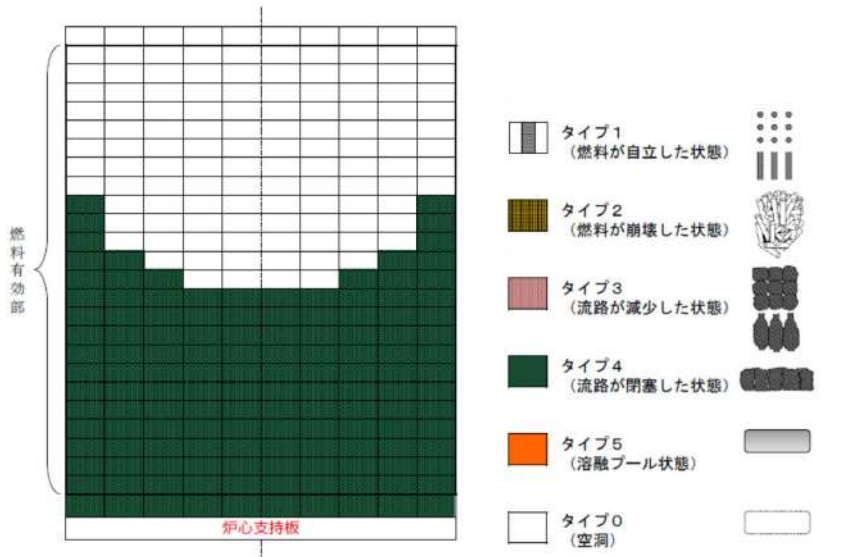
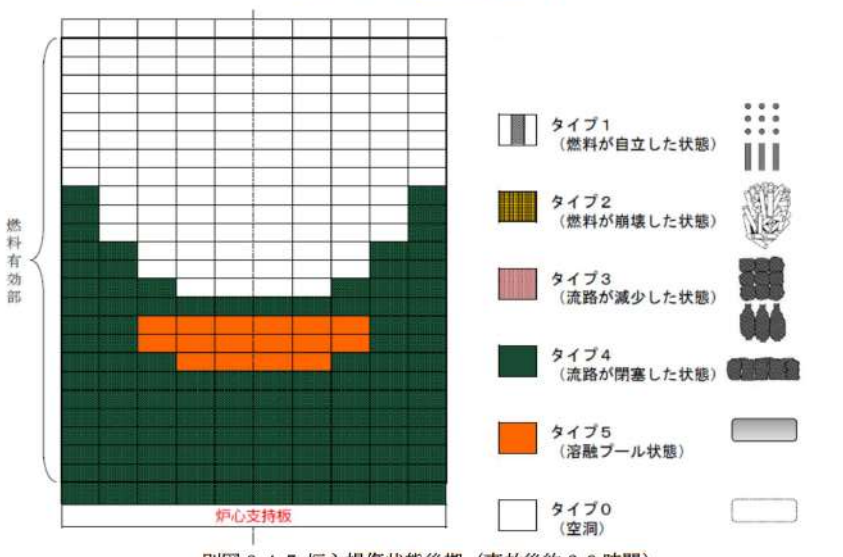
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>燃料有効部</p> <p>炉心支持板</p> <p>別図 3-4-4 炉心損傷状態（別図 3-4-3 から約 200 秒経過後） （崩壊した燃料によりノードが閉塞した状態）</p> <p>燃料有効部</p> <p>炉心支持板</p> <p>別図 3-4-5 炉心損傷状態（事故後約 1.6 時間） （流路閉塞が進展した状態）</p>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>別図 3-4-6 炉心損傷状態（事故後約 2.7 時間） （炉心全体の流路が閉塞した状態）</p>  <p>別図 3-4-7 炉心損傷状態後期（事故後約 2.9 時間） （熔融プールが形成された状態）</p>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由															
<p>5. 指摘事項5（資料No. MAAP-5）</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>ハフニウム CR の影響をどのように扱っているか説明すること。</p> </div> <p>【回答】</p> <p>MAAP コードでは、制御棒において用いられるハフニウム（Hf）の制御材はモデル中で取り扱っていない。Hf は周期表において第4族元素に属し、核的特性を除いた、化学的性質は同じ族に属し、燃料被覆管やチャンネルボックスに用いられているジルコニウム（Zr）と非常によく似かよったものとなっている。別表3-5-1にHfとZrの物理特性を示す。</p> <p>密度、比熱及び融点はZrに比べて高いことから、炉心の溶融進展挙動への影響が考えられるものの、化学的には高温でのハロゲンとの反応を含め、Zrと非常によく似ていることや、Hf制御棒を採用しているプラントにおいても、その本数の割合は1/8程度であることから、寄与としての影響は小さいと考えられる。</p> <p style="text-align: center;">別表3-5-1 ハフニウム(Hf)とジルコニウム(Zr)の物理特性^[2]</p> <table border="1" data-bbox="159 751 1032 1121"> <thead> <tr> <th></th> <th>Hf</th> <th>Zr</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>密度</td> <td>13.28 g/cm³ (25°C)</td> <td>6.51 g/cm³ (20°C)</td> </tr> <tr> <td>熱伝導率</td> <td>23 W/(m·K)</td> <td>22.7 W/(m·K)</td> </tr> <tr> <td>比熱</td> <td>155.4 J/(mol·K) (25 °C)</td> <td>25.2 J/(mol·K) (25 °C)</td> </tr> <tr> <td>融点</td> <td>2222 °C</td> <td>1857 °C</td> </tr> </tbody> </table> <p>[参考文献]</p> <p>[1] TLR-046 Rev. 2, “沸騰水型原子力発電所 ハフニウム型制御棒について（改良炉心用）”, 平成18年11月, 株式会社 東芝</p> <p>[2] 村上 雅人, “元素を知る事典” 第1版, 株式会社 海鳴社, 2004年</p> <p>[3] 馬淵 久夫, “元素の事典” 第1版, 株式会社 朝倉書店, 1994年</p>		Hf	Zr	密度	13.28 g/cm ³ (25°C)	6.51 g/cm ³ (20°C)	熱伝導率	23 W/(m·K)	22.7 W/(m·K)	比熱	155.4 J/(mol·K) (25 °C)	25.2 J/(mol·K) (25 °C)	融点	2222 °C	1857 °C		
	Hf	Zr															
密度	13.28 g/cm ³ (25°C)	6.51 g/cm ³ (20°C)															
熱伝導率	23 W/(m·K)	22.7 W/(m·K)															
比熱	155.4 J/(mol·K) (25 °C)	25.2 J/(mol·K) (25 °C)															
融点	2222 °C	1857 °C															

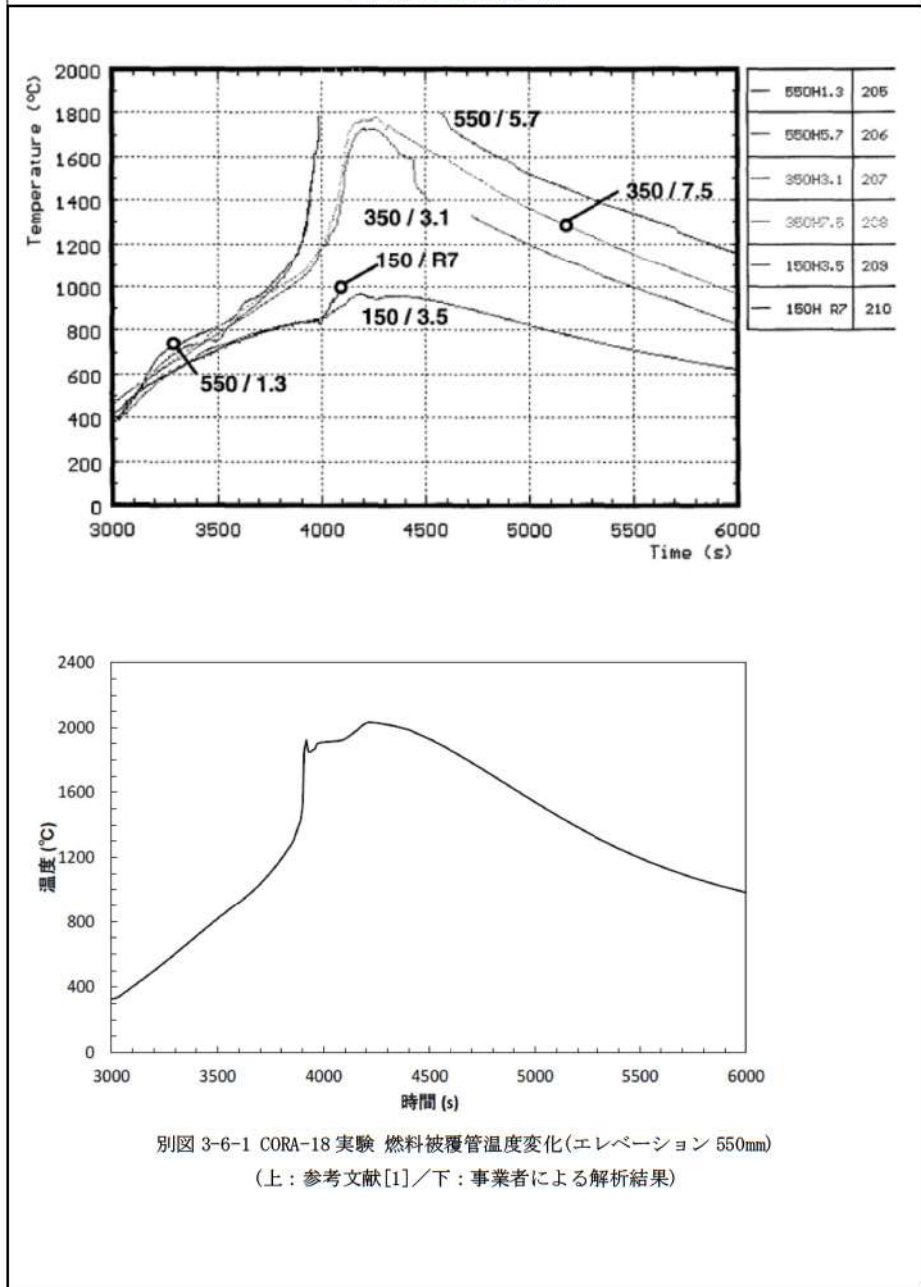
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

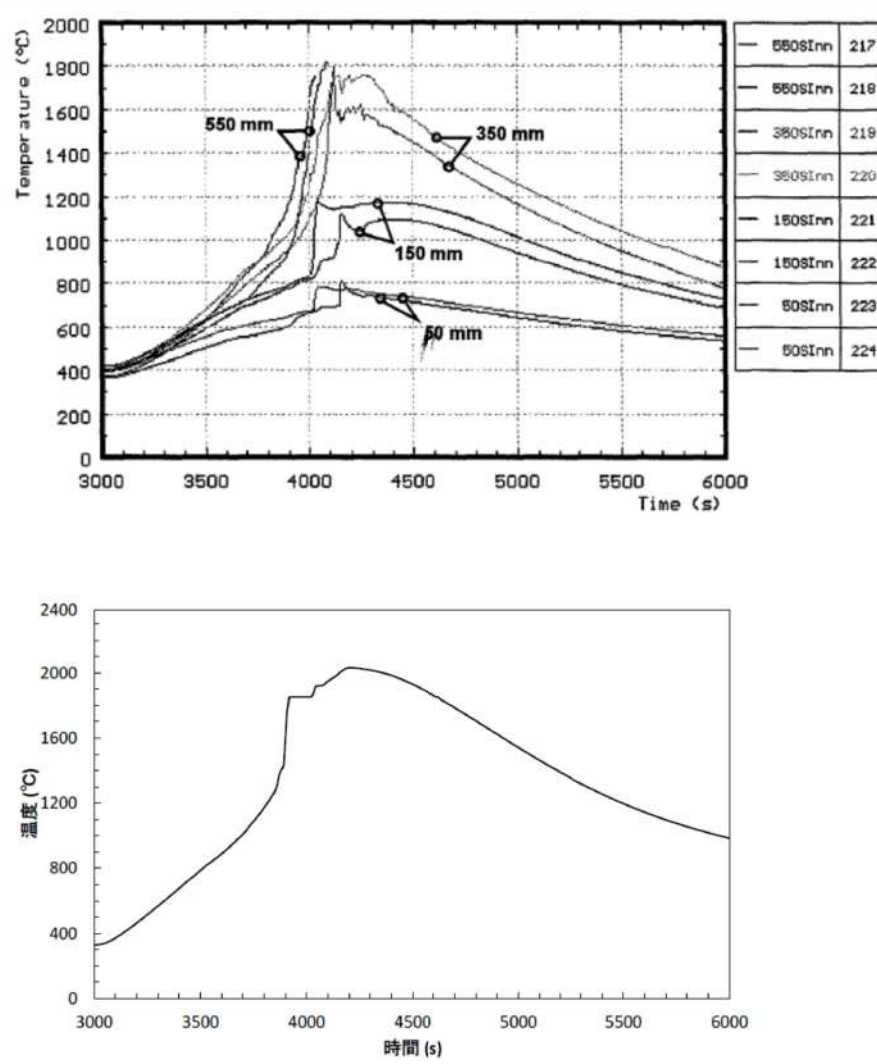
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>6. 指摘事項6（資料No. MAAP-6）</p> <div data-bbox="152 240 1025 292" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>事業者自身が行った実験解析の結果の例をどこかで説明すること。</p> </div> <p>【回答】</p> <p>MAAPコードの妥当性確認のための実験解析は、MAAPコードの保守・改良を行う米国EPRIが実施し、MAAPユーザーズマニュアルにその結果を記載して、ユーザーに提供している。</p> <p>また、実験解析、ベンチマーク解析等についてはMAAPユーザーズグループ会議にて議論を行う機会が設けられている。</p> <p>新規バージョンが配布された際に事業者側では、付属のインプットデータを用いて解析を実施し、付属のアウトプットデータとの一致を確認するとともに、一部の代表的なケースについて、確認解析も実施している。これらに加えて、MAAPユーザーズグループを通じて、コードに係る最新情報を入手している。</p> <p>事業者側での確認解析においては、入手可能な入力データを用いた代表的なベンチマーク解析を実施し、MAAPユーザーズマニュアルの実験解析結果や公開されている実験結果との比較を実施しているが、ここでは、4.2章に示した実験解析のうち、BWRにおいて特徴的な炉心構成を模擬した実験であるCORA実験の中から、試験バンドルのサイズが大きく、より実機の体系に近いCORA-18実験を対象として解析結果を示す。</p> <p>別図3-6-1から別図3-6-3にCORA-18実験でのエレベーション550mmにおける燃料被覆管の温度変化、チャンネルボックスの温度変化及び制御棒の温度変化をそれぞれ示す。温度挙動は実験結果に比べて高い温度で推移するものの、全体的な温度挙動は、実験期間全体において測定値の温度挙動をよく再現している。</p> <p>[参考文献]</p> <p>[1] FZKA-6030, S. Hagen, P. Hofmann, V. Noack, L. Sepold, G. Schanz, G. Schumacher, “Large Bundle PWR Test CORA-18: Test Results”, April 1980</p> <p>[2] MAAP4 User’s Manual</p>		

