

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

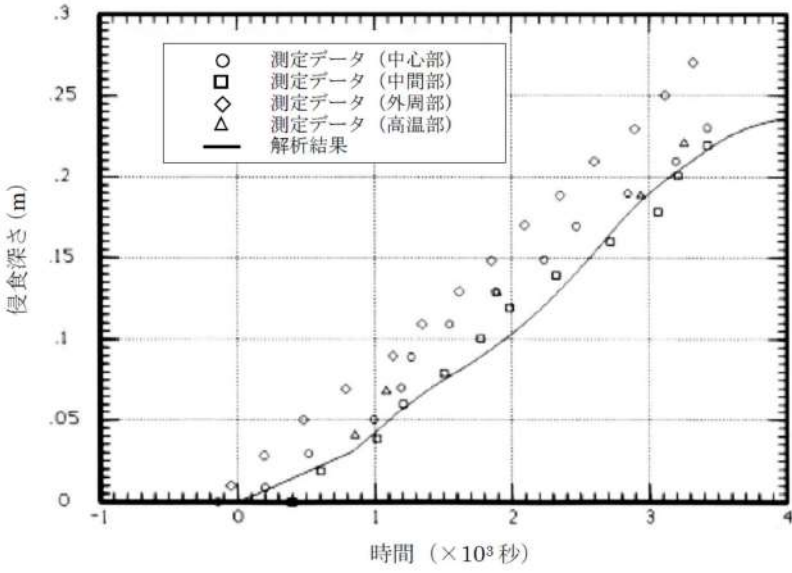
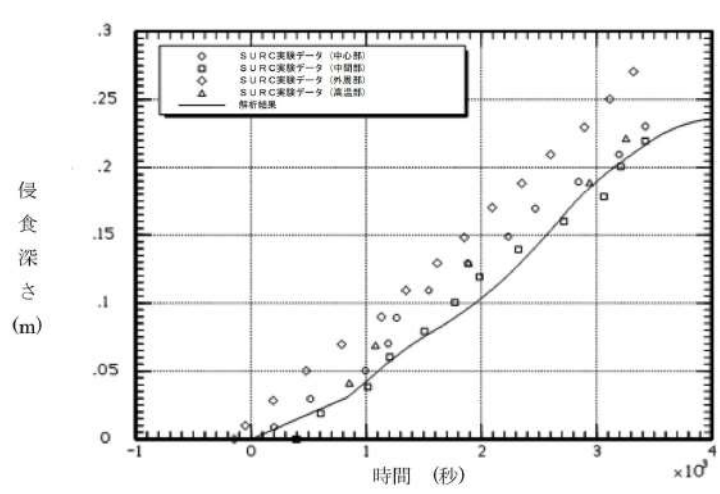
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(4) 重要現象に関する不確かさの評価</p> <p>有効性評価における重要現象として抽出された項目について、解析結果に基づいてMAAPの不確かさを評価する。</p> <p>SURC-4 実験では、冷却水の注水がなく、かつコリウム及びコンクリートの配置が既知である。したがって、冷却水の熱水力的挙動や幾何形状の不確かさを最小化した条件においてコンクリート侵食挙動を確認することができ、熔融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさを評価する上で有効である。</p> <p>MAAP解析では、実験で観測されたコンクリート侵食速度を良く再現した結果となっており、MAAPによる解析で得られた侵食速度は、SURC-4 実験における測定データとの比較から妥当である。また、非凝縮性ガスの発生量については直接的な測定データとの比較をしていないものの、コンクリート侵食速度を問題なく予測できていることから一定の妥当性を有していると考えられる。したがって、MAAPは熔融炉心とコンクリートの伝熱及びコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に関して、適切なモデルを有していると判断できる。</p>	<p>(4) 重要現象に関する不確かさの評価</p> <p>有効性評価に関わる重要現象として抽出された項目に対し、本ベンチマーク解析から考えられるMAAPコードの不確かさについて考察した。</p> <p>SURC 実験では、注水がなく、かつ、熔融炉心の堆積状態が既知であることから、注水による冷却や粒子ベッド形状といった他の要因の影響が小さい状態でのコンクリート侵食挙動が確認でき、「熔融炉心とコンクリートの伝熱」及び「コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生」の現象モデルの確認として有効である。</p> <p>ベンチマーク解析では、実験で観測されたコンクリート侵食速度をよく再現した結果となっている。SURC 実験ではステンレス鋼の模擬FPが使用されており、実機の材質と異なるが、熱的にも実機に近い条件となっている。熔融炉心からコンクリートへの熱移動は、基本的にクラスト内の熱伝導や熔融炉心に接するコンクリート内の熱伝導が主要な熱移動挙動になるため、下方向の侵食挙動に関しての不確かさは比較的小さいと考えられる。</p> <p>以上より、SURC 実験のような熔融炉心の形状が既知の場合に、MAAPコードのモデルにおいて実験で観測されたコンクリート侵食挙動を再現できることが確認された。</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>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 4.2-39 SURC-4 実験装置図</p>	<p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 4.2-27 SURC-4 実験装置図</p>	<p>相違理由</p>

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 4.2-40 SURC-4 実験の解析結果</p>	 <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 4.2-28 SURC-4 実験の模擬解析結果</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>4.2.6 MB-2 実験解析</p> <p>(1) 実験の概要</p> <p>MB-2 実験^{[19][20]}は、PWR プラントの過渡時及び事故時の蒸気発生器2次側の応答を模擬した実験である。設備の概略を図4.2-29に示す。本実験設備は、ウェスチングハウスのモデルF型蒸気発生器の1/7スケールモデルで、幾何的かつ熱水力的には同等に設計されている。高さは14.625mで、内部構造物も模擬されている。52本のチューブが長方形にアレンジされ、F型モデルと同様、インコネル600製、外径17.5mm、厚さ1mmである。ダウンカマ下部は、F型蒸気発生器のダウンカマ下部アニュラスの断面積を模擬した独立した配管2本でモデル化されている。1次冷却系の熱供給システムは、ポンプ、制御弁、10MWガスヒータを備えた加圧水ループにより行っている。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>MAAPコードでは、蒸気発生器モデル（2領域分割モデル）により実験体系を模擬している（図3.3-5）。1次冷却系の流量や温度は境界条件として与えている。</p> <p>解析ケース及び解析条件は、次のとおりである。</p> <p>100%主蒸気管破断</p> <p>本ケースは、高温停止状態からの100%主蒸気管破断である。初期の蒸気発生器圧力は7.64MPa、1次冷却材圧力は14.48MPaである。1次冷却材高温側温度は293.2℃、初期ダウンカマ水位はチューブシートから11.24mである。初期の補助給水流量は0.118kg/sで、10秒後に停止させている。</p> <p>給水流量喪失解析</p> <p>このケースは、定格運転状態から給水流量が喪失し、原子炉トリップの10分後に補助給水を開始するケースである。</p> <p>初期状態は、蒸気発生器圧力が6.87MPa、1次冷却材圧力が13.79MPa、1次冷却材高温側温度が325℃、ダウンカマ水位は11.18mである。また、1次冷却材高温側温度は325℃で維持される。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>MB-2 実験のベンチマーク解析結果について以下に述べる。</p> <p>a) 100%主蒸気管破断解析</p> <p>蒸気発生器圧力、破断流量、伝熱部コラプスト水位、1次冷却系から2次冷却系への伝熱量について、実験データと解析結果の比較を図4.2-30に示す。</p>	<p>※PWR固有の実験</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（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>蒸気発生器圧力は、全体的に実験データと一致しているが、実験では約50秒に伝熱管が露出して減圧するのに対して、MAAPコードではやや遅れる結果となっている。また、同様に、破断流量も50秒まではよく一致し、その後はMAAPコードが高めに推移している。</p> <p>初期の応答（～約50秒）に着目すると、実験データでは、蒸気ドームの二相水位が2.5秒後に蒸気発生器頂部に達することで液相放出が開始し、約30秒まで継続した後に蒸気放出へと移行するが、MAAPコードにおいても実験データと同等の応答が得られており、これは、MAAPコードの解析モデルが、伝熱部入口での逆流（伝熱部からダウンカマへの流れ）と、上部ドームでの二相水位膨張を考慮できているためである。33秒時点での放出質量は実験データが363kg（初期質量の約66%）であるのに対し、MAAPコードでは330kg（初期質量の約60%）となっており、よく一致した結果が得られている。</p> <p>その後の応答（約50秒～）については、蒸気発生器圧力及び破断流量は、MAAPコードの方が高めの推移となるが、この原因は、湿分離器がモデル化されていないために蒸気発生器出口のクオリティが、蒸気ドーム部の二相水位と蒸気発生器頂部のボイド率に依存するためである。即ち、前述の放出質量の差のために伝熱管の露出が遅れ、その結果として減圧も遅れることで、圧力が高くなり、約50秒以降の破断流量が多めに推移している。</p> <p>伝熱部のコラプスト水位及び1次冷却系から2次冷却系への伝熱量は、全体的にMAAPコードの方が高めに推移しているが、実験結果の特徴をよく捉えている。</p> <p>b) 給水流量喪失解析</p> <p>蒸気発生器圧力、1次冷却材低温側配管温度、ダウンカマ水位、伝熱部コラプスト水位についての実験データと解析結果の比較を、図4.2-31に示す。</p> <p>蒸気発生器圧力は、実験データの特徴を捉えた応答であるが、やや低めに推移する傾向がある。1次冷却材低温側温度は、実験結果とよく一致している。ダウンカマ水位は、実験データとよく一致している。また、伝熱部コラプスト水位は、実験データの特徴を捉えているものの、高めに推移している。これは、伝熱部でのボイド率を線形分布と仮定しているためである。ダウンカマ水位と伝熱部コラプスト水位の応答は、両者の質量や流動圧力損失が釣り合った結果であり、実験結果の応答の特徴をよく捉えた推移となっていることから、事故条件下の蒸気発生器の応答を適切に模擬できている。</p> <p>(4) 不確かさの整理</p> <p>以上の結果より、MB-2実験結果に対するMAAPコードによる解析結果は、実験結果の応答の特徴を捉え、よく模擬できていると判断できる。これは、シンプルな蒸気発生器の領域分割と内部再循環やボイド率計算モデルが、これらの事故条件下の蒸気発生器の応答を適切に模擬できることを示している。</p> <p>有効性評価において、MAAPコードをLOCA及び全交流動力電源喪失に適用するが、LOCA時には1次冷却系保有水量が早期に減少し、1次冷却系と2次冷却系の伝熱量の事象進展に与える影響は小さいことから、全交流動力電源喪失に関して考察する。</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（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>全交流動力電源喪失が発生し、補助給水に失敗する場合は、1次側からの伝熱により2次側が昇温及び昇圧される状態であり、MB-2実験の給水流量喪失のケースから考察する。図4.2-31(1/2)に蒸気発生器圧力と1次冷却材低温側温度の比較を示している。1次冷却材低温側温度は、1次冷却系と2次冷却系の伝熱による1次側への影響が現れたものであり、実験データとほぼ一致した挙動である。また、蒸気発生器圧力は、1次冷却系と2次冷却系の伝熱による2次側への影響が現れたものであり、実験データと0.2MPaの範囲で一致する挙動となっている。また、1次冷却系と2次冷却系の伝熱において、蒸気発生器2次側水位も影響する要因であり、図4.2-31(2/2)のダウンカマ水位、伝熱部コラプスト水位とともに、実験データよりわずかに高めに推移するものの、概ね一致した挙動である。</p> <p>以上より、「1次冷却系・2次冷却系の熱伝達」については、MAAPコードの蒸気発生器2次側モデルによる計算結果の有する不確かさは小さいと言える。</p> <p>一方、全交流動力電源喪失において2次側が昇温及び昇圧した場合、2次冷却系からの冷却材放出が発生するが、これについては、MB-2実験の100%主蒸気管破断のケースから考察する。図4.2-30(1/2)に示すように、主蒸気管破断とともに蒸気発生器圧力は低下しており、蒸気ドームの二相水位が早期に蒸気発生器頂部に達するために、液相も放出されている。破断流量は、概ね実験データと一致する結果が得られているが、液相放出質量としては、実験データよりやや高めに推移する傾向があり、この結果、図4.2-30(2/2)に示すように、初期のコラプスト水位がやや低めに、伝熱量が高めに推移する結果となっている。これは、前述のとおり、湿分分離器がモデル化されていないために蒸気発生器出口のクオリティが、蒸気ドーム部の二相水位と蒸気発生器頂部のボイド率に依存するためである。</p> <p>以上より、「冷却材放出」については、放出質量自体はほぼ適正に評価できるが、液相放出については過大に評価するため、その結果、「1次冷却系・2次冷却系の熱伝達」についても過大に評価する可能性がある。</p> <p>また、上記より、「2次側水位変化・ドライアウト」については、ダウンカマ水位、伝熱部コラプスト水位、ともにほぼ適正に評価できるが、液相放出時には低めに評価する可能性がある。</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）

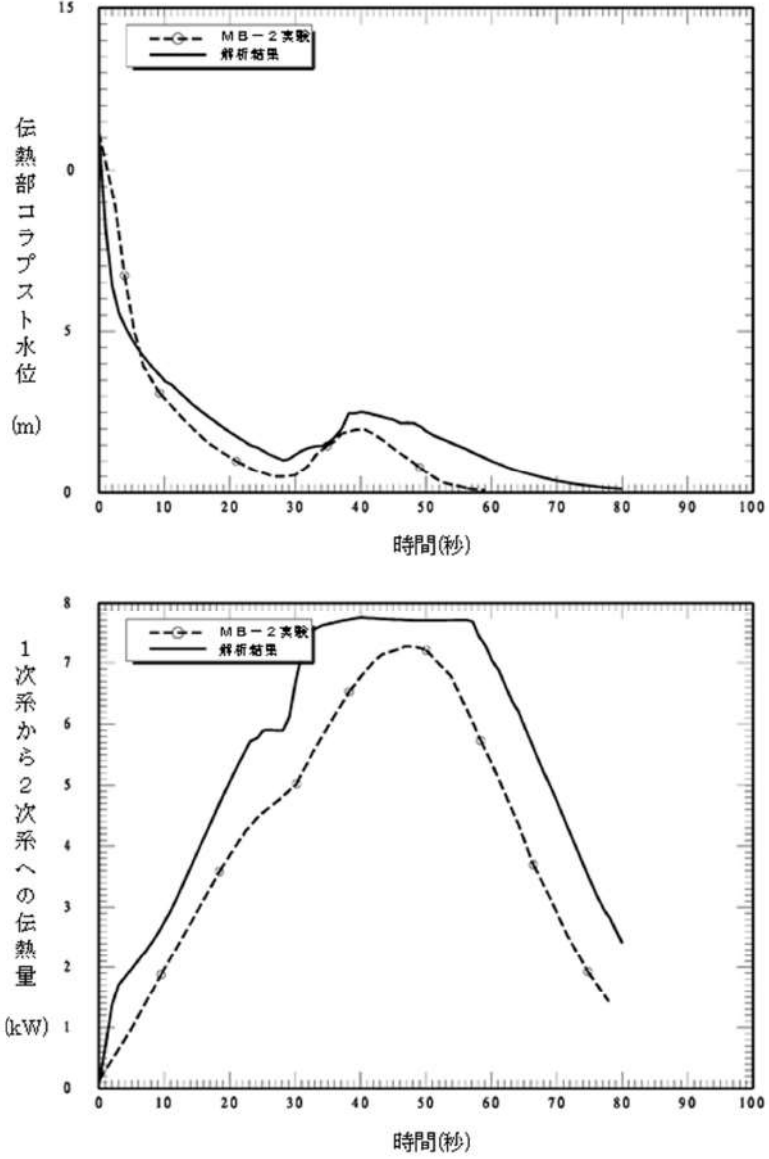
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>図 4.2-29 MB-2 実験装置の概略</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)
 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>The figure consists of two vertically stacked line graphs. The top graph plots '蒸気発生器圧力 (MPa)' (Steam generator pressure in MPa) on the y-axis (ranging from 1 to 8) against '時間(秒)' (Time in seconds) on the x-axis (ranging from 0 to 100). It compares 'MB-2実験' (MB-2 experiment, dashed line with open circles) and '解析結果' (Analysis results, solid line). Both curves start at approximately 7.5 MPa at 0 seconds and decrease to about 1.5 MPa at 80 seconds. The bottom graph plots '破断流量 (kg/s)' (Rupture flow rate in kg/s) on the y-axis (ranging from 0 to 30) against '時間(秒)' (Time in seconds) on the x-axis (ranging from 0 to 100). It compares 'MB-2実験 (破断流量)' (MB-2 experiment rupture flow rate, solid line with solid circles) and '解析結果 (破断流量)' (Analysis results rupture flow rate, dashed line with open circles). Both curves start at approximately 27 kg/s at 0 seconds and decrease to about 5 kg/s at 80 seconds. A legend in the bottom graph also includes 'MB-2実験 (液相放出量)' (MB-2 experiment liquid phase release rate, solid line with solid circles) and '解析結果 (液相放出量)' (Analysis results liquid phase release rate, dashed line with open circles), which appear to overlap with the rupture flow rate data.</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	

図 4.2-30 MB-2 実験ベンチマーク解析結果 (100%主蒸気管破断) (1/2)

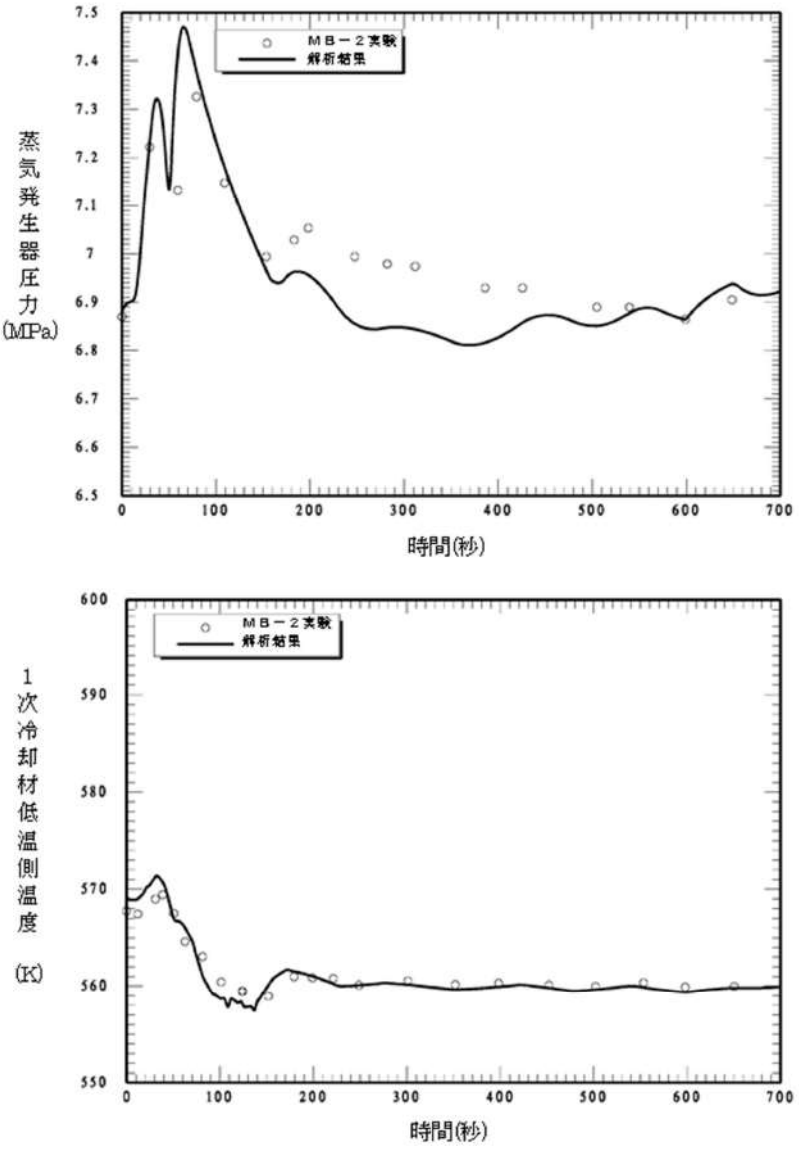
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p data-bbox="1635 1356 1915 1380">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p data-bbox="1187 1396 1825 1420">図 4.2-30 MB-2 実験ベンチマーク解析結果 (100%主蒸気管破断) (2/2)</p>	

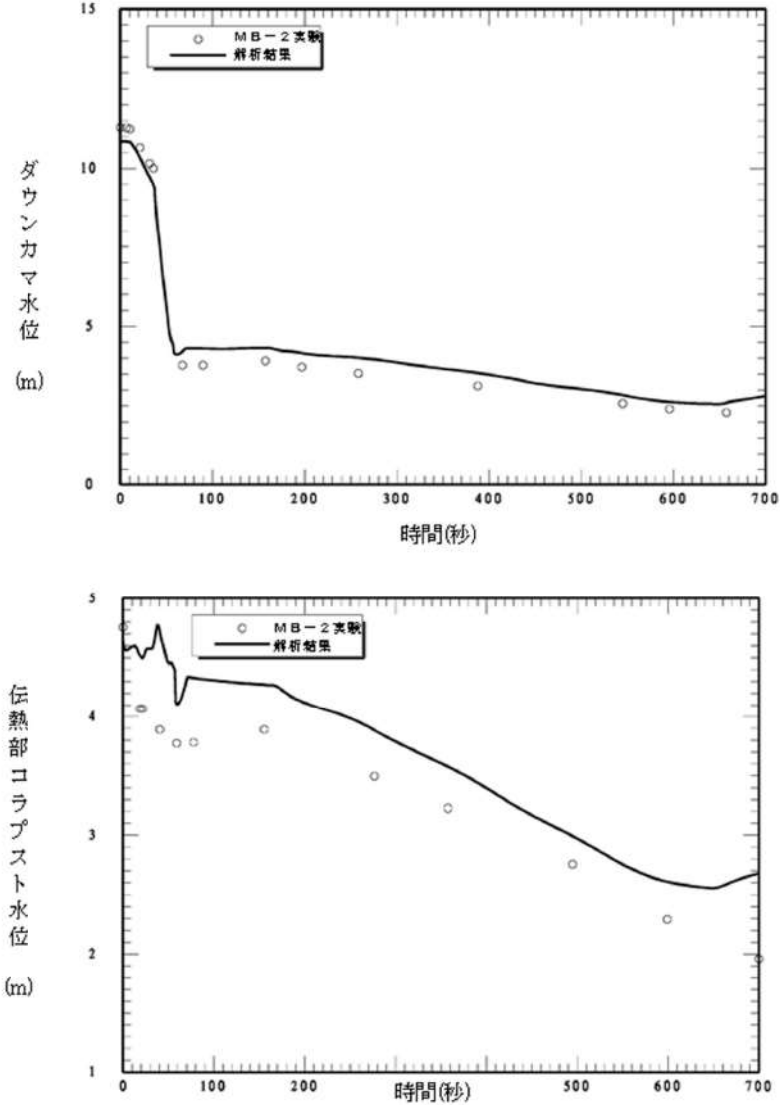
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 4.2-31 MB-2 実験ベンチマーク解析結果 (給水流量喪失) (1/2)</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>ダウンカマ水位 (m)</p> <p>伝熱部コラプスト水位 (m)</p> <p>時間(秒)</p> <p>時間(秒)</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 4.2-31 MB-2 実験ベンチマーク解析結果 (給水流量喪失) (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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>4.2.7 PHEBUS-FP 実験解析</p> <p>(1) 実験の概要</p> <p>PHEBUS-FP 計画^{[19][20]}は、フランス放射線防護・原子力安全研究所（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り、燃料から放出されるFPの種類、量、1次系及び原子炉格納容器内への移行と除去挙動に関する知見を取得し、シビアアクシデント解析コードの改良及び検証に資することを目的として実施されている。</p> <p>PHEBUS-FP 計画は、FPT0、1、2、3及び4の計5つの実験から構成されており、各実験では実燃料（酸化ウラン燃料）を炉心内で熔融させ、放出されるFP等の挙動を調査している。FPT0 実験は未照射燃料を対象とし、FPT4 実験は燃料デブリを対象としていること、FPT2 実験及びFPT3 実験はいずれも水蒸気枯渇状態で実施されていることを考慮し、ここでは水蒸気雰囲気下で照射済燃料を対象に実施されたFPT1 実験を取り上げる。なお、同実験は、OECD/NEAの国際標準問題（ISP-46）にも選定されている。</p> <p>図4.2-41には実験設備の概要を示すが、装置は大きく3領域に分かれており、それぞれ炉心、1次系及び原子炉格納容器を模擬している。炉心には長さ約1mの実燃料20本と制御棒で構成される試験体が設置され、中性子束によって加熱される。炉心部には図4.2-42に示す軸方向位置に熱電対が配置されており、温度が測定される。また、放出されたFPは燃料を取り囲むシュラウド内に試験体下部より供給される水蒸気によって上部垂直ラインに導かれる。FPT1 実験における水蒸気流量及び炉心の加熱出力を図4.2-43に示す。</p> <p>1次系はホットレグ及びコールドレグを模擬する内径3cm、長さ約13.3mの水平配管と、SG伝熱管を模擬する内径約2cm、長さ約10mのU字管で構成される。</p> <p>模擬格納容器は約10m³の容積を有しており、内部に備えられたコンデンサは、実機の格納容器壁面における水蒸気の凝縮及びエアロゾルの沈着を模擬するように、雰囲気温度より低い温度に設定されている。また、下部にはエアロゾルを含んだ洗浄水を溜めるサンプルが設けられている。</p>	<p>4.2.7 PHEBUS-FP（FPT1）実験解析</p> <p>MAAPコードのFP挙動モデルに関し、燃料から1次冷却系へ放出されるFP挙動について、PHEBUS-FP 実験に対するベンチマーク^[21]によって妥当性を確認する。</p> <p>PHEBUS-FP 計画^{[22][23]}は、放射線防護・原子力安全研究所（IRSN、フランス）、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、シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次冷却系を経て原子炉格納容器に至るまでのFP挙動を調査した総合試験である。PHEBUS-FP 計画では、FPT0、1、2、3及び4の計5実験から構成されており、それぞれの実験ごとに実燃料（酸化ウラン燃料）を用いている。FPT0 試験は未照射燃料が対象、FPT4 試験は熔融炉心が対象である試験であること、FPT2 及び3 試験は水蒸気枯渇状態が対象であることから、ここでは、使用済燃料を対象にし、水蒸気雰囲気下で実施されたFPT1 実験を対象とする。なお、FPT1 実験は、OECD/NEAの国際標準問題（ISP-46）にも取り上げられている。</p> <p>(1) 実験の概要</p> <p>PHEBUS-FP（FPT1）の実験体系は、炉心、1次冷却系及び原子炉格納容器を模擬したものである。実験設備の概要を図4.2-32に示す。実験設備は、炉心部、1次冷却系及び模擬格納容器を模擬した3領域からなる。本試験では原子炉容器の破損は模擬されていないので、LOCA破断口（低温側配管）が原子炉格納容器へのFP放出パスとなる。</p> <p>試料は約1mの長さの実燃料（20本、10kg）と制御棒材から構成される。炉心の高さ方向に対する温度測定のため図4.2-33に示されるように熱電対が配置されている。炉心下部からは水蒸気が供給されることができる。</p> <p>1次冷却系は高温側配管、低温側配管及び蒸気発生器伝熱管を模擬した配管より構成される。高温側配管及び低温側配管は内径3cm、長さ約13.3mであり、蒸気発生器伝熱管は内径2cm、長さ約10mである。模擬格納容器は体積10m³を有する。</p> <p>実験ケース FPT1 における水蒸気流量及び炉心の加熱出力を図4.2-37に示す。このケースを用いてMAAPコードのFP挙動モデルの妥当性確認を実施している。</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

付録3 重大事故等対策の有効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) 解析条件</p> <p>解析では、図 4.2-44 に示すとおり、炉心部を径方向に2領域、軸方向に11ノードでモデル化している。径方向中心領域は、8本の燃料棒と1本の制御棒を含んでおり、径方向外周領域は12本の燃料棒を含んでいる。1次系は図 4.2-45 の破線で囲んだ領域、すなわち炉心、上部プレナム、ホットレグ、SG 伝熱管（ホットレグ管及びコールドレグ管）、中間レグでモデル化している。模擬格納容器は、図 4.2-46 に示すように、上部区画と下部区画に分割してモデル化している。解析では図 4.2-43 に示した水蒸気流量及び炉心の加熱出力の時間変化を境界条件として与えている。</p> <p>(3) 実験及び解析の考察</p> <p>燃料被覆管温度、水素ガス流量及び水素ガス発生量、希ガス及びヨウ素の模擬格納容器への放出割合について、測定データと解析結果の比較を図 4.2-47、図 4.2-48、図 4.2-49、図 4.2-50、図 4.2-51、図 4.2-52、図 4.2-53 及び図 4.2-54 に示す。</p> <p>A) 実験結果の考察</p> <p>FPT1 実験では、実験開始後約 8,000 秒から、水蒸気流量及び炉心の加熱出力を増加させ、炉心崩壊や F P 放出のデータを取得している。図 4.2-47、図 4.2-48、図 4.2-49 及び図 4.2-50 には下端からそれぞれ 700mm、600mm、400mm 及び 300mm の高さにおける外周部燃料の被覆管温度を示している。燃料被覆管温度は、実験開始後約 8,000 秒から炉心の加熱の増加にしたがって大きく上昇し、実験開始後約 11,000 秒には急上昇が見られる。その後も炉心の加熱出力が増加することにより燃料被覆管温度は高温を維持し、加熱出力がなくなる実験開始後約 17,000 秒で減少に転じる。</p> <p>図 4.2-51 には水素ガス流量を示すが、実験開始後約 8,000 秒から徐々に上昇し、燃料被覆管温度と同じく実験開始後約 11,000 秒に急上昇が生じている。したがって、同時刻にお</p>	<p>(2) 解析条件</p> <p>コードでは、炉心部は図 4.2-34 に示すように、径方向に2ノード、軸方向に11ノードに分割している。FP 放出モデルは、を用いている。 1次冷却系は図 4.2-35 に示すように、炉心、上部プレナム、高温側配管、蒸気発生器伝熱管（高温側配管側チューブ、低温側配管側チューブ）、蒸気発生器出口側配管等でモデル化しているが、PWR 用のノード数が固定の1次冷却系モデルを使用しており、体積や流路断面積等はある程度変えられるものの、実験の1次冷却系体系の形状のモデル化の精度は低いと考えられる。また、模擬格納容器は、図 4.2-36 に示すように、上部区画と下部区画の2区画としている。</p> <p>実験における燃料バンドルの過熱エネルギー及び水蒸気注入の時間変化は図 4.2-37 に示すとおりであり、これを境界条件として与えている。</p> <p>(3) 実験及び解析の考察</p> <p>燃料被覆管温度、希ガス及びヨウ素の模擬格納容器への放出割合及び発生水素流量に対する実験と解析結果の比較を図 4.2-38～図 4.2-45 に示す。</p> <p>A) 実験結果の考察</p> <p>実験と解析結果の比較の前に、実験結果について考察する。</p> <p>図 4.2-38～図 4.2-41 は、燃料被覆管温度であり、1m 長の燃料において下から 700mm、600mm、400mm 及び 300mm の高さ、最外周角部の燃料被覆管温度を示したものである。8,000 秒までの水蒸気の注入及び低いレベルでの加熱により安定した実験装置の初期状態を達成し、その時点（8,000 秒）から水蒸気注入及び炉心加熱を増加させ実験をスタートさせており、炉心の加熱に伴い燃料被覆管温度の測定値が上昇している。その後も温度上昇を続け、約 11,000 秒で約 1,500℃を超えると温度が急上昇している（約 11,000 秒で 1,500℃に達していない 300mm の場合を除く）。約 9,000 秒の燃料被覆管温度が 1,000℃を超えた時点において、水素流量の測定値（図 4.2-44）がわずかに上昇を始め、約 11,000 秒で燃料被覆管温度が 1,500℃を超えるタイミングで水素流量が急速に上昇している。約 11,000 秒において加熱エネルギーに変曲点はないことや、温度上昇と水素発生タイミングが一致していることから急激な温度上昇は燃料被覆管のジルコニウムの酸化反応熱が原因であることが推定できる。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin-top: 20px;"> <p>枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（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>ける燃料被覆管温度の急上昇は、ジルコニウム酸化反応による発熱が原因と考えられる。燃料被覆管温度及び水素ガス発生量はピークを過ぎるとすぐに減少する。これは、熔融燃料のキャンドリングが開始することで燃料被覆管と水蒸気の接触面積が減少し、酸化反応も減少したためと推測される。高さ300mmの場合に、約1,500℃に到達した時点で急激な温度上昇が発生していないことも、上部からのキャンドリングにより酸化反応が顕著にならなかったものと推測される。ジルコニウム酸化反応の進展により燃料被覆管外面には酸化ジルコニウム層が形成されるが、燃料被覆管内面の金属部は1,800℃程度で熔融するため、それ以上の温度になると酸化ジルコニウム層のみで燃料棒としての形状を維持することになる。約2,200℃を超えると熔融した燃料被覆管による二酸化ウランの溶解現象が進み、燃料被覆管内部は溶解物割合が高まる。そのような状況では酸化ジルコニウム層では燃料被覆管形状を維持できずに破損し、溶解物が流下することになると考えられている。同時に上部に残っていた燃料も落下すると考えられている。図4.2-52には水素ガス発生量の積算値を示しているが、最終的に発生した水素ガス量は96±13gと推定されており、これは初期ジルカロイの64%が酸化したことに相当する。</p> <p>図4.2-53及び図4.2-54には、一次系及び原子炉格納容器内に放出された希ガス及びよう素の割合を示す。オンライン計測によると、実験開始後約6,000秒には燃料被覆管破損にともなう少量のFP放出が確認されているが、希ガス及びよう素の放出が顕著になるのは、ジルコニウム酸化反応にともなう発熱により燃料温度が急上昇する実験開始後約11,000秒である。その後、燃料温度は高温を維持するため、希ガス及びよう素の放出は継続されるが、実験開始後約17,000秒で加熱がなくなると、積算放出割合はほぼ一定となる。図4.2-55に実験結果の分析から得られたよう素の回路内マスバランスを示す。よう素のバンドル内残存割合は約13%であり、したがって最終的にはバンドル外へ約87%が放出された。一方、1次系（コールドレグ）内質量流量の測定値からは、1次系を通過して原子炉格納容器内に放出された希ガスの割合は約77%となるが、PHEBUS-FPT1実験最終報告書^[20]においては、燃料の損傷度合いやよう素等の揮発性核種の放出量との比較結果から、この値はやや過小評価であり、実際はよう素と同等の80～85%程度であったと推定されている。</p>	<p>燃料被覆管温度及び水素発生量がピークを過ぎるとすぐに減少して、急上昇する以前と同程度に戻る。これは、熔融燃料のキャンドリングが開始することで燃料被覆管と水蒸気の接触面積が低下し、酸化反応も減少したためと推測される。高さ300mmの場合に、1,500℃に到達した時点で急激な温度上昇が発生していないことも、上部からのキャンドリングにより酸化反応が顕著にならなかったものと推測される。つまり、ジルコニウム-水反応の進展により燃料被覆管外面には酸化ジルカロイ層が形成されるが、燃料被覆管内面の金属ジルカロイは1,800℃程度で熔融するため、それ以上の温度になると酸化ジルカロイ層のみで燃料棒としての形状を維持することになる。約2,200℃を超えると熔融ジルカロイによる二酸化ウランの溶解現象が進み、燃料被覆管内部は溶解物割合が高まる。そのような状況では酸化ジルカロイ層では燃料被覆管形状を維持できずに破損し、溶解物が流下することになると考えられている。同時に上部に残っていた燃料も落下すると考えられている。主要な酸化反応の時間幅は約1,000秒であり、水素発生量の総量から初期ジルカロイの約64%が酸化したと推定されている。</p> <p>一方、FPガスの発生に関し、図4.2-42及び図4.2-43に希ガス及びよう素の挙動を示す。燃料被覆管は約6,000秒、約850℃で破損しており、ギャップ中のFPの放出が始まり、その後、約11,000秒でジルコニウム酸化反応熱により燃料温度も急上昇すると、希ガス及びよう素の放出量が大きく上昇を始める。これは、約11,000秒でジルコニウム酸化反応熱により燃料温度も急上昇し、燃料ペレットからの希ガスや高揮発性FPの放出が急増したことを示す。その後も、希ガス及びよう素共に概ねバンドル過熱履歴との相関をもった形で放出を継続するが、約17,000秒で加熱が無くなると、燃料被覆管温度は急激に低下し、FP放出はほとんど停止する。希ガス及びよう素の放出割合は放出開始時に共に0.08程度、総放出量は0.8前後となっている。希ガスとよう素の最終的な放出割合には若干の差が生じている点については、次に述べる理由による。図4.2-47に実験結果の分析から整理されたよう素の回路内質量バランスを示す。1次冷却系への放出割合は試験前のような素量から、試験後の燃料中よう素の残存量を差し引くことで求めている。γスペクトロメトリを用い、燃料に残存したよう素からの放射線を測定することでその量を評価する手法が採られており、燃料中よう素の残存量は13±4%と評価されている。したがって、燃料から放出されたよう素は87±4%と評価されている。γスペクトロメトリの結果からは、残存部分は燃料の損傷がない燃料バンドル下部に多く存在する。一方、希ガスは、模擬格納容器に設置されたサンプリング装置により収集した量から約77.4%と評価されているが、PHEBUS-FPT1実験最終報告書^[20]においては、燃料の損傷度合いやよう素等の揮発性核種の放出量との比較結果から、やや過小評価であり、実際はよう素と同等の80～85%程度であったと推定されている。</p> <p>このように、燃料からのFP放出過程としては、ギャップ放出（約6,000秒～）、燃料破損後（約11,000秒～）の2段階に分けることができるが、FP放出の大部分は後者で起こり、かつ、燃料破損の進展とともに上昇する。</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（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) 解析結果の考察</p> <p>燃料被覆管温度の解析結果を図4.2-47、図4.2-48、図4.2-49及び図4.2-50に示すが、炉心の加熱出力が増加する実験開始後約8,000秒まで、解析結果と測定データは良く一致している。その後、解析結果は測定データをやや上回る傾向を示しており、急上昇が生じる時刻は測定データに比べて500秒程度早くなっている。図4.2-51には水素ガス流量の解析結果を示しているが、実験開始後約8,000秒から水素ガス流量はやや大きく予測されており、このためジルコニウム-水反応による発熱量が実験に比べて大きくなったと考えられる。この結果は、燃料被覆管温度の解析結果が測定データを上回り、また燃料被覆管温度の急上昇を早く予測した結果と整合する。図4.2-52には、積算水素ガス量を示すが、最終的な水素ガス発生量の解析結果は測定データに比べて3割程度多くなっている。</p> <p>MAAPの解析では燃料被覆管温度が約1,600℃以上でBaker-Justモデル、それより低温ではCathcartモデルを使用しているが、燃料被覆管温度が1,500℃程度から急上昇した後の挙動は実験と解析ともに同程度であることから、Cathcartモデルによる酸化速度が大きめの傾向を持つことが考えられる。解析結果と測定データの差異については、実験体系のモデル化が要因の一つと考えられる。すなわち、図4.2-44に示すとおり実験のバンドル形状は5×5配列であり、燃料棒間及び外周構造体との放射熱伝達や、水蒸気による対流熱伝達による影響を考慮すると、半径方向には比較的大きな温度分布が生じると考えられる。実際に図4.2-56に示す実験後の燃料バンドルのX線トモグラフィでは、半径方向にかなり強い非均質性が見られている。一方、解析においては、バンドルを内側12本、外側8本の2領域で模擬しているため、半径方向の温度分布が実験に比べて均質化されることにより、燃料被覆管温度の予測性に影響を与えている可能性がある。</p> <p>約11,000秒付近の燃料被覆管温度のピーク値については、解析結果が実験結果より数十℃高めになっている。また、高さ300mmの場合は実験に見られない急上昇が見られる。これはキャンピング開始タイミングに関係している。キャンピング開始タイミングは、燃料棒内で溶融した被覆管による二酸化ウランの溶解速度と、酸化ジルコニウム層による形状維持の限界タイミングに依存しており、後者の酸化ジルコニウム層の破損は振動や流れによる外力の影響が大きい。解析では2,500K（約2,227℃）にて溶融ジルコイによる二酸化ウランの溶解が開始するとともに酸化ジルコニウム層の破損によるキャンピング開始をモデル化している。この温度が実験での観察結果より若干高い設定となっており、キャンピング開始タイミングが遅れたため、キャンピングによって酸化反応が阻害されていないことになるが、二酸化ウランの融点（約2,800℃）より低い温度で液化するという観点からは妥当であるといえる。</p> <p>図4.2-53及び図4.2-54にFP積算放出割合の解析結果を示す。FP放出が開始される時間は、解析結果と測定データで良く一致している。これは、燃料被覆管破損が生じる実験開始後約6,000秒まで、燃料被覆管温度を良く再現できていることから妥当な結果と考</p>	<p>B) 解析結果の考察</p> <p>次に実験と解析結果の比較について考察する。</p> <p>燃料被覆管温度挙動（図4.2-38～図4.2-41）については、燃料被覆管破損時（約6,000秒）の温度は実験結果と同等であり、ギャップ放出の時期については、よく模擬できている。11,000秒近傍でジルコニウム-水反応により温度は急上昇し1,500℃を超える時刻は解析が実験より500秒程度早くなっている。これは水素流量が急増するタイミングの違いと強い相関があるので、解析ではジルコニウム-水反応の増加挙動を大きめに評価し、その結果生じる反応熱でバンドル外周部の燃料被覆管の温度上昇も速くなったと考えられる。図4.2-45に水素積算量を示すように、解析の方が3割程度、水素発生量が大きくなっていることから、ジルコニウム-水反応による酸化反応熱を大きめに評価している結果となっている。</p> <p>MAAPコードの解析では燃料被覆管温度が1,580℃以上でBaker-Justモデル、それ以下でCathcartモデルを使用しているが、燃料被覆管温度が1,500℃程度から急上昇した後の挙動は実験と解析ともに同程度であることから、1,500℃以下で使用しているCathcartモデルによる酸化速度が大きめの傾向を持つことが考えられる。しかし、燃料被覆管温度は燃料棒間あるいは外周構造材との放射熱伝達や、蒸気流との熱伝達によっても影響を受けていると考えられる。即ち、実験のバンドル形状は5×5配列で四隅は温度計若しくは流路となっているのに対して、解析では内側12本、外側8本を2チャンネルで模擬したドーナツ状の体系となっているため、解析ではバンドル内の半径方向温度分布をかなり平均化した扱いとなるために、伝熱流動の観点から要因となりうる。実験後のX線トモグラフィによると、バンドル内部では半径方向にも軸方向にも複雑に損傷しており、2チャンネルでモデル化しきれない様相は示していない。</p> <p>約11,000秒付近の燃料被覆管温度のピーク値については、解析結果が実験結果より数十℃高めになっている。また、高さ300mmの場合は実験に見られない急上昇が見られる。これはキャンピング開始タイミングに関係している。キャンピング開始タイミングは、燃料棒内で溶融ジルコイによる二酸化ウランの溶解速度と、二酸化ジルコイによる形状維持の限界タイミングに依存しており、後者の二酸化ジルコイ層の破損は振動や流れによる外力の影響が大きい。解析では2,500K（2,227℃）にて溶融ジルコイによる二酸化ウランの溶解が開始するとともに二酸化ジルコイ層の破損によるキャンピング開始をモデル化している。この温度が実験での観察結果より若干高い設定になっていることとなるが、二酸化ウランの融点（2,800℃程度）より低い温度で液化するという観点で模擬性は高いといえる。</p> <p>FP挙動については、実験結果ではほぼ一定の割合で放出割合が増大しているが、解析結果では放出開始時に希ガス及びヨウ素とともに急速に約0.5まで放出されており、実験に比べて上昇の幅が大きい。それ以降は逆に実験よりも低い速度で模擬格納容器に放出される。</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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>えられる。一方、FP放出が顕著になる実験開始後約11,000秒以降は、測定データが時間とともに一定の割合で増加するのに対し、解析結果は約0.5まで急激に増加した後、緩やかな増加を示す。この原因は、解析において燃料温度が測定データに比べて高く予測され、FPの放出が促進されたためと考えられる。</p> <p>実験終了時の積算放出割合については、解析結果は実験と同程度の0.8前後となっているが、図4.2-53に示した希ガスの積算放出割合については、解析結果が実験結果を若干上回り、図4.2-54に示したよう素の積算放出割合については解析結果が実験結果を若干下回っている。MAAPの解析においては、径方向を2チャンネル、軸方向を11ノードに分割した各セルでは温度や溶融状況は均一であり、温度分布及び質量移行による空洞化部分は左右対称となる。一方で、実験後の燃料のX線トモグラフ（図4.2-56）では、温度分布及び空洞化部分は左右非対称である。MAAPの炉心モデルは、1つのチャンネルに多数の燃料棒を含んだ実機の体系を対象としており、本実験のように個々の燃料棒の形態が影響する場合には放射熱伝達の計算等に誤差が生じやすく、放出割合に若干の差が生じたと推定される。</p> <p>PHEBUS-FP実験では、実機の炉心と比較すると小規模な体系を扱っているため、解析における炉心のチャンネル分割方法が結果に影響を及ぼしたと考えられる。</p> <p>(4) 重要現象に関する不確かさの評価</p> <p>有効性評価における重要現象として抽出された項目について、解析結果に基づいてMAAPの不確かさを評価する。</p> <p>PHEBUS-FP実験においては、燃料バンドルの加熱にともなう燃料被覆管温度の上昇、ジルコニウム酸化反応による燃料被覆管温度の急上昇及び炉心溶融といった事象進展の中で、FP放出の挙動が確認されている。</p>	<p>この理由として、解析では、放出開始時の水素流量が実験に比べて大幅に高くなっていることから、直接的な原因としてはジルコニウム-水反応による燃料温度上昇が急激に起き、それにより燃料からの揮発性FPの放出が促進されたと考えられる。実験では現象に非均質性や不等方性が起きていることが考えられ、それらばらつきが全体でみれば連続的な変化として表れているのに対して、解析ではバンドルを径方向2ノードで模擬しているため、チャンネル単位で現象が変化する。そのため、実験での非均質性や不等方性を有する変化に比べて、解析では初期の放出量を多めに評価する結果となっていると考えられる。</p> <p>実験終了時の放出割合については、解析結果は実験と同程度の0.8前後となっているが、図4.2-42に示した希ガス放出割合の実験結果及び解析結果の比較については、実験に対し若干上回り、図4.2-43に示したよう素放出割合の実験結果及び解析結果の比較については実験に対し若干下回っている。MAAPコードの解析においては、径方向を2チャンネル、軸方向を11ノードに分割しモデル化している（図4.2-34参照）。各セルでは温度や溶融状況は均一であり、温度分布及び質量移行による空洞化部分は左右対称となる。一方で、実験後の燃料のX線トモグラフを図4.2-46に示す。図中で黒い部分は溶融により質量が移行し空洞化した部分であり、下部に密度が高い部分があり、溶融した燃料が移行していることを示している。このように、実験では温度分布及び空洞化部分は左右非対称であり、解析でこれを厳密に再現することは困難である。即ち、MAAPコードの炉心モデルは、1つのチャンネルに多数の燃料棒を含んだ実機の体系を対象としており、本実験のように個々の燃料棒の形態が影響する場合には放射熱伝達の計算などに誤差が生じやすく、放出割合に若干の差が生じたと推定している。</p> <p>PHEBUS-FP実験では、実機の炉心と比較すると小規模な体系を扱っているため、解析における炉心のチャンネル分割方法が結果に及ぼす影響も大きく表れると考えられる。</p> <p>(4) 不確かさの整理</p> <p>PHEBUS-FP実験に対するMAAPコードによる実験解析をベースにMAAPコードのFP挙動関連モデルの妥当性を検討した。</p> <p>PHEBUS-FP実験においては、燃料バンドルの過熱に伴う燃料被覆管温度の上昇、燃料被覆管破損に伴うギャップ放出、ジルコニウム-水反応に伴う水素生成及び酸化反応熱による過熱、並びに、炉心溶融が進展する過程で大規模なFP放出の各フェーズでの挙動が確認されている。これに対し、PHEBUS-FP実験に対するMAAPコードによるベンチマーク解析では、各パラメータの変化に実験との差が生じているものの、各フェーズで観測された現象について、ある程度の模擬ができています。</p> <p>実験と解析の結果を比較すると、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されるが、その後の燃料被覆管酸化反応熱を大きめに評価し、燃料被覆管温度が高めに推移し、燃料破損後のFP放出開始のタイミングも早く評価する結果となっている。燃料からのFP放出割合では、最終的な放出割合について実験と同程度となっているものの、燃料被覆管温度を高め</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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 MAA P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>F P放出割合の解析結果と測定データの比較から、F P放出の開始時間を良く再現できることを確認している。</p> <p>解析結果と測定データの差異については、実験体系のモデル化が要因の一つと考えられる。PHEBUS-FP 実験では、実機の炉心に比較して小規模な体系を扱っており、個々の燃料棒の形態が大きく影響するが、実機体系では、局所的な挙動による影響は相対的に小さくなるため、この種の不確かさは小さくなると考えられる。</p> <p>以上のことから、MAAPによる解析で得られたF P放出割合は、PHEBUS-FP 実験における測定データとの比較から妥当であると考えられる。したがって、MAAPは原子炉圧力容器内F P挙動及び原子炉格納容器内F P挙動に関して、適切なモデルを有していると判断できる。</p>	<p>に評価し、放出の時間変化に相違がある。これらは、小規模な炉心体系の模擬性に起因していると考えられる。</p> <p>上述の小規模な炉心体系の模擬性については、1つのチャンネルに多数の燃料棒を含んだ実機体系とは異なり、PHEBUS-FP 実験のような小規模な体系の場合、本実験のように個々の燃料棒の形態が影響する。即ち、連続的な物理現象を不連続な解析モデルに分割する場合において、体系の大きさによってはモデル化方法が結果に及ぼす影響が大きくなると推測できる。なお、実機スケールでは、ノード分割数が多く、連続的な挙動に近づくため、この種の不確かさは小さくなると考えられる。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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>Model of reactor core PHEBUS Reactor Steam generator U-tube PHEBUS containment (10 m³) Horizontal line (hot leg) Horizontal line (cold leg) Vertical line Test assembly Phebus reactor core Experimental cell hot leg cold leg Model of primary circuit including steam generator Fission Product Caisson painted liners sump Model of reactor containment Sump Painted coupon Model of reactor containment condensing surfaces dry surfaces Painted condensers</p>	<p>Model of reactor core PHEBUS Reactor Steam generator U-tube PHEBUS containment (10 m³) Horizontal line (hot leg) Horizontal line (cold leg) Vertical line Test assembly Phebus reactor core Experimental cell hot leg cold leg Model of primary circuit including steam generator Fission Product Caisson painted liners sump Model of reactor containment Sump Painted coupon Model of reactor containment condensing surfaces dry surfaces Painted condensers</p>	
<p>図 4.2-41 PHEBUS-PP 実験 (FPT1) における設備概要^[21]</p>	<p>図 4.2-32 PHEBUS-PP 実験設備概要</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>Figure 4.2-42: Thermocouple positions in the core of the Onagawa Nuclear Power Plant Unit 2 reactor. The diagram shows a vertical cross-section with fuel rods and thermocouples (Tc) and thermowells (Tcw) at various heights. The diagram includes a legend for Ag.In.Cd rod, Guide tube, Centre-line fuel in the outer rods, and Outer Zry Cladding. A compass indicates NORTH (0°) and WEST (60°).</p>	<p>Figure 4.2-33: Thermocouple positions in the core of the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 1 reactor. The diagram shows a vertical cross-section with fuel rods and thermocouples (Tc) and thermowells (Tcw) at various heights. The diagram includes a legend for Ag.In.Cd rod, Guide tube, Centre-line fuel in the outer rods, and Outer Zry Cladding. A compass indicates NORTH (0°) and WEST (60°).</p>	
<p>図 4.2-42 PHEBUS-PP 実験 (FPT1) における炉心部の熱電対位置^[21]</p>	<p>図 4.2-33 FPT1 試験炉心部の熱電対設置位置</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>軸方向ノード番号</p> <p>高さ(mm)</p> <p>1112</p> <p>11</p> <p>10</p> <p>9</p> <p>8</p> <p>7</p> <p>6</p> <p>5</p> <p>4</p> <p>3</p> <p>2</p> <p>1</p> <p>上部スベーク位置</p> <p>下部スベーク位置</p> <p>ThO2 (第1層)</p> <p>ThO2 (第2層)</p> <p>蒸気 (第3層)</p> <p>ZrO2 (第4層)</p> <p>蒸気 (第5層)</p> <p>ZrO2 (第6層)</p> <p>イコネ (第7層)</p> <p>36.5mm</p> <p>56mm</p> <p>0mm</p> <p>燃料バンドルは2つのチャンネルでモデル化</p> <p>● 制御棒</p> <p>● チャンネル1 (燃料棒12本)</p> <p>● チャンネル2 (燃料棒8本)</p> <p>燃料バンドル (チャンネル1)</p> <p>シラウド (7層) (断熱材+压力容器)</p> <p>燃料バンドル (チャンネル2)</p> <p>図 4.2-44 PHEBUS-FP 実験解析における炉心 (燃料バンドル) モデル^[21]</p>	<p>軸方向ノード番号</p> <p>高さ(mm)</p> <p>1112</p> <p>11</p> <p>10</p> <p>9</p> <p>8</p> <p>7</p> <p>6</p> <p>5</p> <p>4</p> <p>3</p> <p>2</p> <p>1</p> <p>上部スベーク位置</p> <p>下部スベーク位置</p> <p>ThO2 (第1層)</p> <p>ThO2 (第2層)</p> <p>蒸気 (第3層)</p> <p>ZrO2 (第4層)</p> <p>蒸気 (第5層)</p> <p>ZrO2 (第6層)</p> <p>イコネ (第7層)</p> <p>36.5mm</p> <p>56mm</p> <p>0mm</p> <p>燃料バンドルは2つのチャンネルでモデル化</p> <p>● 制御棒</p> <p>● チャンネル1 (燃料棒12本)</p> <p>● チャンネル2 (燃料棒8本)</p> <p>燃料バンドル (チャンネル1)</p> <p>シラウド (7層) (断熱材+压力容器)</p> <p>燃料バンドル (チャンネル2)</p> <p>図 4.2-34 炉心 (燃料バンドル) モデル</p>	

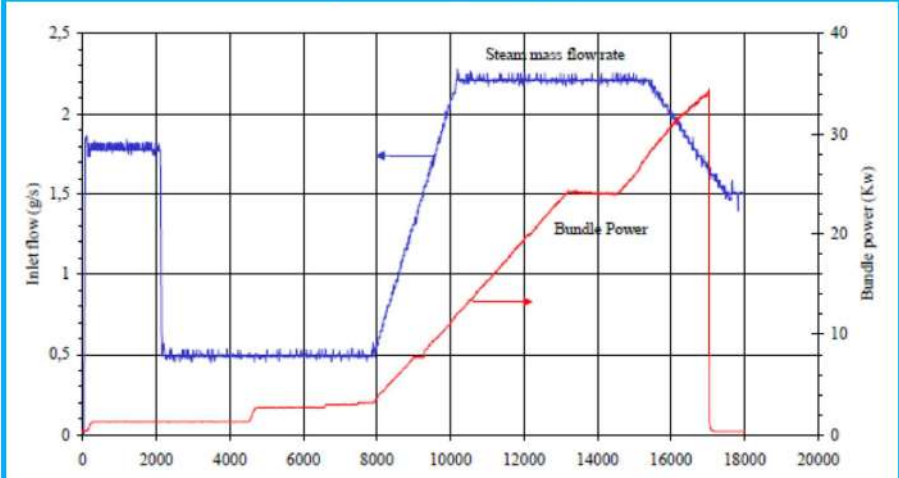
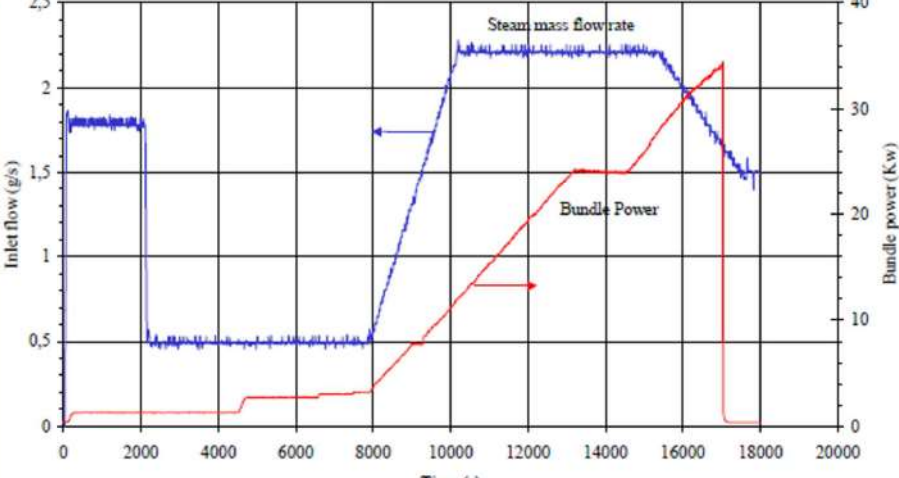
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4.2-45 PHEBUS-FP 実験解析における1次系モデル^[21]</p>	<p>図 4.2-35 1次冷却系モデル</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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 4.2-46 PHEBUS-FP 実験解析における格納容器モデル^[21]</p>	<p>図 4.2-36 格納容器モデル</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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="470 167 728 191">【参考のため掲載順を入替え】</p>  <p data-bbox="280 678 907 702">図 4.2-43 PHEBUS-FP 実験 (FPT1) におけるバンドル出力と蒸気流量^[21]</p>	 <p data-bbox="1288 710 1713 734">図 4.2-37 境界条件 (バンドル出力と蒸気流量)</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)
 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 4.2-47 PHEBUS-FP 実験 (FPT1) の解析結果 (燃料被覆管温度, 下端から 700mm) ^[21]</p>	<p>図 4.2-38 燃料被覆管温度 (700mm) の比較</p>	
<p>図 4.2-48 PHEBUS-FP 実験 (FPT1) の解析結果 (燃料被覆管温度, 下端から 600mm) ^[21]</p>	<p>図 4.2-39 燃料被覆管温度 (600mm) の比較</p>	

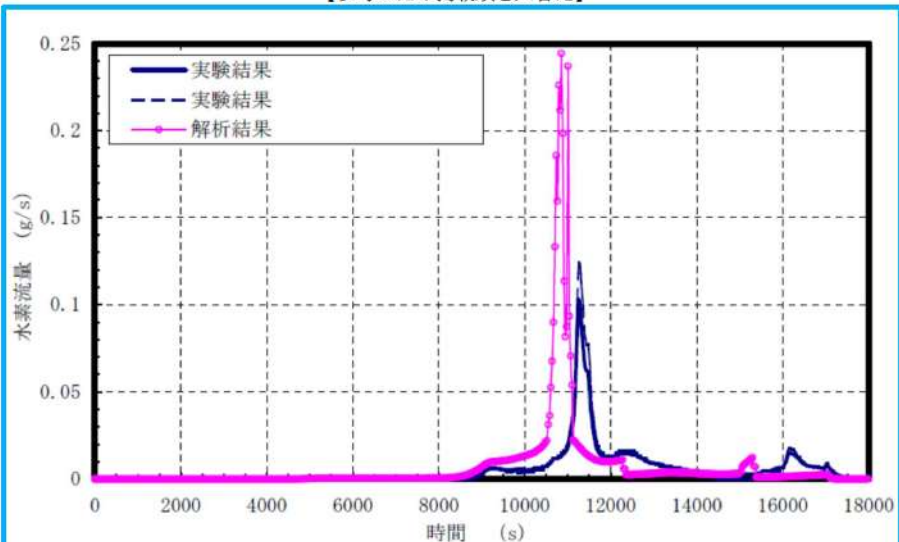
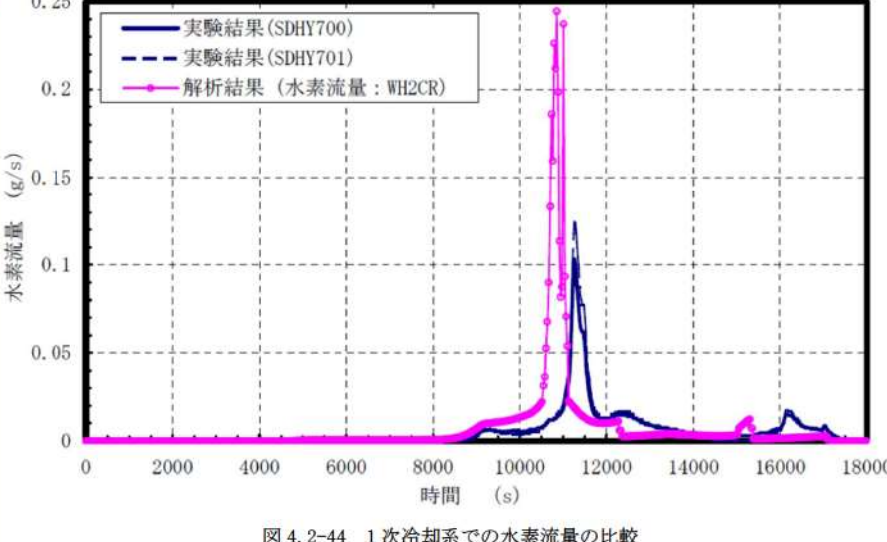
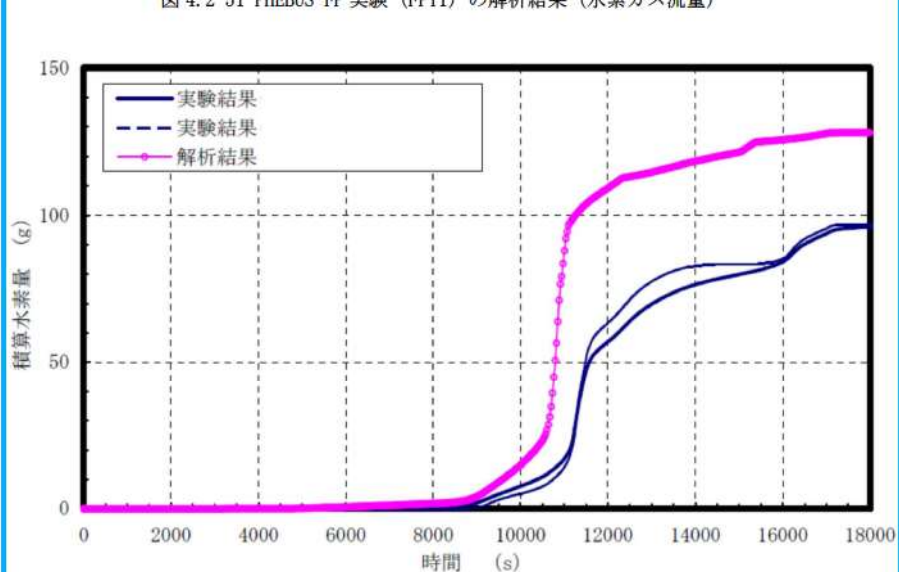
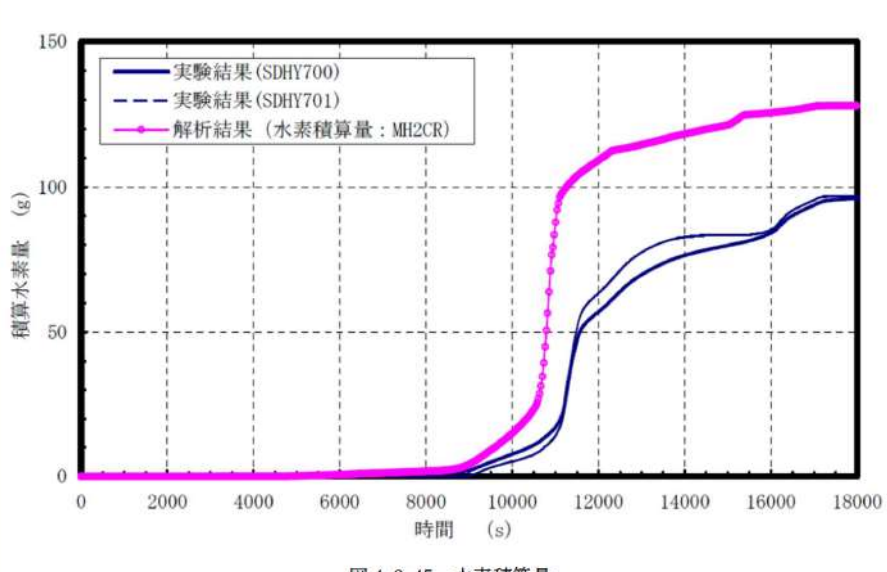
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4.2-49 PHEBUS-FP 実験 (FPT1) の解析結果 (燃料被覆管温度, 下端から 400mm) ^[21]</p>	<p>図 4.2-40 燃料被覆管温度 (400mm) の比較</p>	
<p>図 4.2-50 PHEBUS-FP 実験 (FPT1) の解析結果 (燃料被覆管温度, 下端から 300mm) ^[21]</p>	<p>図 4.2-41 燃料被覆管温度 (300mm) 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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4.2-53 PHEBUS-FP 実験 (FPT1) の解析結果 (希ガス積算放出割合) ^[21]</p>	<p>図 4.2-42 希ガス放出割合の比較</p>	
<p>図 4.2-54 PHEBUS-FP 実験 (FPT1) の解析結果 (よう素積算放出割合) ^[21]</p>	<p>図 4.2-43 よう素放出割合の比較</p>	

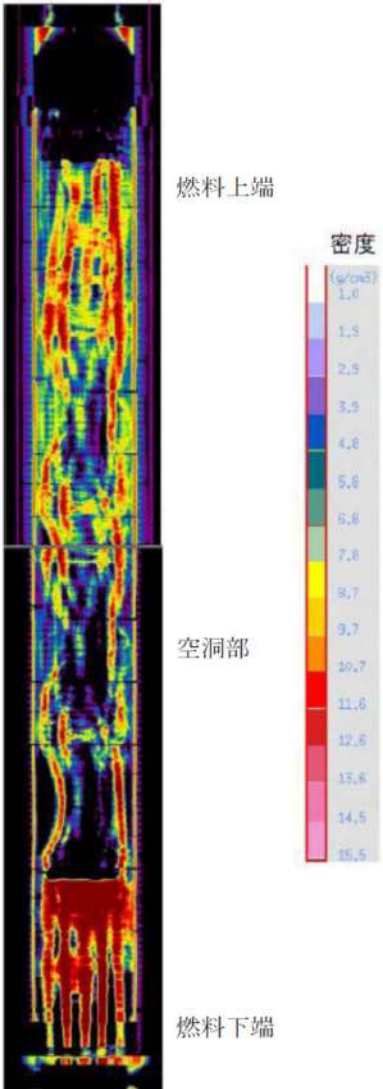
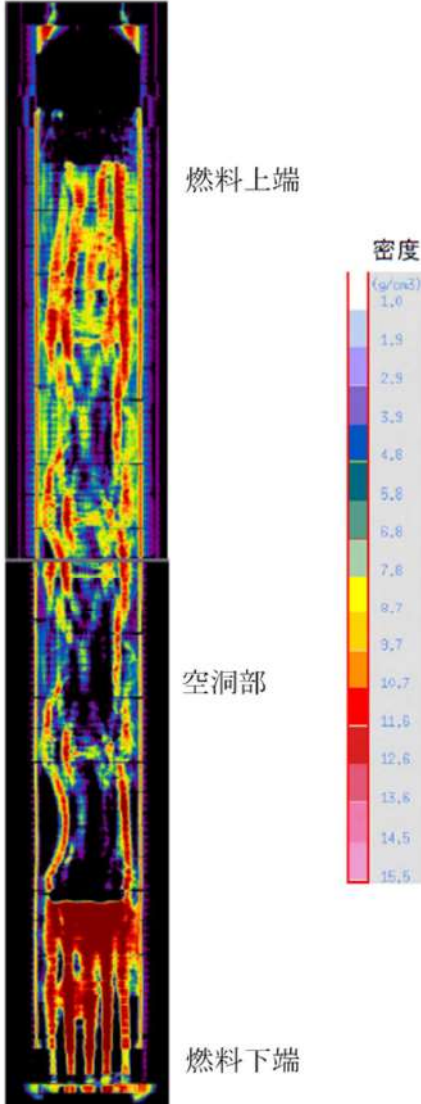
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【参考のため掲載順を入替え】</p>  <p>図 4.2-51 PHEBUS-FP 実験 (PFT1) の解析結果 (水素ガス流量) ^[21]</p>	 <p>図 4.2-44 1次冷却系での水素流量の比較</p>	
 <p>図 4.2-52 PHEBUS-FP 実験 (PFT1) の解析結果 (積算水素ガス量) ^[21]</p>	 <p>図 4.2-45 水素積算量</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>燃料上端</p> <p>密度 (g/cm³)</p> <p>1.0 1.5 2.5 3.5 4.6 5.6 6.6 7.6 8.7 9.7 10.7 11.6 12.6 13.6 14.5 15.5</p> <p>空洞部</p> <p>燃料下端</p>	 <p>燃料上端</p> <p>密度 (g/cm³)</p> <p>1.0 1.9 2.9 3.9 4.6 5.6 6.6 7.6 8.7 9.7 10.7 11.6 12.6 13.6 14.5 15.5</p> <p>空洞部</p> <p>燃料下端</p>	
<p>図 4.2-56 PHEBUS-FP 実験 (FPT1) における燃料バンドルのX線トモグラフ^[21]</p>	<p>図 4.2-46 燃料バンドルのX線トモグラフ</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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;">燃料に残存したよう素の割合：13±4%</p> <p style="text-align: center;">図 4.2-55 PHEBUS-FP 実験 (FPT1) におけるよう素の回路内マスバランス [21]</p>	<p style="text-align: center;">燃料に残存したよう素の量は、13%±4%と評価されている。即ち、1次系に放出されたよう素の量は試験前のような素量から残存量を減じれば算定できるため、87%±4%と評価される。</p> <p style="text-align: center;">図 4.2-47 回路内質量バランス (よう素)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>4.2.8 ABCOVE 実験解析</p> <p>(1) 実験の概要</p> <p>米国 Hanford Engineering Developing Laboratory で実施された ABCOVE (AB5) 実験^[22]では、計算コードの妥当性確認を目的に、エアロゾル挙動に関するデータが取得されている。実験では、図 4.2-57 に示すようにコンクリートピットに設置された容積約 852m³の格納容器内にエアロゾルを発生させ、凝集及び沈着にともなう気相中のエアロゾル濃度の減少挙動が調査された。</p> <p>主な試験条件を表 4.2-7 に示す。エアロゾルは、スプレインノズルから原子炉格納容器内に噴出させたナトリウムを燃焼させることにより生成される。実験では、約 223kg のナトリウムが約 872 秒間スプレイされ、全てのナトリウムが酸化ナトリウム約 60%、水酸化ナトリウム約 40%から成るエアロゾルに変化している。エアロゾルの濃度はエアロゾルの生成にともなって上昇し、スプレイ開始後約 383 秒で最大となり、約 1.7×10⁻⁴g/cc (約 170g/m³) に到達した。エアロゾル生成が継続する約 900 秒後まで高い濃度が維持され、その後は凝集及び重力沈降によって約 105 秒後には約 5×10⁻⁹g/cc 程度にまで減少している。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>AB-5 実験におけるエアロゾル特性及び実験体系を考慮し、エアロゾル濃度の推移を解析している。なお、MAAP の解析手法とは異なる数値解についても併せて評価している。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>MAAP によるエアロゾル濃度の解析結果を測定データと比較して図 4.2-58 に示す。MAAP による解析結果は測定データの挙動を良く再現できている。</p>	<p>4.2.8 ABCOVE 実験解析</p> <p>(1) 実験の概要</p> <p>過熱炉心からガス状態で放出された希ガス以外の FP は気相中で冷却され、固体の微粒子(粒子径が 0.1µm 程度)であるエアロゾルに変化する。これらのエアロゾル粒子が凝集して粒子径が大きくなると重力沈降などにより気相中から 1 次冷却系内あるいは原子炉格納容器内の構造材表面へ沈降することにより気相から離脱する。また重力沈着が支配的であるが熱泳動や拡散泳動でも構造材表面へ沈着される。</p> <p>ABCOVE (aerosol behavior code validation and evaluation) 試験^[24]は、格納容器体系試験装置 (CSTF : Containment System Test Facility) で実施された大規模エアロゾル挙動試験である。この試験装置は容積 852m³、直径 7.62m の大規模試験容器で、これを用いて乾燥状態のエアロゾルの試験 (AB5) が実施された。この試験では試験容器内にエアロゾルを発生させ、その凝集及び沈着挙動による気相中のエアロゾル質量の減少挙動が測定されている。なお、エアロゾルの発生は Na スプレイを燃焼させ酸化 Na エアロゾルを生成させている。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>ABCOVE-AB5 の試験装置及び試験条件をそれぞれ図 4.2-48 及び表 4.2-8 に示す。試験装置は、体積 852m³で、高さ 20.3m の円筒型の試験容器である。その試験容器の下部 (EL. 4.36m) から上向きに Na スプレイを注入させ Na を酸化させることにより、メジアン粒子半径が 0.25 µm の酸化ナトリウムエアロゾルが 445 g/s の速度で生成される。ナトリウムの注入によるエアロゾル生成は 13~885 秒まで継続される。</p> <p>(3) 解析結果の検討</p> <p>実験結果と MAAP コード及び厳密解の比較を図 4.2-49 に示す。実験では 885 秒まではエアロゾルの生成があるため、気相中のエアロゾルは最高で 10⁻⁴g/cc まで増加する。その後はエアロゾルの生成が無くなるため、凝集及び重力沈降により 10⁵秒で 5×10⁻⁹g/cc まで減少している。厳密解及び MAAP コードの解析結果はエアロゾル質量がピークになる 900 秒からその後に減衰して 10⁵秒に至るまでの間、実験結果を良く模擬できている。また、実験結果が無い場合についても、MAAP コードの解析結果は 10⁶秒まで厳密解と良く一致している。無次元関式を使用した MAAP コードのモデルでも厳密解と同等に、エアロゾルの凝集とそれによる重力沈降による気相からの離脱を良く模擬できていることを示している。</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>(4) 重要現象に関する不確かさの検討</p> <p>有効性評価における重要現象として抽出された項目について、解析結果に基づいてMAAPの不確かさを評価する。</p> <p>高温の炉心から原子炉格納容器にガス状で放出された揮発性FPは、気相中で冷却されエアロゾルを形成する。エアロゾル粒子が凝集して粒子径が大きくなると、重力沈降等によって気相中から原子炉格納容器内の構造材表面へ移動することにより、気相中のFP濃度が低下する。MAAPではこれの原子炉格納容器内エアロゾル挙動を良く模擬できている。</p> <p>MAAPによる解析で得られたエアロゾル濃度は、ABCove (AB5) 実験における測定データとの比較から妥当であると考えられる。したがって、MAAPは原子炉格納容器内FP挙動に関して、適切なモデルを有していると判断できる。</p>	<p>(4) 不確かさの検討</p> <p>MAAPコードの結果は、10⁶秒（約28時間）まで実験を良く模擬し、エアロゾルの凝集とそれによる重力沈降による気相からの離脱を良く模擬できていることを示している。また、厳密解との比較においても10⁶秒（約280時間）まで良く一致している。この結果から乾燥エアロゾルにおいては、エアロゾルの凝集及び沈着挙動を良く模擬できると判断することができる。</p> <p>以上より、「原子炉格納容器内FP挙動」のうち原子炉格納容器内エアロゾル挙動として、原子炉格納容器内への放出及び沈降の過程を良く模擬できている。</p>	