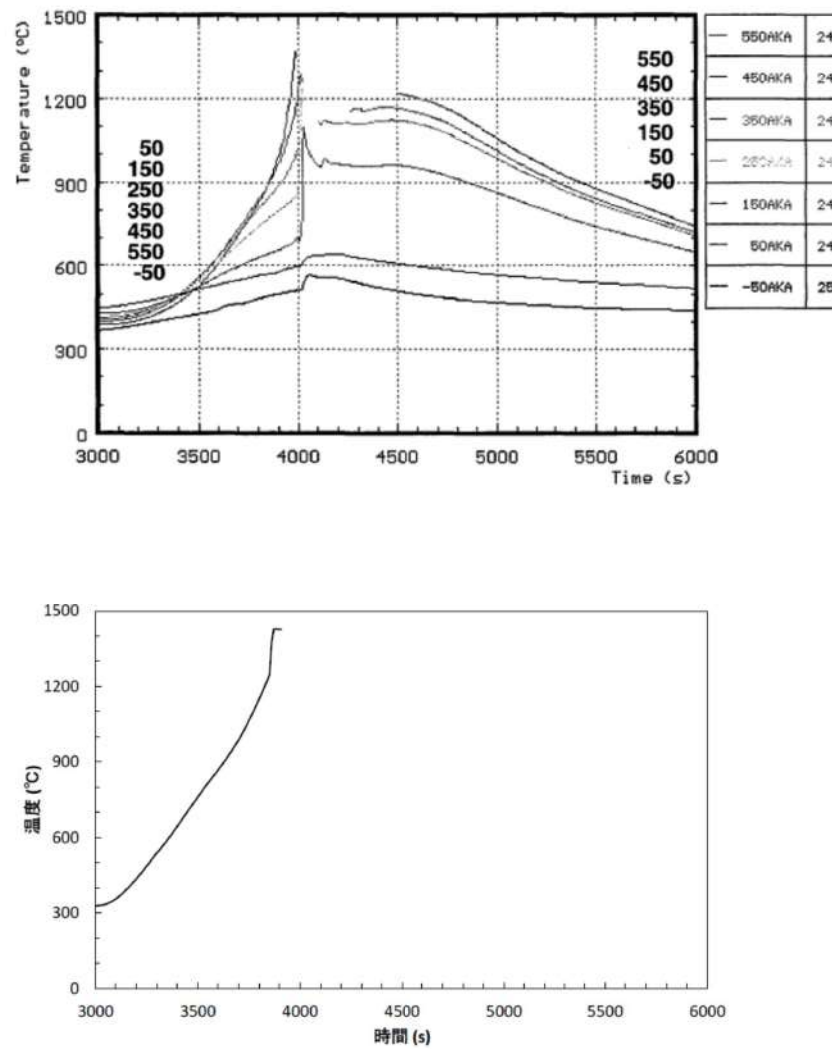
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
 <p>Temperature (°C) vs Time (s) graph for Onagawa Unit 2. The graph shows several curves representing different conditions. Key points are labeled: 550/1.3, 150/R7, 350/3.1, 550/5.7, and 350/7.5. A legend table is provided to the right of the graph.</p> <table border="1" data-bbox="873 223 1030 494"> <tr><td>550H1.3</td><td>205</td></tr> <tr><td>550H5.7</td><td>206</td></tr> <tr><td>350H3.1</td><td>207</td></tr> <tr><td>350H7.5</td><td>208</td></tr> <tr><td>150H3.5</td><td>209</td></tr> <tr><td>150H R7</td><td>210</td></tr> </table> <p>別図 3-6-1 CORA-18 実験 燃料被覆管温度変化(エレベーション 550mm) (上：参考文献[1] / 下：事業者による解析結果)</p>	550H1.3	205	550H5.7	206	350H3.1	207	350H7.5	208	150H3.5	209	150H R7	210		
550H1.3	205													
550H5.7	206													
350H3.1	207													
350H7.5	208													
150H3.5	209													
150H R7	210													

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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>別図 3-6-2 CORA-18 実験 チャンネルボックス温度変化(エレベーション 550mm) (上：参考文献[1]／下：事業者による解析結果)</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>別図3-6-3 CORA-18 実験 制御棒温度変化(エレベーション550mm) (上：参考文献[1]／下：事業者による解析結果)</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（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																					
<p>7. 指摘事項7（資料No. MAAP-7）</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>CORA実験解析の条件と有効性評価の条件の違いを説明すること。</p> </div> <p>【回答】</p> <p>CORA-18実験を対象として、有効性評価の条件との比較を示す。</p> <p>別表3-7-1に有効性評価とCORA-18実験に用いられた燃料集合体の主要諸元を示す。解析条件はこれらの主要諸元に基づいて与えており、燃料棒の形状や材質に関しては同様の条件となっている。</p> <p style="text-align: center;">別表3-7-1 燃料集合体の主要諸元</p> <table border="1" data-bbox="152 542 1037 1002"> <thead> <tr> <th></th> <th>有効性評価 9×9燃料(A型)</th> <th>CORA-18</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ペレット直径(cm)</td> <td>約0.96</td> <td>約0.91</td> </tr> <tr> <td>ペレット材</td> <td>UO₂</td> <td>UO₂</td> </tr> <tr> <td>被覆管外径(cm)</td> <td>約1.12</td> <td>約1.075</td> </tr> <tr> <td>被覆管厚さ(mm)</td> <td>約0.71</td> <td>約0.725</td> </tr> <tr> <td>被覆管材料</td> <td>Zr(ジルカロイ-2)</td> <td>Zr(ジルカロイ-4)</td> </tr> <tr> <td>燃料棒有効長さ(m)</td> <td>約3.71</td> <td>約1.0</td> </tr> </tbody> </table> <p>【参考文献】</p> <p>[1] FZKA-6030, S. Hagen, P. Hofmann, V. Noack, L. Sepold, G. Schanz, G. Schumacher, "Large Bundle PWR Test CORA-18: Test Results", April 1980</p>		有効性評価 9×9燃料(A型)	CORA-18	ペレット直径(cm)	約0.96	約0.91	ペレット材	UO ₂	UO ₂	被覆管外径(cm)	約1.12	約1.075	被覆管厚さ(mm)	約0.71	約0.725	被覆管材料	Zr(ジルカロイ-2)	Zr(ジルカロイ-4)	燃料棒有効長さ(m)	約3.71	約1.0		
	有効性評価 9×9燃料(A型)	CORA-18																					
ペレット直径(cm)	約0.96	約0.91																					
ペレット材	UO ₂	UO ₂																					
被覆管外径(cm)	約1.12	約1.075																					
被覆管厚さ(mm)	約0.71	約0.725																					
被覆管材料	Zr(ジルカロイ-2)	Zr(ジルカロイ-4)																					
燃料棒有効長さ(m)	約3.71	約1.0																					

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉	相違理由
別紙					
「4.2 妥当性確認（事故解析及び実験解析）」において各重要現象の妥当性確認で示した実験解析における主要実験条件と有効性評価における条件の比較を別表3-7-2に示す。					
別表3-7-2 主要実験条件と有効性評価における条件の比較					
実験	主要実験条件		有効性評価における条件 (BWR 5/Mark I改良型)	備考	
CORA (4.2.2)	燃料集合体	表 4.2.2	9×9燃料(A型)	BWRの燃料体系を模擬しており、バンドルサイズがより実機体系に近いCORA 18実験では、測定データと良く一致。	
	温度条件	図 4.2.9 ～ 図 4.2.16	実験条件と同様 (3.3.6章に示したモデルにより評価)	反応温度、溶融温度は物質によって決まるが、実機相当の物質を使用。	
HDR (4.2.3)	格納容器内自由体積(m ³)	約 11.400	D/W 約 8,800 W/W 空間部 約 5,300	実機スケール相当。	
CSTF (4.2.4) ABCOVE (4.2.8)	格納容器内自由体積(m ³)	約 850	D/W 約 8,800 W/W 空間部 約 5,300	体積は1/10程度と小規模であるが、高さに大きな相違はない。(ABCOVE実験では、CSTF実験の格納容器体系試験装置を使用)	
	格納容器高さ(m)	約 20	D/W 約 38 S/C 円管部断面直径 約 10		
ACE (4.2.5)	温度条件	図 4.2.36, 37, 38	添付3 図 5.1.1b等	コンクリート侵食時の温度条件は同様。	
	コンクリート組成	表 4.2.6	添付3 表 4.2	プラントに用いられているコンクリートの種類によって、組成や物性値を指定。	
	溶融物組成	表 4.2.5	UO ₂ Zr, ZrO ₂ , SUS等全炉心相当の構造物が溶融	L7実験では、BWR相当の溶融炉心を模擬。	
SURC 4 (4.2.6)	温度条件	図 4.2.40	添付3 図 5.1.1b等	コンクリート侵食時の温度条件は同様。	
	コンクリート組成	玄武岩系	添付3 表 4.2	プラントに用いられているコンクリートの種類によって、組成や物性値を指定。	
	溶融物組成	ステンレス、 模擬 FP,Zr	UO ₂ Zr, ZrO ₂ , SUS等全炉心相当の構造物が溶融	実機の組成と異なるが、熱的に実機に近い条件となっており、コンクリートへの熱移動、侵食挙動は同様。	
PHEBUS FP (4.2.7)	被覆管温度	図 4.2.47 ～ 図 4.2.50	実験条件と同様 (3.3.6章に示したモデルにより評価)	反応温度、溶融温度は物質によって決まるが、実機相当の物質を使用。	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>8. 指摘事項8（資料No. MAAP-8）</p> <div data-bbox="147 248 1025 296" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>TMIの結果から考えられた溶融炉心ブロッケージなど、MAAP固有モデルについて説明すること。</p> </div> <p>【回答】</p> <p>TMI事故後の分析・評価によれば、以下のような推定がなされている^[1]。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・一次冷却材ポンプ停止後、一次冷却材のボイルオフによって炉心損傷が生じ、炉心の約50%が溶融した。溶融物は下方向に流れ、炉心底部付近で閉塞領域を形成した。 ・一次冷却材ポンプの再起動による原子炉への注水によって、溶融物は急冷によって微細化し、デブリベッドが形成された。このデブリベッドのうち、20tonが再溶融した後、側面のクラストを崩壊させて、下部プレナムへ落下した。 <p>MAAPコードでは、このような分析に基づいた以下のような物理現象モデルを採用している。</p> <p>(1) 炉心損傷進展に伴う炉心閉塞</p> <p>TMIにおいて、炉心底部付近で閉塞領域を形成したとする分析に基づき、炉心溶融物の流下による燃料外径の増加や燃料棒の膨れによる炉心流路の減少をタイプ3（冷却材流路が減少した状態）とタイプ4（冷却材流路が閉塞した状態）でモデル化し、タイプ4となった炉心ノードでは、炉心流路が閉塞され、蒸気及び非凝縮性ガスが通過しない状態を模擬している。</p> <p>(2) 側面クラストの崩壊</p> <p>TMIにおいて、溶融プールが側面クラストの破損により、下部プレナムへ落下したとする分析に基づき、炉心側面の破損がモデル化されている。<div data-bbox="539 986 1050 1015" style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 200px; height: 15px;"></div></p> <div data-bbox="147 1018 1050 1082" style="border: 1px solid black; width: 403px; height: 40px;"></div> <p><div data-bbox="147 1086 678 1118" style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 237px; height: 20px;"></div>また、側面の破損が発生した場合、溶融物は下部プレナムへ移行する。</p> <p>また、上記の物理現象モデルを採用した上で、TMI事故とのベンチマーク結果に基づいたモデルとしては以下が挙げられる^[2]。</p> <div data-bbox="147 1278 548 1361" 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>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(a) 炉心崩壊挙動</p> <p>MAAPコードでは、炉心ノードがある温度に達してから崩壊（タイプ1（燃料自立）からタイプ2（燃料崩壊）への遷移）するまでの時間を Larson-Miller パラメータ手法による累積損傷割合の計算に基づいて判定している。TMI 事故とのベンチマーク結果に基づき、炉心ノードの崩壊について、炉心ノード温度 <input type="text"/> K と <input type="text"/> 時間から Larson-Miller パラメータを設定している。</p> <p>(b) 炉心損傷進展に伴う炉心閉塞挙動</p> <p>上述のタイプ3（冷却材流路が減少した状態）から炉心流路が閉塞するタイプ4（冷却材流路が閉塞した状態）への遷移には、TMI 事故とのベンチマーク結果に基づき、炉心ノードの空隙率0.1で判定している。一方、MELCOR コードでは、炉心ノードの空隙率の最小値を0.05とした上で全閉塞しないモデルとしており、炉心閉塞モデルはMAAPコードの特徴である。</p> <p>[参考文献]</p> <p>[1] B. R. Sehgal, “NUCLEAR SAFETY IN LIGHT WATER REACTORS”</p> <p>[2] Electric Power Research Institute, “Modular Accident Analysis Program (MAAP) -MELCOR Crosswalk Phase 1 Study,” November 2014</p> <p>[3] 電力中央研究所, MAAP5.01 及び MELCOR2.1 を用いた軽水炉代表プラントの過酷事故解析 平成 26 年 6 月</p> <div data-bbox="152 820 546 903" 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（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>9. 指摘事項9（資料No. MAAP-9）</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>複雑かつ表面積の大きいセパレータ、ドライヤにおけるFP沈着の考え方（知見・検証・モデル化）およびミラーインシュレイターによる断熱効果の扱いについて説明すること。</p> </div> <p>【回答】</p> <p>（1）セパレータ、ドライヤにおけるFP沈着について</p> <p>MAAPコードでは、原子炉圧力容器（RPV）内FPのRPV内構造物（ヒートシンク）への沈着は「(a) FP蒸気の構造物表面への凝縮」「(b) FPエアロゾルの構造物への重力沈降」としてモデル化されている。これらの沈着率は、沈着面の等価沈着長さ（=FPの存在するRPV内ノード体積／沈着面積）から求められ、この等価沈着長さが短くなると沈着率が大きくなる。</p> <p>（a）FP蒸気の構造物表面への凝縮</p> <p>構造物の形状を考慮できるように、構造物の全表面積を沈着面積として等価沈着長さを算出するようモデル化されている。これにより、セパレータ、ドライヤといった複雑形状の構造物では、単純形状の構造物と比べて等価沈着長さが短くなる（沈着率が大きくなる）。</p> <p>（b）FPエアロゾルの構造物への重力沈降</p> <p>RPV内構造物（ヒートシンク）の水平面の面積から等価沈着長さが算出されるようモデル化されている。</p> <p>MAAPコードのFPエアロゾルの沈着モデルの妥当性はABCove実験（4.2.8参照）との比較により妥当性確認が行われており、FP蒸気の沈着モデルはCSE実験^[1]の知見に基づいている。</p> <p>（2）ミラーインシュレイターによる断熱効果について</p> <p>RPV廻りのミラーインシュレイター（保温材）は、複数枚の層状の金属プレートによってモデル化されており、それぞれの金属プレートの表面温度から放射熱伝達を計算し、最終的にRPV外面から格納容器雰囲気への放射熱伝達係数が求められる。また、RPV本体と保温材のギャップ部等からの対流による格納容器雰囲気への熱伝達も考慮されており、ヒートシンクに沈着したFPの崩壊熱から格納容器雰囲気への伝熱は、RPV外面温度及び格納容器雰囲気温度をもとに、これらの放射及び対流の熱伝達を考慮して計算される。</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