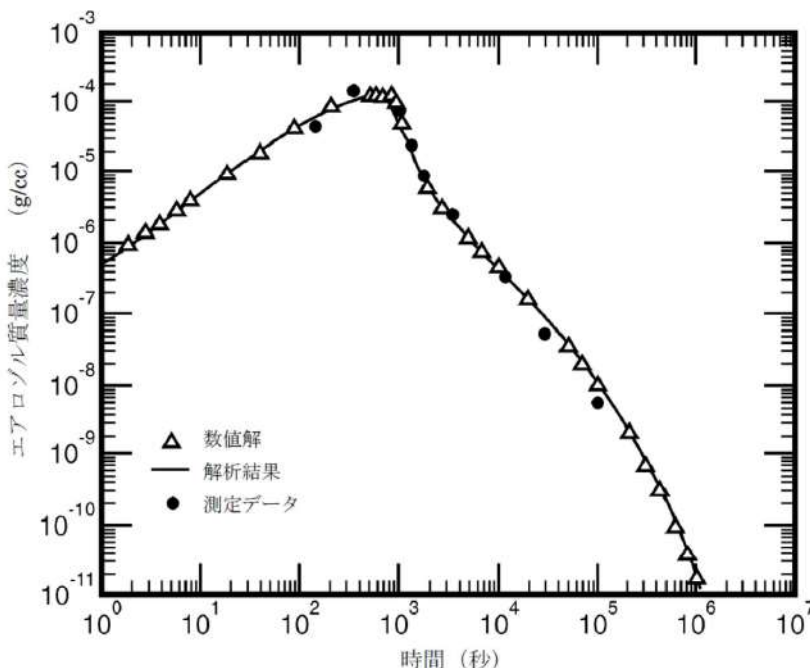
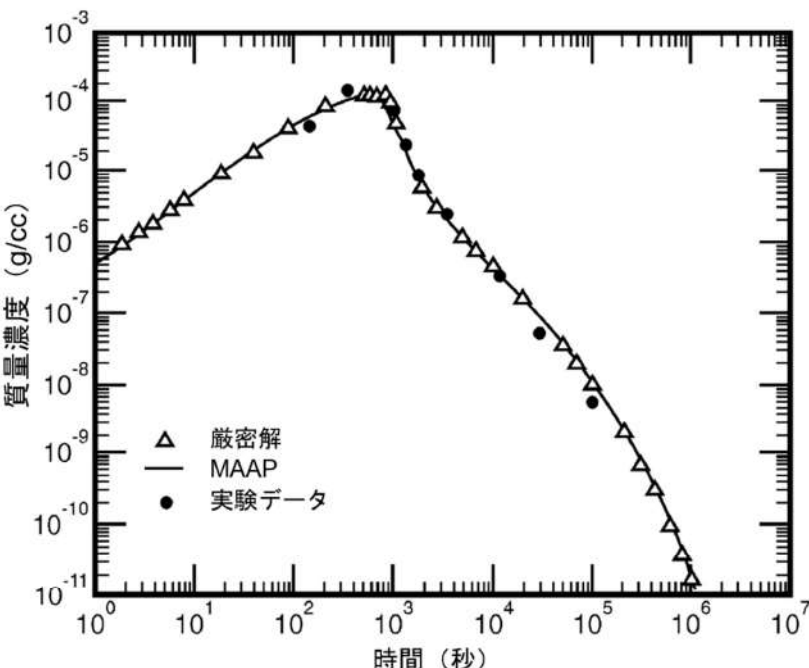
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																
<p style="text-align: center;">表 4.2-7 ABCOVE 実験 (AB5) の主要な条件^[23]</p> <table border="1" data-bbox="235 248 981 730"> <tr><td>格納容器直径</td><td>7.62 m</td></tr> <tr><td>格納容器高さ</td><td>20.3 m</td></tr> <tr><td>格納容器体積</td><td>852 m³</td></tr> <tr><td>初期酸素濃度</td><td>23.3 %</td></tr> <tr><td>初期温度</td><td>302.25 K</td></tr> <tr><td>初期圧力</td><td>0.122 MPa</td></tr> <tr><td>Na スプレー流量</td><td>256 g/s</td></tr> <tr><td>スプレー期間</td><td>試験開始後 13~885 秒</td></tr> <tr><td>エアロゾル生成速度</td><td>445 g/s</td></tr> <tr><td>生成粒子の平均半径</td><td>0.25 μm</td></tr> </table>	格納容器直径	7.62 m	格納容器高さ	20.3 m	格納容器体積	852 m ³	初期酸素濃度	23.3 %	初期温度	302.25 K	初期圧力	0.122 MPa	Na スプレー流量	256 g/s	スプレー期間	試験開始後 13~885 秒	エアロゾル生成速度	445 g/s	生成粒子の平均半径	0.25 μm	<p style="text-align: center;">表 4.2-8 試験装置及び初期条件</p> <table border="1" data-bbox="1135 215 1879 593"> <tr><td>試験容器及び初期条件</td><td>データ</td></tr> <tr><td>体積</td><td>852 m³</td></tr> <tr><td>高さ</td><td>20.3 m</td></tr> <tr><td>床面積</td><td>45.60 m²</td></tr> <tr><td>初期圧力</td><td>122.0 kPa</td></tr> <tr><td>初期温度</td><td>29.1 °C</td></tr> <tr><td>初期ガスモル分率(O₂)</td><td>0.233</td></tr> <tr><td>初期ガスモル分率(N₂)</td><td>0.767</td></tr> </table> <p style="text-align: center;">表 4.2-9 エアロゾル生成条件</p> <table border="1" data-bbox="1144 758 1870 1034"> <tr><td>エアロゾル発生時刻</td><td>13~885 秒</td></tr> <tr><td>エアロゾル</td><td>酸化ナトリウム</td></tr> <tr><td>エアロゾル生成速度</td><td>445g/s</td></tr> <tr><td>エアロゾル材の密度</td><td>2.5g/cm³</td></tr> <tr><td>生成粒子の平均半径</td><td>0.25 μm</td></tr> <tr><td>生成粒子の標準偏差</td><td>1.5</td></tr> </table>	試験容器及び初期条件	データ	体積	852 m ³	高さ	20.3 m	床面積	45.60 m ²	初期圧力	122.0 kPa	初期温度	29.1 °C	初期ガスモル分率(O ₂)	0.233	初期ガスモル分率(N ₂)	0.767	エアロゾル発生時刻	13~885 秒	エアロゾル	酸化ナトリウム	エアロゾル生成速度	445g/s	エアロゾル材の密度	2.5g/cm ³	生成粒子の平均半径	0.25 μm	生成粒子の標準偏差	1.5	
格納容器直径	7.62 m																																																	
格納容器高さ	20.3 m																																																	
格納容器体積	852 m ³																																																	
初期酸素濃度	23.3 %																																																	
初期温度	302.25 K																																																	
初期圧力	0.122 MPa																																																	
Na スプレー流量	256 g/s																																																	
スプレー期間	試験開始後 13~885 秒																																																	
エアロゾル生成速度	445 g/s																																																	
生成粒子の平均半径	0.25 μm																																																	
試験容器及び初期条件	データ																																																	
体積	852 m ³																																																	
高さ	20.3 m																																																	
床面積	45.60 m ²																																																	
初期圧力	122.0 kPa																																																	
初期温度	29.1 °C																																																	
初期ガスモル分率(O ₂)	0.233																																																	
初期ガスモル分率(N ₂)	0.767																																																	
エアロゾル発生時刻	13~885 秒																																																	
エアロゾル	酸化ナトリウム																																																	
エアロゾル生成速度	445g/s																																																	
エアロゾル材の密度	2.5g/cm ³																																																	
生成粒子の平均半径	0.25 μm																																																	
生成粒子の標準偏差	1.5																																																	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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 4.2-57 ABCOVE 実験 (AB5) における装置概要^[23]</p>	<p>図 4.2-48 ABCOVE-AB5 試験装置</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p style="text-align: center;">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p style="text-align: center;">図 4.2-58 ABCOVE 実験解析結果 (エアロゾル質量濃度)</p>	 <p style="text-align: center;">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p style="text-align: center;">図 4.2-49 エアロゾル質量濃度の時間変化</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（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>4.3 妥当性確認（感度解析）</p> <p>4.3.1 沸騰・ボイド率変化，気液分離（水位変化）・対向流〔炉心（熱流動）〕</p> <p>炉心の「沸騰・ボイド率変化」及び「気液分離（水位変化）・対向流」については，原子炉圧力容器内水位に関係する現象である。</p> <p>炉心損傷防止対策の事故シーケンスにおいては，対象とする原子炉水位といった原子炉圧力容器内挙動はSAFERコードによって評価されており，MAAPコードは原子炉格納容器内挙動の評価のみに用いられているが，格納容器破損防止対策の事故シーケンスにおいては，MAAPコードによって，原子炉圧力容器内挙動を含めた全体挙動を評価している。原子炉水位は炉心冷却状態及び炉心溶融進展への影響が考えられるため，原子炉水位についてSAFERコードと比較を行い，不確かさを確認する。</p>	<p>4.3 妥当性確認（感度解析）</p> <p>4.3.1 沸騰・ボイド率変化，気液分離（炉心水位）・対向流（炉心（熱流動）），気液分離・対向流（1次冷却系）</p> <p>炉心の「沸騰・ボイド率変化」及び「気液分離（炉心水位）・対向流」並びに1次冷却系の「気液分離・対向流」については，炉心水位に関係する現象である。</p> <p>MAAPコードを適用する重要事故シーケンスにおいて，炉心水位が評価指標に直接影響するのは，「ECCS再循環機能喪失」シーケンスである。「ECCS再循環機能喪失」シーケンスでは，本資料の本文の「5. 有効性評価に適用するコードの選定」で述べたように，再循環切替時点では，大破断LOCA直後のブローダウン事象よりも緩やかな挙動となることから，基本的に適用可能と考えられ，さらに，再循環切替時には水源である格納容器再循環サンプの状態が原子炉格納容器内の状態に依存すること，大破断LOCA時には1次冷却材圧力が原子炉格納容器圧力より若干高い圧力で推移し原子炉格納容器圧力の影響を受けることから，1次冷却系と原子炉格納容器の連成解析が可能な点で，MAAPコードを選定した。</p> <p>「ECCS再循環機能喪失」シーケンスでは，再循環失敗から代替再循環による注水開始の間の炉心水位の低下に伴う燃料被覆管温度の上昇が，判断基準（1200℃）を下回ることによって炉心損傷が防止できることを確認することが目的であり，評価に当たっては，再循環切替失敗以降の炉心の冠水状態が維持されることにより燃料被覆管温度の上昇が抑えられることから，炉心露出に至らないことを確認している。</p> <p>したがって，「ECCS再循環機能喪失」の評価では炉心水位が重要であり，妥当性確認においては，「崩壊熱による冷却材の蒸散」，「炉心領域の気泡水位（炉心及び上部プレナムのボイド率）」及び「1次冷却系内保有水分分布」に着目する。</p> <p>MAAPコードの解析モデルにおいて，崩壊熱による冷却材の蒸散については，3.3.2(3)で述べたとおり，沸騰挙動に応じた燃料棒から液相への伝熱と蒸気発生量を計算する。炉心水位（気泡水位）は，3.3.2(4)で述べたとおり，炉心とダウンカマの静水頭のバランスにより計算される。上部プレナム領域についても同様にドリフトフラックスモデルによるボイド率から気泡水位が計算され，炉心水位と合わせて原子炉容器内水位として計算される。1次冷却系内保有水については，3.3.3(2)で述べたように，流路の流動抵抗の合計とノードの静水頭のバランスにより流動計算から求められるが，運動量の収支は準定常を想定し代数的に取り扱い，運動方程式は解いていないモデルであることから，1次冷却系内で炉心や高温側配管よりも高い位置（蒸気発生器伝熱管の鉛直部等）に液相が持ち上がり難いところに不確かさがあると考えられる。</p> <p>以上を踏まえ，MAAPコードの解析モデルの不確かさについて，原子炉1次冷却系のシステム応答を模擬した総合効果実験データにより検証されてきたM-RELAP5コード^[26]との比較により評価する。なお，M-RELAP5コードは，大破断LOCAに特有のECCS注入水のバイパスや再冠水挙</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>(1) 解析条件</p> <p>SAFERコードは、原子炉内熱水力過渡変化及び炉心ヒートアップを解析するコードであり、原子炉圧力容器に接続する各種一次系配管の破断事故、原子炉冷却材流量の喪失事故、原子炉冷却材保有量の異常な変化等を取り扱うことができる。また、SAFERコードは、MAAPコードと比較し原子炉圧力容器内のモデルが精緻であり、上部タイプレート及び炉心入口オリフィス等での気液対向流制限現象（CCFL現象）及び上部プレナムにおけるサブクール域の局在化により冷却材が下部プレナムに落水する現象（CCFLブレイクダウン現象）等を考慮することができる。</p> <p>SAFERコードは炉心損傷防止対策における事故シークエンスグループのうち以下の6グループで使用され、原子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管温度等の評価に使用されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高圧・低圧注水機能喪失 ・高圧注水・減圧機能喪失 ・全交流動力電源喪失 ・崩壊熱除去機能喪失 ・LOCA時注水機能喪失（中小破断LOCA） ・格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA） <p>そこで、これらのシークエンスグループのうち、原子炉水位の低下が比較的緩慢な「高圧注水・減圧機能喪失」（以下「TQUXシークエンス」という。）及び比較的速い「LOCA時注水機能喪失（中小破断LOCA）」（以下「中小破断LOCAシークエンス」という。）の2グループを対象として比較評価を行った。</p> <p>(2) 解析結果</p> <p>原子炉水位について、原子炉圧力容器内挙動をより精緻に評価可能なSAFERコードとの比較を通じて確認した。BWR 5Mark-I改良型格納容器プラントを例とし、炉心損傷防止対策の有効性評価で評価しているTQUX及び中小破断LOCAシークエンスを対象とした。</p> <p>A) TQUXシークエンス</p> <p>解析結果を図4.3-1に示す。SAFERコード、MAAPコードとも給水流量の全喪失に伴い原子炉水位は急速に低下する。初期値が異なるのは、上部プレナムノードの定義の違いによる。すなわち、SAFERコードは気水分離器第一段上端までとしているのに対し、MAAPコードでは気水分離器の上端までとしているためである。</p> <p>原子炉水位低（レベル1）に到達して10分後に作動する原子炉代替減圧系による急速減圧開始時刻は、約4分の差異が生じている。また、SAFERコードでは急速減圧後の水位上昇が大きく評価され、その後の蒸気流出の継続による水位低下が顕著に確認される。また、急速減圧後、SAFERコードでは炉心入口でのCCFLの発生により炉心から下部プレナムへの落下水量が抑えられるため、炉心水位はMAAPコードよりも高めとなる。MAAP</p>	<p>動等の複雑かつ急激な現象に対して検証が十分ではないが、炉心冠水後のプラント応答には適用できる。</p> <p>(1) M-RELAP5コードとの比較</p> <p>1次冷却系の挙動をより精緻に評価可能なM-RELAP5コードとの比較を通じて、MAAPコードによる評価の特性について、代表3ループプラントを例として確認した。なお、M-RELAP5コード単体では、原子炉格納容器内の挙動が取り扱えないことから、MAAPコードにより計算された原子炉格納容器圧力、格納容器再循環サンプル水の水温等を境界条件として与えている。</p> <p>MAAPコード及びM-RELAP5コードによるECCS再循環機能喪失の比較（原子炉容器内水位）を図4.3-1に示す。MAAPコードによる計算結果（実線）では、再循環切替失敗（約19分）から30分後に代替再循環運転を開始することに伴い、約49分後から炉心水位が回復し炉心は露出しない。一方、M-RELAP5コードによる計算結果（破線）では、代替再循環運転を開始する以前（約35分）に炉心露出となる。MAAPコードによる計算では水位の低下を外挿すると約50分に炉心は露出すると考えられることから、MAAPコードはM-RELAP5コードよりも炉心露出を約15分遅く評価すると考えられる。</p> <p>図4.3-2～図4.3-6に1次冷却系内の各領域の保有水量の比較を示す。以下、コード間差異について考察する。</p> <p>A) ECCS再循環切替失敗までの状態</p> <p>ECCS再循環切替失敗（約19分）時点の炉心領域の保有水量（図4.3-2）とダウンカメラ領域の保有水量（図4.3-3）は両コードで同等である。</p> <p>一方、高温側配管の保有水量（破断側：図4.3-5、健全側：図4.3-6）に関しては、MAAPコードの方が多い。MAAPコードでは差圧バランスを基本とした簡略なモデルにより1次冷却系内の液相分布が定まることから、高温側配管（水平部）の保有水量が多く、蒸気発生器伝熱管への液相の流入が少ない結果となる。一方、M-RELAP5コードでは、詳細に分割された各ノードにおいて流動様式を考慮した流動、質量分布を計算しており、蒸気発生器伝熱管に流入した液相は鉛直部への蓄水による差圧の増加と2次側からの伝熱により発生した蒸気による1次側の圧力損失の増加（いわゆる「スチームバインディング効果」）を生じていることから</p>	<p>※PWRとBWRで解析に使用するコードが異なるため、資料構成が異なる</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（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>コードでは、有効燃料棒底部まで低下しており、その後の低圧注入系による注水による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は約4分MAAPコードの方が遅くなる。</p> <p>B) 中小破断LOCAシーケンス</p> <p>解析結果を図4.3-2に示す。5cm²の破損を想定するとともに、給水流量の全喪失に伴い原子炉水位は急速に低下する。TQUXシーケンスと同様、上部プレナム内の水位の初期値は異なる。25分後の急速減圧と注水開始以降は、TQUXシーケンスとほぼ同様な傾向を示す。MAAPコードでは、炉心入口のCCFLを考慮していないために水位低下幅はSAFERコードよりも大きく、その後の補給水系の注水による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は約2分早い。</p>	<p>高温側配管領域（水平部から蒸気発生器伝熱管まで）の保有水量は少ない結果となる。このように、高温側配管領域に関しては、M-RELAP5コードよりも保有水量を多く評価し、代表3ループプラントの場合、約15×10³kg多い。</p> <p>B) ECCS再循環切替失敗以降の状態</p> <p>再循環切替失敗まではダウンカマは入口ノズル下端まで満水（図4.3-4）であり、ダウンカマ領域の保有水量（図4.3-3）は同等である。一方、再循環切替失敗直後、MAAPコードに比べ、M-RELAP5コードではダウンカマ水位が大きく低下している。これは、再循環切替失敗に伴い蒸気発生器伝熱管への液相の流入が減少することからスチームバインディング効果が低下し、ダウンカマから炉心への流量が増加するためである。さらに、破断口からの流出を質量バランスから与えるMAAPコードに対し、運動量バランスから解かれるM-RELAP5コードでは、再循環切替直後に崩壊熱に伴う冷却材の蒸散に見合った流量に低下するまでに遅れがあることも要因となっていると考えられる。</p> <p>その後の崩壊熱による冷却材の蒸散に伴う、炉心領域の保有水量やダウンカマ水位の低下速度（保有水量の減少速度）は両コードで同等である。</p> <p>C) ボイド率予測</p> <p>原子炉容器内の気泡水位は、炉心及び上部プレナムの水量に加え、これら領域のボイド率より定まる。MAAPコードでは、実績があるドリフトフラックスモデルに基づいて炉心平均及び上部プレナムのボイド率が計算され、当該事象の炉心再冠水以降の期間では、炉心平均で約50%、上部プレナム（炉心上端から出口ノズル上端まで）で約60%である。M-RELAP5コードの水位予測及びボイド率計算はORNL/THTF実験データを用いた検証解析によりその妥当性が示されている。M-RELAP5コードでの再冠水以降の期間は炉心平均で約50%、上部プレナム領域で約65～70%である。</p> <p>(2) 不確かさの検討</p> <p>MAAPコードのECCS再循環機能喪失への適用に当たって考慮すべき不確かさを検討する。</p> <p>ECCS再循環機能喪失シーケンスのMAAPコードとM-RELAP5コードの解析結果の比較から、MAAPコードの解析モデルに関して、以下を確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> 崩壊熱による冷却材の蒸散について、その影響として現れる炉心水位の低下速度は両コードでほぼ同じであり、MAAPコードで計算される沸騰挙動に応じた燃料棒から液相への伝熱と蒸気発生量は、M-RELAP5コードと同等である。 炉心領域の気泡水位については、MAAPコードではドリフトフラックスモデルにより計算されるボイド率を用い、そのボイド率について、炉心領域は同等の予測となるが、上部プレナム領域ではやや過小評価となっている。 1次冷却系内保有水分分布のうち炉心領域及びダウンカマ領域の保有水量については、両コー 	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>ドは同等と言えるが、高温側配管領域の保有水量については、MAAP コードの方が多く評価され、不確かさが大きいと考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高温側配管領域の保有水量を MAAP コードの方が多く評価する要因としては、MAAP コードで蒸気発生器伝熱管への液相の流入が少ないのに対して、M-RELAP5 コードでは蒸気発生器伝熱管への液相の流入があり、それによる差圧の増加と伝熱管でのスチームバインディング効果が生じているためであると考えられる。 <p>これらから、MAAP コードの ECCS 再循環機能喪失への適用に当たって考慮すべき不確かさとしては、</p> <ol style="list-style-type: none"> ①炉心及び上部プレナム領域のボイド率 ②高温側配管～蒸気発生器伝熱管領域の保有水分布 ③蒸気発生器伝熱管の圧力損失 <p>の3項目に整理される。①項のボイド率については、上部プレナム領域ではやや過小評価するものの大きな差ではなく、②項の高温側配管領域の保有水量を多めに評価することが炉心露出までの時間を長く評価する主要因であると考えられる。また、③項の蒸気発生器伝熱管の圧力損失については、ダウンカマの水頭圧との釣り合いに考慮され、高温側配管領域の液相分布に影響することから②項に含まれている。これらの影響として、MAAP コードは、M-RELAP5 コードに比べ、炉心露出までの時間を長く評価しており、代表3ループプラントの場合は約15分と定量化される。</p> <p>このような1次冷却系保有水量の差は、1次冷却系から原子炉格納容器へ放出されるエネルギーにも影響すると考えられる。即ち、炉心の崩壊熱により加熱された ECCS 注入水が1次冷却系に留まるか原子炉格納容器内に放出されるかの違いが、原子炉格納容器への放出エネルギーの差となることから、1次冷却系保有水量を多く評価する傾向がある MAAP コードの方が、原子炉格納容器への放出エネルギーが少なくなり、原子炉格納容器圧力が低めに推移することが考えられる。したがって、比較対象に用いた M-RELAP5 コードでは、MAAP コードにより計算した原子炉格納容器圧力等を境界条件に使用しており、M-RELAP5 コードにより計算した放出エネルギーに対する原子炉格納容器圧力は、MAAP コードで計算された原子炉格納容器圧力より高くなる傾向がある。両コードの計算結果から得られる放出エネルギー量の差は約3%であり、放出エネルギーには原子炉格納容器の液相部に入る流出水のエネルギーも含まれすべてが原子炉格納容器圧力の上昇に寄与することはないこと、原子炉格納容器内温度の上昇分に応じてヒートシンクによる抑制効果が働くことから、原子炉格納容器圧力の上昇幅はわずかであり、影響は小さいと考えられるが、1次冷却系内の挙動への影響を以下のとおり整理する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱による冷却材の蒸散に関しては、燃料棒から冷却材への伝熱量により決まることから、原子炉格納容器圧力は影響しない。 ・炉心領域の気泡水位に関しては、原子炉格納容器圧力が高くなると1次冷却材圧力も高くなることから、炉心領域、上部プレナム領域等のボイドが圧縮され、ボイド率は低くなるた 	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>め、気泡水位としては低下する傾向であるが、高温側配管からの流入があり、影響は小さい。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・1次冷却系保有水分布に関しては、炉心部のボイド率が低下するため、ダウンカマとの静水頭のバランスから、蒸気発生器伝熱管への液相の流入が減り、スチームパインディング効果が小さくなるため、1次冷却系の保有水量としては増加する方向となる。 ・同じく1次冷却系保有水分布に関して、破断口からの冷却材放出については、炉心の冠水以降は、1次冷却材圧力は原子炉格納容器圧力とバランスして変化しており、放出流量は1次冷却系内の質量バランスから ECCS による注水と崩壊熱による蒸散に相当する流量となるため、原子炉格納容器圧力はほとんど影響しない。 <p>このように、1次冷却系保有水分布の違いにより、原子炉格納容器に放出される質量に差が生じることで、1次冷却系内の挙動への影響が考えられるが、原子炉格納容器圧力の差としてはわずかである。よって、M-RELAP5 コードで MAAP コードの不確かさを含む原子炉格納容器圧力等を境界条件に用いることが、解析結果に与える影響は軽微であると考えられる。</p> <p>また、M-RELAP5 コードの ECCS 再循環機能喪失の評価の不確かさについて、「第1部 M-RELAP5 コード」では以下を確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・旧日本原子力研究所（旧 JAERI）で実施された CCTF（Cylindrical Core Test Facility, 円筒炉心試験装置）実験の実験データと実機解析結果との比較により、M-RELAP5 コードは蒸気発生器での圧力損失を大きく計算するため、炉心及び高温側配管での保有水量を実際より少なく計算し、保守的な結果を与える。 ・旧 JAERI で実施された TPTF（Two-Phase Flow Test Facility, 二相流試験装置）実験より M-RELAP5 コードは水平配管でボイド率を高く計算する傾向があることを確認し、その結果を基に実機の感度解析を実施し、高温側配管でのボイド率計算の不確かさは非保守的な結果を与えない。 ・M-RELAP5 コードは低圧時の炉心のボイド率予測に不確かさを有する。その不確かさに関する感度解析を実施し、不確かさの影響により原子炉容器内の水位に影響するが、ECCS 再循環機能喪失での15分での代替再循環開始により炉心は冠水状態を維持でき、不確かさの感度は小さい。 <p>したがって、M-RELAP5 コードによる解析により評価した ECCS 再循環機能喪失での代替再循環開始の時間は、コードのボイド率計算の不確かさを考慮しても非保守的とはならないことを確認している。</p> <p>以上より、MAAP コードが高温側配管の保有水量を多めに評価することに伴って炉心露出を遅めに予測する傾向を MAAP コードの不確かさとして取り扱う。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

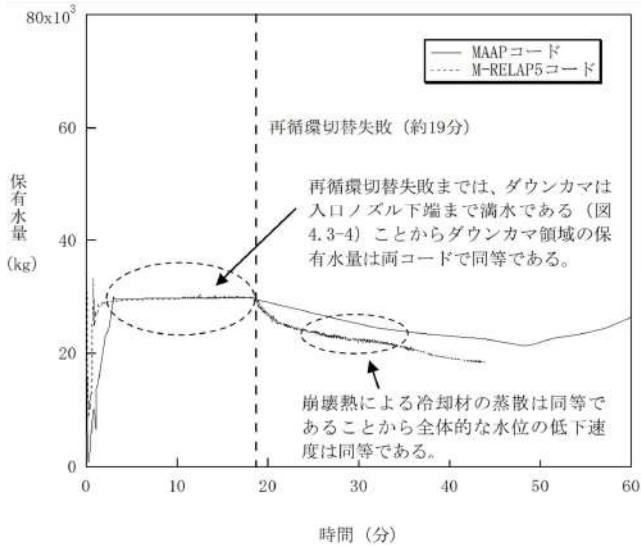
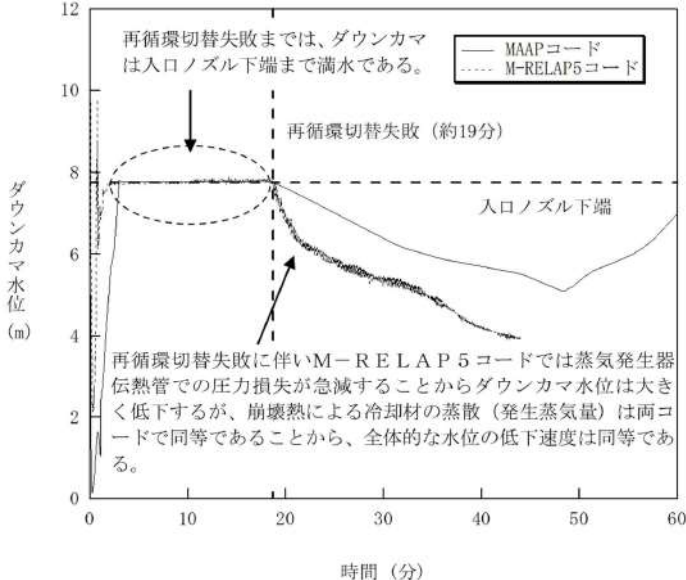
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) まとめ</p> <p>原子炉水位変化について、原子炉圧力容器内挙動をより精緻に評価可能なSAFERコードと比較を行った。CCFLの取り扱い等により水位変化に差異が生じたが、水位低下幅はMAAPコードの方が保守的であり、その後の注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻に関しては、TQXシーケンス、中小破断LOCAシーケンスともSAFERコードとの差異は小さく、短期的な挙動をよく模擬できており、崩壊熱の影響が支配的となる長期的な挙動を評価対象とした、有効性評価における格納容器挙動評価への適用性に問題はないと判断した。</p>	<p>(3) 判断基準における裕度</p> <p>「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」では判断基準として炉心損傷に係る基準が適用されるが、有効性評価では炉心露出の防止を基準とした評価を実施している。</p> <p>この評価基準の差による裕度を確認する目的から、代表3ループプラントを対象にM-RELPA5コードにより代替再循環開始までの時間を15分、20分とした解析結果を示す。この解析では、PCT評価のため、出力分布を考慮した高温燃料棒を模擬している。代替再循環開始を15分とした場合（図4.3-7）では炉心は露出せず、再循環機能喪失以降の燃料被覆管温度に変化は見られない。代替再循環開始を20分とした場合（図4.3-8）、事象発生約35分後に炉心が再露出し燃料被覆管温度が上昇する。その後、代替再循環による炉心への注水が開始されることで燃料被覆管温度の上昇は抑えられ、低下に転じる。炉心の再露出後の燃料被覆管最高温度は約550℃であり、炉心損傷の判断基準の1,200℃に対して余裕がある。したがって、炉心露出の防止を基準としていることで、炉心損傷に至るまでにはさらに5分以上の時間余裕がある。</p> <p>(4) まとめ</p> <p>ECCS再循環機能喪失シーケンスの評価において、MAAPコードは高温側配管の保有水量を多めに評価する傾向があり、ECCS再循環切替失敗後の炉心露出までの時間を長く評価する。この影響は、代表3ループプラントの場合約15分である。また、原子炉格納容器圧力を低めに評価することにも影響するが、MAAPコードとM-RELAP5コードの計算結果から得られる放出エネルギーの差から見積られる原子炉格納容器圧力の差はわずかである。</p> <p>比較に用いたM-RELAP5コードについては、MAAPコードの計算結果を境界条件に用いることが解析結果に与える影響は軽微であること、炉心露出予測について非保守的な傾向を与えないことを確認している。</p> <p>以上より、炉心露出までの時間を長く評価することを、MAAPコードの不確かさとして取り扱い、MAAPコードの評価結果に対して、この不確かさを考慮することで、ECCS再循環機能喪失に係る炉心損傷防止対策の有効性を確認することが可能である。</p> <p>なお、同シーケンスに対する炉心損傷防止対策の評価では、炉心露出の防止を基準としていることで、代表3ループプラントの場合、炉心損傷に至るまでにはさらに5分以上の時間余裕があることを確認した。</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

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 原子炉水位に関するコード間比較 (TQUXシーケンス)</p>	<p>図 4.3-1 ECCS 再循環機能喪失 コード間比較 (原子炉容器内水位)</p> <p>* : MAAP コードによる原子炉水位は入口ノズル下端を上限とした表記となる</p>	
<p>図 4.3-2 原子炉水位に関するコード間比較 (中小破断LOCAシーケンス)</p>	<p>図 4.3-2 炉心領域 (炉心入口～出口ノズル) 保有水量のコード間比較</p>	

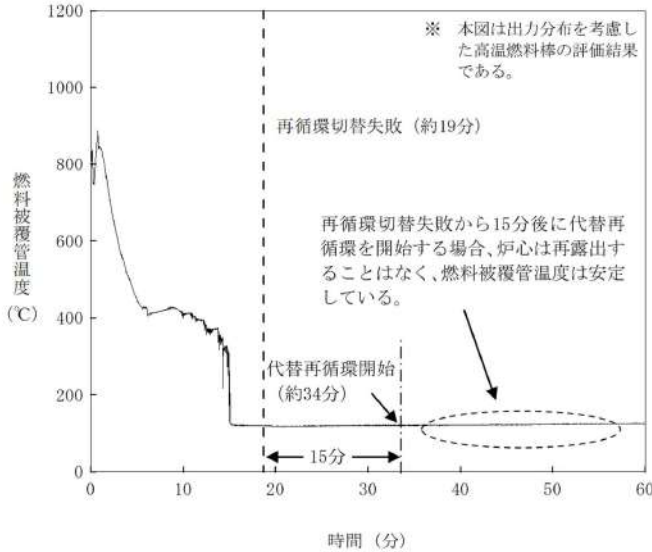
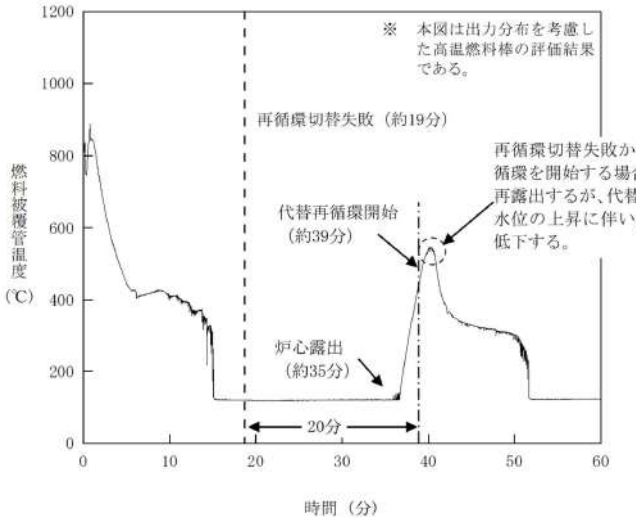
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

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 ダウンカマ領域 (低温側配管～下部プレナム) 保有水量のコード間比較</p>	
	 <p>図 4.3-4 ダウンカマ水位のコード間比較</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

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 高温側配管～蒸気発生器伝熱管領域（破断側）保有水量のコード間比較</p>	
	<p>図 4.3-6 高温側配管～蒸気発生器伝熱管領域（健全側）保有水量のコード間比較</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

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 3 ループ PWR・ECCS 再循環機能喪失・代替再循環 15 分 (燃料被覆管温度)</p>	
	 <p>図 4.3-8 3 ループ PWR・ECCS 再循環機能喪失・代替再循環 20 分 (燃料被覆管温度)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>4.3.2 ECCS 蓄圧タンク注入</p> <p>蓄圧タンクからの注入流量は蓄圧タンク内圧と1次冷却材圧力の差圧及び配管圧力損失に基づき計算される。一般的な状態方程式及び差圧流モデルが使用されていることから、解析モデルとしても不確かさは小さいと考えられるが、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」（及び「格納容器過温破損」）では、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可能性があるため、添付1において感度解析により影響評価を行っている。以下、概要をまとめる。</p> <p>(1) 解析条件</p> <p>ベースケースでは圧力損失としてプラント設計に基づく□を与えているが、感度解析では感度を確保する目的から、その50%増の□を設定する。</p> <table border="1" data-bbox="1189 563 1796 655"> <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> <p>(2) 解析結果</p> <p>図4.3-9に、流動抵抗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時間以降の挙動については、1次冷却材圧力と蓄圧タンク圧力がバランスした緩やかな応答であるため、流動抵抗係数を大きくすることで蓄圧タンクからの注入量が少なくなることの影響はわずかであり、溶融炉心の下部プレナムへの移行から原子炉容器破損までの一連の挙動にほとんど影響を与えず、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力に対しても有意な感度はない。</p> <p>なお、3.6時間以降に、圧力がやや振動的な挙動となっているが、これは、注入水が炉心部で蒸発することによる圧力上昇、それに伴って注入量が減少し炉心部で蒸発量も低下し圧力減少といったフィードバックによるものである。</p> <p>(3) まとめ</p> <p>蓄圧注入の流動抵抗に関する感度解析を行い、1次冷却系強制減圧時の1次冷却材圧力挙動への影響を確認した結果、溶融炉心の下部プレナムへの移行から原子炉容器破損までの一連の挙動にほとんど影響を与えず、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力に対しても有意な感度はないことを確認した。</p> <div data-bbox="1653 1358 1957 1425" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	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固有の設備に対する妥当性確認</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（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="1556 204 1960 276" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <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="1153 316 1904 861"> </div> <div data-bbox="1332 885 1691 909"> <p>図 4.3-9 蓄圧注入の流動抵抗感度解析</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

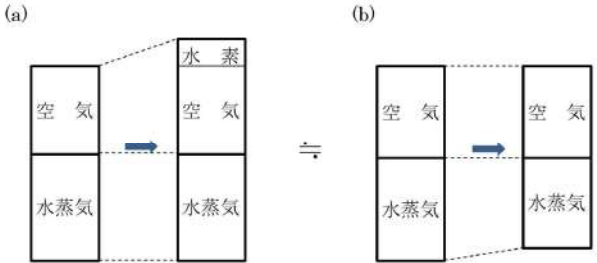
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>4.3.3 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却</p> <p>格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却モデルでは、国内の凝縮熱伝達実験において確認された評価式を用いて格納容器再循環ユニットの形状に基づき設定された除熱特性を入力値としており、最適値であると言えるが、モデル化の観点から不確かさの整理を行う。また、入力値に用いている除熱特性は、原子炉格納容器に水素が存在しない場合に対する最適値であり、有効性評価においては、水素が発生する事象もあることから、水素が存在する場合の影響評価を行う。さらに、2つの観点で整理した不確かさを踏まえ、感度解析により影響の程度を把握する。</p> <p>(1) 不確かさの整理（モデル化の観点）</p> <p>実機の格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却は、冷却コイルに冷却水を通水することで気相部の水蒸気を凝縮させ、出入口の密度差を自然対流力（ドラフト力）として、自然対流を確立させるものである。</p> <p>一方、MAAPコードにおける格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却のモデルは、3.3.5(3)で述べたとおり、除熱特性（雰囲気温度に対する流速及び除熱量の関係）を与え、そこから計算される格納容器再循環ユニットの流速及び除熱量を用いて、質量及びエネルギーのバランスにより、原子炉格納容器内の状態量を計算する方式である。</p> <p>この方式では、入力値により除熱特性を与えているので、不確かさは小さいと判断できる。即ち、3.3.1で述べたとおり、質量の式では、相変化による質量変化を、エネルギーの式では、相変化によるエネルギー変化（潜熱）をそれぞれ考慮していることから、入力された除熱特性から演算された流速及び除熱量に見合った質量、エネルギー及び相変化を適切に取り扱うことが可能であり、モデル化の観点での不確かさは存在しない。</p> <p>(2) 不確かさの整理（水素影響の観点）</p> <p>MAAPコードの入力値である除熱特性データに関して、原子炉格納容器内に水素が発生している場合の影響を評価する。</p> <p>有効性評価においては、原子炉格納容器での水素燃焼による爆轟の判定基準であるドライ換算で13vol%の水素濃度を超えないことを確認していることから、ドライ換算13vol%の水素が存在する場合、即ち、水素濃度が最大限増加した場合を想定して検討する。なお、水素については、水素処理装置によって処理できることから、水素濃度がドライ換算で13vol%に至ることはないと考えられ、以下の検討の前提は水素濃度の観点からは厳しい条件となっている。</p> <p>A) 解析モデルへの影響</p> <p>MAAPコードの格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却モデルでは、格納容器再循環ユニット入口のガス温度（即ち、原子炉格納容器内温度）を入力値として除熱量と吸い込みガス速度を計算するモデルであるため、水素ガスが存在する場合でも、影響はなく、除熱量及び速度は、除熱特性に従って計算される。</p>	<p>※PWR固有の設備に対する妥当性確認</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>原子炉格納容器上部区画に水蒸気が混合したウェットな条件において、格納容器再循環ユニットでの除熱量の大部分が水蒸気の凝縮に消費されることから、水素ガスが増加した場合には、非凝縮性ガスの冷却に消費される割合が増加する方向となるが、その影響は、わずかであり無視しうる。</p> <p>B) 除熱量への影響</p> <p>水素が存在しない場合からドライ換算で13vol%に相当する水素ガスが増加した状態とは、非凝縮性ガスの割合が1割程度増加した状態である。これを、冷却コイル表面での蒸気凝縮現象への影響として捉えると、冷却面への蒸気拡散に対する非凝縮性ガスが1割増加した状態であると捉えることができる。</p> <p>そこで、非凝縮性ガスの割合が1割程度増加した状態（下図の(a)）を、水蒸気量が1割程度減少した状態（下図の(b)）とみなし、評価を行う（(a)と(b)とで、非凝縮性ガスと水蒸気の割合は等価である）。</p> <div style="text-align: center;">  </div> <p>(b)は、非凝縮性ガス量は同じで、蒸気量が変化した状態、即ち、蒸気分圧が変化した状態である。そこで、蒸気量の差を見るという観点で、ガス温度の差に対する凝縮伝熱量を概算する。プラントによって格納容器再循環ユニットの形状やガス温度が変化するが、代表3ループプラントを例とすると、</p> <table border="1" data-bbox="1108 1093 1859 1212"> <thead> <tr> <th>ガス温度</th> <th>蒸気分圧</th> <th>凝縮伝熱量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>135℃</td> <td>3.1 気圧</td> <td>5.25×10⁶ kcal/h</td> </tr> <tr> <td>130℃</td> <td>2.7 気圧（-13%）</td> <td>4.78×10⁶ kcal/h（-9%）</td> </tr> </tbody> </table> <p>の関係を得る。この関係を内挿し、蒸気分圧が10%低下する場合の凝縮伝熱量は約7%低下すると評価できる（最大限水素濃度が増加する場合（ドライ換算で13vol%）の評価値）。</p> <p>C) 流速への影響</p>	ガス温度	蒸気分圧	凝縮伝熱量	135℃	3.1 気圧	5.25×10 ⁶ kcal/h	130℃	2.7 気圧（-13%）	4.78×10 ⁶ kcal/h（-9%）	
ガス温度	蒸気分圧	凝縮伝熱量									
135℃	3.1 気圧	5.25×10 ⁶ kcal/h									
130℃	2.7 気圧（-13%）	4.78×10 ⁶ kcal/h（-9%）									

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>原子炉格納容器内雰囲気は水蒸気と空気（非凝縮性ガス）の混合気体で形成されるが、空気中の水素濃度が増加した場合には、非凝縮性ガスの分圧及び密度が変化し、これに伴う自然対流への影響が考えられる。そこで、水素を含まない場合と水素を含む場合において、自然対流の駆動力となる気体密度の相違及びダクトにおける圧力損失を評価し、両者を比較することで、水素の自然対流流量への影響を半定量的に評価する。</p> <p>自然対流の駆動力及び格納容器再循環ユニットのダクトにおける圧力損失を以下に示す。この2つの式がバランスする点で自然対流が成立する。</p> <p>自然対流力の式：$P_d = h \cdot (\rho_2 - \rho_1)$</p> <p>圧力損失の式：$\Delta P = \frac{\zeta V^2 \times \rho_m}{2g}$</p> <p>ここで、$P_d$ ドラフト力 h 冷却コイルとダクト開口高さ ρ 密度 ΔP 圧力損失 ζ 抵抗係数 V ユニット正面流速 g 重力加速度</p> <p>原子炉格納容器内密度ρ_1及び格納容器再循環ユニット出口密度ρ_2は、それぞれの空気密度と水蒸気密度の和であり、</p> <p>原子炉格納容器内密度：$\rho_1 = \rho_{a1} + \rho_{v1}$ 格納容器再循環ユニット出口密度：$\rho_2 = \rho_{a2} + \rho_{v2}$</p> <p>で示される。$\rho_m$は、原子炉格納容器内密度$\rho_1$と格納容器再循環ユニット出口密度$\rho_2$の平均値であり、</p> $\rho_m = \frac{\rho_1 + \rho_2}{2}$ <p>である。また、ρ_{a1}、ρ_{v1}、ρ_{a2}、ρ_{v2}は、</p> <p>ρ_{a1} 原子炉格納容器内空気密度（原子炉格納容器内空気分圧に対する密度） ρ_{v1} 原子炉格納容器内水蒸気密度（原子炉格納容器内飽和温度に対する密度） ρ_{a2} 格納容器再循環ユニット出口空気密度（格納容器再循環ユニット出口空気分圧に対する密度） ρ_{v2} 格納容器再循環ユニット出口水蒸気密度（格納容器再循環ユニット出口飽和温度に対する密度）</p> <p>により定義され、格納容器再循環ユニット出口の空気分圧は、全圧と水蒸気分圧との差である。また、格納容器再循環ユニット出口水蒸気分圧は飽和温度から求める。</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>以下、水素を含まない場合と水素を含む場合とに分けて評価を行い、両者を比較することで自然対流流速を評価する。</p> <p>a) 水素を含まない場合</p> <p>流速を評価するため、原子炉格納容器内密度ρ_1及び格納容器再循環ユニット出口密度ρ_2を算定する。</p> <p>気体の密度ρ_aは、状態方程式を用い、</p> $\rho_a = \frac{P_a \times 1.01325 \times 10^5}{R_a \times (T + 273.15)}$ <p>により計算する。ここで、P_aは気体分圧[atm]、R_aはガス定数[J/K/kg]、Tは雰囲気温度[°C]である。</p> <p>まず、原子炉格納容器内密度ρ_1を求める。原子炉格納容器圧力が3.97atmの場合の原子炉格納容器内の条件は、</p> <p>《原子炉格納容器内条件》</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器内温度： 130°C（原子炉格納容器圧力の飽和温度） ・原子炉格納容器内水蒸気分圧： 2.67atm ・原子炉格納容器内空気分圧： 1.31atm ・原子炉格納容器内水蒸気密度ρ_{v1}：1.50kg/m³（飽和蒸気密度） ・原子炉格納容器内空気密度ρ_{a1}： 1.14kg/m³ <p>である。ここで、原子炉格納容器内空気密度ρ_{a1}は、</p> $\rho_a = \frac{P_a \times 1.01325 \times 10^5 - 1.31 \times 1.01325 \times 10^5}{R_a \times (T + 273.15)} = \frac{1.31 \times 1.01325 \times 10^5}{289 \times (130 + 273.15)} = 1.14$ <p>により求めている。原子炉格納容器内密度ρ_1は、ρ_{a1}とρ_{v1}の和であり、</p> $\rho_1 = \rho_{a1} + \rho_{v1} = 1.50 + 1.14 = 2.64 \text{ [kg/m}^3\text{]} \quad \text{①}$ <p>を得る。</p> <p>次に、格納容器再循環ユニット出口密度ρ_2を求める。原子炉格納容器圧力が3.97atmの場合の格納容器再循環ユニット出口の条件は、</p> <p>《格納容器再循環ユニット出口条件》</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器再循環ユニット出口温度： 74.2°C (冷却コイルバランス計算値) ・格納容器再循環ユニット出口水蒸気分圧： 0.37atm (格納容器再循環ユニット出口温度の飽和蒸気圧力) ・格納容器再循環ユニット出口空気分圧： 3.61atm 	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>(全圧-飽和蒸気分圧)</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器再循環ユニット出口水蒸気密度ρ_{v2} : 0.23kg/m³ <p>(飽和蒸気密度)</p> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器再循環ユニット出口空気密度ρ_{a2} : 3.64kg/m³ <p>である。ここで、格納容器再循環ユニット出口空気密度ρ_{a2}は、</p> $\rho_a = \frac{P_a \times 1.01325 \times 10^5}{R_a \times (T + 273.15)} = \frac{3.61 \times 1.01325 \times 10^5}{289 \times (74.2 + 273.15)} = 3.64$ <p>により求めている。格納容器再循環ユニット出口密度ρ_2は、ρ_{a2}とρ_{v2}の和であり、</p> $\rho_2 = \rho_{a2} + \rho_{v2} = 0.23 + 3.64 = 3.87 \text{ [kg/m}^3\text{]} \quad \textcircled{2}$ <p>を得る。</p> <p>b) 水素を含む場合（水素混合空気の場合）</p> <p>a) の状態から、ドライ換算濃度 13vol%の水素が混入した場合の評価を行う。</p> <p>水素が混入した場合の密度変化は、</p> <p>原子炉格納容器内密度（水素混入後）：$\rho'_1 = \rho'_{a1} + \rho_{v1}$</p> <p>格納容器再循環ユニット出口密度（水素混入後）：$\rho'_2 = \rho'_{a2} + \rho_{v2}$</p> <p>であり、このときの、気体の密度$\rho'_a$は、</p> $\rho'_a = \frac{P'_a \times 1.01325 \times 10^5}{R'_a \times (T + 273.15)}$ <p>により計算する。</p> <p>まず、水素混入後の原子炉格納容器内密度ρ'_1を求める。原子炉格納容器圧力は、3.97atm から水素混入により加圧された状態であり 4.17atm とする。このときの原子炉格納容器内の条件は、</p> <p>《原子炉格納容器内条件》</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内温度： 130℃（原子炉格納容器圧力の飽和温度） 原子炉格納容器内水蒸気分圧： 2.67atm 原子炉格納容器内空気分圧： 1.50atm（水素濃度を 13vol%） 原子炉格納容器内水蒸気密度ρ'_{v1} : 1.50kg/m³（飽和蒸気密度） 原子炉格納容器内空気密度ρ'_{a1} : 1.15kg/m³ <p>である。ここで、原子炉格納容器内空気密度ρ'_{a1}は、</p> $\rho'_a = \frac{P'_a \times 1.01325 \times 10^5}{R'_a \times (T + 273.15)} = \frac{1.50 \times 1.01325 \times 10^5}{328 \times (130 + 273.15)} = 1.15$ <p>により求めている。原子炉格納容器内密度ρ_1は、ρ_{a1}とρ_{v1}の和であり、</p> $\rho_1 = \rho_{a1} + \rho_{v1} = 1.50 + 1.15 = 2.65 \text{ [kg/m}^3\text{]} \quad \textcircled{3}$	

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（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>を得る。</p> <p>次に、水素混入後の格納容器再循環ユニット出口密度ρ'_2を求める。原子炉格納容器圧力が4.17atmの場合の格納容器再循環ユニット出口の条件は、</p> <p>《格納容器再循環ユニット出口条件》</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器再循環ユニット出口温度： 74.2℃ （水素を含まない場合の冷却出口温度を第一近似として設定） ・格納容器再循環ユニット出口水蒸気分圧： 0.37atm （雰囲気温度の飽和蒸気圧力） ・格納容器再循環ユニット出口空気分圧： 3.80atm （全圧－飽和蒸気分圧） ・格納容器再循環ユニット出口水蒸気密度ρ'_{v2}：0.23kg/m³ （飽和蒸気密度） ・格納容器再循環ユニット出口空気密度ρ'_{a2}： 3.38kg/m³ <p>である。ここで、水素混入後の格納容器再循環ユニット出口空気密度ρ'_{a2}は、</p> $\rho'_{a2} = \frac{P_a \times 1.01325 \times 10^5}{R_a \times (T + 273.15)} = \frac{3.80 \times 1.01325 \times 10^5}{328 \times (74.2 + 273.15)} = 3.38$ <p>により求めている。水素混入後の格納容器再循環ユニット出口密度ρ'_2は、ρ'_{a2}とρ'_{v2}の和であり、</p> $\rho'_2 = \rho'_{a2} + \rho'_{v2} = 0.23 + 3.38 = 3.61 \text{ [kg/m}^3\text{]} \quad \text{④}$ <p>を得る。</p> <p>c) 流速への影響評価</p> <p>a) 及びb)の結果から、水素を含まない場合と水素を含む場合を比較することで自然対流流速を評価する。</p> <p>自然対流流量（流速）は、自然対流力の式及び圧力損失の式、即ち、</p> <p>自然対流力の式： $P_d = h \cdot (\rho_2 - \rho_1)$</p> <p>圧力損失の式： $\Delta P = \frac{\zeta \times V^2 \times \rho_m}{2g}$</p> <p>において、$P_d$と$\Delta P$がバランスする場合の流速$V$であり、上式の右辺同士が等しい状態であり、流速$V$について解くと、</p> $V = \sqrt{\frac{2gh}{\zeta} \cdot \frac{\rho_2 - \rho_1}{\rho_m}} = \alpha \cdot \sqrt{\frac{\rho_2 - \rho_1}{\rho_m}}$ <p>を得る。ここで、αは定数をひとまとめにしたものである。</p> <p>上式に、A) 及びB)の結果を代入することで、</p> <p>水素を含まない場合 $V = \alpha \times 0.615$</p>	

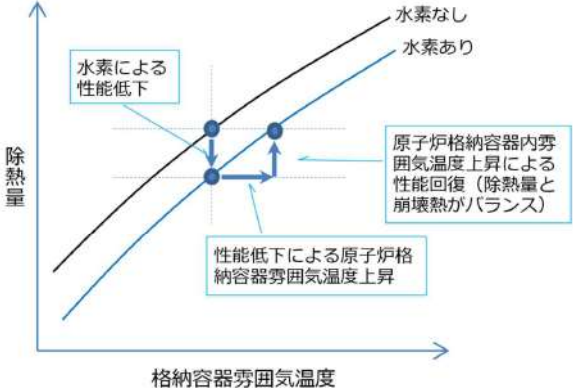
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>水素を含む場合 $V' = \alpha \times 0.554$</p> <p>となり、水素を含む場合は、水素を含まない場合に対して、流速が約90%（約10%の低下）になる。</p> <table border="1" data-bbox="1160 284 1823 429"> <thead> <tr> <th></th> <th>水素を含まない場合</th> <th>水素を含む場合</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>雰囲気密度</td> <td>2.64 kg/m³</td> <td>2.65 kg/m³</td> </tr> <tr> <td>ユニット出口密度</td> <td>3.87 kg/m³</td> <td>3.61 kg/m³</td> </tr> <tr> <td>流速</td> <td>$\alpha \times 0.615$ m/s</td> <td>$\alpha \times 0.554$ m/s (左記に対し-10%)</td> </tr> </tbody> </table> <p>水素が存在しない場合からドライ換算で13vol%に相当する水素ガスが増加した状態とは、非凝縮性ガスの割合が1割程度増加した状態である。これを、冷却コイル表面での蒸気凝縮現象への影響として捉えると、冷却面への蒸気拡散に対する非凝縮性ガスが1割増加した状態であると捉えることができる。</p> <p>D) 水素影響評価のまとめ</p> <p>以上の検討の結果、最大限水素濃度が増加する場合（ドライ換算で13vol%）の影響として、水素が存在しない場合に対し、</p> <p>除熱量の低下 : 約7%</p> <p>流速の低下 : 約10%</p> <p>が見込まれる。</p> <p>なお、除熱量と流速が低下する場合には、原子炉格納容器の除熱が悪化する分、原子炉格納容器内温度は高くなることから、除熱量と流速はある程度、改善される。</p> <p>(3) 感度解析</p> <p>格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却モデルに関する不確かさとしては、水素が存在する場合に性能低下が見込まれることから、代表3ループプラントを例として、感度解析により原子炉格納容器内の圧力及び温度への影響を評価する。</p> <p>A) 解析条件</p> <p>感度解析のベースケースは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」である。ベースケースでは、3.3.5(3)で述べたとおり、設計値に基づく除熱特性（雰囲気温度に対する流速及び除熱量の関係）を与えている。また、(2)の検討より、最大限水素濃度が増加するとした場合の除熱特性の低下は、除熱量で約7%、流速で約10%である。感度解析ケースとしてこれらの性能低下を考慮した解析を実施した。</p>		水素を含まない場合	水素を含む場合	雰囲気密度	2.64 kg/m ³	2.65 kg/m ³	ユニット出口密度	3.87 kg/m ³	3.61 kg/m ³	流速	$\alpha \times 0.615$ m/s	$\alpha \times 0.554$ m/s (左記に対し-10%)	
	水素を含まない場合	水素を含む場合												
雰囲気密度	2.64 kg/m ³	2.65 kg/m ³												
ユニット出口密度	3.87 kg/m ³	3.61 kg/m ³												
流速	$\alpha \times 0.615$ m/s	$\alpha \times 0.554$ m/s (左記に対し-10%)												

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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									
	<table border="1" data-bbox="1158 197 1843 400"> <thead> <tr> <th></th> <th>除熱特性</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>設計に基づく除熱特性</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>設計に基づく除熱特性に対し、以下を見込む 除熱量： -7% 流速： -10%</td> <td>水素による除熱特性への影響の検討結果（4.3.3）を包絡するよう設定</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1059 467 1173 491">B) 解析結果</p> <p data-bbox="1111 501 1962 863">解析結果を図 4.3-10 に示す。事象発生後の24時間後に格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を開始することにより、原子炉格納容器圧力を長期的に低下させる。感度解析ケースにおいては、除熱量を7%、流速を10%低下させているため、原子炉格納容器圧力及び温度が高めに推移する傾向があり、原子炉格納容器最高圧力は約0.351MPa[gage]で、ベースケース（約0.335MPa[gage]）よりも約0.016 MPa 高めに評価する結果となる。原子炉格納容器内温度は約135℃であり、ベースケース（約133℃）よりも約2℃高めに評価する結果となる。このように、性能低下幅（除熱量：7%、流速：10%）に対して、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかであった。その理由は、格納容器再循環ユニットでの除熱量が低下したことで原子炉格納容器内温度が高めとなるためにヒートシンクへの伝熱量が増加すること、及び、格納容器再循環ユニットの除熱効果が改善されることが考えられる。後者は、下図に示すとおりであり、性能低下により原子炉格納容器内温度が上昇するが、それにより除熱性能が改善されることによる。</p>  <p data-bbox="1290 1353 1731 1377">原子炉格納容器再循環ユニット除熱特性 概念図</p>		除熱特性	設定根拠	ベースケース	設計に基づく除熱特性	設計値	感度解析ケース	設計に基づく除熱特性に対し、以下を見込む 除熱量： -7% 流速： -10%	水素による除熱特性への影響の検討結果（4.3.3）を包絡するよう設定	
	除熱特性	設定根拠									
ベースケース	設計に基づく除熱特性	設計値									
感度解析ケース	設計に基づく除熱特性に対し、以下を見込む 除熱量： -7% 流速： -10%	水素による除熱特性への影響の検討結果（4.3.3）を包絡するよう設定									

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（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>これらの結果、水素による性能低下に対して、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑えられていると考えられる。</p> <p>なお、本評価は、最大限水素濃度が増加するとした場合（ドライ換算 13vol%）に対する評価であり、実際の性能低下は、実際の水素生成量、水素処理装置による処理から求められる水素濃度に依存する。</p> <p>(4) まとめ</p> <p>格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却モデルに関する不確かさの検討を行い、原子炉格納容器内に水素が存在する場合に除熱性能の低下が見込まれることから、代表3ループプラントを例として、最大水素濃度（ドライ条件換算で 13vol%）を想定した場合、水素が存在しない場合に対して、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・除熱量の低下 : 約 7% ・流速の低下 : 約 10% <p>の不確かさがあることを確認した。なお、本評価は、最大限水素濃度が増加するとした場合（ドライ条件換算 13vol%）に対する評価であり、実際の性能低下は水素濃度に依存する。</p> <p>上記の不確かさについて、感度解析により、有効性評価への影響を確認した。その結果、原子炉格納容器最高圧力で約 0.016MPa、原子炉格納容器内最高温度で約 2℃の感度があり、原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍及び原子炉格納容器内温度 200℃までの余裕は少なくなる傾向となるが、原子炉格納容器内温度が高めとなることで、ヒートシンクへの伝熱量の増加、及び、格納容器再循環ユニットの除熱効果の改善の効果があり、不確かさの影響は、最高使用圧力の2倍及び200℃に対する余裕に比べて1桁程度小さい。</p> <table border="1" data-bbox="1189 895 1771 1074"> <thead> <tr> <th></th> <th>ベースケース</th> <th>感度解析ケース</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉格納容器 最高圧力 (MPa[gage])</td> <td>約 0.335 (0.231)</td> <td>約 0.351 (0.215)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内 最高温度 (℃)</td> <td>約 133 (67)</td> <td>約 135 (65)</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 括弧内は最高使用圧力の2倍 (0.566MPa[gage]) あるいは200℃までの余裕を示す。</p> <p>上記の評価は、代表3ループプラントを対象とした結果であり、ループ数によらず各プラントで同様の格納容器内自然対流冷却の方式（メカニズム）を採用していることから、原子炉格納容器内に水素が存在する場合に圧力及び雰囲気温度を高め評価する傾向については各プラントでも同様であり、MAAP コードの自然対流冷却に関するモデルは、水素が存在する場合の影響評価手法も含め、実機解析に適用できる。ただし、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の冷却性能等の条件はプラントによって異なることから、不確かさの幅（水素による性能低下の幅）及びその影響程度は、プラント毎に評価を要する。</p>		ベースケース	感度解析ケース	原子炉格納容器 最高圧力 (MPa[gage])	約 0.335 (0.231)	約 0.351 (0.215)	原子炉格納容器内 最高温度 (℃)	約 133 (67)	約 135 (65)	
	ベースケース	感度解析ケース									
原子炉格納容器 最高圧力 (MPa[gage])	約 0.335 (0.231)	約 0.351 (0.215)									
原子炉格納容器内 最高温度 (℃)	約 133 (67)	約 135 (65)									