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="197 220 1025 734" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="342 751 846 775" data-label="Caption"> <p>別図3-9-1 ミラーインシュレーター（保温材）の概要図</p> </div> <div data-bbox="152 887 257 911" data-label="Section-Header"> <p>[参考文献]</p> </div> <div data-bbox="143 920 1048 979" data-label="Bibliography"> <p>[1] R. K. Hilliard and L. F. Coleman. "Natural Transport Effects on Fission Product Behavior in the Containment Systems Experiments". BNWL-1457, December, 1970.</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 (第3部 MAAPコード)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>10. 指摘事項 10 (資料 No. MAAP-10)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>実験解析におけるジャンクションの設定値の決め方について説明するとともに、実機における設定値の決め方について考え方を説明すること。</p> </div> <p>【回答】</p> <p>MAAP コードでは、原子炉圧力容器、原子炉格納容器及び原子炉建屋をノードと呼ばれる領域で分割しており、これら各領域間を結合するために、ジャンクションと呼ばれる流体の流れを評価できるモデルを用いて評価している。このうち、原子炉圧力容器内や逃がし安全弁による原子炉圧力容器から原子炉格納容器への流路などは、MAAP コードにて個別にモデル化されている。ここでは、原子炉格納容器及び原子炉建屋におけるジャンクションについて説明を行う</p> <p>(1)ジャンクションの設定値について</p> <p>ジャンクションは、原子炉格納容器や原子炉建屋のノード間の流体の移動を考慮する場合に設定し、気体及び液体の流れを評価する。これらジャンクションを介した流量は、気体では圧力差及び密度差、液体では圧力差及び密度差に加えて水頭差による駆動力と流動抵抗が釣り合うように求められる。ジャンクション内に水位が形成されると、気相、液相それぞれで流体の流れを評価する。ここでは代表して、気体の流れについて説明する。気体の流れについては、以下の式(1)によって流量を計算する。</p> $K W ^{n-1}W = P_1 - P_2 + \rho_2 g(Z_2 + L - Z_1) \quad (1)$ <p>K: ジャンクションの流動抵抗 (n=2 のとき (1/m·kg), n=1 のとき (1/m·s)) W: ジャンクションの流量 (kg/s) n: 流動状態に依存した乗数 (-) P: ノード圧力 (Pa) ρ: ノード内の気相密度 (kg/m³) g: 重力加速度 (m/s²) Z: ジャンクションの接続高さ (m) L: ジャンクション長さ (m)</p> <p>ジャンクションに関連する入力として以下を与えることとなる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・流れ方向（「水平」、「垂直」） ・接続位置（接続高さ Z） ・開口部形状（幅 X₀, 高さ X₀） ・長さ L ・流路面積 A 		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>なお、流れ方向を「水平」と選択した場合は、接続位置がノード間で同じとなり、また、ジャンクション長さは評価に使用されないため、右辺第三項は0となる。</p> <p>実機におけるノード分割では、壁などに囲まれた物理区画を模擬したノード（区画）として設定し、吹き抜けや扉などの開口部を模擬したジャンクションを組み合わせ、同じ特徴を有する空間を集約することを基本として設定している。別図3-10-1に実機におけるジャンクションの設定例を示す。</p> <p>入力については、実機的设计情報に基づいて与えている。ジャンクションの入力の与え方の一例として、別図3-10-1に○で示した、ペDESTALからドライウエルへの開口部を模擬したジャンクションの入力の設定方法について以下に述べる。</p> <p>この開口部はペDESTALからドライウエルに繋がる水平の流路となっているため、流れ方向を水平とする。ペDESTALの床から、開口部下端までの高さを接続高さとして入力するが、水平ジャンクションの場合は、先述した通り式(1)で使用している項は0となる。開口部は矩形であり、実際の形状からジャンクションの幅、高さを与える。この開口部が貫通するペDESTAL壁の厚みをジャンクションの長さとして与えるが、水平ジャンクションの場合は、先述した通り評価には使用されない。さらに、開口部の面積をジャンクションの流路面積として与え、これらの入力に基づき、式(1)によってジャンクションの流量が評価される。</p> <p>なお、ジャンクションの流動抵抗 k については、MAAPの実験解析から導出されたものではなく、一般的な知見^[1]に従っているものである。通常の流れにおいては、流動状態に依存した乗数 n は2となり、この場合の流動抵抗は以下の式から算出される。</p> <div style="border: 1px solid black; width: 200px; height: 150px; margin: 10px auto; position: relative;"> <div style="position: absolute; top: 5px; right: 5px;">(2)</div> <div style="position: absolute; top: 55px; right: 5px;">(3)</div> </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px; width: fit-content;"> <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（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ここで、wは理想気体を仮定したモデルによる流量であり、以下の式(4)によって求められる。</p> <div style="text-align: center;">  <p>(4)</p> </div> <p>ここで、ρである。</p> <p>また、対向置換流[*]が発生するような場合にはnを1として、このときの流動抵抗Kは以下の式(5)で与えられる。</p> <div style="text-align: center;">  <p>(5)</p> </div> <p>※：密度差のある場合の流れの現象を考慮したもの。差圧の小さな2つの区画の間に大きな開口部があるような状況において、重い相が流路の下方から軽い相側に流れ、軽い相を押すと、圧力のバランスをとるために、軽い相の一部が重い相の上部から逆に流れ込むような状態を想定している。</p> <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>		

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

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2)実験解析によるジャンクションの模擬について</p> <p>CSTF 実験解析（4.2.4章）においても実機と同様の考え方にに基づき、上部区画全体、遮へい壁と燃料取替キャビティより外側となる下部区画、及び燃料交換キャビティにノード分割し、アイスコンデンサ下部扉、漏えいパス及び再循環ファン流路等をジャンクションとして設定している。これらのジャンクションの入力についても実験装置の形状に従って入力を与えている。本実験解析に用いたノード分割数やジャンクションの数は有効性評価における実機解析と同等であるが、実験解析結果は実験結果をよく再現している。</p> <p>なお、HDR 実験解析（4.2.3章）では、壁に囲まれた複数の区画を有する格納容器を模擬するためにノード分割数が多くなっているが、ノード分割やジャンクションの設定は基本的に実機と同様の考え方に基づいており、このような複雑な体系においても、実験結果はよく再現されている。</p> <p>[参考文献] [1]機械工学便覧基礎編 流体工学（日本機械学会）</p>  <p>別図3-10-1 MAAP ノード分割図の例（図3.3-6）</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>別図 3-10-2 CSTF 実験ベンチマーク解析 MAAP ノード分割 (図 4. 2-30)</p>		

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

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>Total Containment Volume 11,400 m³</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>別図 3-10-3 HDR 実験解析におけるノード分割（図 4. 2-18）</p>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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
	添付1		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		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	
1.	まえがき	1.	まえがき	
2.	現象の概要	2.	現象の概要	
3.	不確かさに関する整理	3.	不確かさに関する整理	
4.	感度解析と評価	4.	感度解析と評価	
5.	まとめ	5.	まとめ	
付録1	Surry型原子炉下部キャビティの1/42スケール実験	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	
		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	記載内容の相違 ・PWRでは1次冷却系強制減圧開始から原子炉容器破損までの間、1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍で停滞する挙動が見られるため、蓄圧注入水の蒸発による1次冷却材圧力バランス維持のメカニズムについて整理した
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	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	
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	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	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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. まえがき</p> <p>高圧溶融物放出（HPME：High Pressure Melt Ejection，以下「HPME」という。）／格納容器雰囲気直接加熱（DCH：Direct Containment Heating，以下「DCH」という。）の防止に関して，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>	<p>1. まえがき</p> <p>高圧溶融物放出（HPME：High Pressure Melt Ejection，以下，HPMEと称す。）／格納容器雰囲気直接加熱（DCH：Direct Containment Heating，以下，DCHと称す。）の防止に関して，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. 現象の概要</p> <p>溶融炉心が原子炉圧力容器下部プレナムに落下し、原子炉が高圧の状態、原子炉圧力容器下部ヘッドが破損すると、溶融炉心が破損口から噴出し、その後、高速のガス流によって、溶融炉心が微粒子化して原子炉格納容器内に飛散放出されるため、原子炉格納容器内雰囲気を直接加熱し、格納容器圧力及び温度が急上昇する。</p> <p>溶融炉心の飛散は、高圧条件下で溶融炉心が原子炉圧力容器外に噴出される場合に発生するが、その圧力にはしきい値があり、原子炉を減圧させることにより、溶融炉心の飛散を抑制あるいは緩和できることが知られている（付録1参照）。そこで、BWRプラントでは、HPME/DCH発生の防止のための対策として、逃がし安全弁を手動で開放することにより原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下まで減圧させることとしており、その効果が重大事故等対策の有効性評価において確認できる。</p>	<p>2 現象の概要</p> <p>溶融炉心が原子炉容器下部プレナムに落下し、1次冷却材圧力が高圧の状態、原子炉容器下部ヘッドが破損すると、溶融炉心が破損口から噴出し、その後、高速のガス流によって、溶融炉心が微粒子化して原子炉格納容器内に分散放出されるため、原子炉格納容器内雰囲気を直接加熱し、原子炉格納容器圧力及び温度が急上昇する。さらに、溶融炉心の中に存在する金属成分が水と反応して水素ガスが発生し、さらに水素燃焼を伴うことによっても原子炉格納容器の加圧が促進される。</p> <p>本事象に関しては、米国において主としてPWRについて研究が行われており、実験研究において、原子炉格納容器区画内の内部構造物には溶融炉心を捕捉する効果があること、放出された溶融炉心の粒子径は小さいため、原子炉格納容器空間に移行する前に多くの保有熱を原子炉下部キャビティ等の雰囲気に伝達することがわかっている。また、実験データに基づいて作成されたDCHモデルによるPWRプラントの解析により、DCHによる原子炉格納容器破損の可能性は低いことが示されている。このことから、大型ドライ原子炉格納容器を有するプラントについては、HPME/DCHの原子炉格納容器健全性に対する脅威は小さいと結論付けている（NUREG/CR-6338）。</p> <p>溶融炉心の分散放出は、高圧条件下で溶融炉心が1次冷却系外に噴出される場合に発生するが、その圧力には閾値（しきい値）があり、1次冷却系を減圧させることにより、溶融炉心の飛散を抑制あるいは緩和できることが知られている（添付1-1参照）。そこで、国内PWRプラントでは、HPME/DCH発生の防止のための対策として、炉心損傷検知後、速やかに加圧器逃がし弁を手動開放し、1次冷却系の圧力を2.0MPa[gage]以下まで減圧させることとしており、その効果が重大事故対策の有効性評価において確認できる。</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>・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、設計圧力に近い高压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、低压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、設計圧力に近い高压での弁質量流量の不確かさは小さい。低压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> $G^2 = \left(\frac{2\gamma}{\gamma-1} \frac{P_0}{V_0}\right) \left\{ \left(\frac{P_b}{P_0}\right)^{2/\gamma} - \left(\frac{P_b}{P_0}\right)^{\frac{\gamma+1}{\gamma}} \right\}$ <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 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 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> $d_{dj} = d_{dj,0} - 2E_o \left(\frac{\rho_w}{\rho_{dj}} \right)^{1/2} \Delta H_{pool} \quad (2)$ <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> $\Phi_{ent} = \frac{d_{dj,0}^2 - d_{dj}^2}{d_{dj,0}^2} \quad (3)$ <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、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の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、(U₀₂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評価される。	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。	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。	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定される。	溶融ジェット径は炉心支持板の開口部面積を等価直径相当として入力。	燃料ペレットが崩壊する時間及び温度		
溶融ジェット径	溶融ブルー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を等価直径相当として入力。	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評価される。	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力。	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)

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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>機熱が低下し二次冷却系減熱により減圧するが、二次冷却系水位が低下して停熱量が増加すると再び圧力は上昇する。</p> <p>*：加圧器達がシタンク（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外圧の値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>HPME/DCH防止 → 原子炉圧力容器内FCI → 原子炉圧力変化 → 原子炉圧力容器破損時 原子炉圧力の変化 → 原子炉圧力容器破損時 原子炉圧力の変化 → 冷却材の状態 → 溶融落下流量 → 溶融ジェット径 → 溶融炉心粒子化割合 → 冷却材とデブリ粒子の伝熱 → 炉心ヒートアップ → 炉心崩壊挙動 → 溶融炉心と上面水プールとの伝熱 → 溶融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達 → 原子炉圧力容器破損判定 → 原子炉圧力容器破損時の最大炉心温度 → 燃料ペレットが脱落する時間及び温度 → 限界熱流束に係る係数 → 下部プレナムギャップ餘熱量に係る係数 → 溶接部破損時の最大炉心温度</p> <p>感度解析対象パラメータ: 境界流量表線とよく一致しており、不確かさは小さく、感度解析不要; 減圧沸騰状態であり、不確かさは小さく、感度解析不要; 燃料ペレットが脱落する時間及び温度; 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; 燃料ペレットが脱落する時間及び温度; 限界熱流束に係る係数; 下部プレナムギャップ餘熱量に係る係数; 溶接部破損時の最大炉心温度</p>	<p>HPME及びDCH防止 → 1次冷却材圧力変化 → 原子炉圧力容器内FCI → 原子炉圧力容器破損時1次冷却材圧力の変化 → 原子炉圧力容器破損時1次冷却材圧力の変化 → 加圧器速がし弁による減圧 → 蓄圧タンク注入後の圧力挙動 → 冷却水の状態 → デブリジェット径 → エントレインメント量 → 冷却水とデブリ粒子の伝熱 → 炉心ヒートアップ → 炉心崩壊挙動 → 溶融炉心と上面水プールとの伝熱 → 溶融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達 → 原子炉圧力容器破損判定 → 原子炉圧力容器破損時の最大炉心温度 → 燃料ペレットが脱落する時間及び温度 → 限界熱流束に係る係数 → 下部プレナムギャップ餘熱量に係る係数 → 溶接部破損時の最大炉心温度</p> <p>感度解析対象パラメータ: 加圧器速がし弁質量流量; 蓄圧注入の圧力損失; 減圧沸騰状態であり、不確かさは小さく、感度解析不要; 破損口径; 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; ペレット崩壊時間及び温度; 限界熱流束に係る係数; 下部プレナムギャップ餘熱量に係る係数; 溶接部破損時の最大炉心温度</p>	<p>相違理由</p>

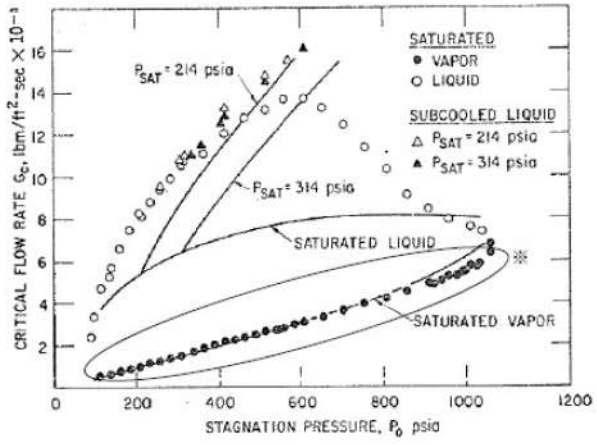
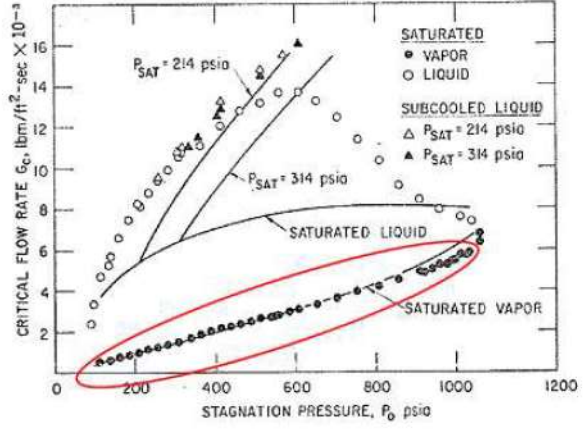
図 3-3 HPME/DCH防止における不確かさに関する流れ図

図 3-3 HPME及びDCH防止における不確かさに関する流れ図

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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 1951 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、このとき下部ヘッダ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

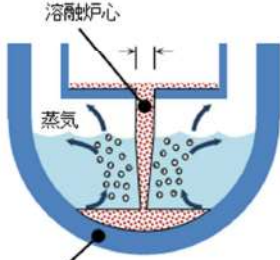
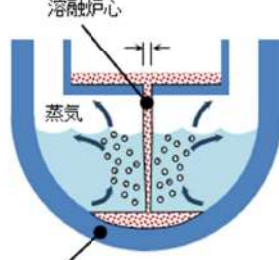
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高压溶解物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

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 1951 552"> <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 608 1937 671" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <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="152 571 1034 719"> <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="719 778 1025 858" 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="1070 528 1951 655"> <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="1160 746 1451 1114" style="text-align: center;">  <p>原子炉容器</p> <p>ベースケース</p> </div> <div data-bbox="1576 746 1890 1114" 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="1653 1378 1960 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>	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 4-2-1, 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保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

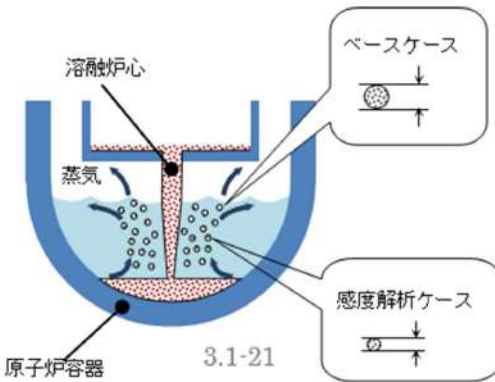
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (添付1 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について)

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 4-3-1, 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="145 726 1030 917"> <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言える。</p> <table border="1" data-bbox="1064 710 1948 837"> <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>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 data-bbox="1070 986 1948 1356"> <p>ベースケース</p> <p>感度解析ケース</p> <p>ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍にする</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

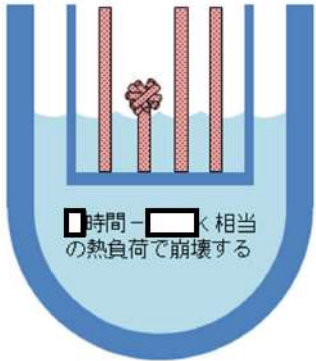
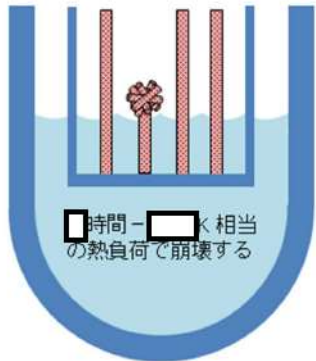
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