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)
 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="1556 207 1960 279" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> 「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。」 </div> <div data-bbox="1176 1332 1848 1396"> <p>図 4.3-10 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却モデルに関する感度解析結果</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>4.3.2 炉心ヒートアップ（燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、被覆管変形〔炉心（燃料）〕）</p> <p>炉心ヒートアップに関する解析モデル（燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形）については、4.2.1に示したように、TMI事故の分析結果と比較し、妥当な結果が得られている。また、MAAPコードの解析モデルがTMI事故あるいはその後の検討により得られた知見をもとに開発されていることも踏まえると、MAAPコードの解析モデルは一定の妥当性を有していると判断できる。しかし、炉心熔融時の実機の挙動に関しては、現段階では十分な知見が得られていない状況であることから、ここでは、炉心ヒートアップに関する解析モデルに関連したパラメータに対する感度解析により、その影響の程度を把握する。</p> <p>(1) 解析条件</p> <p>原子炉水位が低下すると、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-水反応の酸化発熱反応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被覆管破裂が発生する可能性がある。これらの挙動が炉心ヒートアップ速度に与える影響については十分な知見が得られていないことから、BWR 5Mark-I 改良型格納容器プラントを例として、炉心ヒートアップ速度に関する感度解析を実施して、その影響の程度を確認する。</p> <p>この感度解析では、ジルコニウム-水反応が一旦開始すると、この反応熱は崩壊熱よりも大きく、ヒートアップに最も寄与することから、ジルコニウム-水反応の速度に着目する。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乗じる係数（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速くなる方向に影響する。これらは炉心熔融進展が速くなる方向へ作用する。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熔融過程の比較的短期間であることから、炉心全体が熔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。</p> <p>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、表4.3-1に示すように2倍とする。</p>	<p>4.3.4 炉心ヒートアップ</p> <p>炉心ヒートアップに関する解析モデル（燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形）については、4.2.1に示したように、TMI事故の分析結果と比較し、妥当な結果が得られている。また、MAAPコードの解析モデルがTMI事故あるいはその後の検討により得られた知見を基に開発されていることも踏まえると、MAAPコードの解析モデルは一定の妥当性を有していると判断できる。しかし、炉心熔融時の実機の挙動に関しては、現段階では十分な知見が得られていない状況であることから、ここでは、炉心ヒートアップに関する解析モデルに関連したパラメータに対する感度解析により、その影響程度を把握する。</p> <p>(1) 解析条件</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-水反応の酸化発熱反応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パーストが発生する可能性がある。これらの挙動が炉心ヒートアップ速度に与える影響については十分な知見が得られていないことから、4ループプラントを例として、炉心ヒートアップ速度に関する感度解析を実施して、その影響程度を確認する。</p> <p>この感度解析では、ジルコニウム-水反応が一旦開始すると、この反応熱は崩壊熱よりも大きく、ヒートアップに最も寄与することから、ジルコニウム-水反応の速度に着目する。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乗じる係数（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高くなる方向に影響する。これらは炉心熔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パーストが発生する場合にパ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、限定されたパースト部のみで生じること、炉心形状が健全な状態は熔融過程の比較的短期間であることから、炉心全体が熔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>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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 style="text-align: center;">表 4.3-1 炉心ヒートアップの感度解析ケース</p> <table border="1" data-bbox="241 233 949 363"> <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> <p>(2) 解析結果</p> <p>炉心ヒートアップの進展は、炉心領域の冷却材による除熱の効果により差が生じることから、格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「高圧・低圧注水機能喪失（原子炉圧力容器破損）」（以下「TQUVシーケンス」という。）及び「大破断LOCA時注水機能喪失（原子炉圧力容器破損）」（以下「大破断LOCAシーケンス」という。）について、感度解析を実施した。以下に結果を述べる。</p> <p>A) TQUVシーケンス（添付1に詳細を記載）</p> <p>解析結果を図4.3-3に示す。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、金属-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5分早くなっている。原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力はわずかに高くなるが2.0MPa[gage]以下である。また、格納容器圧力・格納容器温度に対しては、酸化反応熱が増加することから、原子炉格納容器に放出された熱量の増加によりベースケースより高めになるが、その差はわずかである。</p> <p>B) 大破断LOCAシーケンス</p> <p>解析結果を図4.3-4に示す。大破断LOCAシーケンスでは、原子炉圧力容器内の冷却材インベントリが急激に減少し除熱が悪化することから、TQUVシーケンスと比較してより早い時間からヒートアップが進展する。感度解析ケースにおいてはヒートアップ時の被覆管表面積を2倍にしたが、大破断LOCA事象と同時に原子炉冷却材が喪失するため、原子炉内の限られたインベントリに対する酸化反応は限定的であり、反応表面積を増加した場合の方が炉心溶融までの時間を遅くする。炉心溶融は、感度解析ケースにおいて約4分遅くなっている。TQUVシーケンスでは、原子炉圧力容器内の冷却材インベントリの減少がより緩やかであることから、炉心部への蒸気供給が継続される。このため、ヒートアップ時の被覆管表面積の感度はTQUVシーケンスの方が大きくなったものである。</p>	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	<table border="1" data-bbox="1160 233 1823 363"> <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> <p>(2) 解析結果</p> <p>炉心ヒートアップの進展は、炉心領域の冷却材による除熱の効果により差が生じることから、SBOシーケンスとLOCAシーケンスについて、感度解析を実施した。以下に結果を述べる。</p> <p>A) SBOシーケンス（添付1に詳細を記載）</p> <p>解析結果を図4.3-11に示す。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。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。さらに、酸化反応熱が増加することでその後の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開始は約14分早くなっている。この影響として、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力はわずかに高くなるが2.0MPa[gage]以下である。また、原子炉格納容器圧力・温度に対しては、酸化反応熱が増加したため、原子炉格納容器に放出された熱量の増加によりベースケースより高めになるが、その差はわずかである。</p> <p>B) LOCAシーケンス</p> <p>解析結果を図4.3-12に示す。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。炉心溶融は、ベースケースと感度解析ケースでほぼ同時刻に発生する。リロケーション開始は感度解析ケースの方が約30秒早くなるにとどまり、SBOシーケンスと比較して感度が小さい結果となっている。LOCAシーケンスでは、1次冷却系保有水量が減少し除熱が悪化することから、SBOシーケンスと比較してより早い時間よりヒートアップが進展する。SBOシーケンスでは、1次冷却系保有水量の減少がより緩やかであることから、ヒートアップ挙動はより緩慢となる。このため、ジルコニウム-水反応速度の係数の感度はSBOシーケンスの方が大きくなったものである。</p>	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（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) まとめ</p> <p>ヒートアップに関してジルコニウム-水反応が促進される場合の影響を確認するため、仮想的な厳しい振幅ではあるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析を行った。炉心溶融のタイミングについては、TQUV、大破断LOCAシーケンスのいずれも感度は小さい。また、下部プレナムへのリロケーションの開始時刻は、両シーケンスともベースケースとほとんど同時であり、炉心溶融開始から原子炉圧力容器破損までは3～4時間程度の時間があることから、原子炉圧力容器破損時点で格納容器下部に十分な注水がなされており、実機解析への影響はない。さらに、TQUVシーケンスでは、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力も2.0MPa[gage]以下であり、格納容器圧力への影響もわずかとなることから、実機解析への影響はない。水素ガス発生の観点では、感度解析においては被覆管酸化反応熱の増加を想定して仮想的に被覆管表面積（ジルコニウム-水反応速度の係数）を大きくしているものであり、実機の被覆管表面積は形状により決まることから影響しない。また、原子炉圧力容器破損時刻への感度は大きくなく、格納容器下部への注水量に大きな差は生じないことから、コンクリート侵食量への影響は小さいと考えられる。</p> <p>以上より、有効性評価への適用性に問題はないと判断した。</p>	<p>(3) まとめ</p> <p>ヒートアップに関してジルコニウム-水反応が促進される場合の影響を確認するため、仮想的な厳しい振幅ではあるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析を行った。運転員等操作の起点となる炉心溶融については、SBO、LOCAシーケンスのいずれも感度は小さい。また、下部プレナムへのリロケーションの開始時刻は、SBOシーケンスで約14分の感度があるが、SBOシーケンスは事象進展が遅く、炉心溶融開始から原子炉容器破損までは3～4時間程度の時間がかかることから、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注水がなされており、実機解析への影響はない。さらに、SBOシーケンスでは、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力も2.0MPa[gage]以下であり、原子炉格納容器圧力の上昇もわずかとなることから、実機解析への影響はない。水素発生の観点では、感度解析においては燃料被覆管酸化反応熱の増加を想定して仮想的にジルコニウム-水反応速度の係数を大きくしているものであり、実機の燃料被覆管反応表面積は形状により決まること、また、水素生成量は全炉心内のZrの75%が酸化反応するという条件に包絡されることから影響しない。</p> <p>また、LOCAシーケンスにおいて原子炉容器破損時刻への感度は大きくなく、原子炉下部キャビティへの注水量に大きな差は生じないことから、コンクリート侵食量への影響は小さいと考えられる。</p> <p>以上より、有効性評価への適用性に問題はないと判断した。</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>図 4.3-3 炉心ヒートアップに関する感度解析結果（TQUVシーケンス）（1/2）</p>	<p>図 4.3-11 炉心ヒートアップに関する感度解析結果（SBOシーケンス）（1/2）</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 4.3-3 炉心ヒートアップに関する感度解析結果 (TQUVシーケンス) (2/2)</p>	<p>図 4.3-11 炉心ヒートアップに関する感度解析結果 (SB0シーケンス) (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 4.3-4 炉心ヒートアップに関する感度解析結果 (大破断LOCAシーケンス)</p>	<p>図 4.3-12 炉心ヒートアップに関する感度解析結果 (LOCA シーケンス)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>4.3.3 リロケーション [原子炉圧力容器(炉心損傷後)]</p> <p>炉心のリロケーションに関する解析モデルについては、4.2.1に示したように、TMI事故の分析結果と比較し、妥当な結果が得られている。また、MAAPコードの解析モデルがTMI事故あるいはその後の検討により得られた知見をもとに開発されていることも踏まえると、MAAPコードの解析モデルは一定の妥当性を有していると判断できる。しかし、炉心溶融時の実機の挙動に関しては、現段階では十分な知見が得られていない状況であることから、ここでは、炉心のリロケーションに関する解析モデルに関連したパラメータに対する感度解析により、その影響の程度を把握する。</p> <p>(1) 解析条件</p> <p>炉心がヒートアップすると、燃料が自立した状態から、燃料が崩壊した状態となる。燃料が崩壊すると、燃料が自立した状態に比べて水蒸気による冷却が困難となり、溶融状態へ至る事象進展が早くなる。MAAPコードでは、炉心温度と破損時間の関係を整理した Larson-Miller パラメータを利用して、炉心ノード崩壊の判定を行っており、この条件がリロケーションに与える影響については十分な知見が得られていないことから、BWR 5Mark-I 改良型格納容器プラントを例として、燃料崩壊によるリロケーションに関する感度解析を実施して、その影響の程度を確認する。</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 [] 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、さらに炉心ノードの崩壊が早く進むことを想定し、表 4.3-2 に示すように、炉心ノード温度 [] K と [] 時間（あるいは [] K で [] 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。これは、炉心ノード崩壊のパラメータを [] K 低くするものであり、炉心ヒートアップ時の燃料及び燃料被覆管の融点は精度よく予測できるため、[] K 低く評価することは実現象に対しては仮想的かつ厳しいものであるが、リロケーションが早く進む場合の影響の把握を目的としたものである。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 style="text-align: center;">表 4.3-2 リロケーションに関する感度解析のパラメータ</p> <table border="1" data-bbox="246 1053 940 1228"> <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>当該変数設定範囲のノミナル値</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 style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;">本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</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	当該変数設定範囲のノミナル値	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>4.3.5 リロケーション</p> <p>炉心のリロケーションに関する解析モデルについては、4.2.1に示したように、TMI事故の分析結果と比較し、妥当な結果が得られている。また、MAAPコードの解析モデルがTMI事故あるいはその後の検討により得られた知見を基に開発されていることも踏まえると、MAAPコードの解析モデルは一定の妥当性を有していると判断できる。しかし、炉心溶融時の実機の挙動に関しては、現段階では十分な知見が得られていない状況であることから、ここでは、炉心のリロケーションに関する解析モデルに関連したパラメータに対する感度解析を実施して、その影響程度を把握する。</p> <p>(1) 解析条件</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、溶融状態へ至る事象進展が早くなる。MAAPコードでは、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）を条件として、炉心崩壊の判定を行っており、この条件がリロケーションに与える影響については十分な知見が得られていないことから、リロケーションに関する感度解析を実施して、その影響程度を確認する。</p> <p>ベースケースでは、炉心ノードが [] K 一定と仮定した場合に [] 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、炉心崩壊が早く進むことを想定し、炉心ノードが [] K 一定と仮定した場合に [] 時間（あるいは [] K 一定で [] 秒）経過すると炉心が崩壊する場合の影響を確認する。これは、炉心崩壊の判定条件を [] K 早くするものであり、炉心ヒートアップ時の燃料及び燃料被覆管の融点は精度よく予測できるため、[] K 低く評価することは実現象に対しては仮想的かつ厳しいものであるが、リロケーションが早く進む場合の影響の把握を目的としたものである。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="1187 1021 1814 1181"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>[] 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>[] 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>[] 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> <p style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;">枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p>	項目	[] 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	[] K	当該変数推奨範囲の最確値	感度解析ケース	[] 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	[] K	当該変数設定範囲のノミナル値																		
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																		
項目	[] 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	[] K	当該変数推奨範囲の最確値																		
感度解析ケース	[] 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（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) 解析結果</p> <p>炉心のリロケーションは、炉心領域の冷却材が失われ、崩壊熱及び被覆管酸化反応により燃料温度が上昇して発生するが、TQUVシーケンスと大破断LOCAシーケンスについて、感度解析を実施した。以下に結果を述べる。</p> <p>A) TQUVシーケンス（添付1に詳細を記載）</p> <p>解析結果を図4.3-5に示す。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。感度解析ケースにおいては、炉心ノードが崩壊する判定を厳しくしたことで、より早期に炉心ノードの崩壊及び炉心溶融が進展することになるものの、その影響は限定的であり、事象全体の進展に大きな影響はない。原子炉圧力容器破損時刻に関してもほぼ同時刻である。この時の原子炉圧力は、ベースケースとほぼ同じであり、2.0MPa[gage]以下である。また、格納容器圧力に対しても、到達する圧力や温度の差はわずかである。</p> <p>B) 大破断LOCAシーケンス</p> <p>解析結果を図4.3-6に示す。大破断LOCAシーケンスでは、原子炉圧力容器内のインベントリが減少し除熱が悪化することから炉心のヒートアップが促進され、TQUVシーケンスと比較して早い時間でリロケーションが進展する。感度解析ケースにおいては、炉心ノードが崩壊する判定を厳しくしたことで、より早期に炉心ノードの崩壊及び炉心溶融が進展することになるものの、TQUVシーケンスと同様、事象全体の進展に大きな影響はない。また、格納容器圧力に対しても、到達する圧力や温度の差はわずかである。</p> <p>(3) まとめ</p> <p>リロケーションが早く進む場合の確認として、非常に厳しい条件ながら、炉心ノード崩壊の判定温度を低下させた感度解析を行った。炉心溶融のタイミングについては、TQUV、大破断LOCAシーケンスのいずれも感度は小さい。なお、原子炉圧力容器破損の時点についても両シーケンスで感度はなく、実機解析への影響はない。さらに、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力も2.0MPa[gage]以下であり、実機解析への影響はない。コンクリート侵食量については、原子炉圧力容器破損時刻への感度は大きくなく、格納容器下部への注水量に大きな差は生じないことから、影響は小さいと考えられる。</p>	<p>(2) 解析結果</p> <p>炉心のリロケーションは、炉心領域の冷却材が失われ、崩壊熱及び燃料被覆管酸化反応により燃料温度が上昇して発生するが、SBOシーケンスとLOCAシーケンスについて、感度解析を実施した。以下に結果を述べる。</p> <p>A) SBOシーケンス（添付1に詳細を記載）</p> <p>解析結果を図4.3-13に示す。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。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が、炉心溶融時刻はほぼ同時刻である。リロケーション時刻は、約17分感度解析ケースの方が早いものの、図から分かる通り感度解析ケースでリロケーション直後の溶融炉心の移動量はわずかであり、事象全体の進展に大きな影響は無い。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。このときの1次冷却材圧力は、ベースケースよりも高くなるものの、2.0MPa[gage]以下である。また、原子炉格納容器圧力に対しては、溶融炉心の原子炉下部キャビティへの落下時刻が早まるために、原子炉格納容器圧力や温度の上昇時期も早くなるものの、到達する圧力値の差はわずかである。</p> <p>B) LOCAシーケンス</p> <p>解析結果を図4.3-14に示す。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。ベースケースと感度解析ケースにおいて、炉心溶融時刻は同時刻である。リロケーションは約24秒、原子炉容器破損は約3分と、わずかながら感度解析ケースの方が早いものの、ほぼ同時刻である。LOCAシーケンスでは、1次冷却系保有水量が減少し除熱が悪化することから炉心のヒートアップが促進され、SBOシーケンスと比較して早い時間でリロケーションが進展する。また、溶融炉心の原子炉下部キャビティへの落下のタイミングが変化することで、原子炉格納容器圧力の挙動にも影響するがわずかである。</p> <p>(3) まとめ</p> <p>リロケーションが早く進む場合の確認として、非常に厳しい条件ながら、炉心崩壊の判定温度を低下させた感度解析を行った。運転員等操作の起点となる炉心溶融については、SBO、LOCAシーケンスのいずれも感度は小さい。また、原子炉容器破損の時点ではSBOシーケンスで約26分の感度があるが、SBOシーケンスは事象進展が遅く、炉心溶融開始から原子炉容器破損までは3~4時間程度の時間がかかることから、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注水がなされており、実機解析への影響はない。さらに、SBOシーケンスでは、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力も2.0MPa[gage]以下であり、原子炉格納容器圧力の上昇幅もわずかであり、実機解析への影響はない。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（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>以上より、有効性評価への適用性に問題はないと判断した。</p>	<p>水素生成量に関しては、燃料崩壊前の発生量には影響はなく、その後はリロケーションに応じて変化し得るが、全炉心内のZrの75%が酸化反応するという条件に包絡される。</p> <p>コンクリート侵食量については、LOCAシーケンスにおいて原子炉容器破損時刻への感度は大きくなく、原子炉下部キャビティへの注水量に大きな差は生じないことから、影響は小さいと考えられる。</p> <p>以上より、有効性評価への適用性に問題はないと判断した。</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>図 4.3-5 リロケーションに関する感度解析結果 (TQUVシーケンス) (1/2)</p>	<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> <p>図 4.3-13 リロケーションに関する感度解析結果 (SBO シーケンス) (1 / 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 4.3-5 リロケーションに関する感度解析結果 (TQUVシーケンス) (2/2)</p>	<p>図 4.3-13 リロケーションに関する感度解析結果 (SBOシーケンス) (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 4.3-6 リロケーションに関する感度解析結果 (大破断LOCAシーケンス)</p>	<p>図 4.3-14 リロケーションに関する感度解析結果 (LOCA シーケンス)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>4.3.4 原子炉圧力容器内FCI（溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達）【原子炉圧力容器（炉心損傷後）】</p> <p>原子炉圧力容器内FCIにより生じる圧力スパイクは、冷却材圧力バウンダリや原子炉格納容器の破損に対する脅威とはならないと考えられるが、高圧溶融物放出を防止する観点で、原子炉圧力容器破損のタイミングにおける原子炉圧力に影響を与えるものと考えられることから、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」において不確かさの分析及び感度解析による影響評価を行っている。</p> <p>以下に概要をまとめる。</p> <p>(1) 不確かさの整理</p> <p>原子炉圧力容器内FCIは、溶融炉心が炉心から下部プレナムに落下する際に、溶融炉心と冷却材の伝熱により、短期間に水蒸気が発生し、原子炉圧力が急上昇する現象である。したがって、現象に影響する要因として、①下部プレナムの冷却水の状態（温度）、②溶融ジェット径、③エントレイン量、④冷却水とデブリ粒子の伝熱が挙げられる。このうち、①については、崩壊熱と減圧沸騰により決まり、一般的な質量・エネルギー保存則に基づき計算されることから、現象としての不確かさは小さいものと考えられる。よって、②～④について感度解析を行う。</p> <p>(2) 感度解析及び結果</p> <p>A) 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、物理現象としては、炉心支持板上に堆積した溶融炉心によって炉心支持板が破損するか、又は炉心領域最外周境界のクラストが破損することにより、溶融炉心が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、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ため、感度解析としては、その1/10倍を設定した。</p> <p>解析結果を図4.3-7に示す。感度解析ケースでは、溶融ジェット径を小さくしたことにより、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ため、圧力スパイクによる圧力上昇幅がわずかながら大きくなっている。しかし、原子炉圧力容器の減圧維持を継続していることから、原子炉圧力容器破損時点での原子炉圧力は2.0MPa[gage]以下であり大きな感度はないことが確認された。</p> <p>なお、感度解析ケースでは溶融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しない。</p>	<p>4.3.6 原子炉容器内 FCI（溶融炉心細粒化、熱伝達）</p> <p>原子炉容器内 FCI により生じる圧力スパイクは、原子炉冷却材圧力バウンダリや原子炉格納容器の破損に対する脅威とはならないと考えられるが、高圧溶融物噴出を防止する観点で、原子炉容器破損の時期とあいまって、影響するものと考えられることから、添付1において不確かさの整理と感度解析による影響評価を行っている。</p> <p>以下、概要をまとめる。</p> <p>(1) 不確かさの整理</p> <p>原子炉容器内 FCI は、溶融炉心が炉心から下部プレナムに落下する際に、溶融炉心と冷却水の伝熱により、短期間に水蒸気が発生し、1次冷却材圧力が急上昇する現象である。したがって、現象に影響する要因として、①下部プレナムの冷却水の状態（温度）、②デブリジェット径、③エントレイン量、④冷却水とデブリ粒子の伝熱が挙げられる。このうち、①については、1次冷却材と蓄注注入の混合により決まり、一般的な質量及びエネルギー保存則に基づき計算されることから、現象としての不確かさは小さいものと考えられる。よって、②～④について感度解析を行う。</p> <p>(2) 感度解析及び結果</p> <p>A) デブリジェット径</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デブリジェットの落下径が小さい場合が考えられる。</p> <p>有効性評価においては、デブリジェット径として、下部炉心支持板の水力等価直径を与えており、感度解析としては、クラスト破損面積が小さくなる場合を想定して、その1/2倍を設定した。</p> <p>解析結果を図4.3-15に示す。感度解析ケースでは、溶融ジェット径を小さくしたことにより、細粒化割合が高くなり、粒子ベッドの質量が増加しているため、圧力スパイクによる圧力上昇幅が約3.7MPaとなっているが、過渡的な変化であり、原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力は1.8MPa[gage]程度であり大きな感度は無いことが確認された。</p> <p>なお、感度解析ケースでは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しない。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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) エントレイン量</p> <p>原子炉圧力容器内 F C I により生じる圧カスパイクは、エントレインされたデブリ粒子と冷却水との伝熱により生じることから、エントレイン量による感度を確認する。</p> <p>エントレイン量は Ricou-Spalding モデルにより計算しており、その比例係数（エントレインメント係数）を変化させる。エントレインメント係数は、大規模実験（FARO 実験）に対するベンチマーク解析により検討された設定範囲があり、有効性評価の解析ではその最確値を設定している。よって、感度解析としては、エントレイン量が最大となるよう、設定範囲の最大値とする。また、参考として最小値の結果も示す。</p> <p>解析結果を図 4.3-8 に示す。感度解析ケースでは、エントレインメント係数を大きくしたことにより、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ため、圧カスパイクによる圧力上昇幅がわずかに大きくなっている。しかし、原子炉圧力容器の減圧維持を継続していることから、原子炉圧力容器破損時点での原子炉圧力は 2.0MPa[gage]以下であり大きな感度はないことが確認された。</p> <p>C) 冷却水とデブリ粒子の伝熱</p> <p>冷却水とデブリ粒子の伝熱は、膜沸騰熱伝達と輻射熱伝達により計算するが、その伝熱量は、デブリ粒子の表面積、すなわち、粒子径に依存する。有効性評価の解析では、デブリ粒子の径を、(UO₂/ZrO₂) を用いた大規模実験（FARO 試験）に基づき、その平均的な値を使用しているが、実験ケースによってばらつきが存在していることから、この粒子径を小さくする場合の感度を確認する。よって、感度解析ケースでは、大規模実験に基づき検討された設定範囲の最小値とする。また、参考として最大値の結果も示す。</p> <p>解析結果を図 4.3-9 に示す。感度解析ケースでは、粒子径を小さくしたことにより、冷却水とデブリ粒子の伝熱が促進されることにより、圧カスパイクによる圧力上昇幅がわずかに大きくなっている。しかし、原子炉圧力容器の減圧維持を継続していることから、原子炉圧力容器破損時点での原子炉圧力は 2.0MPa[gage]以下であり大きな感度はないことが確認された。</p> <p>(3) まとめ</p> <p>以上、溶融ジェット径、エントレイン量及び冷却水とデブリ粒子の伝熱に関して感度解析を行った結果、圧カスパイクのピーク値及び原子炉圧力容器破損時点での原子炉圧力への影響はわずかであることが確認された。</p>	<p>B) エントレイン量</p> <p>原子炉容器内 FCI により生じる圧カスパイクは、エントレインされたデブリ粒子と冷却材との伝熱に生じることから、エントレイン量による感度を確認する。</p> <p>エントレイン量は Ricou-Spalding により計算しており、その比例係数（エントレインメント係数）を変化させる。エントレインメント係数は、大規模実験に対するベンチマーク解析により検討された設定範囲があり、有効性評価の解析ではその最確値を設定している。よって、感度解析としては、エントレイン量が最大となるよう、設定範囲の最大値とする。</p> <p>解析結果を図 4.3-16 に示す。感度解析ケースでは、エントレインメント係数を大きくしたことにより、細粒化割合が高くなり、粒子ベッドの質量が増加しているため、圧カスパイクによる圧力上昇幅が約 1.8MPa となっているが、過渡的な変化であり、原子炉容器破損時点での 1 次冷却材圧力は 1.8MPa[gage]程度であり大きな感度は無いことが確認された。</p> <p>C) 冷却水とデブリ粒子の伝熱</p> <p>冷却水とデブリ粒子の伝熱は、膜沸騰熱伝達と輻射熱伝達により計算するが、その伝熱量は、デブリ粒子の表面積、即ち、粒子径に依存する。有効性評価の解析では、デブリ粒子の径を、UO₂ 及び ZrO₂ を用いた大規模実験に基づき、その平均的な値を使用しているが、実験ケースによってばらつきが存在していることから、この粒子径を小さくする場合の感度を確認する。よって、感度ケースでは、大規模実験に基づき検討された設定範囲の最小値とする。</p> <p>解析結果を図 4.3-17 に示す。感度解析ケースでは、粒子径を小さくしたことにより、冷却水とデブリ粒子の伝熱が促進されることにより、圧カスパイクによる圧力上昇はわずかに高くなるが、ベースケースとの差はわずかであり大きな感度はないことが確認された。したがって、原子炉容器破損時点での 1 次冷却材圧力にもほとんど影響がない。</p> <p>(3) まとめ</p> <p>以上、デブリジェット径、エントレイン量及び冷却水とデブリ粒子の伝熱に関して感度解析を行った結果、デブリジェット径、エントレイン量について、圧カスパイクのピーク値に対して影響を与えるものの、原子炉容器破損時点での 1 次冷却材圧力への影響はわずかであることが確認された。</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>図 4.3-7 原子炉圧力容器内 F C I に関する感度解析結果（溶融ジェット径）</p>	<p>図 4.3-15 原子炉容器内 FCI に関する感度解析結果（デブリジェット径）</p>	
<p>図 4.3-8 原子炉圧力容器内 F C I に関する感度解析結果（エントレイン量）</p>	<p>図 4.3-16 原子炉容器内 FCI に関する感度解析結果（エントレイン量）</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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="1556 172 1960 247" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <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>	
<p>図 4.3-9 原子炉圧力容器内 F C I に関する感度解析結果（冷却水とデブリ粒子の伝熱）</p>	<p>図 4.3-17 原子炉容器内 FCI に関する感度解析結果（冷却水とデブリ粒子の伝熱）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（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>4.3.5 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達 [原子炉压力容器(炉心損傷後)]</p> <p>下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達モデルについては、4.2.1に示したように、TMI事故の分析結果と比較し、妥当な結果が得られている。また、MAAPコードの解析モデルがTMI事故あるいはその後の検討により得られた知見をもとに開発されていることも踏まえると、MAAPコードの解析モデルは一定の妥当性を有していると判断できる。しかし、炉心溶融時の実機の挙動に関しては、現段階では十分な知見が得られていない状況であることから、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」において、不確かさの分析及び感度解析による影響評価を行っている。以下に概要をまとめる。</p> <p>(1) 解析条件及び解析結果</p> <p>A) 溶融炉心と上面水プールとの伝熱</p> <p>溶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、溶融炉心は冷却され、そのときの熱流束は限界熱流束で制限される。上部クラスト形態には不確かさがあり、クラストのひび割れがない場合には、溶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、下部プレナム内の溶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> <p>ベースケースでは、限界熱流束に係る係数として最確値を与え、感度解析ケースでは水への熱伝達が制限される値を設定する。</p> <p>図4.3-10に、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事になる。その結果、感度解析ケースにおいて原子炉压力容器破損時間はわずかに早くなっている。ただし、原子炉压力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。</p> <p>B) 溶融炉心と原子炉压力容器間の熱伝達</p> <p>原子炉压力容器がクリープすることで、溶融炉心の下部クラストと原子炉压力容器の間にギャップが生じ、そのギャップに水が浸入して冷却される。MAAPの解析モデルでは、ギャップに浸入した水と溶融炉心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、溶融炉心重量が大きい場合にはギャップ幅が小さくなり、気液対向流制限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^[24]。また、制御棒駆動機構ハウジング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、原子炉压力容器破損へ至る事象進展も早くなる。</p>	<p>4.3.7 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達</p> <p>下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達モデルについては、4.2.1に示したように、TMI事故の分析結果と比較し、妥当な結果が得られている。また、MAAPコードの解析モデルがTMI事故あるいはその後の検討により得られた知見を基に開発されていることも踏まえると、MAAPコードの解析モデルは一定の妥当性を有していると判断できる。しかし、炉心溶融時の実機の挙動に関しては、現段階では十分な知見が得られていない状況であることから、添付1において、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する解析モデルに関連したパラメータの不確かさを検討し、感度解析によりその影響程度を把握している。以下に概要を纏める。</p> <p>(1) 解析条件及び解析結果</p> <p>A) 溶融炉心と上面水プールとの伝熱</p> <p>溶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、溶融炉心は冷却され、そのときの熱流束は限界熱流束で制限される。上部クラスト形態には不確かさがあり、クラストのひび割れが無い場合には、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> <p>ベースケースでは、限界熱流束にかかる係数として最確値を与え、感度解析ケースでは水への熱伝達が制限される値を設定する。</p> <p>図4.3-18に、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>B) 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達</p> <p>原子炉容器がクリープしているため、溶融炉心の下部クラストと原子炉容器の間にギャップが生じ、そのギャップに水が浸入して冷却される。MAAPコードの解析モデルでは、ギャップに浸入した水と溶融炉心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^[26]。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。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>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行い、その影響を把握する。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最確値を与えている。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係数として定義され、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。</p> <p>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た評価を実施する。</p> <p>図4.3-11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。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下部プレナムギャップの水による除熱がないため、下部プレナムの温度がより早く上昇するが、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、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非常に小さい。また、いずれのケースも原子炉圧力容器破損時点での原子炉圧力は2.0MPa[gage]以下であり大きな感度はないことが確認された。</p> <p>(2) まとめ</p> <p>以上、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に関して感度解析を行った結果、原子炉圧力容器破損時刻への影響はわずかであることが確認された。</p>	<p>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行い、その影響を把握する。</p> <p>溶融炉心と下部ヘッド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最確値を与えている。この係数は、下部ヘッド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、溶融炉心と下部ヘッドが接触している状態を模擬するための設定とした評価を実施する。</p> <p>図4.3-19に、下部ヘッド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、下部ヘッドの温度がより早く上昇することから、クリーブ破損割合や貫通部破損割合は感度解析ケースの方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</p> <p>(2) まとめ</p> <p>以上、溶融炉心と上面水プールとの伝熱、溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達に関して感度解析を行った結果、原子炉容器破損時刻への影響はわずかであることが確認された。</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>図 4.3-10 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する感度解析結果 (溶融炉心と上面水プールとの伝熱)</p>	<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> <p>図 4.3-18 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する感度解析結果 (溶融炉心と上面水プールとの伝熱)</p>	
<p>図 4.3-11 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する感度解析結果 (溶融炉心と原子炉压力容器間の熱伝達)</p>	<p>図 4.3-19 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する感度解析結果 (溶融炉心と原子炉压力容器間の熱伝達)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>4.3.6 原子炉圧力容器破損 [原子炉圧力容器(炉心損傷後)]</p> <p>原子炉圧力容器破損及びそれに伴う溶融炉心の流出挙動に関しては、体系的な実験等による研究がなく、特に実機スケール現象について有効なデータが得られていない状況であり、ベンチマーク解析による妥当性確認が困難であるが、海外での考察等による知見に基づいてMAAPコードの解析モデルが開発されていることから、一定の妥当性は有すると判断できる。しかしながら、現象自体が持つ不確かさもあることを踏まえ、原子炉圧力容器破損に関わる一連の現象を取り扱っている添付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」において、不確かさの分析及び感度解析による影響評価を行っている。以下に概要を示す。</p> <p>(1) 原子炉圧力容器破損</p> <p>A) 原子炉圧力容器破損について</p> <p>下部プレナムに溶融炉心が堆積し、溶融炉心が冷却されない状態が継続すると、原子炉圧力容器の破損に至る。原子炉圧力容器は、原子炉圧力、原子炉圧力容器壁・溶融炉心温度、材料物性、形状等に応じて様々なモードで破損すると考えられる。</p> <p>B) 解析モデルに関する考察</p> <p>MAAPコードでは、原子炉圧力容器の破損について、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損、原子炉圧力容器のクリーブ破損等、複数の破損モードを模擬しており、最も早く判定される破損モードが適用される。以下に、有効性評価における原子炉圧力容器破損の主要因である制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損、クリーブ破損への影響因子について、MAAPコードの解析モデルの妥当性を考察する。</p> <p>a) 限界せん断応力（制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損）</p> <p>貫通部の溶接部が溶融炉心によって加熱されることで強度を失い、貫通部が飛び出すことによって原子炉圧力容器が破損する。具体的には、貫通部の溶接部のせん断応力は、原子炉圧力容器と原子炉格納容器の圧力差と釣り合った状態になっているが、せん断応力が限界せん断応力を超えると貫通部が飛び出し、原子炉圧力容器が破損する。この限界せん断応力は温度に依存しており、MAAPコードでもこの温度依存性がデータとして考慮されているため、MAAPコードのモデルは妥当と判断できる。</p> <p>b) ひずみ（制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損）</p> <p>溶融炉心が下部プレナムに落下することにより、高温かつ高圧の環境下にある原子炉圧力容器の壁にひずみを生じ、溶接部にも同様にひずみが発生し、溶接部のひずみ量がしきい値を超えた場合に、破損が発生したと判定している。このしきい値は実験によって妥当性が確認されたものであるが、実験結果のばらつきも考慮し、ひずみのしきい値に関する感度を確認する。</p>	<p>4.3.8 原子炉容器破損</p> <p>原子炉容器破損及びそれに伴う溶融炉心の流出挙動に関しては、体系的な実験等による研究がなく、特に実機スケール現象について有効なデータが得られていない状況であり、ベンチマーク解析による妥当性確認が困難である。また、海外での考察等による知見に基づいてMAAPコードの解析モデルが開発されていることから、一定の妥当性は有すると判断できるが、現象自体が持つ不確かさもあることを鑑み、添付1及び添付2において不確かさの整理及び感度解析による影響確認を行っており、以下に概要を示す。</p> <p>(1) 原子炉容器破損</p> <p>A) 原子炉容器破損について</p> <p>下部プレナムに溶融炉心が堆積し、溶融炉心が冷却されない状態が継続すると、原子炉容器の破損に至る。原子炉容器は、1次冷却材圧力、原子炉容器壁温度、溶融炉心温度、材料物性及び形状等に応じて様々なモードで破損すると考えられる。</p> <p>B) 解析モデルに関する考察</p> <p>MAAPコードでは、原子炉容器の破損について、計装用案内管溶接部の破損、原子炉容器のクリーブ破損など、複数の破損モードを模擬しており、最も早く判定される破損モードが適用される。以下に、有効性評価における原子炉容器破損の主要因である計装用案内管溶接部の破損、クリーブ破損への影響因子について、MAAPコードのモデルの妥当性を考察する。</p> <p>a) 限界せん断応力（計装用案内管溶接部の破損）</p> <p>貫通部の溶接部が溶融炉心によって加熱されることで強度を失い、貫通部が飛び出すことによって原子炉容器が破損する。具体的には、貫通部の溶接部のせん断応力は、1次冷却系と原子炉格納容器の圧力差と釣り合った状態になっているが、せん断応力が限界せん断応力を超えると貫通部が飛び出し、原子炉容器が破損する。この限界せん断応力は温度に依存しており、MAAPコードでもこの温度依存性がデータとして考慮されているため、MAAPコードモデルは妥当と判断できる。</p> <p>b) 歪み（計装用案内管溶接部の破損）</p> <p>溶融炉心が下部プレナムに落下することにより、高温かつ高圧の環境下にある原子炉容器の壁に歪みを生じ、溶接部にも同様に歪みが発生し、溶接部の歪み量がしきい値を超えた場合に、破損が発生したと判定している。このしきい値は実験によって妥当性が確認されたものであるが、実験結果のばらつきも考慮し、歪みのしきい値に関する感度を確認する。</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（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>c) Larson-Millerパラメータ（クリーブ破損）</p> <p>Larson-Millerパラメータ手法は、応力と破損時間の関係を整理したLarson-Millerパラメータを利用しクリーブ破損寿命を予測する一般的な手法である。MAAPコードでは、応力として圧力、温度、熔融炉心の荷重を考慮し、Larson-Millerパラメータを使用してクリーブ破損寿命を予測しており、そのモデル化は妥当と判断できる。</p> <p>C) 原子炉圧力容器破損に関する感度解析</p> <p>溶接部破損時のひずみのしきい値に関する感度解析を実施した。図4.3-12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>感度解析では、ひずみのしきい値の有意な感度を確認する目的で、早期に破損に至る条件として、溶接部破損時のひずみのしきい値を1/10に低下させた。その条件であっても、原子炉圧力容器破損はたかだか13分程度早くなる結果であった。したがって、ひずみのしきい値が原子炉圧力容器破損の時期に与える感度は小さいと言える。</p> <p>D) 原子炉圧力容器破損に関するまとめ</p> <p>熔融炉心の格納容器下部への落下時期は原子炉圧力容器破損モデルに依存する。原子炉圧力容器破損モデルには、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損、原子炉圧力容器のクリーブ破損等があり、これらは原子炉圧力容器内外圧力差、熔融炉心の水頭、原子炉圧力容器壁温度等の評価パラメータによって計算される。原子炉圧力容器破損モデルについては、「限界せん断応力」、「ひずみ」及び「Larson-Millerパラメータ」に関して、MAAPコードの解析モデルにおいて、実現象に即した模擬を行っているため、いずれも構造強度の一般的な評価式を用いており、不確かさは小さい。</p> <p>また、評価パラメータについては、同じ事故シーケンスであれば大きくは変わらないことから、不確かさは小さい。以上から、原子炉圧力容器破損に関するモデルは有効性評価に適用することは妥当と判断できる。</p> <p>(2) 熔融炉心流出</p> <p>A) 熔融炉心流出について</p> <p>原子炉圧力容器が破損すると、その破損口から熔融炉心（熔融プール、粒子状熔融炉心、熔融スチール）が格納容器下部へ流出する。熔融炉心が流出する際、原子炉圧力容器破損口は侵食によって拡大する。</p> <p>MAAPコードでは制御棒駆動機構貫通部破損、原子炉圧力容器下部のクリーブ破損等の種々の原子炉圧力容器下部破損モードがモデル化されており、最も早く破損条件に至った破損モードにより破損が生じるが、有効性評価においては制御棒駆動機構ハウジング溶接部の</p>	<p>c) Larson-Millerパラメータ（クリーブ破損）</p> <p>Larson-Millerパラメータ手法は、応力と破損時間の関係を整理したLarson-Millerパラメータを利用しクリーブ破損寿命を予測する手法であり、一般的な手法である。MAAPコードでは、応力として圧力、温度、熔融炉心の荷重を考慮し、Larson-Millerパラメータを使用してクリーブ破損寿命を予測しており、そのモデル化は妥当と判断できる。</p> <p>C) 原子炉容器破損に関する感度解析</p> <p>溶接部破損時の歪みのしきい値に関する感度解析を実施した。</p> <p>図4.3-20に溶接部破損時の最大歪みの感度解析結果を示す。</p> <p>感度解析では、歪みのしきい値の有意な感度を確認する目的で、早期に破損に至る条件として、溶接部破損時の歪みのしきい値を1/10に低下させ、その場合、原子炉容器破損が5分程度早くなる結果を得た。したがって、歪みのしきい値が原子炉容器破損の時期に与える感度は小さいと言える。</p> <p>D) 原子炉容器破損に関するまとめ</p> <p>熔融炉心の原子炉下部キャビティへの落下時期は原子炉容器破損モデルに依存する。原子炉容器破損モデルには、計装用案内管溶接部の破損あるいは原子炉容器のクリーブ破損があり、これらは原子炉容器内外圧力差、熔融炉心の水頭、原子炉容器壁温度の評価パラメータによって計算される。原子炉容器破損モデルについては、「限界せん断応力」、「歪み」及び「Larson-Millerパラメータ」に関して、MAAPコードの解析モデルにおいて、実現象に即した模擬を行っているため、いずれも構造強度の一般的な評価式を用いており、不確かさは小さい。また、評価パラメータについては、同じ重要事故シーケンスであれば大きくは変わらないことから、不確かさは小さい。以上から、熔融炉心の原子炉下部キャビティに関する落下の時期に関するモデルは有効性評価に適用することは妥当と判断できる。</p> <p>(2) 熔融炉心流出</p> <p>A) 熔融炉心流出について</p> <p>原子炉容器が破損すると、その破損口からクラストを除く熔融炉心（熔融プール、デブリ粒子、熔融スチール）が原子炉下部キャビティへ流出する。破損箇所は必ずしも原子炉容器底部とは限らないため、破損口よりも上部に堆積している熔融炉心が流出し、破損口より下部に堆積している熔融炉心は原子炉容器内に残存する。原子炉容器内に残存している熔融炉心が十分に冷却されない場合には、2回目の破損が原子炉容器底部で発生し、残存している熔融炉心が流出する。熔融炉心が流出する際、原子炉容器破損口は侵食によって拡大する。</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（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>破損による制御棒駆動機構ハウジング逸出が最も早く発生する。これにより約15cm径の破断口が原子炉圧力容器下部に開き、下部プレナム内の熔融炉心が格納容器下部に落下することになる。他の原子炉圧力容器下部貫通配管が破損してもこれ以上の破損サイズにはならないことから、制御棒駆動機構ハウジングの逸出が最も厳しい条件となっている。</p> <p>B) 解析モデルに関する考察</p> <p>MAAPコードでは前述した原子炉圧力容器破損後の熔融炉心流出挙動をモデル化しており、原子炉圧力容器破損時の熔融炉心の流出挙動への影響因子について、MAAPコードのモデルの妥当性を考察する。</p> <p>a) 開口部の閉塞</p> <p>熔融炉心が流出する際、粒子状熔融炉心も一緒に原子炉圧力容器外に流出するモデルとなっているが、実現象では開口部が粒子状熔融炉心によって閉塞し、熔融炉心が格納容器下部へ流出しない可能性がある。しかしながら、MAAPコードでは粒子状熔融炉心の熔融も同時にモデル化しており、また、実現象においても、冷却ができずに原子炉圧力容器が破損する状況では粒子状熔融炉心が崩壊熱によって再熔融するため、開口部での閉塞の可能性は小さく、したがって、破損口より上部に堆積している熔融炉心が流出するMAAPコードのモデルは妥当と判断できる。</p> <p>b) 破損口の侵食による拡大</p> <p>破損口を熔融炉心が通過する際に、破損口の側面が熔融炉心により溶かされ、破損口が拡大する現象も考えられ、MAAPコードの原子炉圧力容器の破損モデルにおいては、熔融炉心と破損口側面の伝熱計算に基づき、破損口が溶融し拡大するモデルを備えていることから、実現象に即しており、妥当と判断できる。</p> <p>c) 原子炉圧力容器2次破損</p> <p>最初の原子炉圧力容器破損が発生した後、熔融炉心は水頭圧により流れることから、破損口よりも高い部分の熔融炉心のみが格納容器下部に落下し、残りの熔融炉心は残存する。また、冷却がなければ、残存した熔融炉心が原子炉圧力容器を加熱し、熔融炉心の自重も加わることによって、原子炉圧力容器がクリーブ破損することが、実機において考えられ、MAAPコードのモデルはこの挙動を模擬できるものであり、妥当と判断できる。</p>	<p>B) 解析モデルに関する考察</p> <p>MAAPコードでは前述した原子炉容器破損後の熔融炉心流出挙動をモデル化しており、原子炉容器破損時の熔融炉心の流出挙動への影響因子について、MAAPコードのモデルの妥当性を考察する。</p> <p>a) 開口部の閉塞</p> <p>熔融炉心が流出する際、デブリ粒子も一緒に原子炉容器外に流出するモデルとなっているが、実現象では開口部がデブリ粒子によって閉塞し、熔融炉心が原子炉下部キャビティへ流出しない可能性がある。</p> <p>しかしながら、MAAPコードではデブリ粒子の熔融も同時にモデル化しており、また、実現象においても、冷却ができずに原子炉容器が破損する状況ではデブリ粒子は崩壊熱によって再熔融するため、開口部での閉塞の可能性は小さく、したがって、破損口より上部に堆積している熔融炉心が流出するMAAPコードのモデルは妥当と判断できる。</p> <p>b) 破損口の侵食による拡大</p> <p>破損口を熔融炉心が通過する際に、破損口の側面が熔融炉心により溶かされ、破損口が拡大する現象も考えられ、MAAPコードの原子炉容器の破損モデルにおいては、熔融炉心と破損口側面の伝熱計算に基づき、破損口が溶融し拡大するモデルを備えていることから、実現象に即しているが、このモデルの感度を確認するために、初期破損口径に関する感度解析を実施する。</p> <p>c) 原子炉容器2次破損</p> <p>最初の原子炉容器破損が発生した後、熔融炉心は重力と水頭圧により流れることから、破損口よりも高い部分の熔融炉心のみが原子炉下部キャビティに落下し、残りは熔融炉心が残存する。また、冷却がなければ、残存した熔融炉心が原子炉容器を加熱し、熔融炉心の自重も加わることによって、原子炉容器がクリーブ破損することが、実機において考えられ、MAAPコードのモデルはこの挙動を模擬できるものであり、妥当と判断できる。</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（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>C) 熔融炉心流出に関するまとめ</p> <p>熔融炉心の落下量は原子炉圧力容器破損位置に依存する。原子炉圧力容器破損位置は、原子炉圧力容器下部のノードの代表点を基準にそれよりも上に存在する熔融炉心が落下するモデルとなっている。ノード内の破損位置には不確かさがあるが、破損口は熔融炉心によって拡大し、原子炉圧力容器の底部の方向に開口部が広がることから、開口部の下端の高さの不確かさは小さくなる。以上から、熔融炉心の流出に関するモデルを有効性評価に適用することは妥当と判断できる。</p>	<p>C) 熔融炉心流出に関する感度解析</p> <p>初期破損口径を大きくすることで、破損口の侵食速度が高い場合と同等の状況を評価する。図4.3-21に原子炉容器の破損口径の感度解析結果を示す。</p> <p>初期破損口径を約3倍に設定しても、初期のデブリジェットの流れが多くなるものの、その後の事象進展への影響はほとんどなく、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>D) 熔融炉心流出に関するまとめ</p> <p>熔融炉心の落下量は原子炉容器破損位置に依存する。原子炉容器破損位置は、原子炉容器下部ヘッドのノードの代表点を基準にそれよりも上に存在する熔融炉心が落下するモデルとなっている。ノード内の破損位置には不確かさがあるが、破損口は熔融炉心によって拡大し、原子炉容器の底部の方向に開口部が広がることから、開口部の下端の高さの不確かさは小さくなる。以上から、熔融炉心の落下量に関するモデルは有効性評価へ適用できる。</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<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>	
<p>図 4.3-12 制御棒駆動機構ハウジング破損時の最大ひずみに関する感度解析結果</p>	<p>図 4.3-20 溶接部破損時の最大歪みに関する感度解析結果</p>	
	<p>図 4.3-21 原子炉容器の破損口径に関する感度解析結果</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>4.3.7 原子炉圧力容器外FCI（溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達）〔原子炉格納容器（炉心損傷後）〕</p> <p>FCI現象に関しては、国内外において現象の解明や評価に関する多くの活動が行われてきているが、現在においても研究段階にあり、また、実機規模での現象についてほとんど経験がなく、有効なデータが得られていないのが現状であり、不確かさが大きい現象であると言える。</p> <p>そこで、添付2「溶融炉心と冷却材の相互作用について」では、知見の整理、不確かさの分析及び感度解析による影響評価を行っている。以下に概要を示す。</p> <p>(1) 知見の整理</p> <p>A) FCI実験</p> <p>国内外のFCI実験として、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ALPHA実験（旧原子力研究所 JAERI） ・KROTOS実験（欧州 JRC（Joint Research Center）、イスブラ研究所） ・FARO実験（欧州 JRC（Joint Research Center）、イスブラ研究所） ・COTELS実験（カザフスタン国立原子力センター（NNC：National Nuclear Center）） ・TROI実験（韓国原子力研究所（KAERI）） <p>について調査を行い、知見を整理した。</p> <p>B) 原子炉圧力容器外FCIにおける水蒸気爆発の発生可能性</p> <p>UO₂を用いた大規模FCI実験であるKROTOS実験、FARO実験、COTELS実験及びTROI実験の結果から、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと結論付けた。</p> <p>なお、参考として、水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響についても、水蒸気爆発解析コード（JASMINE^[25]）及び構造応答解析コード（AUTODYN^[26]若しくはLS-DYNA^[27]）を用いて、水蒸気爆発のトリガを解析的条件として与えることで水蒸気爆発の発生を模擬した解析を行うことにより、水蒸気爆発による格納容器ペDESTAL構造部への影響を評価し、原子炉格納容器の健全性に影響を及ぼさないことを確認している。</p>	<p>4.3.9 原子炉容器外FCI（溶融炉心細粒化、熱伝達）</p> <p>FCI現象に関しては、国内外において現象の解明や評価に関する多くの活動が行われてきているが、現在においても研究段階にあり、また、実機規模での現象についてほとんど経験がなく、有効なデータが得られていないのが現状であり、不確かさが大きい現象であると言える。</p> <p>そこで、添付2では、国内外で実施された実験等による知見を整理するとともに、解析モデルに関する不確かさの整理を行い、感度解析により有効性評価への影響を確認している。</p> <p>以下に概要を示す。</p> <p>(1) 知見の整理</p> <p>A) FCI実験</p> <p>国内外のFCI実験として、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・FARO実験（欧州 JRC（Joint Research Center）、イスブラ研究所） ・KROTOS実験（欧州 JRC（Joint Research Center）、イスブラ研究所） ・ALPHA実験（旧原子力研究所 JAERI） ・COTELS実験（カザフスタン国立原子力センター（NNC：National Nuclear Center）） <p>について調査を行い、知見を整理した。</p> <p>B) 原子炉容器外FCIにおける水蒸気爆発の発生可能性</p> <p>UO₂を用いた大規模FCI実験であるFARO実験、KROTOS実験及びCOTELS実験の結果から、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて低いと結論付けた。</p> <p>また、参考文献[27]に示すJASMINEコードを用いて水蒸気爆発が発生したという条件における格納容器破損確率の評価について考察した。同文献での評価で想定した条件（トリガリング及び融体ジェット直径）が実機解析に比べて厳しくなるよう選定し、水蒸気爆発時のエネルギーが高くなるように評価され、かつ、保守的なフラジリティ分布を用いた場合の条件付確率であるのに対し、実機においてトリガリングとなり得る要素は考えにくいこと、水蒸気爆発が発生した場合でも流体の運動エネルギーはフラジリティカーブと重ならず、格納容器破損確率は十分低くなることから原子炉格納容器への脅威にはならないと結論付けた。</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（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) 不確かさの整理</p> <p>原子炉圧力容器外FCIについて、実現象と解析モデルの差に着目しつつ、不確かさの整理を行い、原子炉圧力容器外FCIによる格納容器圧力に影響する要因として、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・格納容器下部（ベデスタル）領域のプール水の状態（サブクール度、水位） ・熔融炉心の落下量及び粒子化（破損口径、粒子化割合、落下速度） ・プール水とデブリ粒子との伝熱（デブリ粒子径） ・原子炉格納容器内での水蒸気の流動 <p>を抽出し、それぞれについて不確かさ及びその取り扱いを以下のとおり整理した。</p> <p>A) 格納容器下部（ベデスタル）領域のプール水の状態（サブクール度、水位）</p> <p>ベデスタル領域の水温が高い場合には、水蒸気発生量が多くなり圧力スパイクは厳しくなる。なお、MAAPでは、蒸気の上昇速度がフラッシング臨界速度よりも大きい場合には、周囲の水が蒸気の流れによって巻き込まれ、巻き込まれた水による蒸気の凝縮により蒸気発生量が減少する効果がモデル化されている。ベデスタル領域の水は、ベデスタルへの注水によって形成されるので、その水温はベデスタル注水温度に影響される。有効性評価では、ベデスタル注水は外部水源から注水され、その水温は水源温度の実績値に対して高めの温度を設定している。したがって、圧力スパイクを厳しくする保守的な水温を設定しているが、本影響因子は解析モデルパラメータではないため、不確かさ評価は行わない。</p>	<p>(2) 不確かさの整理</p> <p>原子炉容器外FCIについて、実現象と解析モデルの差に着目しつつ、不確かさの整理を行い、原子炉容器外FCIによる原子炉格納容器圧力に影響する要因として、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉下部キャビティ水温及び水量 ・原子炉下部キャビティへの注入量 ・デブリジェット径 ・1次冷却材圧力 ・エントレイン量 ・冷却水とデブリ粒子の伝熱 ・原子炉格納容器内での水蒸気の流動 <p>を抽出し、それぞれについて不確かさ及びその取り扱いを以下のとおり整理した。</p> <p>A) 原子炉下部キャビティ水温及び水量</p> <p>原子炉下部キャビティ水温が高い場合（＝サブクール度が低い場合）には、水蒸気発生が促進され、圧力スパイクの観点では厳しい方向となる。MAAPコードの解析モデルでは、原子炉下部キャビティ水は、1次冷却系から放出された冷却水とスプレー水が混合したものであり、これらの質量及びエネルギーバランスより、原子炉下部キャビティ水温が決定される。1次冷却系から放出された冷却水の初期状態は、プラント設計に基づき設定されるものであり、不確かさは小さいと言える。また、スプレー水は、再循環前はRWSTを水源とし、再循環後は格納容器再循環サンプル水から熱交換器を通して得られた水温が使用される。ここで、有効性評価の解析ではRWSTの水温を、現実的な範囲内で高めの値である夏季温度を設定している。したがって、不確かさが存在する場合でも、原子炉下部キャビティ水温は、解析で仮定した条件よりも低くなる方向であり、水蒸気的大量発生観点から、不確かさは問題とならない。また、FCIによる圧力スパイクは、水の顕熱よりも潜熱の寄与が大きいため、水温の圧力スパイクに対する感度は小さい。</p> <p>なお、有効性評価では格納容器破損シーケンスとして、全交流動力電源喪失＋補助給水失敗も選定されており、この場合の原子炉下部キャビティ水温について述べる。大破断LOCAでは高温の1次冷却系からの破断流が初期より原子炉下部キャビティに放出されるため原子炉下部キャビティ水温はより早期に上昇するが、全交流動力電源喪失では主に代替格納容器スプレーから注水されるため初期の温度は低くなるものの、原子炉容器破損までの時間が長いことから、次第に飽和温度に近づいていき、原子炉容器破損時点での原子炉下部キャビティ水温は、大破断LOCAとほぼ同程度となる。ただし、全交流動力電源喪失では原子炉容器破損が遅いことから、原子炉容器破損時点での原子炉格納容器圧力も高めとなっており、サブクール度は大破断LOCAよりも高くなり、水蒸気発生に必要なエネルギー量も大きく、水蒸気発生しにくくなる。また、破損時点での原子炉下部キャビティ水量は注水の期間が短い大破断LOCAの方が、原子炉下部キャビティ水が飽和に達しやすく、水蒸気が発生しやすくなる。したがっ</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>ペDESTAL領域の水位に関しては、水深が深い方が溶融炉心の細粒化量が大きくなる傾向がある。この場合、細粒化した粒子から水への伝熱量が多くなるので、圧力スパイクは厳しくなる方向である。本影響因子は解析モデルパラメータではないため、ここでは感度解析による確認は行わない。</p> <p>B) 溶融炉心の落下量及び粒子化（破損口径、粒子化割合、落下速度）</p> <p>溶融炉心の落下量は、原子炉圧力容器の破損口径に依存する。原子炉圧力容器の破損は、原子炉圧力容器下部の制御棒駆動機構ハウジングの溶接部が破損し、制御棒駆動機構ハウジングが逸出することを想定している。原子炉圧力容器底部の口径が大きい貫通部として制御棒駆動機構ハウジングを想定している。なお、MAAPでは溶融物流出に伴う破損口の径方向侵食による破損口拡大も考慮されている。</p> <p>細粒化量に関して、MAAPコードでは Ricou-Spalding モデルで評価される。Ricou-Spalding モデルでは、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、溶融ジェット径、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。このうち溶融ジェット径は保守的に設定しており、また、プール水深は解析モデルパラメータではない。</p> <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試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いる。FAROのベンチマーク解析でのエントレインメント係数の不確かさ範囲は、<input type="text"/>～<input type="text"/>となっている。以上より、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。</p> <div data-bbox="322 1390 1021 1442" 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>て、全交流動力電源喪失では、大破断LOCAよりも、原子炉容器外FCIによる圧力スパイクの規模が小さくなると考えられる。</p> <p>一方、原子炉下部キャビティ水量に関しては、水深が深い方が、溶融炉心の細粒化量が多くなる傾向がある。MAAPコードの解析モデルでは、原子炉格納容器内の流動は、ノード・ジャンクションモデルによって、ブローダウン水、スプレイ水等の原子炉下部キャビティへの流入量を計算し、原子炉下部キャビティの幾何形状に基づき、水位（水深）を計算している。即ち、原子炉格納容器形状とスプレイ開始のタイミング（重要事故シーケンス）で決まる。原子炉格納容器形状に関してはプラント設計データにより設定されることから不確かさは小さい。一方で、溶融炉心の落下時にも原子炉下部キャビティへの注水が継続した状態であることから、原子炉下部キャビティへの注水や溶融炉心の落下のタイミングによっては、原子炉下部キャビティ水深が変化し得ることから重要事故シーケンスに基づく不確かさは存在すると考えられる。したがって、原子炉下部キャビティ水深の感度を確認する。</p> <p>B) 溶融炉心の落下量（落下速度）と細粒化量</p> <p>溶融炉心の落下量及び落下速度は、原子炉容器の破損口径と破損時の1次冷却材圧力及び下部プレナム内の溶融炉心の水頭に依存する。</p> <p>原子炉容器の破損口径に関しては、原子炉容器下部ヘッドに貫通部が存在し、主たる破損モードは、貫通部（計装案内管）の溶接部が破損し、貫通部程度の開口が生じるものと仮定している。したがって、破損の際、貫通部と同等の破損口が形成されるのか貫通部の周辺も溶融破損するののかについては不確かさがあることから、破損口径の感度を確認する必要がある。なお、原子炉容器破損形態に関しても、不確かさが存在するが、破損口径として整理できる。</p> <p>1次冷却材圧力に関して、圧力が高ければ原子炉容器下部ヘッド破損口からの溶融炉心の落下（噴出）を加速させる傾向がある。炉心溶融時に1次冷却材圧力が高い状態の重要事故シーケンスにおいては、炉心損傷の検知による運転員等操作による加圧器逃がし弁の開放に伴い、溶融炉心の落下前に、1次冷却系は十分に減圧された状態となる。</p> <p>細粒化量に関して、MAAPコードでは、Ricou-Spaldingの式から細粒化量を計算している。エントレインメント係数について、MAAPコードではFCIの大規模実験に対するベンチマーク解析によって、その範囲を設定しており、有効性評価の解析ではその中間的な値（最確値）を設定している。ここで、エントレインメント係数の最大値は最確値に対して<input type="text"/>割程度大きく、これを不確かさとして見込む。デブリジェットの落下速度は、原子炉容器内外圧力差と溶融炉心の水頭圧から計算される。大破断LOCAシーケンスでは、原子炉容器内外圧力差は小さくなく、不確かさも小さいと考えられるが、溶融炉心の水頭については、原子炉容器の破損位置により不確かさがある。原子炉容器の破損位置は、原子炉容器下部ヘッドのノード代表点で表されるため、落下速度の不確かさ幅は2割程度となる。</p> <p>以上より、落下速度の不確かさ幅はエントレインメント係数の不確かさ幅に包絡されることから、細粒化量の不確かさ幅でエントレインメント係数の感度を確認する。</p> <div data-bbox="1391 1390 1955 1442" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 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>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>溶融炉心の落下速度は、原子炉圧力容器内外の圧力差、溶融炉心の高さ（水頭）及び溶融炉心の落下距離に依存する。原子炉減圧により原子炉圧力容器内外の圧力差が十分小さくなることから、圧力差の不確かさの影響は小さい。また、有効性評価では原子炉圧力容器の下部ブレンナム部に全量に近い溶融炉心が堆積しており、原子炉圧力容器の破損位置も原子炉圧力容器底部中心となっているため、溶融炉心の水頭が高い状態となっている。この場合、溶融炉心の流出速度が大きく落下量も多くなるため、圧力スパイクの評価も厳しくなる。したがって、溶融炉心の水頭の不確かさ評価は必要ない。一方、落下距離については、プール水深に不確かさがある。</p> <p>BWR 5 Mark-I 改良型格納容器プラントの例では、落下距離の不確かさをプール水位の最大変動幅（3.4m）と仮定すると、ベDESTAL底部から原子炉圧力容器底部までの距離（約9.5m）の4割程度である。溶融炉心の落下速度が、落下距離の平方根に比例すると考えると、落下速度の不確かさは2割程度である。溶融炉心の落下速度（ジェット速度）の不確かさはエントレインメント係数の不確かさとして評価できる。また、落下速度の不確かさはエントレインメント係数の不確かさ幅に包絡されている。したがって、溶融炉心の落下速度の不確かさの影響は、エントレインメント係数の不確かさ評価で確認できるため、落下速度の不確かさ評価は行わない。</p> <p>C) プール水とデブリ粒子との伝熱（デブリ粒子径）</p> <p>水中でエントレインされた高温のデブリ粒子は、その周囲を蒸気膜が覆う状態となり、デブリ粒子の熱伝達は膜沸騰熱伝達と輻射熱伝達に支配される。MAAPではエントレインしたデブリ粒子の温度を、これらの熱伝達を考慮した機構論的モデルにより計算する。また、デブリ粒子から水への伝熱は、デブリ粒子の径に直接依存する。MAAPでは、デブリ粒子径はジェットの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。MAAPでは代表的なFCIの大規模実験に対するベンチマーク解析によってその設定値及び不確かさ範囲を設定しているため、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。なお、格納容器下部の粒子径ファクタは、固定値 <input type="text" value="0.001"/> を設定している。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div> <p>D) 格納容器内での水蒸気の流動</p> <p>FCIによる圧力スパイクの評価の観点では、ベDESTAL領域の開口部からドライウェル側への気体の流れのモデルも不確かさの要因として考えられる。MAAPでは、原子炉格納容器内の流動は、ノード・ジャンクションモデルを適用しており、格納容器下部領域からドライウェル領域への流れは、ノードの圧力、ジャンクションの圧力損失により、差圧流や臨界流として扱われる。ジャンクションの圧力損失は、一般的な流動モデルを扱っていることから、不確かさは小さいと考えられる。</p>	<p>C) 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。MAAPコードでは、この伝熱を膜沸騰熱伝達と輻射熱伝達に関する相関式でモデル化しており、伝熱量はデブリ粒子の径に依存する。有効性評価の解析では、デブリ粒子の径を、UO₂及びZrO₂を用いた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、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ことから、デブリ粒子の径の感度を確認する。</p> <p>D) 原子炉格納容器内での水蒸気の流動</p> <p>FCIによる圧力スパイクの評価の観点では、原子炉下部キャビティ区画から他区画への気体の流れのモデルも不確かさの要因として考えられる。MAAPコードでは、原子炉格納容器内の流動はノード・ジャンクションモデルであり、原子炉下部キャビティ区画から他区画への流れは、ノードの圧力、ジャンクションの圧力損失により、差圧流や臨界流として取り扱われる。ジャンクションの圧力損失に関しては、一般的な流動モデルを扱っていることから、不確かさは小さいと判断する。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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) 感度解析による確認</p> <p>上記の検討により、原子炉圧力容器外FCIにおける圧力スパイクに関して、解析モデルでの不確かさは、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ Ricou-Spalding モデルのエントレインメント係数 ・ デブリ粒子径 <p>に代表され、それぞれの不確かさ幅を考慮した感度解析を実施した（解析条件及び結果は添付2参照）。</p> <p>その結果、いずれのパラメータにおいても、原子炉圧力容器外FCIにより生じる圧力スパイクへの感度は小さく、有効性評価の結果に影響を与えないことを確認した。</p>	<p>(3) 感度解析による確認</p> <p>上記の検討により、原子炉容器外 FCI における圧力スパイクに関して、解析モデルでの不確かさは、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉下部キャビティ水深 ・ 破損口径 ・ Ricou-Spalding のエントレインメント係数 ・ デブリ粒子の径 <p>に代表され、それぞれをパラメータとした感度解析を実施した（解析条件及び結果は添付2参照）。</p> <p>その結果、いずれのパラメータについても、原子炉容器外 FCI により生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認した。これは、国内 PWR プラントでは、大きな自由体積を有する原子炉格納容器を採用しており、原子炉容器外 FCI による水蒸気発生に伴う圧力スパイクを抑制し得る能力があることを示している。</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>4.3.8 格納容器下部床面での熔融炉心の拡がり、熔融炉心と格納容器下部プール水との伝熱、熔融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガスの発生〔原子炉格納容器(炉心損傷後)〕</p> <p>これらは、MCCIに関する物理現象である。MCCIは重要な格納容器破損モードと考えられ、これまで種々の実験や解析モデルの開発が行われてきている。そこで、添付3「熔融炉心とコンクリートの相互作用について」では、知見の整理、不確かさの分析及び感度解析による影響評価を行っている。以下に概要を示す。</p> <p>(1) 知見の整理</p> <p>A) MCCI 実験</p> <p>国内外でのMCCIに関する実験及び研究として、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ACE 実験（アルゴンヌ国立研究所（ANL）） ・SURC-4 実験（サンディア国立研究所（SNL））（国際標準問題 ISP-24） ・BETA 実験（カールスルーエ研究所（KfK）） ・SWISS 実験（サンディア国立研究所（SNL）） ・WETCOR 実験（サンディア国立研究所（SNL）） ・MACE 実験（米国電力研究所（EPRI）） ・COTELS 実験（テスト B/C 及び A）（原子力発電技術機構（NUPEC）） ・MCCI 実験（アルゴンヌ国立研究所（ANL）） ・KROTOS 実験（欧州 JRC（Joint Research Center）、イスブラ研究所） ・FARO 実験（欧州 JRC（Joint Research Center）、イスブラ研究所） ・DEFOR 実験（スウェーデン王立工科大学（KTH）） ・SPREAD 実験（国内 BWR 産業界） ・PULiMS 実験（スウェーデン王立工科大学（KTH）） ・KATS 実験（カールスルーエ研究センター（KIT, 旧 FZK）） ・セルフレベリング実験（アルゴンヌ国立研究所（ANL）） ・SSWICS 実験（OECD/MCCI プロジェクト） ・MET 実験（OECD/MCCI プロジェクト） ・CCI 実験（OECD/MCCI プロジェクト） ・クラスト破損実験（OECD/MCCI プロジェクト） <p>について調査し、知見を整理した。</p>	<p>4.3.10 原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、熔融炉心とコンクリートの伝熱</p> <p>これらは、MCCIに関する物理現象である。MCCIについては、国内外において現象の解明や評価に関する多くの活動が行われてきているが、現在においても研究段階にあり、また、実機規模での現象についてほとんど経験がなく、有効なデータが得られていないのが現状であり、不確かさが大きい現象であると言える。</p> <p>そこで、添付3では、国内外で実施された実験等による知見を整理するとともに、解析モデルに関する不確かさの整理を行い、感度解析により有効性評価への影響を確認した。</p> <p>以下に概要を示す。</p> <p>(1) 知見の整理</p> <p>国内外でのMCCIに関する実験及び研究として、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ACE 実験（アルゴンヌ国立研究所（ANL）） ・SURC-4 実験（サンディア国立研究所（SNL））（国際標準問題 ISP-24） ・SWISS 実験（サンディア国立研究所（SNL）） ・WETCOR 実験（サンディア国立研究所（SNL）） ・MACE 実験（米国電力研究所（EPRI）） ・COTELS 実験（テスト B/C 及び A）（原子力発電技術機構（NUPEC）） ・CCI 実験（アルゴンヌ国立研究所（ANL）） ・DEFOR-A 実験（スウェーデン王立工科大学（KTH）） ・セルフレベリング実験（アルゴンヌ国立研究所（ANL）） ・SSWICS 試験（OECD-MCCI プロジェクト） ・クラスト強度の解析研究（原子力安全基盤機構（JNES）） ・FARO 実験（欧州 JRC（Joint Research Center）、イスブラ研究所） ・PULiMS 試験（スウェーデン王立工科大学（KTH）） <p>について調査し、知見を整理し、実験結果の実機への適用性を考察し、以下のとおり整理した。</p>	<p>※MCCI に関する重要現象差による調査対象／整理／不確かさの相違</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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) 得られた知見</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ドライ条件でのコンクリート侵食 熔融炉心に注水が行われぬ場合の侵食速度は、ACE 実験や SURC-4 実験で確認されている。また、MAAPコードによる SURC-4 実験解析が行われており、解析で得られた侵食速度は実験結果と良く一致している（1時間あたり 20cm 程度）。 ・ウェット条件（Top Flooding）でのコンクリート侵食 SWISS 実験、WETCOR 実験及び MACE 実験では、熔融炉心上面へ注水をした場合（Top Flooding）のコンクリート侵食実験が行われたが、結果として、熔融炉心上面に安定なハードクラストが形成されて熔融炉心内への水の浸入を妨げ、コンクリート侵食が継続する結果が得られた。コンクリート侵食が停止しなかった主な原因は、熔融炉心模擬物上面に形成されたクラストが側壁（側壁に耐火物を採用した一次元侵食実験）あるいは電極と側壁の両者に固着し、クラストとその下の熔融炉心模擬物とが分離したことにより、熔融炉心模擬物の効果的な除熱がなされなかったためであるとされている。 COTELS 実験では、熔融物の落下過程を含めて模擬した MCCI 実験が実施され、結果として、側壁侵食部に水が浸入し、コンクリート侵食が停止する結果が得られた。 実機規模で安定化クラストが形成されるか否かを解明するため、OECD/MCCI プロジェクトが行われ、クラスト強度、クラスト浸水、二次元コンクリート侵食挙動等を分離効果的に調べる実験が実施された。その結果、実機規模では、安定クラストは形成されず、ハードクラストは割れて水が内部に浸入し、MCCI により発生したガスにより熔融物がクラストの割れ目から噴出する火山型のクラストが形成されるとの結果が得られている。また、CCI 試験の結果から玄武岩系コンクリートに侵食の異方性が見られる結果が得られている。 これらの知見は、MCCI 評価のためにはデブリから水プールやコンクリートへの熱伝達の扱いが重要であることを示唆している。 ・水張りによる熔融物の粒子化 熔融ジェットが水中へ落下する場合の粒子化挙動については、FCI 実験等により確認されている。粒子化割合は、主に水深やジェット径に依存する。粒径（質量中央径）は、比較的大きく、実験条件（初期圧力、水深、コリウム落下速度、サブクール度）に対する依存性は低いと報告されている。各 UO₂ 混合物実験の平均的な粒子径は、熔融物量の多い FARO 実験では 2.6～4.8mm、COTELS 実験では 6mm 程度である。また、粒子化割合を評価する解析モデルが提案されている（Ricou-Spalding モデルや Saito モデル等）。 ・熔融物の拡がり Mark-I 型格納容器のシェルアタックに関わる実験や評価により、初期水張りによるシェルアタック防止の有効性が確認されるとともに、熔融物の拡がりを評価する解析コードが作成されている。熔融物の拡がりには、デブリ落下流量、デブリ成分、デブリ過熱度が主に影響す 		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>ることが示されている。KTH では、水中での溶融物の拡がり挙動と固化性状を調べる PULiMS 実験が実施され、溶融物の拡がる過程は、流体力学と固化の2つの競合プロセスに支配されるとして、流体力学には重力、慣性力、粘性力及び表面張力が影響し、固化には溶融物から周囲への熱伝達、崩壊熱発生及び溶融物の相変化が影響するとしている。また、KIT（旧 FZK）において KATS 実験が実施され、溶融物の放出速度が比較的高い場合は、冷却材の有無によらず同様な拡がり挙動になることが示されている。溶融物の拡がり挙動の解析のために、種々の解析コードが提案されており、実験データをもとに検証が行われている。</p> <p>また、ANL でのセルフベリング実験により、水プール中に不均質に堆積させた粒子状ベッドにおいて、内部沸騰によって短時間にベッドの厚さが均一化されることが示されている。</p> <p>・粒子状ベッドの冷却性</p> <p>粒子状ベッドの冷却性については、ドライアウト熱流束が種々の実験で確認されており、主に粒子径に依存するとの結果が得られている。また、ドライアウト熱流束を評価する解析モデルがいくつか提案されているが、Lipinski 0-D モデル^[28]が広く使われている。</p>	<p>【溶融炉心落下時】</p> <p>溶融炉心は完全には粒子化せず、床上を溶融炉心が拡がり、床面との間にケーキが形成される。ジェットの一部は粒子化して溶融炉心上に降下する。クラストが形成されるまでは水と溶融炉心の間において比較的高い熱流束が維持される。この時の現象は、小規模実験で溶融物へ注水を開始した時点と同等と考えられ、MACE 実験、CCI 実験では、1MW/m²以上の値が観測されている。</p> <p>【長期冷却時】</p> <p>溶融炉心上面からクラストが形成されるが、自重あるいは熱応力によって破碎していく（JNES 解析研究より）ため、時間の経過とともに亀裂の入ったクラストが成長し、溶融炉心全体が固化する。下部のケーキの部分を除いて浸水性があり、その際の限界熱流束は、CCI 実験より 0.5MW/m²程度であると考えられる。溶融炉心全体が固化した後の挙動においては、溶融炉心固化物の熱伝導が律速となるが、ひび割れによる伝熱面積の増大と内部への水浸入により除熱が促進される。また、コンクリートと溶融炉心の境界にギャップが発生し、水がギャップへ浸入することで冷却が促進される（COTELS 実験より）。</p> <p>コンクリート混入がある場合のドライアウト熱流束については、SSWICS 実験において確認されており、コンクリートの混入割合が15%程度に達した場合にドライアウト熱流束は0.125MW/m²程度となっている。</p> <p>溶融炉心が固化し安定化クラストが形成され、溶融炉心温度が1,500K程度まで下がった場合の熱流束は0.2MW/m²程度と考えられる（WETCOR 試験、MACE 試験より）。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（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) 不確かさの整理</p> <p>MCCIの過程ごとに不確かさ要因を整理する。MCCIは以下の過程で段階的に進展する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器下部ヘッド破損過程 ・溶融物の落下・堆積過程 ・MCCI進行と注水によるデブリ冷却過程 <p>各過程での物理現象及び解析モデルに関し、不確かさ要因を整理し、感度解析が必要なパラメータを確認する。</p> <p>A) 原子炉圧力容器下部ヘッド破損過程</p> <p>この過程の不確かさは、下部ヘッドの破損面積や溶融炉心の流出量となる。それぞれについて、評価モデルと評価条件の考え方を示す。</p> <p>下部ヘッドの破損面積は、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損や下部ヘッドクリップ破損等の種々の下部ヘッド破損モードがモデル化されており、最も早く破損条件に至った破損モードにより破損が生じる。破損面積は、溶融物流出に伴う破損口の径方向侵食による拡大も考慮されている。</p> <p>MAAPコードによる有効性評価の解析結果から、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損による制御棒駆動機構ハウジング逸出が最も早く発生する。これにより約15cm径の破損口が下部ヘッドに開き、下部プレナム内の溶融炉心が格納容器下部に流出することになる。他の下部ヘッド貫通配管が破損してもこれ以上の破損サイズにはならないことから、制御棒駆動機構ハウジングの逸出が最も厳しい条件となっている。</p> <p>なお、制御棒駆動機構ハウジング溶接部が破損しても外部サポートが設置されている場合には、制御棒駆動機構ハウジングの逸出は起きにくいと考えられるため、この扱いは保守的である。</p> <p>溶融炉心流出流量は駆動差圧として原子炉圧力容器内とベDESTALとの圧力差に水及び溶融炉心の水頭圧を考慮して計算されている。MAAPコードによる解析結果から、最終的な流出総量は、全炉心相当と評価されており、厳しい条件となっている。</p> <p>以上に示したように、下部ヘッドの破損面積や溶融炉心の流出量について、いずれも厳しい条件が使用されているため、感度解析を行う必要はない。</p>	<p>(2) 不確かさに関する整理</p> <p>MCCIは、原子炉下部キャビティ底に堆積した溶融炉心が周囲のコンクリートや原子炉下部キャビティ水と伝熱する過程でコンクリートが加熱され侵食を引き起こす現象である。国内PWRプラントでは、コンクリート侵食を防止するために、炉心損傷検知後速やかに原子炉下部キャビティに水を張り、高温の溶融炉心を水中に落下させることによって細粒化及び固化を促進させる方策を採っている。したがって、コンクリート侵食に至る過程は、</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 溶融炉心の原子炉下部キャビティへの堆積過程 ② 溶融炉心の冷却過程 ③ コンクリートの侵食過程 <p>のように段階的に進展する。以下、各過程での物理現象及び解析モデルに関し、不確かさの観点で整理した。</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（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) 溶融物の落下・堆積過程</p> <p>この過程では、原子炉圧力容器下部ヘッドが破損し、溶融炉心が事前水張りされたペDESTALへ落下するため、溶融物が水中で粒子化することが想定され、粒子化されない溶融炉心はペDESTAL床に溶融プールとして堆積する。この過程では、溶融炉心の水中での粒子化に不確かさが想定される。</p> <p>MAAPコードでは、粒子化割合は、Ricou-Spalding モデルで計算される。Ricou-Spalding モデルは、エントレインメント量（細粒化量）を流入流体の速度（ジェット速度）と両流体の密度比に関連させたモデルであり、液-液混合問題において広く利用されている相関式である。落下する溶融炉心は円柱ジェットで冷却水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。</p> <p>溶融炉心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、溶融ジェット径及びプール水深であり、このうちモデルパラメータとしてエントレインメント係数と溶融ジェット径に不確かさが想定される。</p> <p>エントレインメント係数については、MAAPコードでは代表的な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いる。FARO実験のベンチマーク解析でのエントレインメント係数の不確かさ範囲は、<input type="text"/>～<input type="text"/>となっている。MAAP解析ではエントレインメント係数として<input type="text"/>が使用されており、実験解析により、実験結果の粒子化割合をよく再現するか、又は小さめに評価する入力となっている。溶融ジェット径は、下部ヘッド破損口径により決まることから、前述のように大きい値としている。これは、粒子化割合を小さめにする扱いをしていることになる。</p> <p>ちなみに、Ricou-Spalding モデルを使用して、実機で想定される水張り水深2m、溶融ジェット径0.15mの条件の場合で約63%程度が粒子化される。</p> <p>以上のことから、エントレインメント係数については、不確かさ幅が設定されており、溶融炉心が水中に落下した際の粒子化割合とその過程での蒸気発生やデブリ粒子の酸化による水素ガス発生に影響することから、不確かさ幅の範囲で感度解析を実施する。</p>	<p>A) 溶融炉心の原子炉下部キャビティへの堆積過程</p> <p>a) エントレイン量（溶融炉心の細粒化量）</p> <p>エントレインされたデブリ粒子は、水中に拡散しており、かつ、水との接触面積が大きいことから、塊状の溶融炉心に比べ、冷却が促進された状態であり、MCCI現象においてコンクリートの侵食を促進する観点からは、エントレイン量が少ない方が、厳しいと言えるが、溶融プール上に堆積した状態では、溶融プール上面の伝熱を低下させる要因となる。</p> <p>原子炉下部キャビティ水量に関しては、水深が浅い方が、溶融炉心の細粒化量が少なくなる傾向がある。MAAPコードの解析では、原子炉下部キャビティ水量は、原子炉格納容器形状とスプレイ開始のタイミングで決まる。原子炉格納容器形状に関してはプラント設計データにより設定されることから不確かさは小さい。原子炉下部キャビティへの注水や溶融炉心の落下のタイミングによっては、原子炉下部キャビティ水深が変化し得ることから、重要事故シーケンスに基づく不確かさは存在すると考えられることから、代替格納容器スプレイの作動タイミングの感度を確認することによって、水深の不確かさの影響を把握する。</p> <p>エントレイン量について、MAAPコードでは、Ricou-Spaldingの式に基づき細粒化量を計算し、エントレインメント係数はFCI実験に対するベンチマーク解析により設定された範囲の中間的な値（最確値）を設定している。ここで、当該係数の最小値は最確値に対して<input type="text"/>割程度小さく設定されているため、これを不確かさとして見込む。</p> <p>一方、デブリジェットの落下速度は、原子炉容器内外圧力差と溶融炉心の水頭から計算される。大破断LOCAシーケンスでは、原子炉容器内外圧力差は大きくなく、不確かさも小さいと考えられるが、溶融炉心の水頭については、原子炉容器の破損位置により変わるため、落下速度の不確かさ幅は2割程度となる。</p> <p>デブリジェット径は、Ricou-Spaldingのエントレインメント則で使用されるパラメータではないものの、実機スケールではデブリジェット全体が細粒化するわけではなく、ジェット径の増加はエントレインメント割合の減少と等価であることから、エントレイン量の不確かさの一部として取り扱う。デブリジェット径は原子炉容器の破損口径と等価として扱われており、実機では、最終的な破損口径は、初期径及び侵食の拡大幅によって決まり、侵食の拡大幅は破損口を通過する溶融炉心の量に依存する。初期径の不確かさとして、「添付2 溶融炉心と冷却水の相互作用について」の「5 感度解析と評価」において約3倍の不確かさを想定した場合、侵食後の原子炉容器貫通部の破損口径は、ベースケースと比較して約1%拡大している。侵食の拡大幅の不確かさとして、「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」の「4 感度解析と評価」においてリロケーションが早く進むことを想定した場合、原子炉容器貫通部の破損口径は、ベースケースと比較して約3割増加している。</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。

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>以上より、エントレインメント係数、破損口径及び落下速度の不確かさはエントレインメント量の不確かさとしてまとめて考えることができ、エントレインメント係数、落下速度、破損口径の不確かさを重畳させると、不確かさ幅は約5割となり、不確かさの大きいエントレインメント係数を代表して感度を確認する。</p> <p>一方、堆積した状態のデブリ粒子に関しては、物理現象としては熔融プールとデブリ粒子が成層化した状態となるが、MAAPコードの解析モデルでは、熔融プールとデブリ粒子が成層化した状態としては取り扱っておらず、クラストと熔融プールから構成される均一な組成の平板状の発熱体として模擬しており、そのモデルの不確かさについては「熔融炉心の冷却過程」で取り扱う。熔融プールとデブリ粒子が成層化した状態では、熔融プールから原子炉下部キャビティ水への伝熱の点で影響があり、不確かさが存在する（感度解析に関しては、後述の「熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱」にて整理する）。</p> <p>b) 熔融炉心の拡がり及び堆積形状</p> <p>熔融炉心の原子炉下部キャビティ床面への拡がりについては、水がないドライ状態では、熔融させたステンレス鋼により熔融炉心を模擬した実験より均一に拡がるという知見が得られている。国内PWRプラントでは、炉心損傷を検知した後に、原子炉下部キャビティへの水張りを行うことから、熔融炉心は冷却され表面にクラストを形成しつつ拡がることとなる。クラストは、熔融炉心の相変化時（固化時）の収縮によりクラックが生じ、熔融炉心の自重によってクラストは崩壊して、拡がっていくが、ドライの状態に比べて、拡がりが抑制されることも報告されており、今後、知見の拡充が必要である。</p> <p>MAAPコードの解析モデルでは、原子炉下部キャビティ底に落下した熔融炉心は均一に混合された状態を仮定し、原子炉下部キャビティ床面への拡がりについては、拡がり面積を入力条件として与えている。重大事故の緩和策の有効性評価では、原子炉下部キャビティ床全面に均一に拡がることを前提として評価している。これは、米国の新設炉に対する電力要求では炉心出力から原子炉下部キャビティ床面積を求める要求があり、そこでは熔融炉心が床全面に均一に拡がることを前提にした考え方が採用されており、本有効性評価においても同様の考え方に則っている。しかしながら、上述のとおり、冠水した原子炉下部キャビティ床面への熔融炉心の拡がり面積については、DEFOR実験において堆積形状が山状になるという結果が得られているものの拡がりの観点で詳細に研究がなされているものではなく、知見の拡充が必要であり、現象として不確かさがある。よって、原子炉下部キャビティ床面への拡がりについての感度を確認する。</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（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>C) MCC I 進行と注水によるデブリ冷却過程</p> <p>この過程では、熔融炉心の拡がり、デブリベッドの冷却性、コンクリート侵食に不確かさが想定される。</p> <p>熔融炉心の拡がり、MAAPコードでは落下した熔融炉心はペDESTAL床面に均一に拡がると仮定している。</p> <p>Mark-I型格納容器のライナーアタックに関する研究によれば、水張りがないと熔融炉心は格納容器シェル壁（拡がり距離7m程度）まで到達するが、水張りがあれば熔融炉心の拡がりは抑えられ、拡がり距離は落下量等にも依存するが5m程度となる結果が得られている。有効性評価で想定している制御棒駆動機構ハウジングの逸出を想定すると、ABWR（ペDESTAL直径約11m）で床上に水がある場合でも、床全面に熔融物が拡がること示されており、ABWR以外のBWRではペDESTAL床面積がABWRより小さいこと（Mark-I改良型格納容器の場合、ペDESTAL直径は約6.4m）を考慮すると、水張りを行っている場合でも熔融炉心は、落下位置に依らず床全面に拡がる可能性が高いと考えられる。これは、熔融物の拡がりに影響する因子のうち、主に想定しているデブリ落下流量が大きい（全炉心相当の熔融炉心が1分程度で落下することを想定）ことによるものと考えられる。以上のことから、熔融炉心の拡がり距離については、不確かさを考慮しても床全面に拡がるものと想定される。</p> <p>次に、熔融炉心の堆積形状については、落下直後の初期段階では、不均一に堆積することが想定されるが、粒子状ベッド内の継続的沸騰による粒子の攪拌によるセルフレベルリング効果により、時間と共に堆積厚さが均一化することが想定される。ただし、熔融炉心がペDESTALの中心からずれた位置に落下する場合を想定すると、セルフレベルリング効果により均一化に向かっていくが、偏った堆積形状でMCC Iが進行する可能性も考えられる。均一堆積形状（円柱）の扱いが、熔融炉心から水への伝熱を小さくし、結果的にコンクリートへの伝熱を大きくしているため、MCC I評価の観点から保守的な扱いと考えられるが、堆積形状の不確かさの影響を見るため、拡がりを抑制した場合の感度解析の実施が必要と考えられる。ただし、熔融炉心の拡がりについては、ペDESTALの形状や事前水張りの深さに依るところが大きいため、個別プラントにおけるこれらの状況を踏まえて感度解析等の取り扱いを行うことが適切と考えられる。</p> <p>熔融炉心から水への熱流束は、熔融炉心上面の性状により大きく影響されるため、大きな不確かさが想定される。</p> <p>熔融炉心上面から水への熱流束は、上部クラスト-水プール間の熱伝達モデルであるKutateladze型の水平平板限界熱流束相関式の係数を調整することにより評価可能である。</p> <p>前述のように事前水張り対策により熔融炉心の一部は粒子化して、熔融炉心上部に粒子状ベッドを形成し、下部には粒子化しなかった熔融炉心が熔融プールを形成すると想定される。これは、水中に熔融炉心を落下させた実験的知見から、安定クラストは形成されず、粒子状ベッドが形成されていることから妥当と考えられる。熔融炉心上面は粒子状</p>	<p>B) 熔融炉心の冷却過程</p> <p>a) 熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱</p> <p>熔融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱は、熔融プールの表面に形成されるクラストに、原子炉下部キャビティ水によって亀裂が入り、その中に原子炉下部キャビティ水が浸入することによって行われる。</p> <p>MAAPコードでは、クラストから水への伝熱は沸騰熱伝達として扱っており、その熱流束はKutateladzeの式を用いて計算され、そのKutateladze係数C_Kは、SWISS実験において報告されている熔融体から水プールへの熱流束が0.8 MW/m^2であることに基づき$C_K = 0.1$としている。実機条件においては、強度評価によってクラストは破損すると評価されており、上面水プールと熔融炉心が直接接触することによって、高い熱流束が維持されるといえる。</p> <p>Kutateladzeの式を原子炉下部キャビティ床に堆積した熔融炉心に対する限界熱流束の式として用いる場合、本来平板に適用する相関式を山状に堆積するクラストや粒子ベッドに適用することになるため、MAAPコードのモデルには不確かさが存在する。クラストと水の界面は、諸外国での実験で示されているように、クラストに亀裂を生じており、そこに水が浸水することが考えられ、解析モデル上はその影響を考慮していないことから、不確かさを有すると言えるが、その場合、クラストと水の接触面が大きくなり、熔融炉心の冷却は促進されることから、クラストの亀裂に関しては、不確かさの観点では問題とならない。また、クラストの表面形状に凹凸が生じる可能性については、伝熱面積が大きくなるから、不確かさの観点では問題とならない。また、上面クラストの温度低下については、熔融炉心が冷却される方向であり、これについても不確かさの観点では問題とならない。一方、熔融プール上にデブリ粒子が堆積することにより、クラストと水の接触が阻害され、熔融炉心の冷却が悪くなることも考えられる。解析モデルでは、このプロセスは模擬されず、熱伝達が悪化することから、不確かさが存在する。これらの不確かさとは、熔融炉心の冷却の悪化（熱伝達係数の低下）であるから、熱伝達係数の感度を確認する。</p> <p>細粒化時の熱伝達については、デブリ粒子の顕熱及び潜熱から水プールへの伝熱が計算され、その伝熱量は膜沸騰及び輻射熱伝達によって計算される。デブリ粒子からの熱量は水蒸気生成と水の温度上昇に変換される。デブリ粒子から水への熱伝達については、細粒化割合と相関があることから、この不確かさについては「エントレインメント係数」の中で整理する。</p> <p>b) 熔融炉心とコンクリートの伝熱</p> <p>原子炉下部キャビティ底に堆積した熔融炉心は、下側のコンクリート床と側面のコンクリート壁と伝熱する。熔融炉心からコンクリートへの伝熱は、熔融プールからクラストへの伝熱とコンクリートへの伝熱に分けられる。</p> <p>熔融プールとクラストとの間は、対流熱伝達によって伝熱される。対流熱伝達は、熔融プールのバルク温度と融点温度の差及び熔融プールと炉心クラストとの間の熱伝達係数</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（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>ベッドが形成されることを想定し、MAAPコードの溶融炉心上面から水への熱伝達のモデルパラメータである Kutateladze の係数 F_{ch} を変えることにより、粒子状ベッドの冷却性の不確かさ評価を行う。ここでは、Lipinski 0-D モデルを使用して粒子状ベッドのドライアウト熱流束の不確かさを評価した。主なパラメータは、粒子径、ポロシティ、堆積高さ、圧力であり、以下のように想定する。</p> <ul style="list-style-type: none"> 粒子径は、これまでの実験等の知見により 3～7mm と報告されているため^[29]、この範囲を不確かさの範囲と想定する。 ポロシティは、おおむね 0.3 以上が報告されているが、粒子の充填状態の幅を考慮して、0.26（面心立方格子、最稠密）、0.32（体心立方格子）、0.4（MAAP標準値）、0.48（単純立方格子）の範囲を想定する。 粒子状ベッドの堆積高さは、全炉心相当が落下した場合 1m 以上となるが、破損口径の拡大を考慮しても 33%以上の粒子化が想定されるため、30cm 以上とする。 圧力は、MCCI が発生する時間では格納容器圧力は 0.4MPa[abs]以上となっているため、0.4MPa[abs]以上とする。 <p>Lipinski 0-D モデルによる評価結果を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 圧力が 0.4MPa[abs]以上では、ポロシティの最も小さい 0.26 のケースでも 800kW/m² 以上のドライアウト熱流束となる。この場合、大気圧状態では 400kW/m² 程度となっている。また、ポロシティの最も大きい 0.48 のケースでは、大気圧状態では 2,000kW/m² 程度となっている。 粒子径が 3mm 以上では、ポロシティの最も小さい 0.26 のケースでも 800kW/m² 以上のドライアウト熱流束となる。 粒子ベッド高さが 30cm 以上ではドライアウト熱流束はほとんど変化がなく、ポロシティの最も小さい 0.26 のケースでも 800kW/m² 以上のドライアウト熱流束となる。 <p>以上の評価結果より、有効性評価条件として、大気圧状態で 800kW/m² で圧力依存性を考慮した上面熱流束を使用することは、妥当と判断される。これは、MAAPコードの Kutateladze 式の係数 F_{ch} をデフォルトの 0.1 に設定することに相当する。また、デブリ上面熱流束の不確かさの下限值は、800kW/m² 程度と考えられるため、粒子径やポロシティ等の不確かさによる上面熱流束の不確かさの影響を確認するため、800kW/m² 一定を仮定した感度解析を実施する。</p> <p>コンクリートの種類（玄武岩系や石灰岩系）により、侵食挙動やガス発生挙動が異なる。また、玄武岩系コンクリートに関しては、壁方向と床方向の侵食量に相違が見られる知見が出ている。この侵食の異方性は、いまだ十分な理解が得られておらず、現状モデルでも扱われていないが、モデルパラメータの感度解析により、この侵食異方性の影響を検討する。</p> <p>評価モデルは以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> コンクリート表面から深さ方向に 1 次元熱伝導を解き温度分布を計算している。 	<p>から計算される。また、クラスト内の温度分布は、溶融炉心とクラストの境界からコンクリート表面への熱流束を用いて、準定常の 1 次元熱伝導方程式を解くことで計算される。溶融炉心からコンクリート床及び側壁に対する熱流束は、溶融炉心プールから下部及び側部クラストへの伝熱と、クラスト内での発熱によるものである。</p> <p>溶融プールとクラストとの間の熱伝達については、溶融プール内の状態（固化燃料の割合）に関する不確かさや対流の不確かさが存在する。溶融プールとクラストとの間の熱伝達が大きい場合には、クラストが溶融し、コンクリートへの伝熱量が増大するため、コンクリート侵食がしやすくなる傾向となる。ただし、有効性評価の状態（原子炉下部キャビティへ注水した状態）においては、溶融炉心からの除熱は、溶融炉心と温度差が大きい、冷却水側（上面）が支配的になることから、不確かさは存在するものの、影響としては小さいものと考えられる。</p> <p>クラストとコンクリートの間の熱伝達については、ACE 実験及び SURC 実験に対するベンチマーク解析の結果から実験データと同等の侵食深さが MAAP コードにより模擬できていることから、溶融炉心からコンクリートへの伝熱は、適切に模擬できていると判断する。しかしながら、溶融炉心とコンクリートの接触に関しては MAAP コードでは、理想的な平板で密着した状態で取り扱っていることから、接触面積に不確かさが存在する。接触面積が小さいとコンクリートへの伝熱量が少なくなることが考えられ、解析モデル上はその影響を考慮していないことから、不確かさを有すると言えるが、その場合、クラストとコンクリートの接触面が小さくなり、コンクリート侵食が抑制されることから、接触面積に関しては、不確かさの観点で問題とならない。</p> <p>C) コンクリートの侵食過程 a) コンクリート組成</p> <p>コンクリートには主に玄武岩系のコンクリートと石灰岩系のコンクリートがある。コンクリート組成が異なると、コンクリート侵食挙動にも違いが生じる。玄武岩系のコンクリートの特徴は Si の含有量が多い。一方、石灰岩系のコンクリートの特徴は Ca、CO₂ が比較的多く含まれていることである。しかしながら、コンクリート組成については、物性値が把握できており、不確かさに対する感度解析は不要である。</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>・クラスト-コンクリート界面の温度がコンクリート溶融温度以上である場合にコンクリート侵食が計算される。</p> <p>・コリウムからの伝熱量と分解/溶融潜熱により侵食量が評価される。</p> <p>・コンクリート分解による自由水・結合水・CO₂の発生を考慮し、溶融コリウム中の化学熱力学平衡計算による未酸化金属との反応によりH₂及びCO発生が計算される。反応熱は、溶融炉心の崩壊熱に加算される。</p> <p>コンクリートの種類は、国内プラントでは玄武岩系コンクリートが主流であるが、一部のプラントでは石灰岩系コンクリートが使用されている。コンクリートの種類により物性値を使い分けている。これらのコンクリートの侵食モデルは、ACE実験、SURC-4実験等のドライ実験に対するMAAPモデルの実験解析により妥当性確認が行われている。</p> <p>OECD/MCCI プロジェクトのCCI実験で確認された玄武岩系コンクリートの侵食の異方性について、この原因について明確な理解は得られていないが、溶融炉心から壁方向と床方向への熱伝達に関してコンクリート種類により相違があることを示唆している。この侵食の異方性の影響を確認するため、MAAPコードでは、溶融プールから横方向と下方向の対流熱伝達係数を調整して熱伝達の配分を変更することにより感度解析を実施する。対流熱伝達係数の幅は、CCI-3の試験結果を考慮し、底部を側壁のモデルパラメータの推奨値の1/4とした場合、側壁を底部のモデルパラメータの推奨値の1/4とした場合を想定する。</p> <p>(3) 感度解析による確認</p> <p>上記の検討により、MCCIに関して、解析モデルでの不確かさは、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・エントレインメント係数 ・上面熱流束係数 ・溶融プール-クラスト間の熱伝達係数 <p>に代表され、これらをパラメータとした感度解析を実施した。また、参考としてコンクリートの種類の違いについても解析を実施した（解析条件及び結果は添付3参照）。</p> <p>評価の結果、コンクリート侵食量に対して上面熱流束の感度が支配的であることが確認された。上面熱流束を想定される下限値とした場合でも、コンクリート侵食量は、22.5cm程度であることが確認された。また、実験で確認されている侵食面における侵食の不均一性については、MAAPモデルのベンチマーク解析結果から、実験の侵食面における侵食のばらつきが、MAAPコードの予測侵食量の20%の範囲内に収まっていることから、上面熱流束の感度に比べて影響が小さいことを確認した。</p> <p>なお、この分野は複雑な多成分・多相熱伝達現象であり知見が十分であるとは言えず、また事前水張り時の落下デブリの冷却性を直接調べた実験例がほとんどないことから、今後も継続して検討を進め、新たな知見が出た場合には適宜評価に反映するように努めることが重要であると考えられる。</p>	<p>(3) 感度解析による確認</p> <p>前項の検討において抽出された不確かさの項目及びそれらの組み合わせた条件で感度解析により影響を確認した。解析結果については、添付3に示しており、ここでは条件設定の考え方及び評価についてまとめる。</p> <p>A) 原子炉下部キャビティ水深</p> <p>炉心損傷を検知した後30分で代替格納容器スプレイを実施することとしており、さらに30分遅れる場合の感度を確認した。</p> <p>感度解析の結果、代替格納容器スプレイ操作が遅れることで、原子炉下部キャビティ水深が約半分となり、コンクリート侵食深さは、ベースケースの約3mmに対して、感度解析ケースでは約4mmであり、影響はわずかであった。</p> <table border="1" data-bbox="1169 1198 1834 1310"> <thead> <tr> <th></th> <th>解析条件</th> <th>コンクリート侵食深さ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>代替格納容器スプレイ作動： 炉心溶融後30分</td> <td>約3mm</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>ベースケース+30分</td> <td>約4mm</td> </tr> </tbody> </table> <p>B) Ricou-Spaldingのエントレインメント係数</p>		解析条件	コンクリート侵食深さ	ベースケース	代替格納容器スプレイ作動： 炉心溶融後30分	約3mm	感度解析ケース	ベースケース+30分	約4mm	
	解析条件	コンクリート侵食深さ									
ベースケース	代替格納容器スプレイ作動： 炉心溶融後30分	約3mm									
感度解析ケース	ベースケース+30分	約4mm									

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>エントレインメント係数は、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中間的な値（最確値=□）を設定しているが、その範囲の中で細粒化割合が最も低く評価される値（=□）とした場合の感度を確認した。</p> <p>感度解析の結果、エントレインメント係数を小さくしたことで、塊状のまま原子炉下部キャビティ床面に到達する溶融炉心量が多くなり、冷却の観点で厳しい条件となるが、コンクリート侵食深さは、ベースケースの約3mmに対して、感度解析ケースでは約4mmであり、影響はわずかであった。一方、ジェットの径及び落下速度の不確かさについては、(2)A)で述べたとおり、エントレインメント係数の不確かさと重畳させると約5割の不確かさがあり結果を厳しくする方向であるが、上記の感度解析結果から、影響は小さいと言える。</p> <table border="1" data-bbox="1146 496 1823 598"> <thead> <tr> <th></th> <th>解析条件</th> <th>コンクリート侵食深さ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>エントレインメント係数：□</td> <td>約3mm</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>エントレインメント係数：□</td> <td>約4mm</td> </tr> </tbody> </table> <div data-bbox="1547 627 1944 692" 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>C) 溶融炉心の拡がり面積</p> <p>水中での溶融炉心の落下過程において、溶融炉心の冷却が進むと、拡がり面積が小さくなり、冷却されないと拡がり面積が大きくなる傾向が、PULiMS試験（KTH）、BNL実験（KTH）、SPREAD実験（日立製作所）、KATS実験（カールスルーエ研究センター、FZK）及びCORINE実験（CEA/DRN/DTP）の実験結果から考察されている。水中での溶融物の拡がりの挙動については、これまで実験による知見も少なく、複雑であることから、実現象の不確かさを網羅するという観点で、</p> <p>①落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケース</p> <p>②落下時に細粒化などにより冷却が進むケース</p> <p>の条件が考えられ、①は、評価上、最初の原子炉容器破損による溶融炉心の落下により、原子炉下部キャビティ床面に約47m²の広さで拡がり、原子炉下部キャビティ床面積とほぼ同等となる。その後、断続的に溶融炉心が落下するため、溶融炉心は床全面を超えて拡がると考えられるが、実際は原子炉下部キャビティ壁により拡がりは制限されるため、溶融炉心の拡がり面積としては原子炉下部キャビティ床一面を設定すればよく、ベースケースの設定と同等である。</p> <p>一方、②の落下時に細粒化などにより冷却が進むケースでは、添付3の添付3-1に示すように、PULiMS実験により得られた知見から溶融炉心の水中での拡がり挙動を定式化しており、溶融炉心の質量約50t（MAAPコードにおける1回目の原子炉容器破損による溶融炉心落下量相当）に対して評価した拡がり面積（約1.8m²）に対して、溶融炉心の堆積高さが原子炉下部キャビティ水面より高くなった場合は、原子炉下部キャビティ水面より高い部分については、原子炉下部キャビティ水による冷却がないことから溶融状態のままであり、</p>		解析条件	コンクリート侵食深さ	ベースケース	エントレインメント係数：□	約3mm	感度解析ケース	エントレインメント係数：□	約4mm	
	解析条件	コンクリート侵食深さ									
ベースケース	エントレインメント係数：□	約3mm									
感度解析ケース	エントレインメント係数：□	約4mm									

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>固化しないと考えられることから、熔融炉心の堆積の高さとしては原子炉下部キャビティ水深までとし、それ以降の堆積は横に拡がることを加味し、原子炉下部キャビティ床面積の約1/10を初期値として、落下量に応じて拡がり面積が拡大する条件を設定した。ただし、この条件では、拡がり面積が小さくなるよう、熔融炉心の過熱度分がすべて原子炉下部キャビティ水に伝熱され熔融炉心の融点まで冷却されることを想定しているのに対し、実際は、熔融ジェット径が0.5m程度と大きいため、落下過程で冷却されずに過熱度を保ったまま原子炉下部キャビティ床に到達する熔融ジェットの割合が高いと考えられることから、実機条件よりも厳しい条件を与えるものである。</p> <p>感度解析の結果、熔融炉心の拡がり面積（＝熔融炉心と水の接触面積）が小さくなることで、熔融炉心の単位時間当たりの除熱量が少なくなり、熔融炉心の冷却に時間を要し、コンクリート侵食深さはベースケースが約3mmであるのに対して、感度解析ケースでは約18cmとなった。このケースは、前述のとおり、実機条件よりも厳しい条件を与えるものあり、実機でのコンクリート侵食量は、感度解析よりも厳しくなることはないと考えられる。また、この結果から、コンクリート侵食が進む場合でも、原子炉下部キャビティ水により熔融炉心は冷却され、最終的にコンクリート侵食が停止し得ることが確認された。</p> <table border="1" data-bbox="1189 683 1803 860"> <thead> <tr> <th></th> <th>解析条件</th> <th>コンクリート侵食深さ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>熔融炉心の拡がり面積：原子炉下部キャビティ床面積の1/1</td> <td>約3mm</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>熔融炉心の拡がり面積：原子炉下部キャビティ床面積の約1/10から落下量に応じて拡大</td> <td>約18cm</td> </tr> </tbody> </table> <p>D) 水と熔融炉心間の熱伝達係数</p> <p>熔融炉心が原子炉下部キャビティ水に落下する際は、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の間で熱伝達が行われ、それにより熔融炉心が冷却されるとともに、原子炉下部キャビティ床に堆積する際に熔融炉心表面にクラストが形成されると考えられている。したがって、熔融炉心落下直後は熱流束が比較的高い状態が持続され、この間に熔融炉心の保有する熱は原子炉下部キャビティ水によって除熱される。その後、熔融炉心表面にクラストが形成されると、熱流束は低下する傾向となる。</p> <p>また、CCI実験においても、熔融物への注水直後は高い熱流束が確認され、その後クラストが冷却されて熱流束も低下する結果が得られているとともに、クラストが自重及び原子炉下部キャビティ水の水頭などによる破損により、原子炉下部キャビティ水と直接接触することで再び高い熱流束が得られている。さらに、実機スケールの現象ではクラストにひび割れが生じるため、高温の熔融炉心と上面水プールが再度直接接触して、高い熱流束が生じる現象が継続的に発生すると判断できる。</p> <p>以上を踏まえて、本パラメータについて、次の4ケースの感度解析を実施する。</p>		解析条件	コンクリート侵食深さ	ベースケース	熔融炉心の拡がり面積：原子炉下部キャビティ床面積の1/1	約3mm	感度解析ケース	熔融炉心の拡がり面積：原子炉下部キャビティ床面積の約1/10から落下量に応じて拡大	約18cm	
	解析条件	コンクリート侵食深さ									
ベースケース	熔融炉心の拡がり面積：原子炉下部キャビティ床面積の1/1	約3mm									
感度解析ケース	熔融炉心の拡がり面積：原子炉下部キャビティ床面積の約1/10から落下量に応じて拡大	約18cm									