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="1064 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

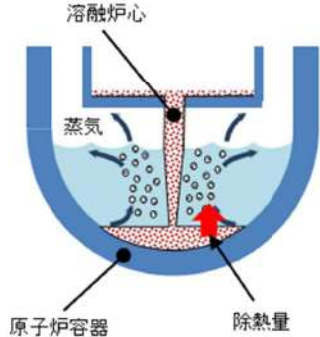
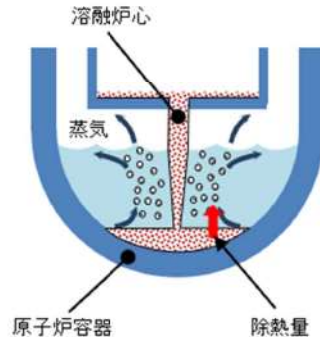
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

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="689 746 994 836" 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;"> <div data-bbox="1115 715 1433 1117" style="text-align: center;">  <p>ベースケース</p> </div> <div data-bbox="1594 715 1912 1117" style="text-align: center;">  <p>感度解析ケース</p> </div> </div> <div data-bbox="1639 1324 1944 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 630 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>ギャップ中の水との伝熱が存在する</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>ギャップ中の水との伝熱がない</p> <p>感度解析ケース</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="705 845 1019 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 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	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、圧カスパイクが発生し、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（圧カ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
	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 data-bbox="1615 975 1966 1046" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> 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 data-bbox="1099 1118 1966 1254"> 解析結果（圧カスパイクが小さくなるケース） 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 data-bbox="1099 1294 1966 1430"> ① 1次冷却系の加圧事象 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


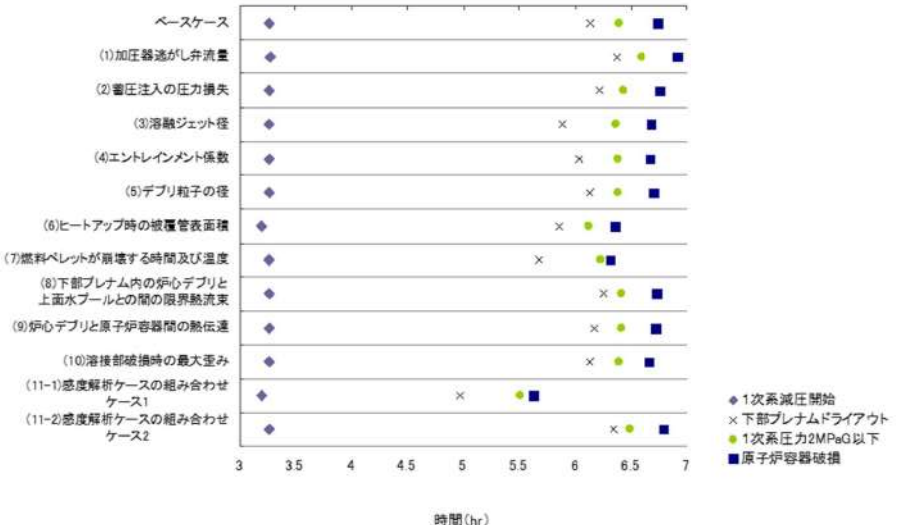
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

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ると考えられるが、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
	<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>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）

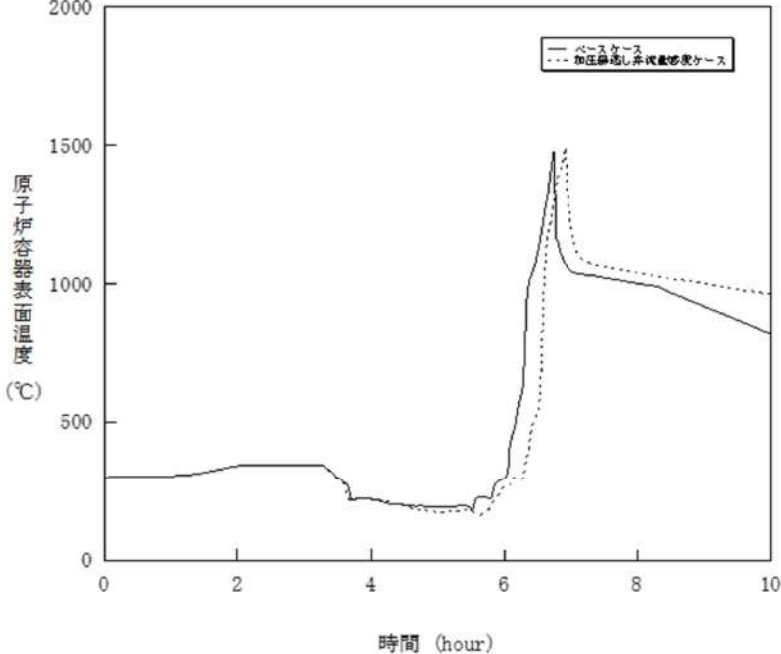
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>※PWR 固有の解析</p>

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

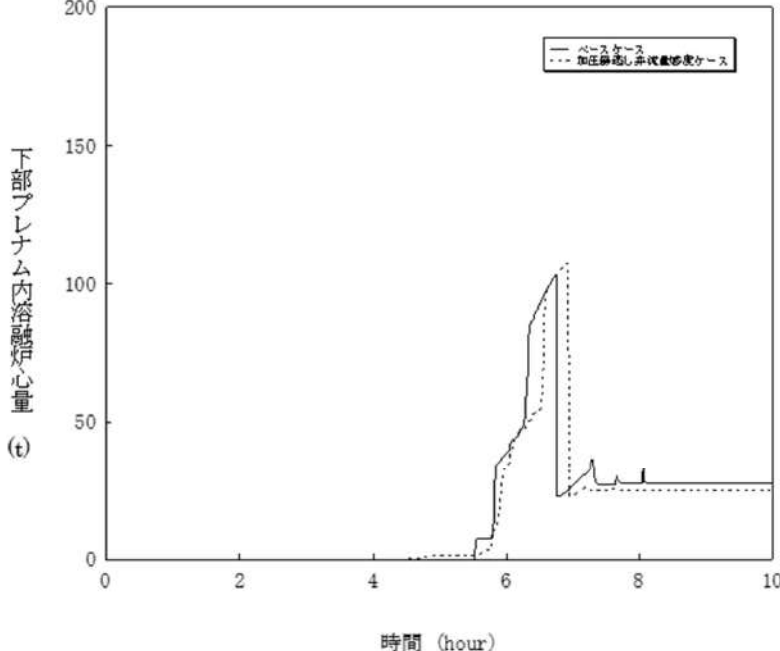
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高压溶解物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

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

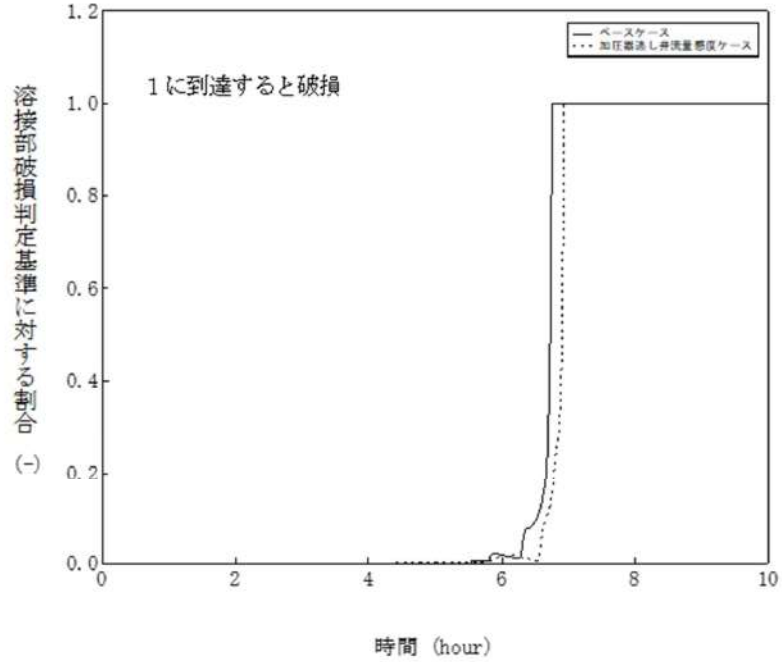
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高压熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

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 1023 1727 1046">図 4-1-5 加圧器逃し弁の質量流量感度解析 (5)</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 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）

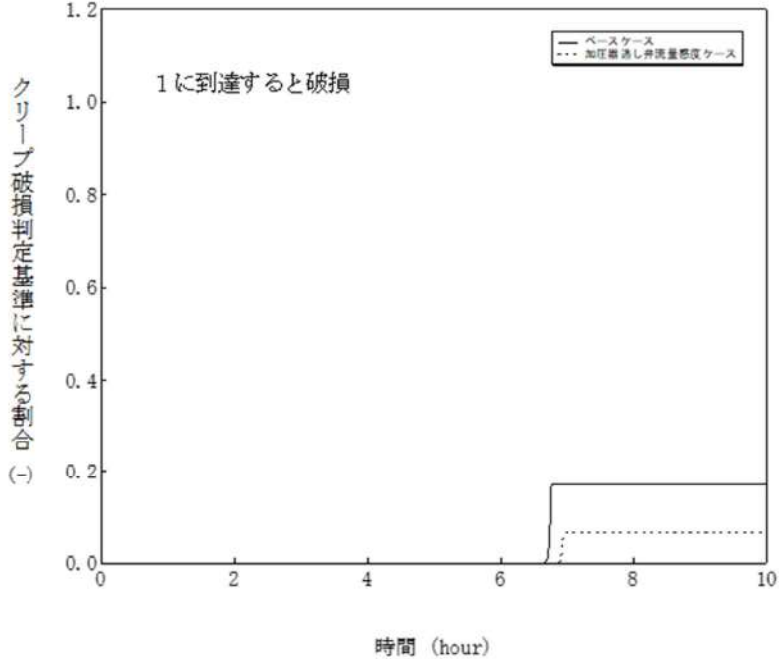
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p data-bbox="1137 391 1176 805" style="writing-mode: vertical-rl;">クリープ破損判定基準に対する割合 (-)</p> <p data-bbox="1288 391 1489 414">1に到達すると破損</p> <p data-bbox="1500 949 1624 973">時間 (hour)</p>	<p data-bbox="1971 239 2116 295">※PWR 固有の解析</p>

図 4-1-7 加圧器逃がし弁の質量流量感度解析 (7)

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

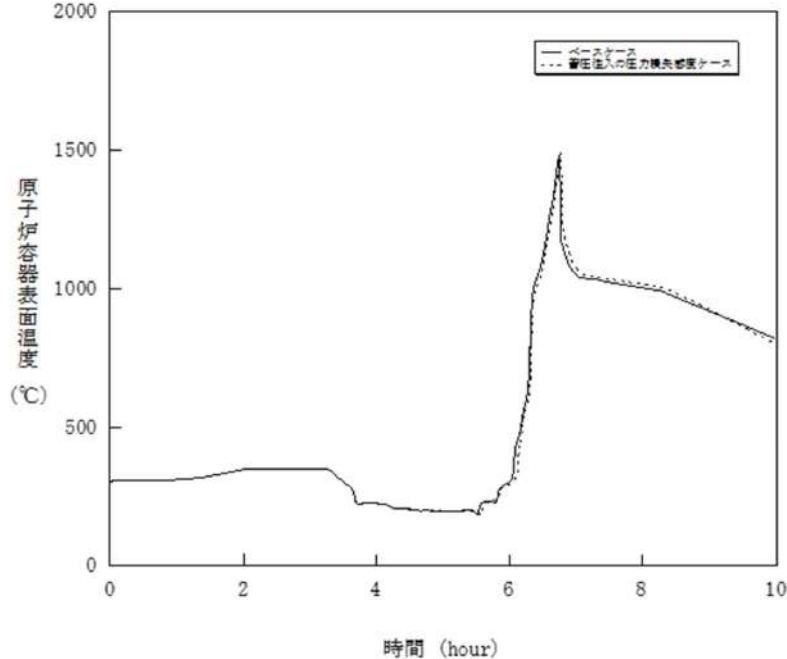
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>※PWR 固有の解析</p>

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="1305 1023 1702 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

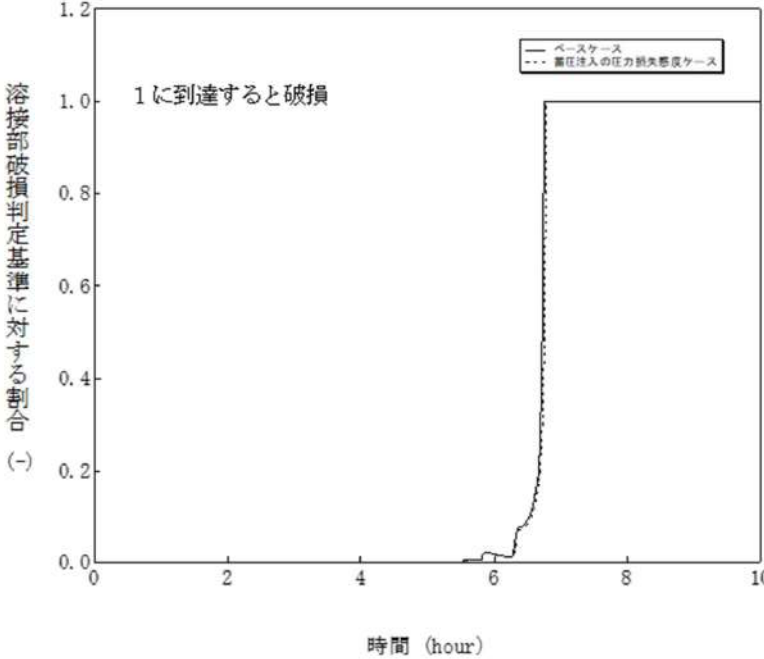
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高压溶解物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

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

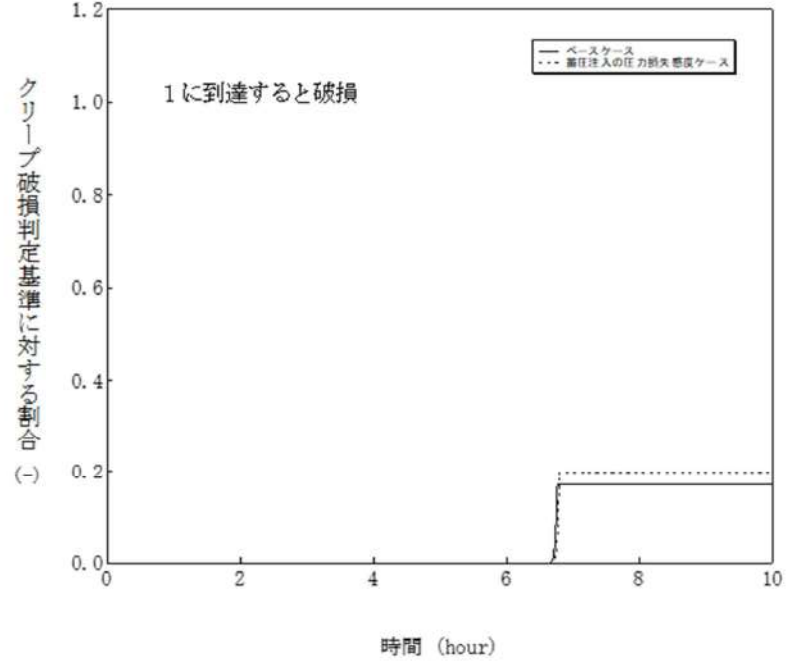
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高压溶解物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

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="1310 1021 1702 1045">図 4-2-6 蓄圧注入の流動抵抗感度解析（6）</p>	<p data-bbox="1971 239 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 4-2-7 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 4-2-8 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4-2-3 溶解ジェット径の感度解析（3）</p>	<p>図4-3-3 溶解ジェット径感度解析（3）</p>	