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>感度解析ケース1は、CCI実験において観測されている初期のバルク冷却期間中の熱流束である3MW/m²を条件とし、熔融炉心の温度が低下した場合に崩壊熱相当の熱流束に低下されることを想定したものである。</p> <p>感度解析ケース2は、原子炉下部キャビティへの落下直後の高い熱流束や、クラストの破損による内部の熔融炉心と原子炉下部キャビティ水との直接接触を考慮せず、CCI-2及びCCI-3実験において初期のピークを除外した熱流束である0.5MW/m²を設定したものである。</p> <p>感度解析ケース3は、段階的に水と熔融炉心間の熱伝達係数を変化させるケースである。熔融炉心内部にプールがある状態では、クラストは破損、浸水を繰り返し、安定したクラストは形成されないと考えられ、その状態では熔融物から水への高い伝熱となり、一律に0.8MW/m²を適用する。その後、熔融炉心全体が固化した後は、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水との直接接触を考慮しない熱流束として0.5MW/m²を適用する。さらに、SSWICS実験で得られた知見として、コンクリート混入がある場合に、コンクリートの混入割合が15%程度以上の場合にドライアウト熱流束が0.125MW/m²程度に低下することを模擬して、コンクリート混入割合が15%に達するまで、コンクリート混入割合に比例させて、ドライアウト熱流束を低下させたものである。</p> <p>感度解析ケース4は、クラスト全体が固化して温度が低下した状態の熱流束である0.2MW/m²を一律に適用するものであり、熔融炉心の落下直後は高い熱流束の状態を無視した仮想的なケースである。</p> <p>感度解析の結果、感度解析ケース1、2、3においては、設定した条件に応じてコンクリート侵食深さにわずかな変化はあるものの、有意なコンクリート侵食には至らず、その不確かさが有効性評価の結果へ与える影響は小さい。一方、熔融炉心の落下直後から、安定化クラスト形成後の熱流束を仮定した条件のケース4では、コンクリート侵食が有意に進む結果となった。このケースは、前述のとおり、熔融炉心の落下直後は高い熱流束の状態を無視した仮想的なケースであり現実的に起こり得るものではないと考えられる。</p> <table border="1" data-bbox="1220 997 1803 1316"> <thead> <tr> <th></th> <th>解析条件</th> <th>コンクリート侵食深さ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>Kutateladze係数：0.1（0.8 MW/m²相当⁽¹⁾）</td> <td>約3 mm</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース1</td> <td>Kutateladze係数：0.375（3MW/m²相当⁽¹⁾）</td> <td>約0 mm</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース2</td> <td>Kutateladze係数：0.0625（0.5 MW/m²相当⁽²⁾）</td> <td>約7 mm</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース3</td> <td>Kutateladze係数： 熔融物存在時：0.1（0.8 MW/m²相当⁽²⁾） 全体固化時：0.0625（0.5 MW/m²相当⁽¹⁾） コンクリート15%混入時： 0.015625（0.125 MW/m²相当⁽³⁾）</td> <td>約3 mm</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース4</td> <td>Kutateladze係数：0.025（0.2 MW/m²相当⁽¹⁾）</td> <td>約20 cm</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注) 大気圧条件</p> <p>E) 感度解析パラメータの組合せ</p>		解析条件	コンクリート侵食深さ	ベースケース	Kutateladze係数：0.1（0.8 MW/m ² 相当 ⁽¹⁾ ）	約3 mm	感度解析ケース1	Kutateladze係数：0.375（3MW/m ² 相当 ⁽¹⁾ ）	約0 mm	感度解析ケース2	Kutateladze係数：0.0625（0.5 MW/m ² 相当 ⁽²⁾ ）	約7 mm	感度解析ケース3	Kutateladze係数： 熔融物存在時：0.1（0.8 MW/m ² 相当 ⁽²⁾ ） 全体固化時：0.0625（0.5 MW/m ² 相当 ⁽¹⁾ ） コンクリート15%混入時： 0.015625（0.125 MW/m ² 相当 ⁽³⁾ ）	約3 mm	感度解析ケース4	Kutateladze係数：0.025（0.2 MW/m ² 相当 ⁽¹⁾ ）	約20 cm	
	解析条件	コンクリート侵食深さ																		
ベースケース	Kutateladze係数：0.1（0.8 MW/m ² 相当 ⁽¹⁾ ）	約3 mm																		
感度解析ケース1	Kutateladze係数：0.375（3MW/m ² 相当 ⁽¹⁾ ）	約0 mm																		
感度解析ケース2	Kutateladze係数：0.0625（0.5 MW/m ² 相当 ⁽²⁾ ）	約7 mm																		
感度解析ケース3	Kutateladze係数： 熔融物存在時：0.1（0.8 MW/m ² 相当 ⁽²⁾ ） 全体固化時：0.0625（0.5 MW/m ² 相当 ⁽¹⁾ ） コンクリート15%混入時： 0.015625（0.125 MW/m ² 相当 ⁽³⁾ ）	約3 mm																		
感度解析ケース4	Kutateladze係数：0.025（0.2 MW/m ² 相当 ⁽¹⁾ ）	約20 cm																		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>MCCI現象は、原子炉下部キャビティ底に堆積した熔融炉心が周囲のコンクリートや原子炉下部キャビティ水と伝熱する過程でさまざまなパターンの不確かさが考えられること、また直接的な実験例が少なく知見が不十分であることから、A)～D)のパラメータの組合せを考慮し、感度解析を実施した。</p> <p>解析条件の設定に当たっては、C)で述べた、</p> <ul style="list-style-type: none"> ①落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケース ②落下時に細粒化などにより冷却が進むケース <p>に着目して、パラメータの組合せを考慮した。</p> <p>感度解析ケース1（①の場合）は、細粒化が進みにくくなるよう設定するため、エントレインメント係数を推奨範囲の最小値とし、熔融炉心の拡がり面積としては、原子炉下部キャビティ床面積を設定した。</p> <p>感度解析ケース2（②の場合）は、細粒化が進みやすくなるよう設定するため、エントレインメント係数は推奨範囲の最大値とし、熔融炉心の拡がり面積としては、C)で設定した面積とした。水深については不確かさの範囲では結果への影響が小さいため、ベースケースの値を使用する。水と熔融炉心間の熱流束については、両ケースとも不確かさとして考慮させることとし、現実的な不確かさの幅を確認する観点から、D)の感度解析ケース3の熱流束を使用する。</p> <p>感度解析の結果、感度解析ケース1は熔融炉心の落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケースであり、水と熔融炉心間の熱流束は、最初の落下時に大気圧条件相当で0.8MW/m²に達するものの、その後は瞬時に全体が固化するため、大気圧条件相当で0.5MW/m²となる。このため、熔融炉心温度、コンクリート表面温度はベースケースよりも高温の期間が若干長く維持される。その結果、コンクリート侵食深さは、ベースケースの約3mmに対して、感度解析ケース1が約4mmとなり、わずかに増加する程度であった。なお、感度解析ケース1では、原子炉下部キャビティでの水素生成量がベースケースに比べてわずかながら減少した。具体的には、ベースケースではMCCIによる水素発生量が約3kg、細粒化によるジルコニウム-水反応による水素発生量が約18kgであるのに対して、感度解析ケース1では、MCCIによる水素発生量が約4kg、細粒化によるジルコニウム-水反応による水素発生量が約10kgとなった。これは、感度解析ケース1においてエントレインメント係数を小さくしたことから、細粒化によるジルコニウム-水反応量が少なくなったためである。</p> <p>感度解析ケース2は、熔融炉心の落下時に細粒化などにより冷却が進むケースである。水と熔融炉心間の熱流束について、熔融炉心の拡がり面積を制限したことで、熔融炉心と水の接触面積が小さくなり、その結果熔融炉心の単位時間当たりの除熱量が少なくなったことで、熱流束が高く維持される時間が長くなっている。また、熔融炉心温度、コンクリート表面温度もベースケースに比べて高温の期間が長く維持され、特にコンクリート表面は融点温度に達している期間が長く、この間にコンクリート侵食が継続する。その後、コンクリート表面温度の低下に伴い、コンクリート侵食は停止する。その結果、コンクリート侵食深さは約19cmとなったが、原子炉下部キャビティ底面のコンクリート厚さは数メートルであ</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>り、侵食深さは十分小さいことが確認できた。なお、感度解析ケース2においては、コンクリート侵食深さが増加したことにより水素発生量は約53kgであり、大部分がRV破損後30分までに発生し、最終的な原子炉格納容器内の水素濃度は6vol%（ドライ条件換算）に達するが、水素処理装置（PAR及びイグナイタ）を使用することで処理が可能なレベルに収まっている。また、エントレインメント係数を大きくしたことにより、細粒化によるジルコニウム-水反応量が多くなり、約24kgとなっている。原子炉容器内での水素発生量とMCCIによる水素発生量を合わせると、全炉心内のジルコニウム量の約37.9%が水と反応する結果となっている。MCCIにより発生する水素は、すべてジルコニウムに起因するものであった。</p> <table border="1" data-bbox="1169 488 1848 948"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>パラメータ</th> <th>コンクリート侵食深さ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>代替格納容器スプレイ作動：炉心溶融後30分 エントレインメント係数：[REDACTED] 溶融炉心の拡がり面積：原子炉下部キャビティ床面積の1/1 Kutateladze係数：0.1（0.8 MW/m²相当^(注)）</td> <td>約3mm</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース1</td> <td>代替格納容器スプレイ作動：炉心溶融後30分 エントレインメント係数：[REDACTED] 溶融炉心の拡がり面積：原子炉下部キャビティ床面積の1/1 Kutateladze係数： 溶融物存在時：0.1（0.8 MW/m²相当^(注)） 全体固化時：0.0625（0.5 MW/m²相当^(注)） コンクリート15%混入時： 0.015625（0.125 MW/m²相当^(注)）</td> <td>約4mm</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース2</td> <td>代替格納容器スプレイ作動：炉心溶融後30分 エントレインメント係数：[REDACTED] 溶融炉心の拡がり面積：原子炉下部キャビティ床面積の約1/10から落下量に応じて拡大 Kutateladze係数： 溶融物存在時：0.1（0.8 MW/m²相当^(注)） 全体固化時：0.0625（0.5 MW/m²相当^(注)） コンクリート15%混入時： 0.015625（0.125 MW/m²相当^(注)）</td> <td>約19cm</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注) 大気圧条件</p>	項目	パラメータ	コンクリート侵食深さ	ベースケース	代替格納容器スプレイ作動：炉心溶融後30分 エントレインメント係数： [REDACTED] 溶融炉心の拡がり面積：原子炉下部キャビティ床面積の1/1 Kutateladze係数：0.1（0.8 MW/m ² 相当 ^(注) ）	約3mm	感度解析ケース1	代替格納容器スプレイ作動：炉心溶融後30分 エントレインメント係数： [REDACTED] 溶融炉心の拡がり面積：原子炉下部キャビティ床面積の1/1 Kutateladze係数： 溶融物存在時：0.1（0.8 MW/m ² 相当 ^(注) ） 全体固化時：0.0625（0.5 MW/m ² 相当 ^(注) ） コンクリート15%混入時： 0.015625（0.125 MW/m ² 相当 ^(注) ）	約4mm	感度解析ケース2	代替格納容器スプレイ作動：炉心溶融後30分 エントレインメント係数： [REDACTED] 溶融炉心の拡がり面積：原子炉下部キャビティ床面積の約1/10から落下量に応じて拡大 Kutateladze係数： 溶融物存在時：0.1（0.8 MW/m ² 相当 ^(注) ） 全体固化時：0.0625（0.5 MW/m ² 相当 ^(注) ） コンクリート15%混入時： 0.015625（0.125 MW/m ² 相当 ^(注) ）	約19cm	
項目	パラメータ	コンクリート侵食深さ												
ベースケース	代替格納容器スプレイ作動：炉心溶融後30分 エントレインメント係数： [REDACTED] 溶融炉心の拡がり面積：原子炉下部キャビティ床面積の1/1 Kutateladze係数：0.1（0.8 MW/m ² 相当 ^(注) ）	約3mm												
感度解析ケース1	代替格納容器スプレイ作動：炉心溶融後30分 エントレインメント係数： [REDACTED] 溶融炉心の拡がり面積：原子炉下部キャビティ床面積の1/1 Kutateladze係数： 溶融物存在時：0.1（0.8 MW/m ² 相当 ^(注) ） 全体固化時：0.0625（0.5 MW/m ² 相当 ^(注) ） コンクリート15%混入時： 0.015625（0.125 MW/m ² 相当 ^(注) ）	約4mm												
感度解析ケース2	代替格納容器スプレイ作動：炉心溶融後30分 エントレインメント係数： [REDACTED] 溶融炉心の拡がり面積：原子炉下部キャビティ床面積の約1/10から落下量に応じて拡大 Kutateladze係数： 溶融物存在時：0.1（0.8 MW/m ² 相当 ^(注) ） 全体固化時：0.0625（0.5 MW/m ² 相当 ^(注) ） コンクリート15%混入時： 0.015625（0.125 MW/m ² 相当 ^(注) ）	約19cm												
<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 0 auto;"> <p>枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>														
<p>(4) まとめ</p> <p>MCCIに関する種々の実験から得られた知見等に基づき不確かさの要因の分析を行い、下記パラメータ個別の感度解析及び下記パラメータを組み合わせた感度解析を行い、コンクリート侵食への影響を確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉下部キャビティ水深 ・Ricou-Spaldingのエントレインメント係数 ・溶融炉心の拡がり ・水と溶融炉心間の熱伝達係数 														

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>感度解析の結果、原子炉下部キャビティ水深、Ricou-Spalding のエントレインメント係数及び水と熔融炉心間の熱伝達係数については、コンクリート侵食量への感度は小さく、重大事故対策の有効性評価の結果に影響は与えないことを確認した。</p> <p>熔融炉心の拡がりについては、熔融炉心が過熱度を持ち連続的に原子炉下部キャビティ床へ落下すること等から、原子炉下部キャビティ床面積相当に拡がると考えられるが、熔融炉心の過熱度分がすべて原子炉下部キャビティ水に伝熱され熔融炉心の融点まで冷却されることを想定し、局所的に堆積する条件を仮定した場合でも、コンクリート侵食は約18cmにとどまる結果であった。</p> <p>感度解析パラメータを組み合わせた場合の感度解析でもコンクリート侵食は約19cmとなったが、継続的なコンクリート侵食は生じないことが確認できた。また、原子炉下部キャビティ底面のコンクリート厚さは数メートルであり、侵食深さは十分小さいことが確認できた。この規模のコンクリート侵食が発生する場合でも、原子炉格納容器内の水素濃度は6vol%程度（ドライ条件換算）にとどまり、水素処理装置（PAR及びパイグナイタ）による処理が可能なレベルに収まる結果となっている。また、MCCIにより発生する水素は、すべてジルコニウムに起因するものであった。</p> <p>以上のことから、物理現象を踏まえた不確かさを考慮すると、コンクリート侵食については、熔融炉心の拡がりが増えることが明らかとなった。一方で、厳しい条件を組み合わせた場合においても、最終的にコンクリート侵食が停止し得ることから、原子炉下部キャビティに水を張ることによる熔融炉心の冷却の効果も確認できた。しかしながら、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）については、複雑な多成分及び多相熱伝達現象であり知見が不十分であること、また直接的な実験例が少ないことから、今後も継続して検討を進め、知見の拡充に努めることが重要であると考えられる。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>4.3.11 1次系内FP挙動，原子炉格納容器内FP挙動</p> <p>炉心損傷の検知直後に直ちに実施する運転員等操作としては、1次冷却系減圧操作と原子炉格納容器注水操作があり、炉心損傷の検知手段の1つとして格納容器内線量率がある。このため、炉心損傷とそれに伴うFPの原子炉格納容器への放出による原子炉格納容器内線量率の上昇のタイミングが適切に評価される必要がある。そこで、FP放出モデルの感度がFPの原子炉格納容器内放出タイミングほどの程度影響するかを確認する。</p> <p>有効性解析で採用しているFP放出モデルの炉心損傷検知の観点での妥当性を検討するために、炉心からのFP放出速度を変更した感度解析によって、炉心損傷検知判断に影響があるかを確認する。着目するFPは、最も早期に放出され、放出過程で沈着せず、原子炉格納容器線量率に最も影響する希ガスとする。</p> <p>炉心損傷検知判断が遅れる可能性があるという観点から、FP放出モデル間の放出速度の相違の幅を参照し、炉心からのFP放出速度に係る係数を1割低減し、どの程度影響があるかを感度解析によって評価した。評価対象シーケンスは、FPの原子炉格納容器への放出が加圧器逃がしタンクを経由するため、LOCA事象よりも遅くなる「全交流動力電源喪失+補助給水失敗」を想定した。</p> <p>原子炉格納容器上部区画の希ガス量を図4.3-22に示す。ベースケースとFP放出率に係る係数を1割低減させたケースとを比較すると、いずれの場合も、原子炉格納容器上部区画の希ガス量は、燃料被覆管破損時点から増加し始め、炉心が本格的に溶融するにしたがって急激に増加し、最終的にほぼ同じ量になった。したがって、FP放出速度が1割低減しても、炉心損傷検知判断への影響はほとんどないといえる。この結果はFPが加圧器逃がしタンクを経由せず、直接原子炉格納容器へ放出されるLOCA事象にも適用可能であると考えられる。</p> <p>また、炉心溶融時点における原子炉格納容器内線量率は、感度解析ケースにおいてベースケースよりも約2%高くなる結果となった。感度解析ケースでは、FP放出速度を低下させているが、その分崩壊熱が燃料内に蓄積され、炉心の温度が高くなることから、FP放出量が増加し、炉心溶融時点における原子炉格納容器上部区画のFP質量は感度解析ケースの方が多くなっており、その結果線量率もわずかに増加した。しかしながら、炉心溶融開始後、原子炉格納容器内の線量率は急激に増加することから、いずれにしても炉心損傷検知判断への影響はほとんどないと考えられる。</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