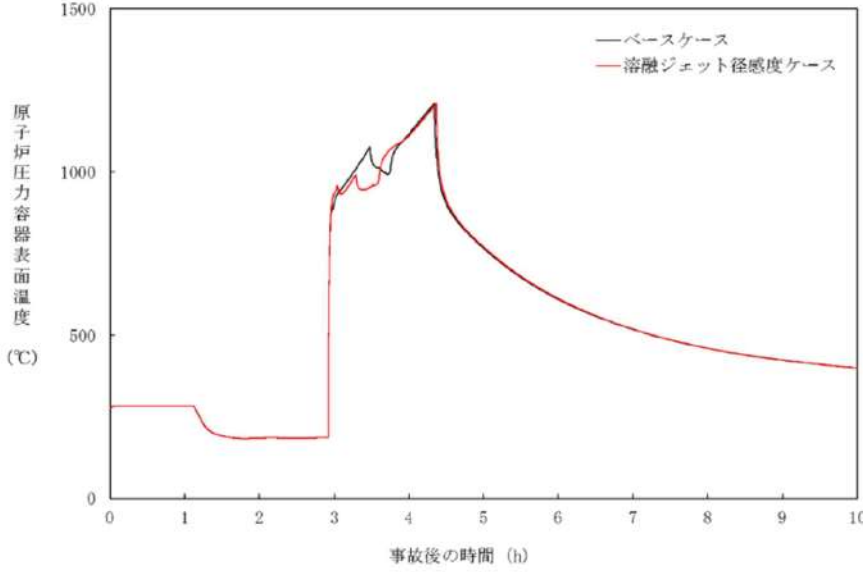
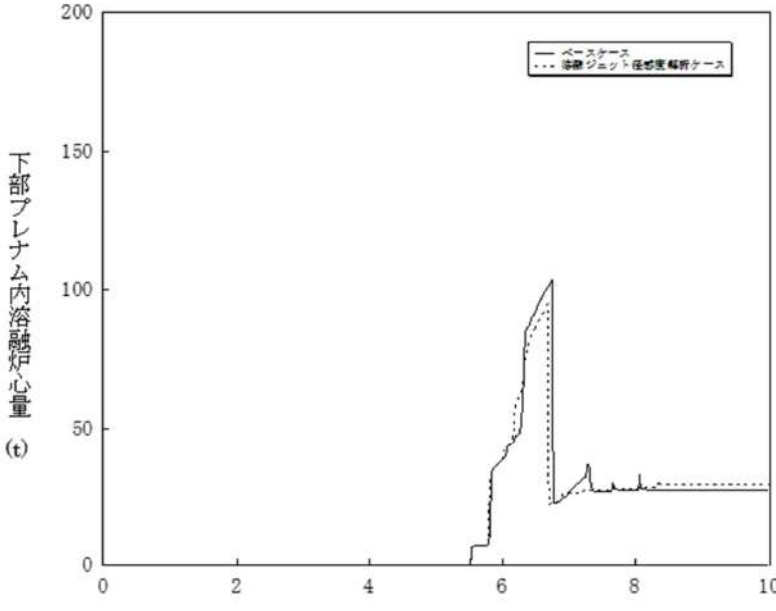
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

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 data-bbox="405 884 779 911">図4-2-5 熔融ジェット径の感度解析（5）</p>	 <p data-bbox="1328 954 1680 981">図4-3-5 熔融ジェット径感度解析（5）</p>	

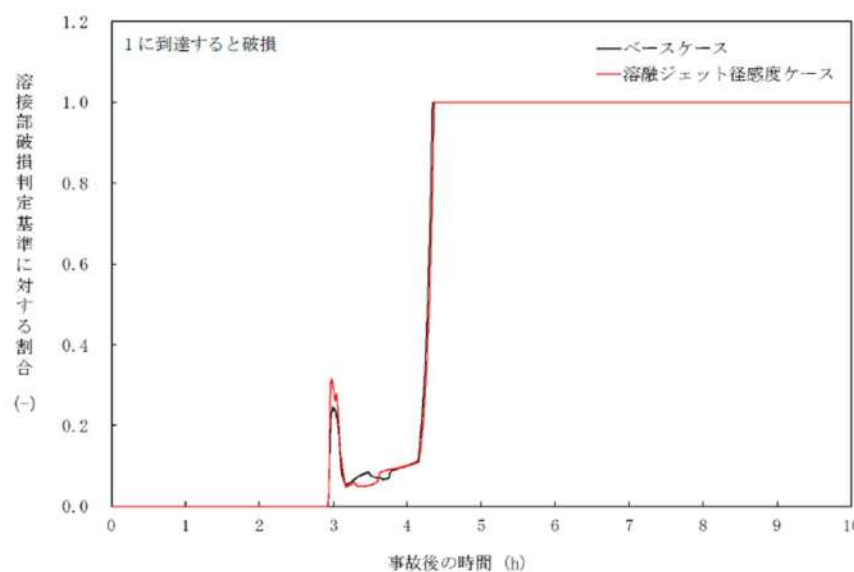
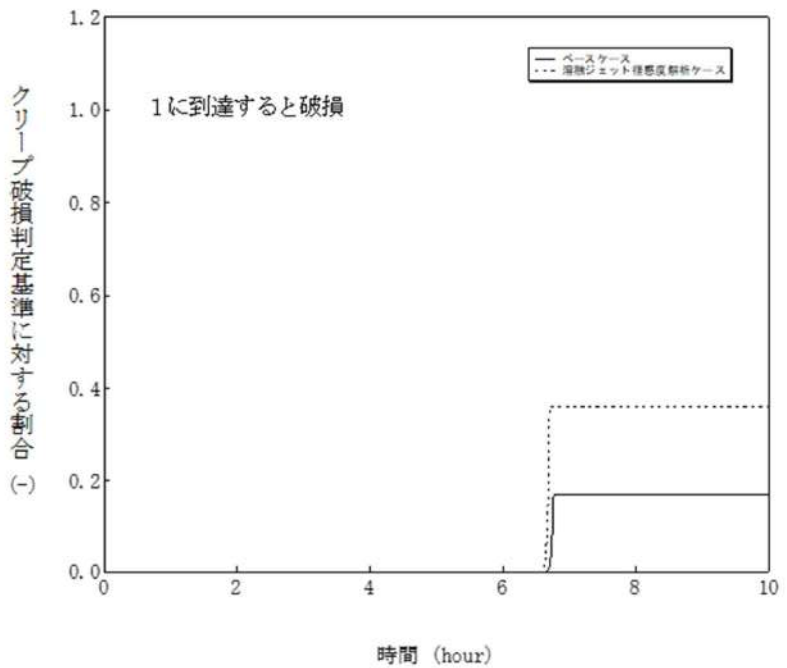
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

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 data-bbox="403 877 784 909">図4-2-7 熔融ジェット径の感度解析 (7)</p>	 <p data-bbox="1321 941 1702 973">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>	

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

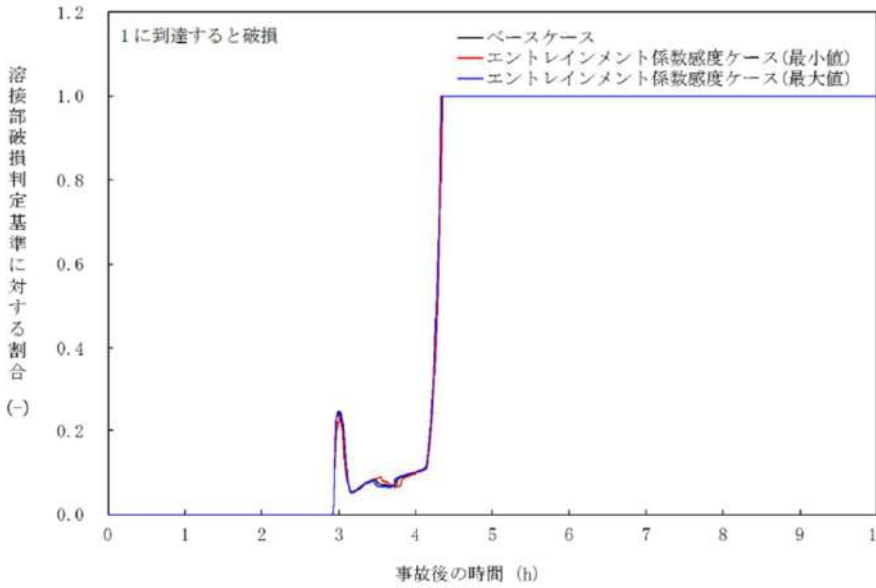
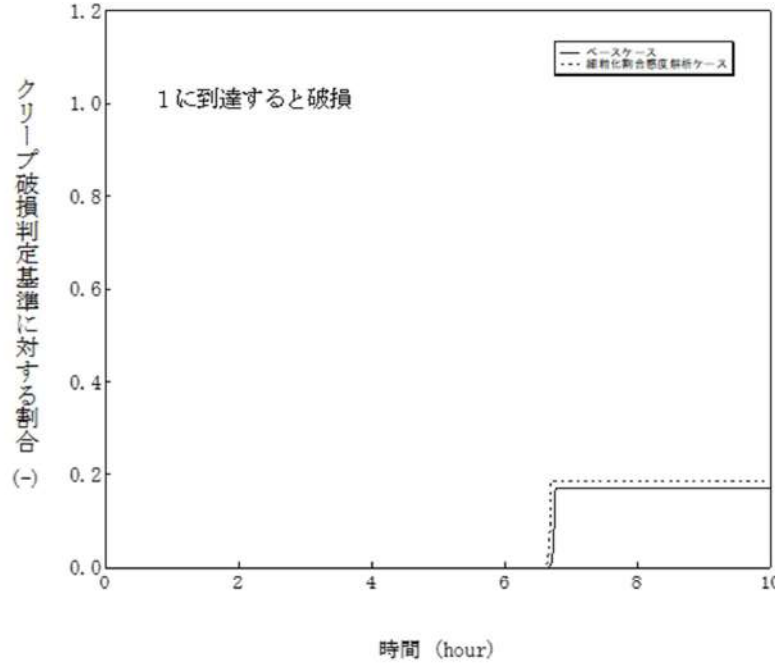
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図4-3-6 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

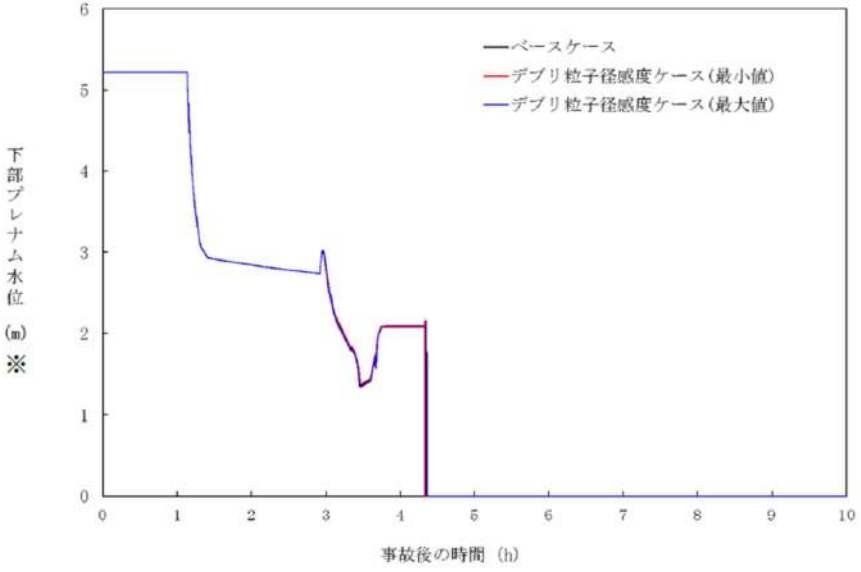
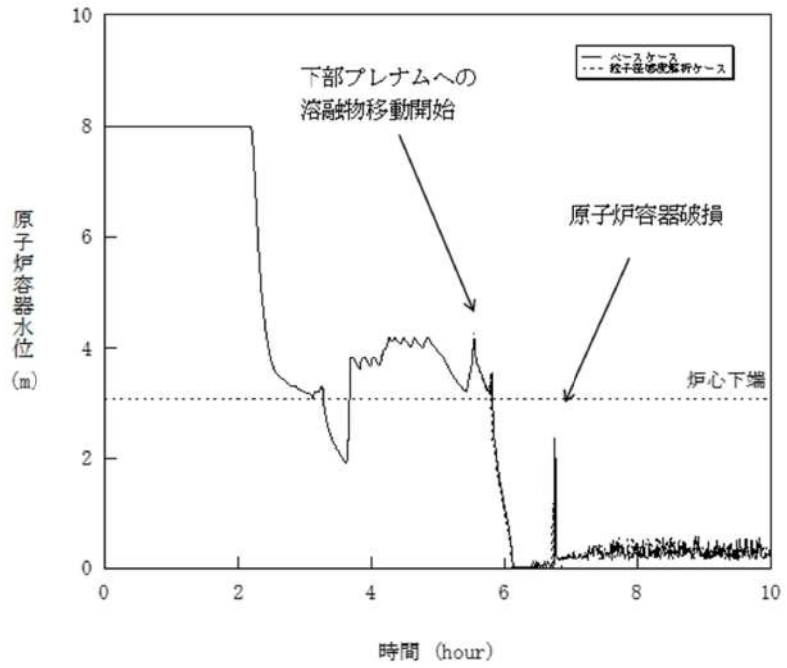
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

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 4-4-7 デブリ粒子径の感度解析（7）</p>	<p>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>クリッ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 — デブリ粒子径感度ケース(最小値) — デブリ粒子径感度ケース(最大値)</p> <p>事故後の時間 (h)</p>	<p>下部プレナム水量 (kg)</p> <p>— ベースケース - - - デブリ粒子径感度ケース</p> <p>時間 (hour)</p>	
<p>図 4-4-8 デブリ粒子径の感度解析 (8)</p>	<p>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溶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 4-5-4 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>	

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

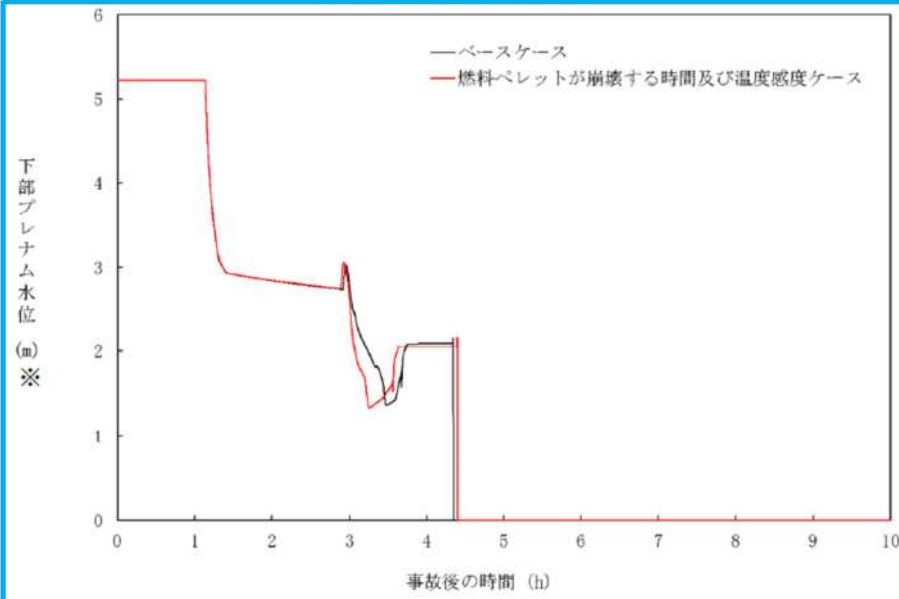
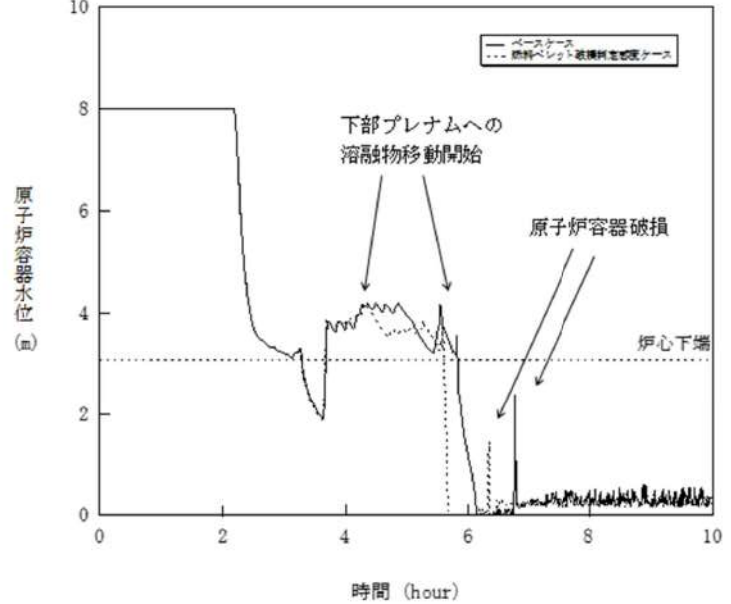
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

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 4-1-1 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

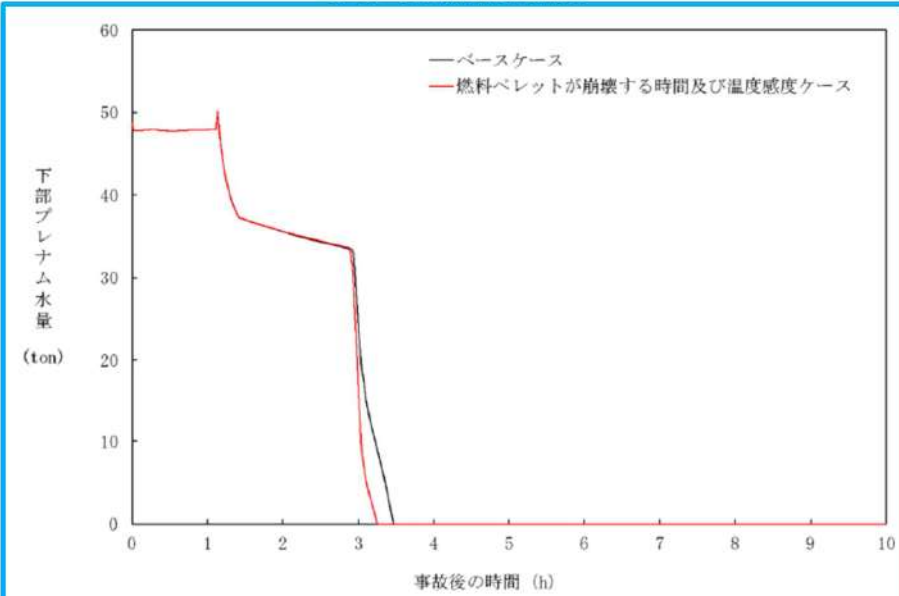
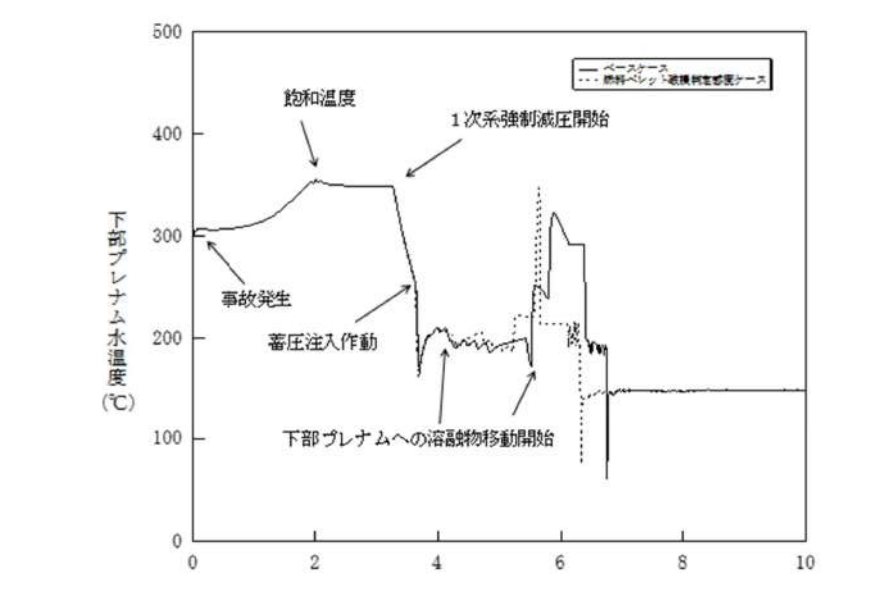
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について)

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)

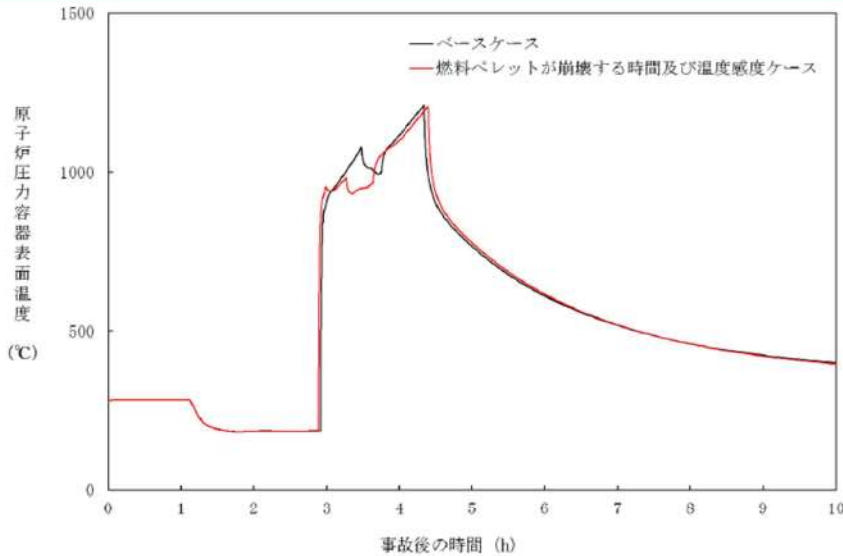
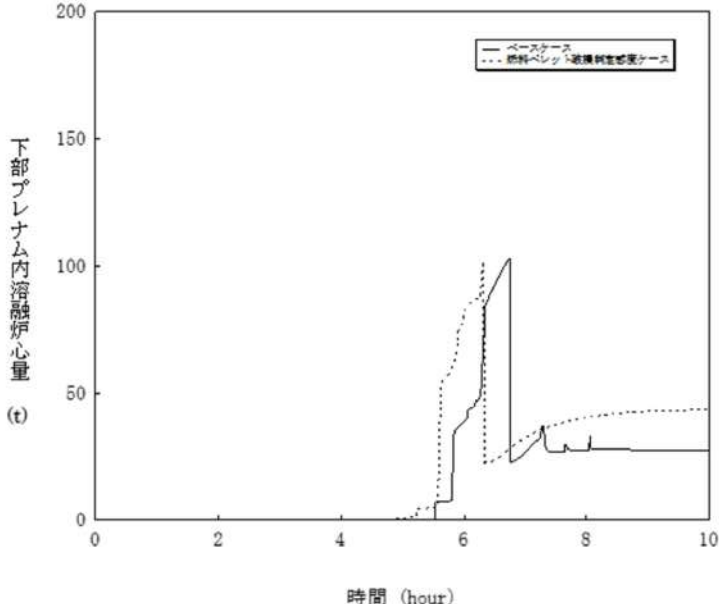
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

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>	

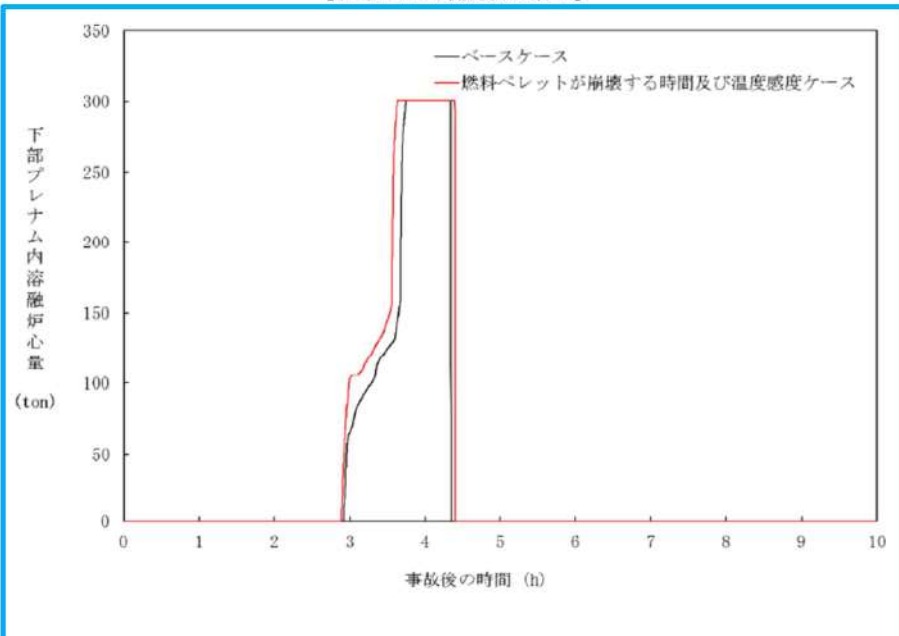
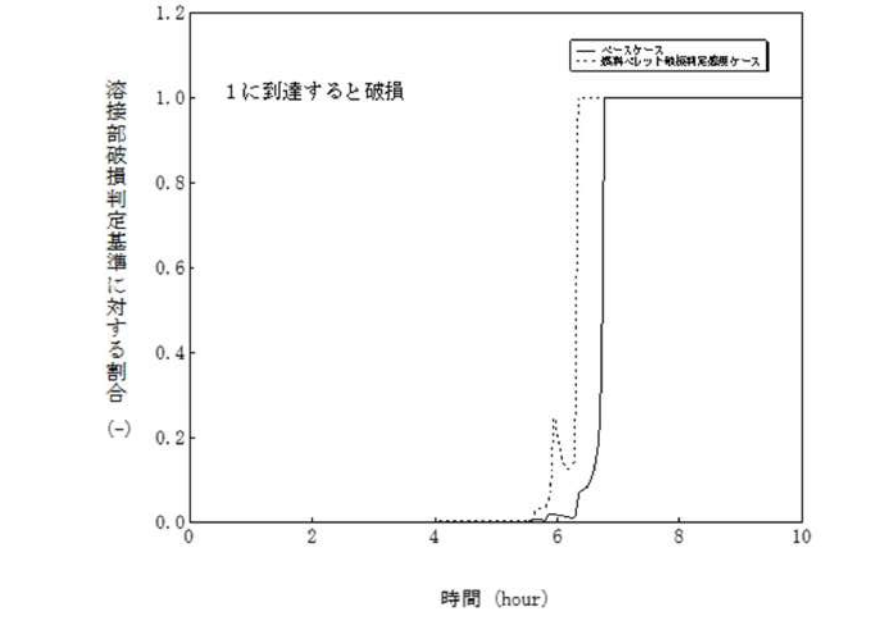
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

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="302 885 884 912">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="1288 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

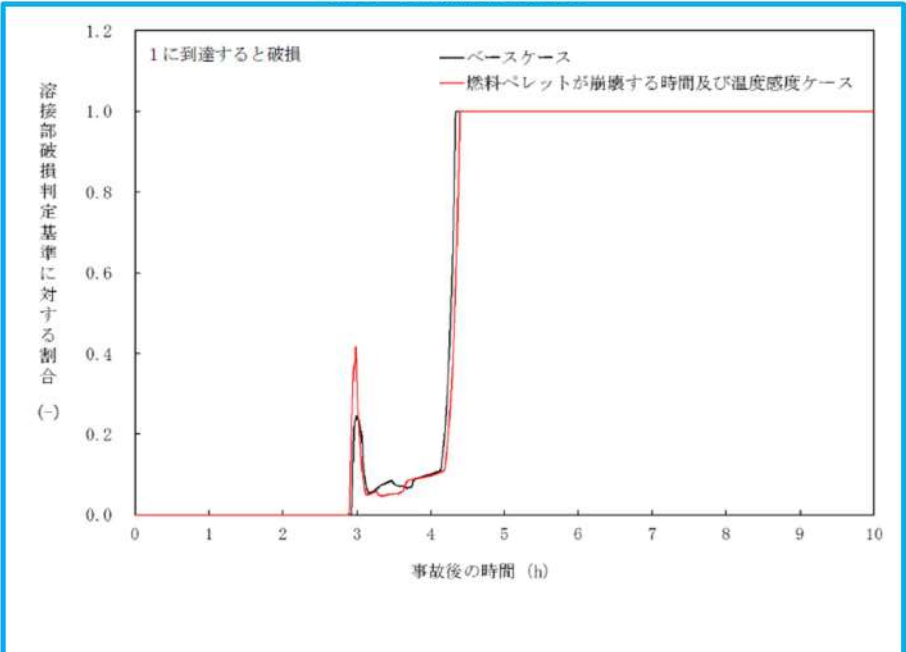
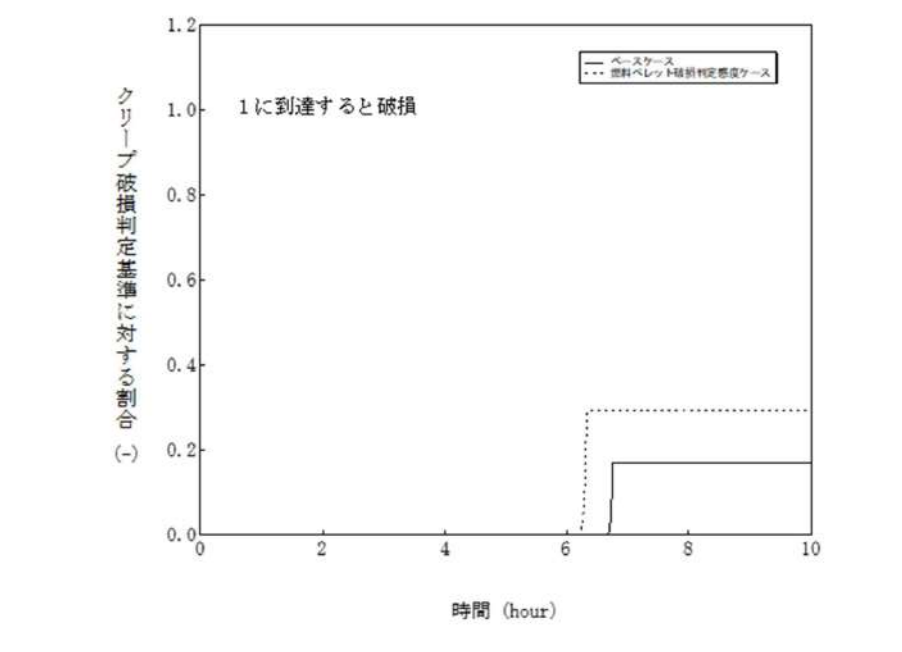
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

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

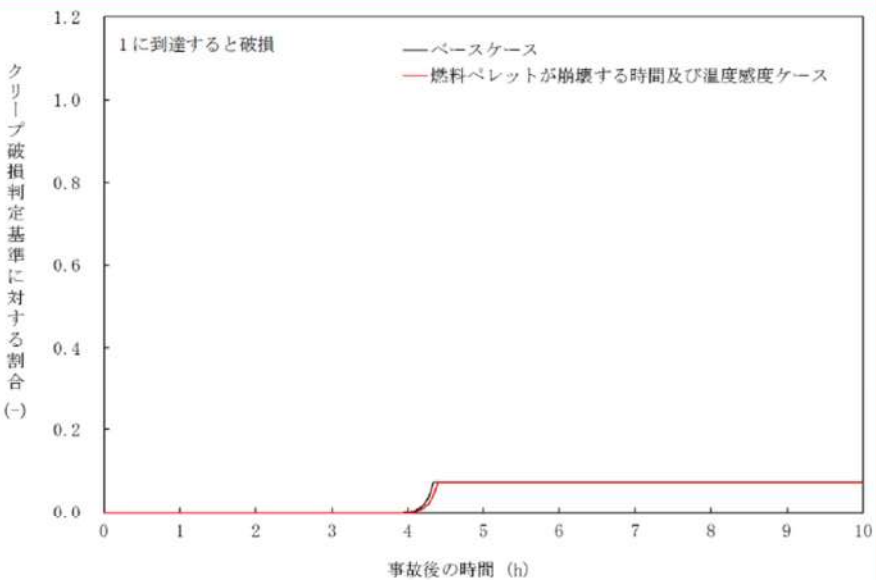
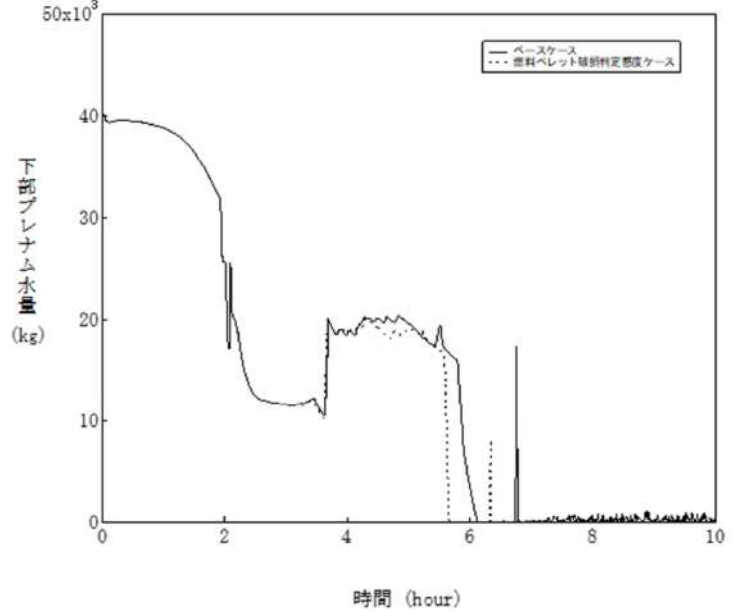
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高压溶解物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

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="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 data-bbox="465 236 725 260">【参考のため掲載順を入替え】</p>  <p data-bbox="309 917 878 941">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 data-bbox="1294 949 1706 973">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

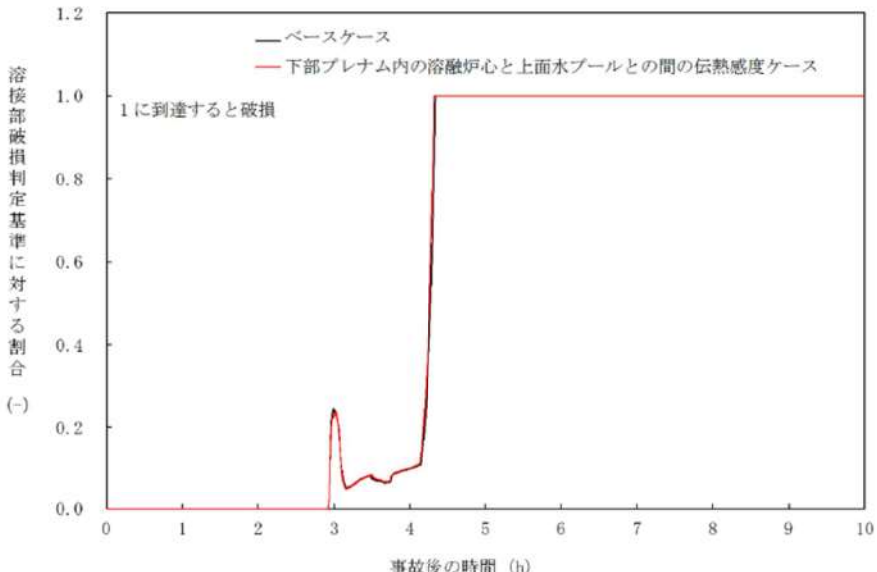
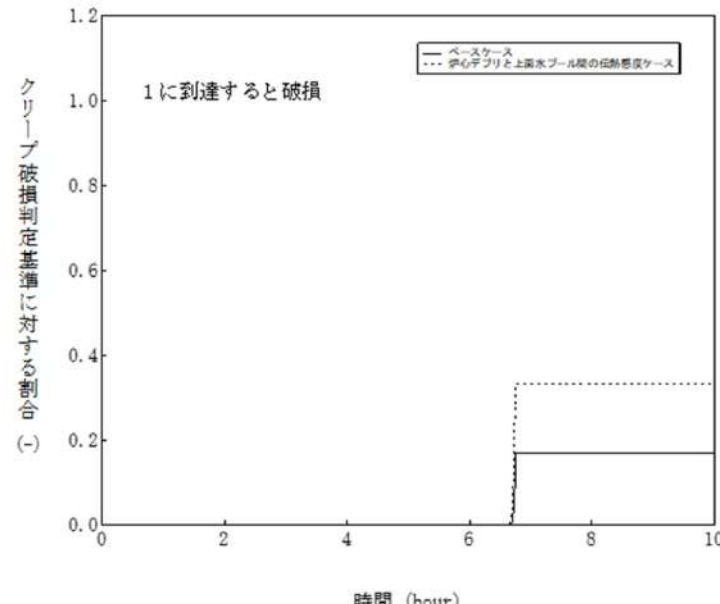
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

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

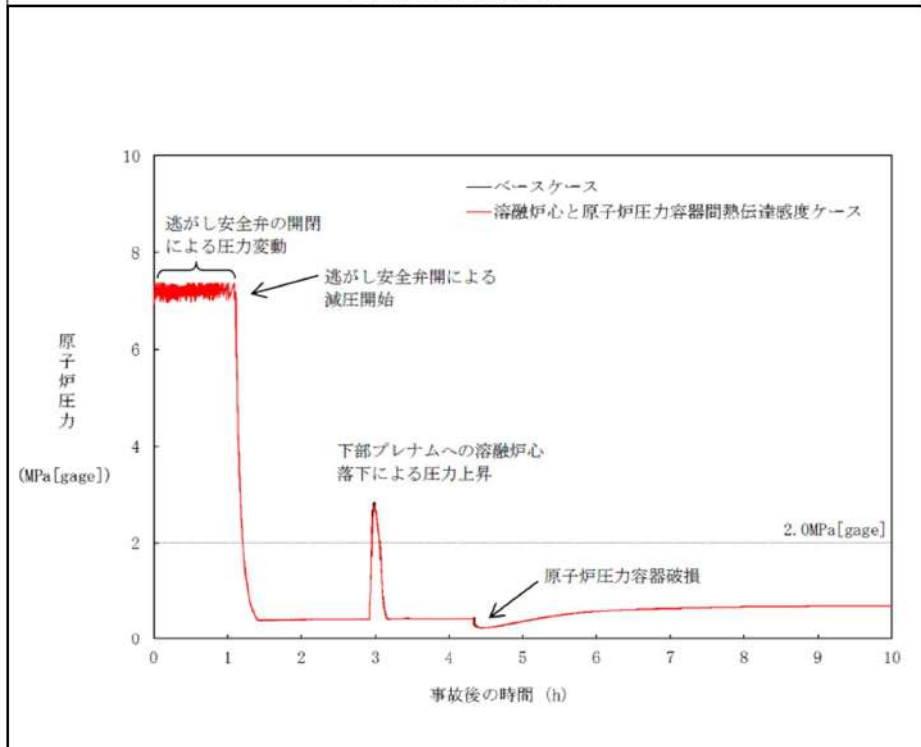
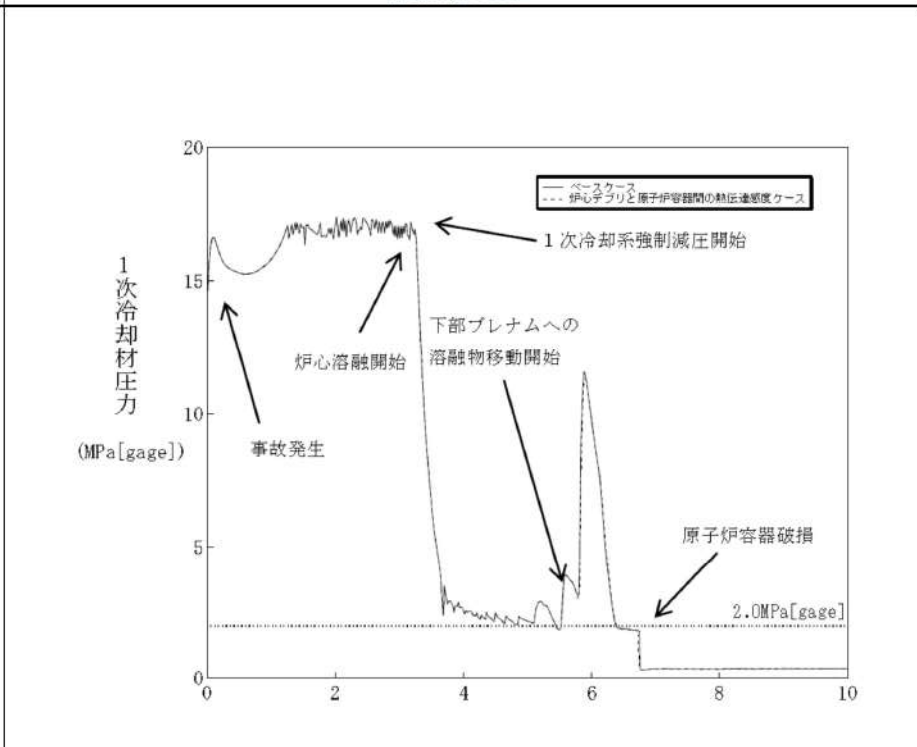
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-6-8 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 溶融炉心と原子炉压力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>	

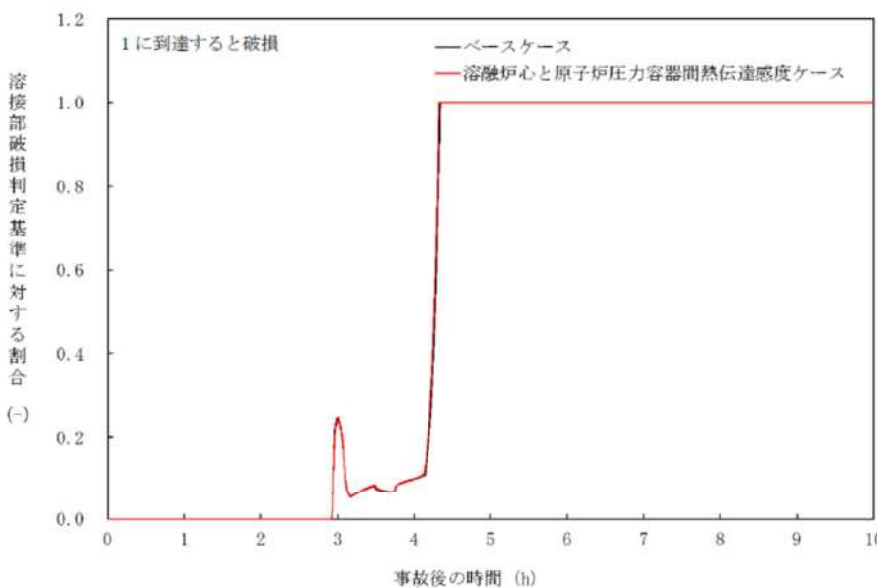
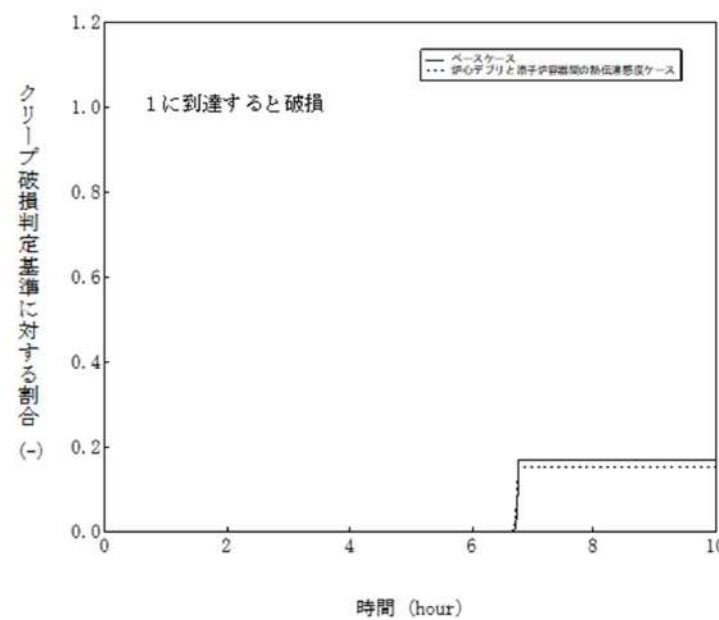
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

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

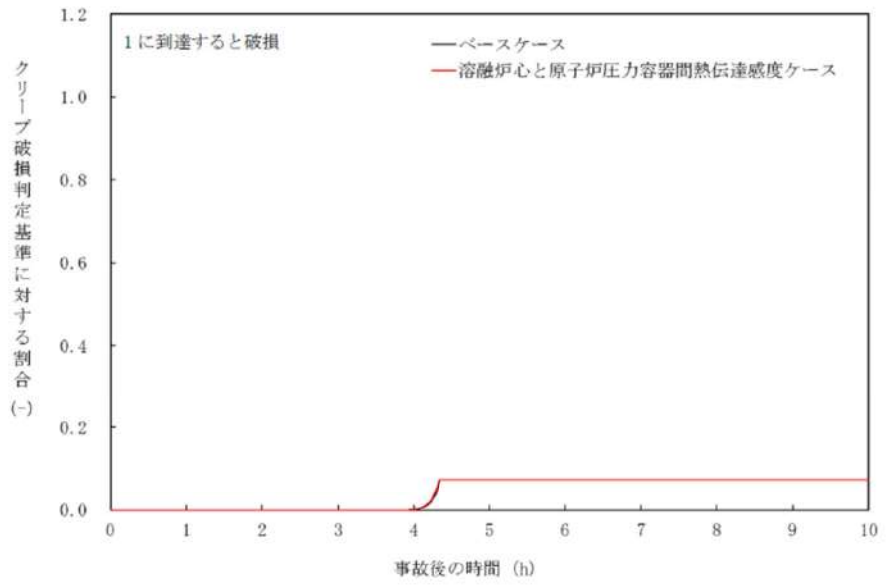
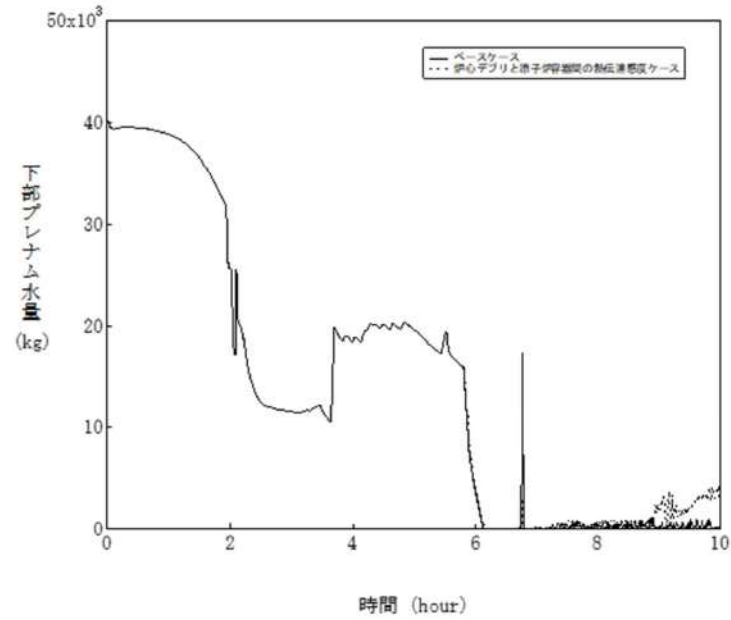
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

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

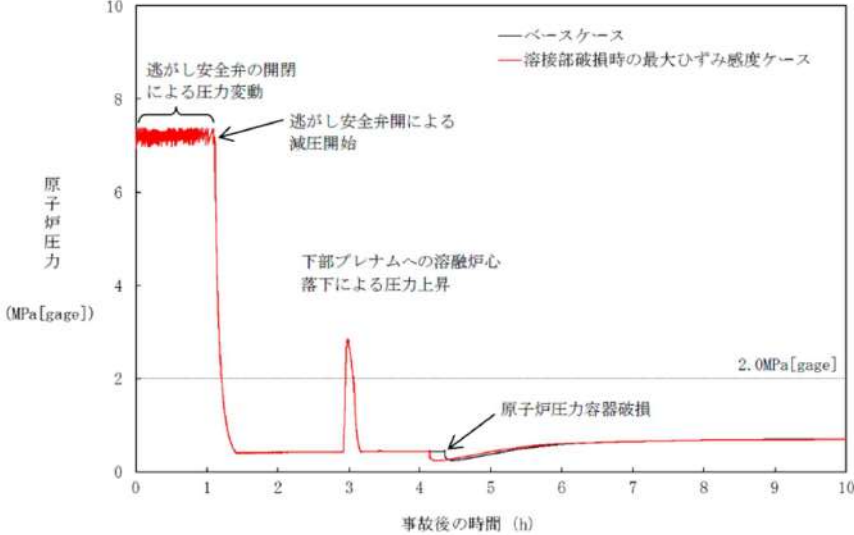
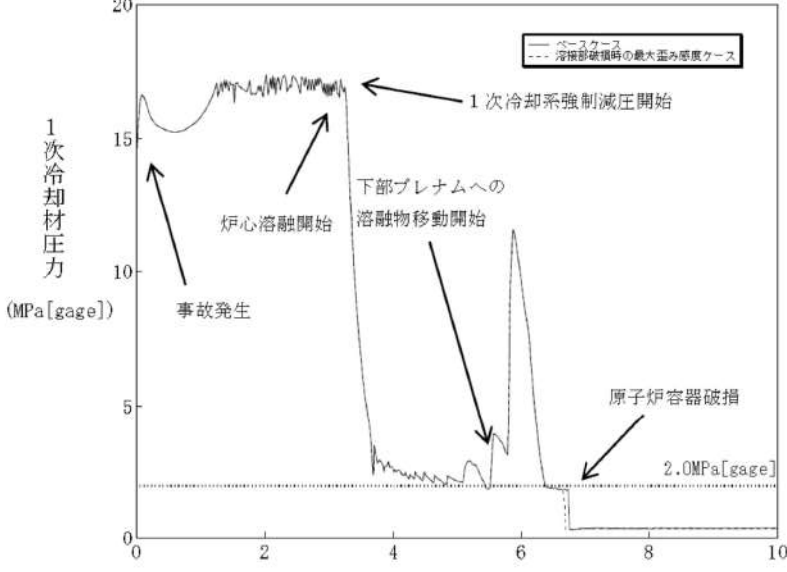
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

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="353 954 828 976">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 1008">※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="1281 954 1724 976">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

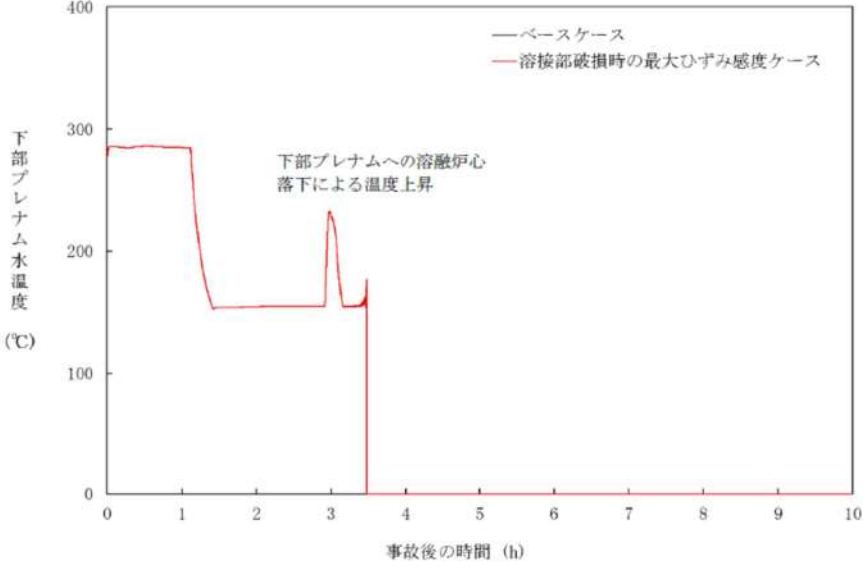
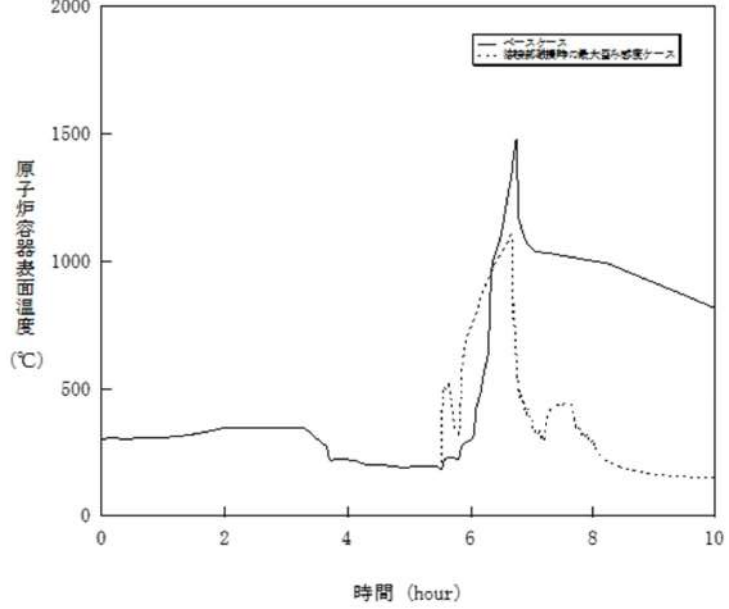
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

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

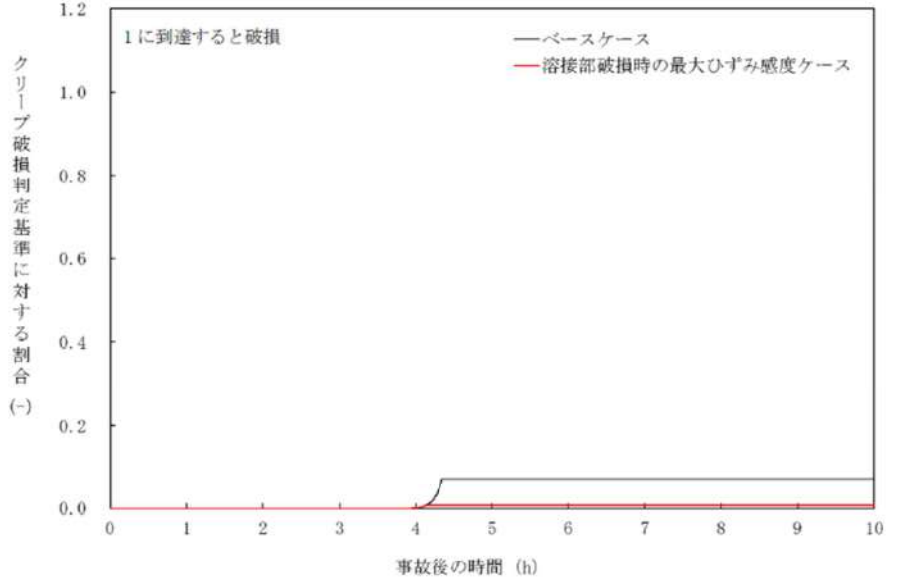
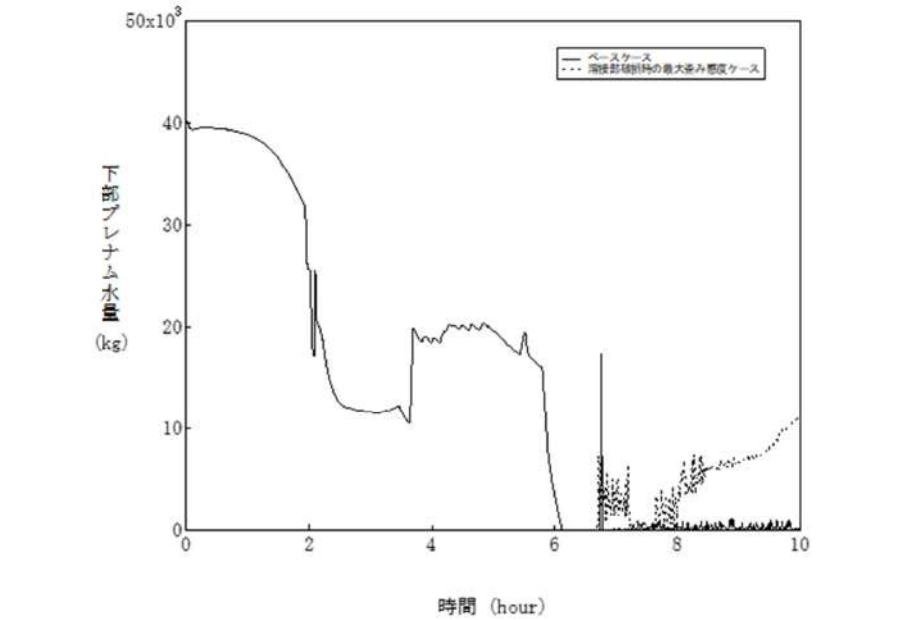
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

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="347 949 828 981">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="1276 949 1758 981">図 4-10-8 溶接部破損時の最大歪み感度解析 (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>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> <td>■</td> </tr> <tr> <td>(2) 溶融ジェット径</td> <td>◆</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> <td>■</td> </tr> <tr> <td>(4) デブリ粒子径</td> <td>◆</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> <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> <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> <td>■</td> </tr> <tr> <td>(8) 溶融炉心と原子炉压力容器間の熱伝達</td> <td>◆</td> <td></td> <td>×</td> <td>■</td> </tr> <tr> <td>(9) 溶融部破損時の最大ひずみ</td> <td>◆</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> <td>■</td> </tr> </table> <p>◆原子炉压力容器減圧開始 ×下部プレナム内 ■原子炉压力容器破損</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) 溶融炉心と原子炉压力容器間の熱伝達	◆		×	■	(9) 溶融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) 溶融炉心と原子炉压力容器間の熱伝達	◆		×	■																																																
(9) 溶融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压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)

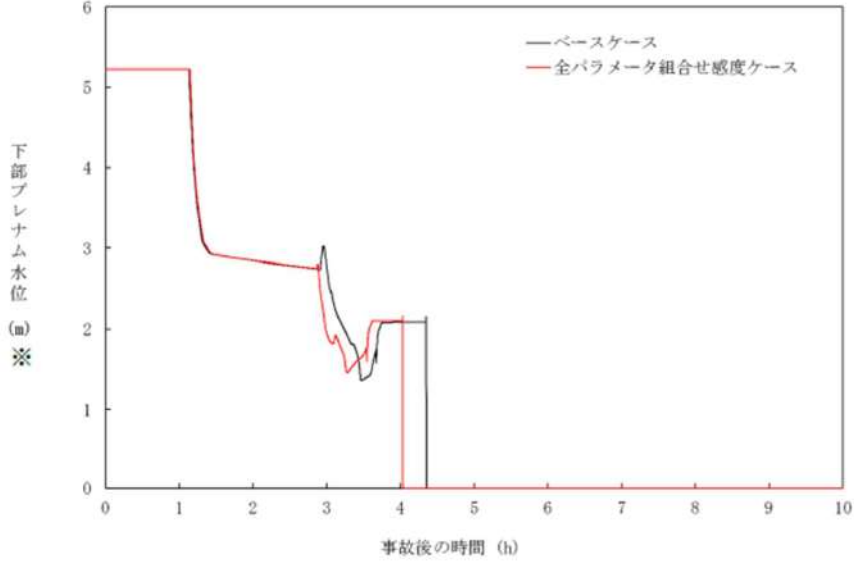
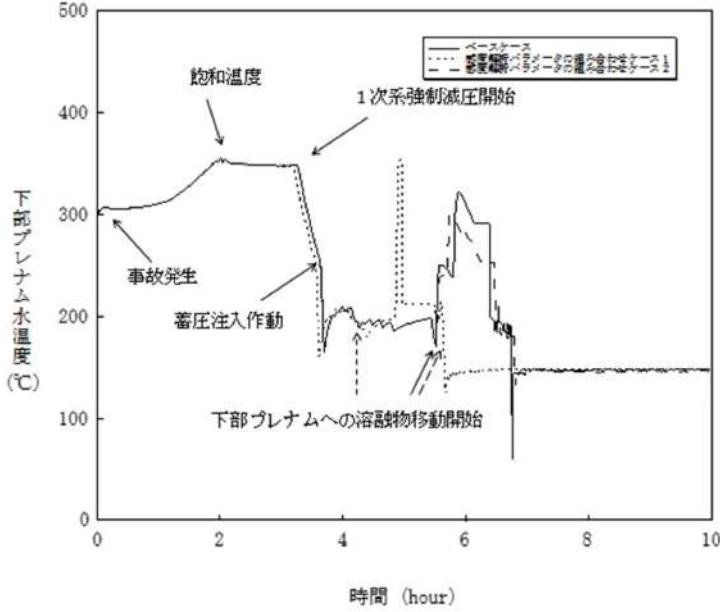
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

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

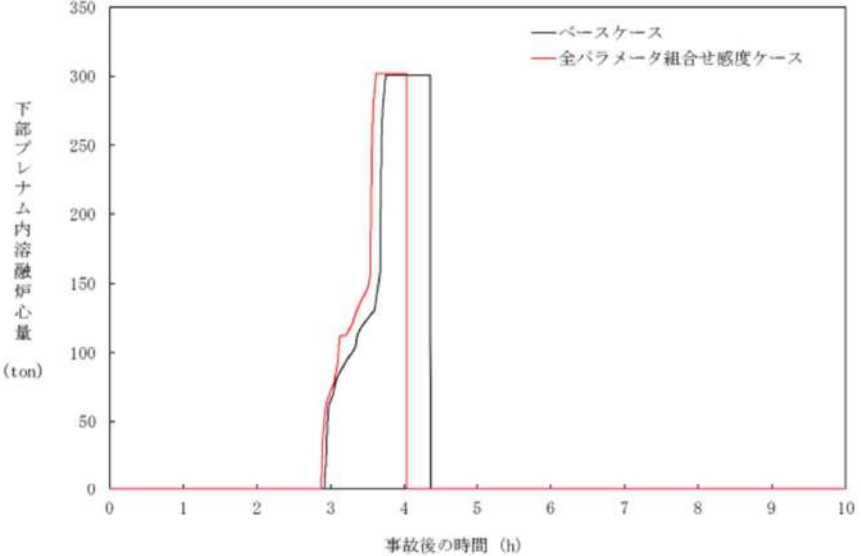
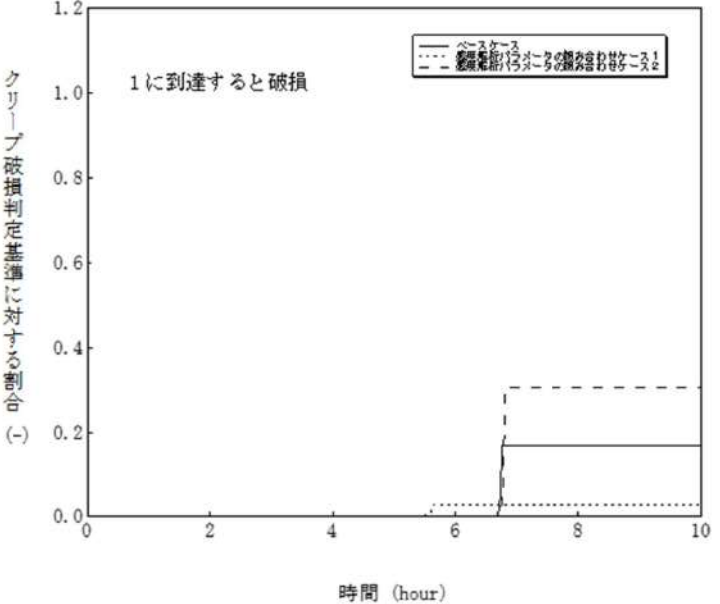
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について)

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>下部プレナム内溶融炉心量 (ton)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>— ベースケース — 全パラメータ組合せ感度ケース</p> <p>図 4-9-7 全パラメータ組み合わせの感度解析 (6)</p>	 <p>クリープ破損判定基準に対する割合 (-)</p> <p>時間 (hour)</p> <p>— ベースケース - - - 破損判定基準を高くした場合 ... 破損判定基準を低くした場合</p> <p>1に到達すると破損</p> <p>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 1769 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>	