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="1563 172 1960 240" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> 「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。」 </div> <div data-bbox="1227 256 1792 742" style="text-align: center;"> <p>図 4.3-22 FP 放出速度感度解析</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>4.4 実機解析への適用性</p> <p>4.4.1 事故解析及び実験解析の実機への適用性</p> <p>4.3において実施した各種の事故解析及び実験解析に基づき、各解析モデルの実機への適用性について評価する。</p> <p>(1) 放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生[圧力容器(炉心損傷後)], 燃料被覆管酸化, 燃料棒内温度変化, 燃料棒表面熱伝達, 燃料被覆管変形 [炉心(燃料)], リロケーション, 構造材との熱伝達及び下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達 [圧力容器(炉心損傷後)]</p> <p>炉心ヒートアップの解析において重要な燃料被覆管酸化, 放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生, 燃料棒内温度変化, 燃料棒表面熱伝達, 燃料被覆管変形, リロケーション, 構造材との熱伝達及び下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に関するモデルの妥当性は, TMI事故解析及びCORA実験解析を通じて確認した。</p> <p>解析により得られた炉心ヒートアップ時の水素ガス発生量及びその発生期間は, TMI事故の分析結果とおおむね一致することを確認した。また, 事故発生後約220分における炉心状態について, 解析結果がTMI事故の分析結果と良く一致することを確認した。さらに, 原子炉圧力容器壁面温度についても, 解析においてTMI事故の分析結果と同等な結果が得られていることを確認した。また, CORA実験解析における, 燃料被覆管, 制御棒及びチャンネルボックスの温度変化について, 測定データと良く一致することを確認した。</p> <p>TMI及びCORA実験とBWR実機において, 燃料被覆管酸化, 放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生, 燃料棒内温度変化, 燃料棒表面熱伝達, 燃料被覆管変形, リロケーション, 構造材との熱伝達及び下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に関する基本的な現象に有意な差はなく, したがってこれらの現象に関するモデルについて, 実機解析への適用性を有すると判断できる。</p>	<p>4.4 実機解析への適用性</p> <p>4.4.1 事故解析及び実験解析の実機への適用性</p> <p>各種の事故解析及び実験解析によりモデルの妥当性を確認し, さらに, スケール性に関する考察を行い, 実機への適用性を確認する。確認結果を以下に記述する。</p> <p>(1) 冷却材放出(加圧器)</p> <p>加圧器逃がし弁からの放出量は, 加圧器逃がし弁の設定圧における流量特性を入力値として与えることから, 作動時の流量には妥当性がある。TMI事故解析(実機スケール)において, 事故発生から加圧器逃がし弁弁閉止(約139分)までの1次冷却材圧力及び加圧器水位に着目した考察を行った結果, 1次冷却材圧力及び加圧器水位は, TMI事故データの特徴を模擬できていることから, 加圧器逃がし弁からの冷却材放出モデルが妥当であることを確認した。</p> <p>TMI2号機は, 国内の3ループプラントと同程度の出力であるが, 大型の貫流型蒸気発生器を採用した2ループプラントであることが特徴である。MAAPコードによる解析は, このような特徴を入力条件として与えており, そこで得られた応答が事故データを模擬しているものであれば, 解析モデルも妥当性を有すると考えられる。また, MAAPコードの1次冷却系モデルは, 健全側ループを1ループに縮約した2ループモデルであるが, この取扱いは, 多くのコードで採用された実績があり, 3ループプラントや4ループプラントへの適用性を有すると考えられる。</p> <p>なお, 有効性評価では, 格納容器破損防止対策として加圧器逃がし弁開放による1次冷却系強制減圧を行い, 加圧器逃がし弁からの冷却材放出が減圧挙動に影響するが, 臨界流の計算に用</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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>(2) 格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達 [格納容器]</p> <p>格納容器各領域間の流動並びに構造材との熱伝達及び内部熱伝導に関するモデルの妥当性は、HDR 実験解析及び CSTF 実験解析を通じて確認した。また、気液界面の熱伝達に関するモデルの妥当性は、HDR 実験解析を通じて確認した。</p> <p>HDR 実験解析 (E11.2 実験) では、格納容器圧力及び温度について解析結果と測定データの比較を行った。評価の結果、雰囲気からヒートシンクへの伝熱が過小に予測されている可能性が示唆されており、それに起因して格納容器温度を十数℃程度高め、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されたが、縦長格納容器形状や水蒸気注入位置といった実験体系に起因するものと考えられ、主要な傾向を再現できることを確認した。実機体系においてはこの種の不確かさは小さくなると考えられ、より適切に模擬する方向になると考えられる。また、非凝縮性ガス濃度変化の解析結果が測定データと良く一致することを確認した。CSTF 実験解析では、格納容器温度及び非凝縮性ガス濃度変化について解析結果と測定データの比較を行った。解析結果が測定データと良く一致することを確認した。</p>	<p>いている Henry-Fauske モデルでは、蒸気単層放出に対しては、参考文献[4]に示されるように、その理論式は、低圧の領域においても実験結果をよく再現することが示されている。</p> <p>以上より、MAAP コードは加圧器からの冷却材放出に関して実機解析に適用できる。</p> <p>(2) 1次冷却系から2次冷却系への熱伝達、冷却材放出（臨界流・差圧流）、2次側水位変化・ドライアウト（蒸気発生器）</p> <p>MB-2 実験の解析結果より、「1次冷却系から2次冷却系への熱伝達」、「冷却材放出」及び「2次側水位変化・ドライアウト」については、適正に評価されることを確認した。不確かさは小さいが、2次冷却系からの液相放出を伴う場合には、ともに過大評価する傾向があることを確認した。</p> <p>MB-2 実験装置は、実機よりも規模が小さい1/7スケールであるものの、幾何的かつ熱水力的には同等に設計され、内部構造物も模擬したものである。したがって、ここで評価された「1次冷却系から2次冷却系への熱伝達」の不確かさについては、実機スケールにおいても適用できると考えられる。「冷却材放出（臨界流・差圧流）」については、有効性評価では、主蒸気逃がし弁や主蒸気安全弁からの放出であり、設計に基づいた容量を入力値で与え、その上で、上述の液相放出時の不確かさを扱えば良く、実機スケールにおいても適用できると考えられる。「2次側水位変化・ドライアウト」については、実験装置の伝熱管高さ比は実機に比べ約2/5であり、スケール比を加味しても、不確かさが過度に拡大することはない、実機スケールにおいても適用できると考えられる。</p> <p>また、蒸気発生器は、2～4ループプラントで、ほぼ同等なものが設置されており、プラントのループ数に対する依存性はない。</p> <p>以上より、MAAP コードの蒸気発生器モデルは、実機解析に適用できる。</p> <p>(3) 区画間・区画内の流動（蒸気、非凝縮性ガス）、構造材との熱伝達</p> <p>HDR 実験（実機スケール、70ノード）、CSTF 実験（実機スケールの0.3倍、4ノード）の種々の解析結果より、「構造材との熱伝達」を小さめに評価することを確認した。これに起因して原子炉格納容器内温度については十数℃程度高め、原子炉格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認した。これらは、HDRの縦長格納容器形状及び高い注入点の条件により温度成層化を高めに評価した結果生じた可能性があり、PWRの原子炉格納容器及び低位置の1次冷却系では、上記の傾向は緩和され、より適切に模擬する方向になると考えられる。</p> <p>一方、HDR 実験、CSTF 実験の解析結果より、原子炉格納容器中に放出した非凝縮性ガスの濃度は、実験結果をよく模擬していることを確認した。</p> <p>また、詳細なノード分割（70ノード）を行っている HDR 実験と実機解析と同程度のノード分割を行っている TMI 事故及び CSTF 実験（いずれも4ノード）において、同様の挙動が確認されていることから、実機解析のノード分割数においても、原子炉格納容器内の挙動を適切に模擬できることを確認した。</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（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>HDR及びCSTFの格納容器はBWR実機と異なるものの、実験解析を通じて格納容器各領域間の流動、構造物との熱伝達及び内部熱伝導並びに気液界面の熱伝達に関する基本的な妥当性を確認しており、これらのモデルは実機解析への適用性を有すると判断できる。</p> <p style="text-align: center;">【比較のため掲載順を入替え】</p> <p>(1) 放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生[圧力容器(炉心損傷後)], 燃料被覆管酸化, 燃料棒内温度変化, 燃料棒表面熱伝達, 燃料被覆管変形 [炉心(燃料)], リロケーション, 構造物との熱伝達及び下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達 [圧力容器(炉心損傷後)]</p> <p>炉心ヒートアップの解析において重要な燃料被覆管酸化, 放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生, 燃料棒内温度変化, 燃料棒表面熱伝達, 燃料被覆管変形, リロケーション, 構造物との熱伝達及び下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に関するモデルの妥当性は, TMI事故解析及びCORAX実験解析を通じて確認した。</p> <p>解析により得られた炉心ヒートアップ時の水素ガス発生量及びその発生期間が, TMI事故の分析結果とおおむね一致することを確認した。また, 事故発生後約220分における炉心状態について, 解析結果がTMI事故の分析結果と良く一致することを確認した。さらに, 原子炉圧力容器壁面温度についても, 解析においてTMI事故の分析結果と同等な結果が得られていることを確認した。また, CORAX実験解析における, 燃料被覆管, 制御棒及びチャンネルボックスの温度変化について, 測定データと良く一致することを確認した。</p> <p>TMI及びCORAX実験とBWR実機において, 燃料被覆管酸化, 放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生, 燃料棒内温度変化, 燃料棒表面熱伝達, 燃料被覆管変形, リロケーション, 構造物との熱伝達及び下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に関する基本的な現象に有意な差はなく, したがってこれらの現象に関するモデルについて, 実機解析への適用性を有すると判断できる。</p> <p>(3) 熔融炉心とコンクリートの伝熱, コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生 [格納容器(炉心損傷後)]</p> <p>熔融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に関するモデルの妥当性は, ACE実験解析及びSURC-4実験解析を通じて確認した。</p> <p>ACE実験解析及びSURC-4実験解析では, コリウム温度及びコンクリート侵食深さについて, 解析結果が測定データと良く一致することを確認した。</p> <p>ACE実験及びSURC-4実験は, 冷却水の注水がなく, かつコリウム及びコンクリートの配置があらかじめ決められている。したがって, 熔融炉心とコンクリートの伝熱, コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に関するモデルの妥当性を確認する上で, 冷却水の挙動や幾何形状といった要因の影響が小さい状態でのコンクリート侵食挙動が確認できる。さらに, ACE実験のうちL7実験では, 部分的に酸化したBWR燃料を模擬したコリウム溶解物が用いられており, コリウム</p>	<p>さらに, ループ数が異なるプラントにおいても, 蒸気, ガス及び液体の基本的な流動は共通である。ループ数が異なることにより, 流体の移動に係る駆動力や凝縮等の熱的变化の度合いが異なるが, MAAPコードでは, 異なるサイズや形状を持つHDR実験及びCSTF実験に対して同様の挙動が確認されており, ループ数が異なることによる原子炉格納容器内の流動の差は, コードにより十分に模擬されるものと判断できる。</p> <p>以上より, MAAPコードは, 原子炉格納容器の流動に関して実機解析に適用できる。</p> <p>(4) 炉心ヒートアップ(燃料棒内温度変化, 燃料棒表面熱伝達, 燃料被覆管酸化, 燃料被覆管変形), リロケーション, 下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達, 水素濃度変化</p> <p>炉心ヒートアップ時の水素発生量及びその発生期間が TMI 事故の分析結果と概ね一致する結果が得られることを確認した。</p> <p>炉心ヒートアップ(燃料棒内温度変化, 燃料棒表面熱伝達, 燃料被覆管酸化, 燃料被覆管変形)に引き続き計算された炉心のリロケーションについては, 220分時点の炉心状態について, TMI事故の分析結果と一致する状態が得られていることを確認した。下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達として, 原子炉容器壁面の温度の挙動に着目し, 同様に, TMI事故の分析結果と同等な結果が得られていることを確認した。</p> <p>TMI-2号機の炉心は, 国内の3ループプラントと同程度のサイズであり, また, 炉心ヒートアップやリロケーションに関する基本的な現象は, ループ数を問わず同様の経過となるものと考えられる。</p> <p>以上より, 炉心ヒートアップ(燃料棒内温度変化, 燃料棒表面熱伝達, 燃料被覆管酸化, 燃料被覆管変形)モデル, 炉心リロケーションモデル, 下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達モデルについて, 実機解析に適用できる。</p> <p>(5) 熔融炉心とコンクリートの伝熱, コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生</p> <p>熔融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート分解挙動においては, 実機の床面積及び熔融炉心の体積に基づいた熔融炉心の厚さが伝熱挙動モデルに反映され, 下方向及び横方向にそれぞれ1次元的挙動として扱われている。ACE実験及びSURC実験は, 注水がなく, かつ, 熔融炉心の堆積状態が既知であることから, 注水による冷却や粒子ベッド形状といった他の要因の影響が小さい状態でのコンクリート侵食挙動が確認でき, 「熔融炉心とコンクリートの伝熱」及び「コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生」の現象モデルの確認として有効である。</p> <p>ACE実験及びSURC実験のコンクリート侵食挙動に対し, MAAPコードの解析結果は, 熔融炉心温度及びコンクリート侵食深さの時間変化を比較的適切に模擬している。なお, ACE実験では二酸化ウランと酸化ジルコイなどの混合物が使用されており, 熱的物性も実機に近い条件となっている。熔融炉心からコンクリートへの熱移動は, 基本的にクラスト内の熱伝導や熔融炉心に</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（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>の熱的物性もBWR実機と同等である。したがって、ACE 実験解析及び SURC-4 実験解析による妥当性確認に基づき、実機解析への適用性を有すると判断できる。</p> <p>なお、実機におけるコンクリート侵食挙動に関しては、格納容器下部におけるFCI現象も含めた熔融炉心の堆積の仕方や水による冷却等がコンクリートへの伝熱挙動にも影響する複合的な現象であることから、添付3において知見の整理、不確かさの分析及び感度解析による影響評価を行っている。</p> <p>(4) 原子炉圧力容器内F P 挙動 [圧力容器(炉心損傷後)], 原子炉格納容器内F P 挙動 [格納容器(炉心損傷後)]</p> <p>原子炉圧力容器内F P 挙動及び原子炉格納容器内F P 挙動に関するモデルの妥当性は、PHEBUS-FP 実験解析及び ABCOVE 実験解析を通じて確認した。</p> <p>PHEBUS-FP 実験解析では、F P 放出割合の解析結果と測定データの比較から、F P 放出の開始時刻を良く再現できることを確認している。炉心の加熱出力が増加した後は、測定データに比べて被覆管温度を高めに評価するとともに、より急激なF P 放出を予測している。F P 放出が顕著になる実験開始後、約11,000秒以降は、測定データが時間とともに一定の割合で増加するのに対し、解析結果は約0.5まで急激に増加した後、緩やかな増加を示している。解析結果と測定データの差異は、実験における小規模な炉心体系の模擬に起因していると考えられるが、実機体系では、局所的な挙動による影響は相対的に小さくなるため、この種の不確かさは小さくなると考えられ、実機解析への適用性を有すると判断できる。</p> <p>ABCOVE 実験解析では、格納容器中に発生させたエアロゾルについて気相中の濃度変化を評価した。解析結果は、エアロゾルの生成に伴う濃度の増加、その後の凝集及び沈着による濃度の減衰を良く模擬していることを確認した。エアロゾルの凝集に伴い沈降速度が増大する挙動は区画の大きさに依存しないので、スケールの観点においても実機解析への適用性を有すると判断できる。</p>	<p>接するコンクリート内の熱伝導が主要な熱移動挙動になるため、下方向の侵食挙動に関しての不確かさは比較的小さいと考えられる。</p> <p>以上より、ACE 実験及び SURC 実験のような熔融炉心の形状が既知の場合に、MAAP コードのモデルにおいて実験で観測されたコンクリート侵食挙動を再現できることが確認され、「熔融炉心とコンクリートの伝熱」及び「コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生」の現象モデルの不確かさは小さく、実機解析に適用可能と考えられる。このように、床面積及び熔融炉心の体積に基づいた熔融炉心の厚さに応じた挙動を取り扱うことができ、ループ数に依らず、適用可能である。</p> <p>なお、実機におけるコンクリート侵食挙動に関しては、原子炉下部キャビティでのFCI現象も含めた熔融炉心の堆積の仕方（即ち、粒子ベッド形状）や水による冷却などがコンクリートへの伝熱挙動にも影響する複合的な現象であることから、添付3において総合的な検討を行っている。</p> <p>(6) 1次系内FP 挙動, 原子炉格納容器内FP 挙動</p> <p>PHEBUS-FP 実験に対するMAAPコードによる実験解析をベースにMAAPコードのFP挙動関連モデルの妥当性を検討した。ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されるが、その後の燃料被覆管酸化反応熱を大きめに評価し、燃料被覆管温度が高めに推移し、燃料破損後のFP放出開始のタイミングも早く評価する結果となっている。燃料からのFP放出割合では、最終的な放出割合について実験と同程度となっているものの、燃料被覆管温度を高めに評価し、放出の時間変化に相違がある。これらは、小規模な炉心体系の模擬性に起因していると考えられるが、実機スケールでは、ノード分割数が多く、この種の不確かさは小さくなると考えられ、実機解析へ適用可能であると考えられる。</p> <p>ABCOVE-AB5 実験に対するMAAPコードの解析結果をベースに気相からFPエアロゾルが重力沈降により離脱する挙動モデルの妥当性を確認した。この試験では、FPエアロゾルが凝集し、粒子径が成長することで重力沈降速度が高くなり、その結果、気相のFP濃度の減衰する挙動を測定している。MAAPコードでは試験結果を良く模擬しており、また厳密な計算結果とも良い一致性を示し、原子炉格納容器内の気相中のFP濃度が減衰する挙動を模擬できている。実験では高さ20m、床面積45m²で原子炉格納容器の区画のスケールと大きな相違がないことや、エアロゾルの凝集に伴い沈降速度が増大する挙動は区画の大きさに依存しないので、スケールの観点においても実機への適用は可能であると考えられる。</p> <p>FP放出開始のタイミングは運転員等操作検討のための炉心損傷検知の観点で重要になり、原子炉格納容器へのFP放出量、1次冷却系内及び原子炉格納容器内の空間内における気相中のFPの減衰挙動は、環境への潜在的な放出可能な量であり重要になると考えられる。これらの2つの観点で概ね妥当に評価されていることを考慮するとMAAPコードのFP挙動モデルは実機への適用性を有すると考えることができる。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（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>4.4.2 感度解析等による検討の整理</p> <p>重要現象に関連したパラメータの不確かさを分析し、その不確かさが重要現象に与える影響を感度解析等に基づき評価することで、実機解析への適用性を確認する。</p> <p>(1) 沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流〔炉心（熱流動）〕</p> <p>これらは原子炉圧力容器内の炉心水位挙動に関連する現象であり、原子炉圧力容器内水位の低下が比較的緩慢なTQUXシーケンス及び比較的速い中小破断LOCAシーケンスを対象としてSAFERコードとの比較評価を行った。</p> <p>比較評価においては、CCFLの取り扱い等により、水位変化に差異が生じるものの、水位低下幅はMAAPコードの方が保守的であり、その後の注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は両コードで同等である。なお、感度解析はBWR 5Mark-I改良型格納容器プラントに対して実施したものであるが、その他のBWRプラントにおいても現象のメカニズムは同じであり、同様の傾向が得られる。したがって、MAAPコードのこれらの現象に対する解析モデルは、実機解析への適用性を有すると判断できる。</p>	<p>4.4.2 感度解析による検討の整理</p> <p>感度解析では、重要現象に関連したパラメータの不確かさ幅を分析し、感度解析を実施することによって、その重要現象に対する影響を把握し、実機解析への適用性を確認する。</p> <p>(1) 沸騰・ボイド率変化、気液分離（炉心水位）・対向流（炉心）、気液分離・対向流（1次冷却系）</p> <p>これらは炉心水位挙動に関連する現象であり、有効性評価において炉心水位挙動が評価指標に直接影響する「ECCS再循環機能喪失」に対して、MAAPコードとM-RELAP5コードの比較を行うことで、不確かさの評価を行った。</p> <p>MAAPコードとM-RELAP5コードの解析結果の比較から、①炉心及び上部プレナム領域のボイド率について上部プレナム領域ではやや過小評価するものの、両コードで同等であること、②MAAPコードでは高温側配管領域（水平部から蒸気発生器伝熱管の鉛直部まで）の保有水量を多めに評価する傾向があること、及び、③蒸気発生器伝熱管への液相流入が少なく、2次側からの伝熱により発生した蒸気による1次側の圧力損失の増加（いわゆる「スチームパインディング効果」）が小さくなるが、高温側配管領域の液相分布に影響することから、その影響は②項に含まれていることを、それぞれ確認した。代表3ループプラントの場合、M-RELAP5コードとの比較より、高温側配管領域の保有水量を多めに評価することによりECCS再循環切替失敗後の炉心露出までの時間を約15分遅く評価することを確認した。</p> <p>また、1次冷却系の保有水量を多めに評価する影響として、原子炉格納容器圧力を低めに評価するが、MAAPコードとM-RELAP5コードの計算結果から得られる放出エネルギーの差から見積もられる原子炉格納容器圧力の差はわずかである。</p> <p>一方、比較に用いたM-RELAP5コードについては、MAAPコードの計算結果を境界条件に用いることが解析結果に与える影響は軽微であること、「第1部 M-RELAP5コード」に示すようにECCS再循環機能喪失後の炉心露出予測について非保守的な傾向とはならないことを確認している。</p> <p>これらの結果から、再循環切替失敗までの高温側配管領域の保有水量を多めに評価することにより炉心露出までの時間を長く評価する傾向をMAAPコードの不確かさとして取り扱う。この影響は、代表3ループプラントの場合は約15分であり、プラント毎に評価を要する。</p> <p>以上より、MAAPコードによるECCS再循環機能喪失シーケンスの評価結果に対して、炉心露出までの時間を長めに評価する不確かさを考慮することで、ECCS再循環機能喪失に係る炉心損傷防止対策の有効性を確認することが可能である。</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) ECCS 蓄圧タンク注入</p> <p>蓄圧タンクからの注入流量は蓄圧タンク内圧と1次冷却材圧力の差圧及び配管圧力損失に基づき計算するモデルであり、また、一般的な状態方程式及び差圧流モデルが使用されていることから、解析モデルとしての不確かさは小さいと考えられるが、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」（及び「格納容器過温破損」）においては、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可能性があるため、影響程度の把握を目的として感度解析を行った。蓄圧注入ラインの流動抵抗（圧力損失）を50%増加させた場合でも、事象進展に与える影響は軽微であり、蓄圧タンク内圧と1次冷却材圧力の差圧流に関するモデルの感度が小さいことを確認した。感度解析を行った重要事故シーケンスでは、1次冷却材圧力の低下が緩やかであり、蓄圧タンクからの注入量が少なく、注入ラインの流動抵抗の差が注入量自体に影響しないことを示している。</p> <p>この感度解析は4ループプラントの条件で実施したものであるが、ループ数によらず解析モデルの取扱いは同じであり、また、実機設備は炉心出力（崩壊熱）に応じて蓄圧タンク容量が決定されており、2, 3ループプラントに対しても同様の結果が適用可能であると判断される。したがって、MAAPコードは蓄圧注入特性に関して、個別のプラントにおいても、実機解析に適用できる。</p> <p>(3) 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却</p> <p>格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却については、原子炉格納容器内に水素が存在する場合の影響を確認した。代表3ループプラントの場合、最大水素濃度（ドライ条件換算で13vol%）を想定すると、水素が存在しない場合に対し、除熱量で約7%、流速で約10%の性能低下が見込まれ、感度解析による影響評価の結果、原子炉格納容器圧力を0.016MPa、温度を2℃程度高めに評価することを確認した。不確かさを考慮することで、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍及び原子炉格納容器内温度200℃までの余裕は少なくなる傾向となるが、水素による性能低下の影響は、最高使用圧力の2倍及び200℃に対する余裕に比べて1桁程度小さい。なお、本評価は、最大限水素濃度が増加するとした場合（ドライ条件換算13vol%）に対する評価であり、実際の性能低下は水素濃度に依存する。</p> <p>上記は、代表3ループプラントを対象とした結果であり、ループ数によらず各プラントで同様の格納容器内自然対流冷却の方式（メカニズム）を採用していることから、原子炉格納容器内に水素が存在する場合に圧力及び温度を高めに評価する傾向については各プラントでも同様であり、MAAPコードの自然対流冷却に関するモデルは、水素が存在する場合の影響評価手法も含め、実機解析への適用性を有すると判断される。ただし、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の冷却性能等の条件はプラントによって異なることから、水素による性能低下の幅及びその影響程度はプラント毎に評価を要する。</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（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) 燃料被覆管酸化〔炉心（燃料）〕</p> <p>炉心ヒートアップに関する解析モデルについては、4.2.1に示したTMI事故の分析結果との比較を通じて、その妥当性を確認した。また、MAAPコードの解析モデルがTMI事故及びその後の検討により得られた知見をもとに開発されていることを踏まえると、MAAPコードの解析モデルは一定の妥当性を有していると判断できる。しかしながら、炉心溶融時の実機の挙動に関しては、現段階では十分な知見が得られていない状況であることから、ここでは、炉心ヒートアップに関する解析モデルに関連したパラメータに対する感度解析により、その影響を評価した。</p> <p>炉心ヒートアップは、崩壊熱及びジルコニウム-水反応の酸化反応熱により進展することから、酸化反応が促進されることを模擬してジルコニウム-水反応速度の係数を変化させた場合の感度解析を行った。感度解析においては、仮想的な厳しい想定ではあるがベースケースの2倍とした。感度解析は代表的にBWR 5Mark-I改良型格納容器プラントを対象とし、炉心部への蒸気供給の差が生じることから、TQUVシーケンス及び大破断LOCAシーケンスについて実施した。</p> <p>その結果、炉心溶融時刻については、TQUV、大破断LOCAシーケンスのいずれも感度が小さいことを確認した。また、炉心溶融後の事象進展として、下部プレナムへのリロケーション開始時刻は、両シーケンスともベースケースとほぼ同時であり、炉心溶融開始から原子炉圧力容器破損までは3～4時間程度の時間を要することから、原子炉圧力容器破損時点で格納容器下部に十分な注水がなされており、実機解析への影響はない。さらに、TQUVシーケンスでは、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力も2.0MPa[gage]以下であり、格納容器圧力への影響もわずかとなることから、実機解析への影響はない。水素ガス発生の観点では、感度解析においては被覆管酸化反応熱の増加を想定して仮想的に被覆管表面積を大きくしているものであり、実機の被覆管表面積は形状により決まることから影響しない。</p> <p>以上、酸化反応が促進されることを模擬し、仮想的な条件としてジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした場合の影響を評価した。なお、感度解析はBWR 5Mark-I改良型格納容器プラントに対して実施したものであるが、その他のBWRプラントにおいても現象のメカニズムは同じであり、同様の傾向が得られる。また、コンクリート侵食量については、原子炉圧力容器破損時刻への感度は小さく、格納容器下部への注水量に大きな差は生じないことから、影響は小さいと考えられる。したがって、MAAPコードの炉心ヒートアップに関する解析モデルは、実機解析への適用性を有すると判断できる。</p>	<p>(4) 炉心ヒートアップ</p> <p>炉心ヒートアップに関する解析モデルについては、4.2.1に示したように、TMI事故の分析結果と比較し、妥当な結果が得られている。また、MAAPコードの解析モデルがTMI事故あるいはその後の検討により得られた知見を基に開発されていることも踏まえると、MAAPコードの解析モデルは一定の妥当性を有していると判断できる。しかしながら、炉心溶融時の実機の挙動に関しては、現段階では十分な知見が得られていない状況であることから、ここでは、炉心ヒートアップに関する解析モデルに関連したパラメータに対する感度解析により、その影響程度を把握した。</p> <p>炉心ヒートアップは、崩壊熱及びジルコニウム-水反応の酸化反応熱により進展することから、酸化反応が促進されることを模擬してジルコニウム-水反応速度の係数を変化させた場合の感度解析を行った。感度解析においては、仮想的な厳しい想定ではあるが、2倍とする条件とした。感度解析は代表4ループプラントを対象とし、炉心領域の冷却材による除熱の効果により差が生じることから、SBOシーケンスとLOCAシーケンスについて実施した。</p> <p>その結果、運転員等操作の起点となる炉心溶融については、SBO、LOCAシーケンスのいずれも感度は小さいことを確認した。また、炉心溶融後の事象進展として、下部プレナムへのリロケーション開始は、SBOシーケンスの場合に14分早まる結果であったが、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回り、SBOシーケンスは事象進展が遅く、炉心溶融開始から原子炉容器破損までは3～4時間程度の時間がかかるため、原子炉下部キャビティへの注水も十分になされた状態である。また、原子炉格納容器圧力への影響もわずかである。一方、LOCAシーケンスの場合は約30秒早まる結果であり、事象進展への影響は小さい。これは、LOCAシーケンスでは1次冷却系保有水量が早期に減少することで、炉心の過熱が早く進むためである。</p> <p>以上、酸化反応が促進されることを模擬し、仮想的な条件としてジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした場合の影響程度を把握した。実際には、2倍に相当する程度まで酸化反応が促進されることは考えにくく、また、MAAPコードで採用しているBaker-Just相関式は、酸化反応量を過大に推定するように導出した式であり、ヒートアップを早めに評価する傾向となる。</p> <p>この結果は4ループプラントに対して評価したものであるが、現象のメカニズムは2、3ループプラントでも同じであり、感度解析と同様の傾向となる。MAAPコードの炉心ヒートアップに関する解析モデルは、実機解析に適用できると判断される。</p> <p>一方、「ECCS再循環機能喪失」では、炉心が露出する場合の重要現象として「燃料棒表面熱伝達」が挙げられているが、有効性評価では炉心露出を判断基準としており、炉心が冠水した状態では「燃料棒表面熱伝達」が炉心水位や燃料被覆管温度に与える影響は小さく、実機解析に適用できると判断される。</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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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) リロケーション [圧力容器(炉心損傷後)]</p> <p>炉心のリロケーションに関する解析モデルについては、4.2.1に示したように、TMI事故の分析結果との比較を通じて、その妥当性を確認した。また、MAAPコードの解析モデルがTMI事故及びその後の検討により得られた知見をもとに開発されていることを踏まえると、MAAPコードの解析モデルは一定の妥当性を有していると判断できる。しかしながら、炉心溶融時の実機の挙動に関しては、現段階では十分な知見が得られていない状況であることから、ここでは、炉心のリロケーションに関する解析モデルに関連したパラメータに対する感度解析により、その影響を評価した。</p> <p>MAAPコードでは、燃料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おり、炉心ノード崩壊のパラメータをベースケースから□K引き下げることで、リロケーションが早く進展する状態を模擬した。感度解析は代表的にBWR 5Mark-I改良型格納容器プラントを対象とし、炉心領域の冷却材による除熱の効果により差が生じることから、TQUVシーケンス及び大破断LOCAシーケンスについて実施した。</p> <p>炉心溶融時刻については、TQUV、大破断LOCAシーケンスのいずれも感度は小さい。なお、原子炉圧力容器破損時刻についても、両シーケンスで感度は小さく、実機解析への影響はない。さらに、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力も2.0MPa[gage]以下であり、実機解析への影響はない。コンクリート侵食量については、原子炉圧力容器破損時刻への感度は小さく、格納容器下部への注水量に大きな差は生じないことから、影響は小さいと考えられる。</p> <p>以上、炉心ノード崩壊のパラメータを、大幅ながら□K引き下げることでリロケーションが早く進展する状態を模擬した感度解析を行い、TQUV及び大破断LOCAシーケンスのいずれについても感度が小さいことを確認した。また、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力は2.0MPa[gage]以下であり、かつ格納容器下部には十分な注水があることから、実機解析での評価に影響を与えるものではない。なお、感度解析はBWR 5Mark-I改良型格納容器プラントに対して実施したものであるが、その他のBWRプラントにおいても現象のメカニズムは同じであり、同様の傾向が得られる。したがって、MAAPコードのリロケーションに関する解析モデルは、実機解析への適用性を有すると判断できる。</p> <div data-bbox="324 1356 1041 1404" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> 本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。 </div>	<p>(5) リロケーション</p> <p>炉心のリロケーションに関する解析モデルについては、4.2.1に示したように、TMI事故の分析結果と比較し、妥当な結果が得られている。また、MAAPコードの解析モデルがTMI事故あるいはその後の検討により得られた知見を基に開発されていることも踏まえると、MAAPコードの解析モデルは一定の妥当性を有していると判断できる。しかしながら、炉心溶融時の実機の挙動に関しては、現段階では十分な知見が得られていない状況であることから、ここでは、炉心のリロケーションに関する解析モデルに関連したパラメータに対する感度解析により、その影響程度を把握した。</p> <p>MAAPコードでは、燃料の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おり、その判定基準を□K引き下げることで、リロケーションが早く進展する状態を模擬した。</p> <p>SBOシーケンスの場合、リロケーションの開始自体は、早期に発生するが、初期の段階では崩壊した燃料は炉心部に留まるために、下部プレナムへのリロケーション量が多くなる時間としては約20分早まり、原子炉容器破損時刻は、感度解析ケースの方が約26分早くなったが、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回り、SBOシーケンスは事象進展が遅く、炉心溶融開始から原子炉容器破損までは3~4時間程度の時間がかかるため、原子炉下部キャビティへの注水も十分になされた状態である。一方、LOCAシーケンスの場合は、リロケーション開始が約24秒、原子炉容器破損が約3分、それぞれ早くなり、大きな感度はない結果であった。これは、LOCAシーケンスでは1次冷却系保有水量が早期に減少することで、炉心の過熱が早く進むためである。</p> <p>以上、燃料ペレットが崩壊する条件を、大幅ながら、□K引き下げることでリロケーションが早く進展する状態を模擬した感度解析を行い、SBOシーケンスに対して感度があるものの、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下であり、かつ、原子炉下部キャビティには十分な注水があることから、実機解析での評価に影響を与えるものではない。</p> <p>この結果は4ループプラントに対して評価したものであるが、現象のメカニズムは2、3ループプラントでも同じであり、感度解析と同様の傾向となる。MAAPコードのリロケーションに関する解析モデルは、実機解析に適用できると判断される。</p> <div data-bbox="1646 1356 1960 1404" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> 枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。 </div>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（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) 原子炉圧力容器内FCI（溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達）[圧力容器（炉心損傷後）]</p> <p>原子炉圧力容器内FCIにより生じる圧力スパイクは、冷却材圧力バウンダリや格納容器の破損に対する脅威とはならないと考えられるが、高圧溶融物放出を防止する観点で、原子炉圧力容器破損時刻とあいまって影響することが考えられる。圧力スパイクの大きさは溶融炉心の細粒化割合及び粒子径の影響が大きいため、ここでは溶融ジェット径、細粒化モデルにおけるエントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を実施した。</p> <p>いずれのパラメータに対する感度解析においても、圧力スパイクは原子炉圧力容器破損までに終息する結果となっており、原子炉圧力容器破損時点での原子炉圧力に対する感度は小さい。このことは、原子炉圧力容器内FCIは下部プレナムの冷却材がすべて蒸発すると終息するが、その後、冷却材による溶融炉心からの除熱量の減少によって下部ヘッドへの伝熱量が大きくなることで原子炉圧力容器破損が発生するため、両者が重畳しにくいことを示している。なお、感度解析はBWR 5Mark-I改良型格納容器プラントに対して実施したものであるが、その他のBWRプラントにおいても炉心質量と冷却材体積の比は大きく変わらないため、同様の傾向が得られる。したがって、MAAPコードの原子炉圧力容器内FCIに関するモデルは、実機解析への適用性を有すると判断できる。</p> <p>(5) 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達 [圧力容器（炉心損傷後）]</p> <p>下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する解析モデルについては、4.2.1に示したように、TMI事故の分析結果との比較を通じて、その妥当性を確認した。また、MAAPコードの解析モデルがTMI事故及びその後の検討により得られた知見をもとに開発されていることを踏まえると、MAAPコードの解析モデルは一定の妥当性を有していると判断できる。しかしながら、炉心溶融時の実機の挙動に関しては、現段階では十分な知見が得られていない状況であることから、ここでは、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する解析モデルに関連したパラメータに対する感度解析により、その影響を評価した。</p> <p>溶融炉心と上面水プールとの伝熱は限界熱流束により制限されるが、この制限を低下させた条件で感度解析を実施した。その結果、原子炉圧力容器破損時刻にほとんど感度がないことが確認された。</p> <p>一方、溶融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達については、ギャップにおける限界熱流束で制限される。この制限を低下させた条件で感度解析を実施した結果についても、原子炉圧力及び原子炉圧力容器破損時刻にほとんど感度がないことが確認された。</p>	<p>(6) 原子炉容器内 FCI（溶融炉心細粒化、熱伝達）</p> <p>原子炉容器内 FCI により生じる圧力スパイクは、原子炉冷却材圧力バウンダリや原子炉格納容器の破損に対する脅威とはならないと考えられるが、高圧溶融物噴出を防止する観点で、原子炉容器破損の時期とあいまって、影響するものと考えられることから、不確かさの整理と感度解析によりその影響を把握した。</p> <p>圧力スパイクの大きさは溶融炉心の細粒化割合及び粒子径の影響が大きいため、細粒化モデルとして適用している Ricou-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数、デブリ粒子の径をパラメータとして感度解析を実施した。</p> <p>その結果、いずれの場合でも圧力スパイクは原子炉容器破損までに収束する結果となっており、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。このことは、原子炉容器内 FCI は下部プレナムのドライアウトとともに収束し、原子炉容器破損は下部ヘッドへの伝熱量が多くなるドライアウト後に発生するため、両者が重畳しにくいことを示している。</p> <p>この結果は 4 ループプラントに対して評価したものであるが、炉心質量と 1 次冷却系体積の比は 2、3 ループプラントと同程度であるため、感度解析パラメータの影響は 4 ループプラントで代表でき、結果への影響も小さい。これにより、MAAP コードのモデルの不確かさの影響が確認できたため、MAAP コードの原子炉容器内 FCI に関するモデルは、実機解析に適用できると判断される。</p> <p>(7) 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達</p> <p>下部プレナムでの溶融炉心の状態により、原子炉容器の破損時期に影響が考えられる。4.2.1において、下部ヘッドの温度挙動に関して TMI 事故の分析結果と比較した結果からは、一定の妥当性があると判断される一方で、下部プレナムでの溶融炉心の冷却挙動に関する現象は、不確かさが大きいと考えられる。そこで、下部プレナムでの溶融炉心の冷却挙動に関する解析モデルに関して感度解析を行い、その影響程度を把握した。</p> <p>溶融炉心と上面水プールとの伝熱は限界熱流束により制限されるが、この制限を低下させた条件で感度解析を実施した。その結果、原子炉容器下部ヘッドの計装案内管溶接部の破損割合及び原子炉容器下部ヘッドのクリープ破損割合の増加はわずかであり、原子炉容器破損時刻にほとんど感度がないことが確認された。</p> <p>一方、溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達については、ギャップにおける限界熱流束で制限される。この制限を低下させた条件で感度解析を実施した結果、原子炉容器下部ヘッドの計装案内管溶接部の破損割合及び原子炉容器下部ヘッドのクリープ破損割合の増加はわずかであり、原子炉容器破損時刻にほとんど感度がないことが確認された。</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（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>溶解炉心と上面水プールとの伝熱及び溶解炉心と原子炉压力容器間の熱伝達ともに感度が小さい結果となっているが、この理由はこれらの現象による影響が下部プレナムにおいてドライアウトが生じるまでの期間に限定されることによる。</p> <p>なお、感度解析はBWR 5Mark-I 改良型格納容器プラントに対して実施したものであるが、その他のBWRプラントにおいても現象のメカニズムは同じであり、同様の傾向が得られる。したがって、MAAPコードにおける下部プレナムでの溶解炉心の熱伝達に関する解析モデルは、実機解析への適用性を有すると判断できる。</p> <p>(6) 原子炉压力容器破損 [压力容器(炉心損傷後)]</p> <p>有効性評価の解析において、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損は、溶接部のひずみ量としきい値の比較により判定される。そこで、このしきい値をベースケースの1/10に低下させた解析を実施し、原子炉压力容器破損時刻の感度を評価した。評価の結果、原子炉压力容器破損時刻は約13分早まることを確認した。評価では有意な影響を検知する目的から、しきい値を仮想的にベースケースの1/10まで低下させたが、実機において破断ひずみがここまで大幅に低下することは考えにくい。溶接部のひずみ量しきい値の影響は十分に小さいと判断される。</p> <p>なお、感度解析はBWR 5Mark-I 改良型格納容器プラントに対して実施したものであるが、その他のBWRプラントにおいても制御棒駆動機構ハウジングの構造は大きく変わらないため同様の傾向が得られる。したがって、MAAPコードの原子炉压力容器破損に関するモデルは、実機解析への適用性を有すると判断できる。</p>	<p>溶解炉心と上面水プールとの伝熱、溶解炉心と原子炉容器間の熱伝達ともに感度が小さい結果となった。これは、下部プレナムがドライアウトするまでの期間のみの作用にとどまるためである。また、溶解炉心と原子炉容器間の熱伝達について原子炉容器破損時期への影響が小さいことは、溶解炉心と原子炉容器への浸水があることで、原子炉容器への伝熱を抑制する効果があることを示している。</p> <p>上記の感度解析は4ループプラントを対象に評価したものであるが、原子炉容器下部プレナムでの溶解炉心の熱伝達挙動は、ループ数によらず同様の取扱いとなっている。感度解析パラメータの影響は4ループプラントにおいて結果への影響が小さいため、2、3ループプラントにおいても同様の傾向となる。これにより、MAAPコードのモデルの不確かさ幅が確認できたため、MAAPコードは下部プレナムでの溶解炉心の熱伝達に関して、実機解析に適用できると判断される。</p> <p>(8) 原子炉容器破損</p> <p>計装用案内管溶接部の破損は、溶接部の歪み量と、最大歪み（しきい値）を比較することで判定している。そこで、最大歪み（しきい値）を1/10に低下させた場合の感度解析を実施した結果、原子炉容器破損時間が5分早まることを確認した。この結果は、有意な感度を確認する目的から最大歪み（しきい値）を1/10に低下させているが、実機解析においては、最大歪がここまで低下することは無いので、影響は大きくないものと判断される。</p> <p>この結果は4ループプラントを対象に評価したものであるが、原子炉容器本体や計装用案内管の構造は個別プラントによらず大きな違いはないため、2、3ループプラントにおいても、4ループプラントと同程度の影響があると考えられる。これにより、MAAPコードのモデルの不確かさ幅が小さいことが確認でき、原子炉容器破損に関するモデルは、実機解析に適用できると判断される。</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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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) 原子炉圧力容器外FCI（溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達）〔格納容器（炉心損傷後）〕</p> <p>原子炉圧力容器外FCIについては、添付2において国内外で実施された実験等による知見を整理するとともに、解析モデルに関する不確かさの整理を行い、感度解析により有効性評価への影響を確認した。</p> <p>原子炉圧力容器外FCIにおける水蒸気爆発に関しては、UO₂を用いた大規模FCI実験であるFARO実験、KROTOS実験、COTELS実験及びTROI実験の結果から、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと結論付けた。なお、参考として、水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響についても、水蒸気爆発解析コード（JASMIN^[26]）及び構造応答解析コード（AUTODYN^[26]若しくはLS-DYNA^[27]）を用いて、水蒸気爆発のトリガを解析的条件として与えることで水蒸気爆発の発生を模擬した解析を行うことにより、水蒸気爆発による格納容器ペダスタル構造部への影響を評価し、格納容器の健全性に影響を及ぼさないことを確認している。以上より、有効性評価において、原子炉圧力容器外FCIにおける水蒸気爆発に関しては発生可能性が低く、水蒸気爆発挙動及びその後の格納容器の動的挙動に関する評価は必須とはならない。</p> <p>原子炉圧力容器外FCIにおける圧カスパイクに関しては、解析モデルでの不確かさはRicou-Spaldingモデルのエントレインメント係数及び溶融粒子の径に代表され、それぞれをパラメータとした感度解析を実施した。その結果、いずれのパラメータについても、原子炉圧力容器外FCIにより生じる圧カスパイクへの感度が小さいことを確認した。</p> <p>なお、感度解析はBWR 5Mark-I改良型格納容器プラントに対して実施したものであり、原子炉圧力容器外FCIによる圧カスパイクは、格納容器下部に落下する溶融炉心の量や格納容器下部プール水位等の条件に依存して変化し得るものの、その他のBWRプラントにおいても現象のメカニズムは同じであり、同様の傾向が得られる。したがって、MAAPにおける原子炉圧力容器外FCIに関する解析モデルは、実機解析への適用性を有すると判断できる。</p> <p>(8) 格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱〔格納容器（炉心損傷後）〕</p> <p>格納容器下部床面での溶融炉心の拡がりについては、関連する実験や評価に関する知見に基づくと、落下した溶融炉心は床上全体に均一に拡がると想定される。ただし、堆積形状の不確かさが想定されるため、個別プラントのペダスタルの形状や事前水張りの深さを踏まえて、拡がりを抑制した感度解析等の取扱いを行うことが適切と考えられる。</p>	<p>(9) 原子炉容器外FCI（溶融炉心細粒化、熱伝達）</p> <p>原子炉容器外FCIについては、添付2において、国内外で実施された実験等による知見を整理するとともに、解析モデルに関する不確かさの整理を行い、感度解析により有効性評価への影響を確認した。</p> <p>原子炉容器外FCIにおける水蒸気爆発に関しては、UO₂を用いた大規模FCI実験であるFARO実験、KROTOS実験及びCOTELS実験の結果から、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと結論付けた。また、参考文献[27]に示すJASMINEコードを用いて水蒸気爆発が発生したという条件における格納容器破損確率の評価について考察し、評価で想定した条件（トリガリング及び融体ジェット直径）が実機解析に比べて厳しくなるよう選定され、水蒸気爆発時のエネルギーが高くなるように評価されたものであることから、実機において発生エネルギーは原子炉格納容器への脅威にはならないと結論付けた。以上より、有効性評価において、原子炉容器外FCIにおける水蒸気爆発に関しては発生可能性が低く、水蒸気爆発挙動及びその後の原子炉格納容器の動的挙動に関する評価は必須とはならない。</p> <p>原子炉容器外FCIにおける圧カスパイクに関しては、解析モデルでの不確かさは①原子炉下部キャビティ水深、②原子炉容器破損口径、③Ricou-Spaldingモデルのエントレインメント係数及び④デブリ粒子の径に代表され、それぞれをパラメータとした感度解析を実施した。その結果、いずれのパラメータについても、原子炉容器外FCIにより生じる圧カスパイクへの感度が小さいことを確認した。</p> <p>原子炉容器外FCIによる圧カスパイクは、原子炉下部キャビティに落下する溶融炉心の量や原子炉下部キャビティ水深等の条件に依存して変化し得るものの、そのメカニズムはループ数に依存しないこと、また、PWRプラントの原子炉格納容器が十分大きな自由体積を有しており原子炉容器外FCIに伴う水蒸気発生に対する原子炉格納容器圧力の上昇を抑制しうることから、原子炉容器外FCIに関する不確かさが有効性評価結果に与える影響は小さく、実機解析への適用性を有すると考えられる。</p> <p>また、次項で述べるとおり、MCCIへの影響の観点で、①原子炉下部キャビティ水深及び②Ricou-Spaldingモデルのエントレインメント係数をパラメータとした感度解析を実施しており、その結果、コンクリート侵食深さに有意な影響はなく、感度が小さいことを確認した。</p> <p>(10) 原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱</p> <p>MCCIに関する種々の実験から得られた知見等に基づき不確かさの要因の分析を行い、①原子炉下部キャビティ水深及び②Ricou-Spaldingモデルのエントレインメント係数、③溶融炉心の拡がり及び④水と溶融炉心間の熱伝達係数をパラメータとした個別の感度解析及びこれらを組み合わせ、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行い、コンクリート侵食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（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>MCCIに関する種々の実験から得られた知見等に基づき不確かさの要因の分析を行い、エントレインメント係数、上面熱流束係数及び熔融プールクラスト間の熱伝達係数をパラメータとした感度解析を行い、コンクリート侵食への影響を評価した。評価の結果、コンクリート侵食量に対して上面熱流束の感度が支配的であることが確認された。上面熱流束を想定される下限値とした場合でも、コンクリート侵食量は22.5cm程度であることが確認された。また、実験で確認されている侵食面における侵食の不均一性については、MAAPモデルのベンチマーク解析結果から、実験の侵食面における侵食のばらつきが、MAAPコードの予測侵食量の20%の範囲内に収まっていることから、上面熱流束の感度に比べて影響が小さいことを確認した。</p> <p>なお、感度解析はBWR 5Mark-I改良型格納容器プラントに対して実施したものであるが、その他のBWRプラントにおいても現象のメカニズムは同じであり、同様の傾向が得られると考えられる。しかしながら、熔融炉心・コンクリート相互作用については、複雑な多成分・多相熱伝達現象であり知見が十分であるとはいえないこと、また事前水張り時の落下熔融炉心の冷却性を直接調べた実験例がほとんどないことから、今後も継続して検討を進め、知見の拡充に努めることが重要であると考えられる。</p>	<p>原子炉下部キャビティ水深、Ricou-Spalding モデルのエントレインメント係数及び水と熔融炉心の間の熱伝達係数については、コンクリート侵食量への感度が小さいことを確認した。</p> <p>熔融炉心の拡がりについては、拡がり面積が小さくなるよう、熔融炉心の過熱度分がすべて原子炉下部キャビティ水に伝熱され熔融炉心の融点まで冷却されることを想定し、拡がり面積として原子炉下部キャビティ床面積の約1/10を初期値とし、落下量に応じて拡がり面積が拡大する条件を設定した場合に、コンクリート侵食深さは約18cmであった。また、①～④に関してコンクリート侵食に対して厳しい条件を組み合わせた場合の感度解析を行い、コンクリート侵食は約19cmに達する結果となったが、原子炉下部キャビティ底面のコンクリート厚さは数メートルであり、侵食深さは十分小さいことが確認できた。このときの、MCCIによる水素発生を加えても、最終的な原子炉格納容器内の水素濃度は6vol%程度（ドライ条件換算）にとどまり、水素処理装置（PAR及びイグナイタ）による処理が可能な程度であった。</p> <p>上記の感度解析は、熔融炉心が拡がりにくくなるよう、実機条件よりも厳しい条件を与えるものであり、実機でのコンクリート侵食量は、感度解析よりも厳しくなることはないと考えられ、これを不確かさとして設定する。</p> <p>この結果は3ループプラントを対象としたものであり、MAAPコードの解析モデルとしては各プラントの実機解析に適用できると考えられるが、その不確かさ幅については、熔融炉心の総量等に影響を受けると考えられることから、プラント毎に評価が必要である。</p> <p>(11) 1次系内FP挙動、原子炉格納容器内FP挙動</p> <p>炉心損傷検知判断が遅れる可能性があるという観点から、FP放出モデル間の放出速度の相違の幅を参照し、炉心からのFP放出速度に係る係数を1割低減し、どの程度影響があるかを感度解析によって評価した。その結果、ベースケース、感度解析ケースともに、原子炉格納容器上部区画の希ガス量は、燃料被覆管破損時点から増加し始め、炉心が本格的に熔融するに当たって急激に増加し、最終的にほぼ同じ量になった。したがって、FP放出速度が1割低減しても、炉心損傷検知判断への影響はほとんどないといえる。</p> <p>この結果は4ループプラントを対象に評価したものであるが、FP放出速度は燃料に関連するもので個別プラントへの依存性は小さいと考えられることから、2、3ループプラントに対しても同様の傾向となると考えられる。</p> <p>以上より、MAAPコードは1次系内FP挙動、原子炉格納容器内FP挙動に関して、実機解析に適用できると判断される。</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

表 4.4-1 重要現象の不確かさの整理 (1/6)

分類	重要現象	解析モデル	妥当性確認	不確かさ
炉心 (核)	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱) (3.3.2(2))	不要	○ 入力値に含まれる。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル (炉心熱水力モデル) (3.3.2(3))	TMI 事故解析 (4.2.1)	○ TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素ガス発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と良く一致することを確認した。
炉心 (燃料)	燃料棒表面熱伝達	溶融炉心の挙動モデル (炉心ヒートアップ) (3.3.6(1))	CORA 実験解析 (4.2.2)	○ CORA 実験解析における、燃料被覆管、制御棒及びチャナネルボックスの温度変化について、測定データと良く一致することを確認した。
	燃料被覆管酸化		感度解析 (4.3.2 及び添付1)	○ 炉心ヒートアップ速度の増加 (被覆管酸化の促進) を想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響を確認した (BWR5 Mark-I 改良型格納容器プラント対象)。 ・ TQUV、大破断 LOCA シーンケンスとともに、炉心溶融の開始時刻への影響は小さい。 ・ 下部プレナムへのリロケーションの開始時刻は、ほぼ変化しない。
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心水位計算モデル) (3.3.2(4))	感度解析 (4.3.1)	○ TQUX シーンケンス及び中破断 LOCA シーンケンスに対して、MAAP コードと SAFER コードの比較を行い、以下の傾向を確認した (BWR5 Mark-I 改良型格納容器プラント対象)。 ・ MAAP コードでは SAFER コードで考慮している CCFL を取り扱っていないことから、水位変化に差異が生じたものの水位低下幅は MAAP コードの方が保守的であり、その後の注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は両コードで同等である。
	気液分離 (水位変化)・対向流			

泊発電所3号炉

表 4.4-1 重要現象の不確かさの整理 (1/6)

分類	重要現象	解析モデル	妥当性確認	不確かさ
炉心	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱) (3.3.2(2))	・ 不要	○ 入力値に含まれる。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル (炉心熱水力モデル) (3.3.2(3))	・ TMI 事故解析 (4.2.1)	○ TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。
炉心	燃料棒表面熱伝達	溶融炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ) (3.3.7(1))	・ 感度解析 (4.3.4 及び添付1)	○ 炉心ヒートアップ速度 (燃料被覆管酸化が促進される場合) が早まることを想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響を確認した (代表4ループアラウンドを例とした)。 ・ SBO、LOCA シーンケンスともに、運転員等操作の起点となる炉心溶融の開始時刻には影響は小さい。 ・ 下部プレナムへのリロケーションの開始時刻は、SBO シーンケンスでは約14分早まる。LOCA シーンケンスでは30秒程度である。
	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心水位計算モデル) (3.3.2(4))	・ 感度解析 (4.3.1)	○ 「ECCS 再循環機能喪失」について、MAAP コードと M-RELAP5 コードの比較から、以下により炉心露出までの時間を長く評価する傾向があることを確認した。 ① 炉心及び上部プレナム領域のボイド率について上部プレナム領域ではやや過小評価するものの、両コードでほぼ同等である。 ② 高温側配管領域 (水平部から蒸気発生器伝熱管の直道部まで) の保有水量を多めに評価する。 ③ 蒸気発生器伝熱管への液流入が少なく、2次側からの伝熱により発生した蒸気による1次側の圧力損失の増加 (いわゆる「スチームバインディング効果」) が小さいことが高温側配管領域の液相分布に影響するが、②項に含まれる。
1次冷却系	気液分離 (炉心水位)・対向流	炉心モデル (炉心水位計算モデル) (3.3.2(4))		○ また、1次冷却系の保有水量を多めに評価する影響として、原子炉格納容器圧力を低めに評価するが、MAAP コードと M-RELAP5 コードの計算結果から得られる放出エネルギーの差から見積もられる原子炉格納容器圧力の差はわずかである。
	1次冷却系	1次冷却系モデル (1次冷却系の熱水力モデル) (3.3.3(2))		○ 比較に用いた M-RELAP5 コードについては、MAAP コードの計算結果を境界条件に用いることが解析結果に与える影響は軽微であること、ECCS 再循環機能喪失後の炉心露出予測について非保守的な傾向とはならないことを確認している。 ○ 以上より、MAAP コードが高温側配管の保有水量を多めに評価することに伴い炉心露出までの時間を長く評価する傾向を、不確かさとして取り扱い、その影響程度はプラント毎に評価を要する。

相違理由

付録3 重大事故等対策の有効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)

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)
 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		
表 4.4-1 重要現象の不確かさの整理 (2/6)										
分類	重要現象	解析モデル	妥当性確認	不確かさ	分類	重要現象	解析モデル	妥当性確認	不確かさ	
(逃がし安全弁含む) 原子炉压力容器	冷却材放出 (臨 界流・差圧流)	原子炉压力容器モデル (破断流モデル) (3.3.3(3))	不要	CSIF 実 験解析 (4.2.4)	○ 逃がし安全弁からの流量は、設計値に基づいて計算される。 ○ 入力値に含まれる。	1次冷却系モデル(1次冷却 系破損モデル) (3.3.3(4))	1次冷却系モデル(加圧器モ デル) (3.3.3(3))	不要	○熱伝達及びクリーブ破損については、いずれも工学分野で広く使用さ れるモデルであり、不確かさは小さいと判断される。	
	ECSS 注水 (給水 系・代替注水設 備含む)	安全系モデル (非常用炉 心冷却系) (3.3.5(1)) 安全系モデル (代替注水 設備) (3.3.5(4))	不要							○TMI 事故解析より、Henry-Fauske モデルを用いた加圧器蒸がし弁から の放出量を適正に評価した。 ○入力値に含まれる。
原子炉格納容器	格納容器 各領域間 の流動	格納容器モデル (原子炉 格納容器の熱水力モデ ル) (3.3.4(2))	CSIF 実 験解析 (4.2.4)	○ HDR 実験解析では、格納容器圧力及び温度について、温度成層化を含 めて傾向を良く再現できることを確認した。格納容器温度を十数℃ 程度高めに、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認さ れたが、実験体系に起因するものと考えられ、実験体系においては この種の不確かさは小さくなるものと考えられる。また、非凝縮性 ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データと良く一致するこ とを確認した。 ○ CSIF 実験解析では、格納容器温度及び非凝縮性ガス濃度の挙動につ いて、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。	○ 入力値に含まれる。 ○ スプレイの水筒温度は短時間で雰囲気温度と平衡に至ることから伝 熱モデルの不確かさは小さい。	安全系モデル (格納容器 スプレイ) (3.3.5(2)) 安全系モデル (代替注水 設備) (3.3.5(4))	安全系モデル (蓄圧タンク) (3.3.6(2))	不要	○注入特性の不確かさは入力値に含まれる。 ○感度解析により流動抵抗 (圧力損失) の感度が小さいことを確認した。	
	構造材との熱伝 達及び内部熱伝 導	格納容器モデル (原子炉 格納容器の熱水力モデ ル) (3.3.4(2))	不要							○MB-2 実験解析より、1次冷却系から2次冷却系への熱伝達を適正に評 価することを確認した。ただし、2次冷却系からの液相放出がある場合、 伝熱量を過大評価する傾向を確認した。 ○MB-2 実験解析より、蒸気放出の場合、過大評価する傾向を確認した。 ○MB-2 実験解析より、ダウンカム水位、伝熱部コラプス水位をほぼ適正 に評価することを確認した。液相放出がある場合、伝熱部コラプス水 位を低めに評価する傾向を確認した。
	気液界面の 熱伝達	安全系モデル (格納容器 スプレイ) (3.3.5(2)) 安全系モデル (代替注水 設備) (3.3.5(4))	不要							○HDR 実験解析及びCSIF 実験解析の結果より以下を確認した。 ・原子炉格納容器温度： 十数℃程度高めに評価 ・原子炉格納容器圧力： 1割程度高めに評価 ・非凝縮性ガス濃度： 適正に評価 ○なお、HDR 実験は、縦長格納容器と高い位置での水蒸気注入という特 徴があり、国内PWRの場合、上記の不確かさは小さくなる方向と判断 される。 ・原子炉格納容器の形状 (流路高低差や堰高さ) に基づく静水頭による 流動が主であり、不確かさは小さいと判断される。
スプレイ冷却	放射線水分解等 による水素ガ ス・酸素ガス発 生	—	不要	○ 入力値に含まれる。 ○ 窒素置換による格納容器雰囲気の不活性化が行われており、酸素ガス 発生は水の放射線分解に起因する。	安全系モデル (格納容器 スプレイ) (3.3.5(2)) 安全系モデル (代替注水 設備) (3.3.5(4))	安全系モデル (蓄圧タンク) (3.3.6(2))	不要	○感度解析により流動抵抗 (圧力損失) の感度が小さいことを確認した。		
ECCS	ECSS 強制注入	安全系モデル (ECCS) (3.3.6(1))	不要	—	○ 入力値に含まれる。	安全系モデル (蓄圧タンク) (3.3.6(2))	安全系モデル (蓄圧タンク) (3.3.6(2))	不要	○注入特性の不確かさは入力値に含まれる。 ○感度解析により流動抵抗 (圧力損失) の感度が小さいことを確認した。	
	ECSS 蓄圧タンク 注入	安全系モデル (蓄圧タンク) (3.3.6(2))	不要							○MB-2 実験解析 (4.2.6)
蒸気発生器	1次冷却系・2次 冷却系の熱伝達	蒸気発生器モデル (3.3.4)	不要	—	○ 入力値に含まれる。	蒸気発生器モデル (3.3.4)	蒸気発生器モデル (3.3.4)	不要	○MB-2 実験解析より、1次冷却系から2次冷却系への熱伝達を適正に評 価することを確認した。ただし、2次冷却系からの液相放出がある場合、 伝熱量を過大評価する傾向を確認した。 ○MB-2 実験解析より、蒸気放出の場合、過大評価する傾向を確認した。 ○MB-2 実験解析より、ダウンカム水位、伝熱部コラプス水位をほぼ適正 に評価することを確認した。液相放出がある場合、伝熱部コラプス水 位を低めに評価する傾向を確認した。	
	冷却材放出 (臨 界流・差圧流) 2次側水位変 化・ドライアウ ト	蒸気発生器モデル (3.3.4)	不要							○HDR 実験解析 (4.2.2) ・CSIF 実験解析 (4.2.3)
原子炉格納容器	区画間・区画内 の流動 (蒸気、 非凝縮性ガス)	原子炉格納容器モデル (原 子炉格納容器の熱水力モデ ル) (3.3.5(2))	不要	—	○ 入力値に含まれる。	原子炉格納容器モデル (原 子炉格納容器の熱水力モデ ル) (3.3.5(2))	原子炉格納容器モデル (原 子炉格納容器の熱水力モデ ル) (3.3.5(2))	不要	○HDR 実験解析及びCSIF 実験解析の結果より以下を確認した。 ・原子炉格納容器温度： 十数℃程度高めに評価 ・原子炉格納容器圧力： 1割程度高めに評価 ・非凝縮性ガス濃度： 適正に評価 ○なお、HDR 実験は、縦長格納容器と高い位置での水蒸気注入という特 徴があり、国内PWRの場合、上記の不確かさは小さくなる方向と判断 される。 ・原子炉格納容器の形状 (流路高低差や堰高さ) に基づく静水頭による 流動が主であり、不確かさは小さいと判断される。	
	区画間・区画内 の流動 (液体)	安全系モデル (格納容器ス プレイ) (3.3.6(3))	不要							○ 入力値に含まれる。
表 4.4-1 重要現象の不確かさの整理 (2/6)										

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

表 4.4-1 重要現象の不確かさの整理 (3/6)

分類	重要現象	解析モデル	妥当性確認	不確かさ
原子炉格納容器	格納容器 ベント	格納容器モデル（原子炉格納容器の熱水力モデル） (3.3.4(2))	不要	○ 入力値に含まれる。 ○ MAAPコードでは格納容器ベントについては、設計流量に基づいて流路面積を入力値として与え、格納容器各領域間の流動と同様の計算方法が用いられている。
	サブレーション・プール冷却	安全系モデル（非常用炉心冷却系） (3.3.5(1))	不要	○ 入力値に含まれる。
(逃がし安全を含む) 原子炉圧力容器（炉心損傷後）	リロケーション	溶融炉心の挙動モデル（リロケーション） (3.3.6(2))	TMI事故解析 (4.2.1) 感度解析(4.3.3及び添付1)	○ TMI事故解析における炉心領域での溶融進展状態について、TMI事故分析結果と良く一致することを確認した。 ○ リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により影響を確認した(BWR5 Mark-I改良型格納容器プラント対象)。 ・ TQUV、大破断 LOCA シーケンスともに、炉心溶融時刻、原子炉圧力容器の破損時刻への影響が小さいことを確認した。
	原子炉圧力容器内 FCI(溶融炉心細粒化)	溶融炉心の挙動モデル（下部プレナムでの溶融炉心の挙動） (3.3.6(3))	感度解析(4.3.4及び添付1)	○ 原子炉圧力容器内FCIに影響する項目として、溶融ジェット径、エントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、原子炉圧力容器破損時点での原子炉圧力に対する感度が小さいことを確認した (BWR5 Mark-I改良型格納容器プラント対象)。
	原子炉圧力容器内 FCI(デブリ粒子熱伝達)			

泊発電所3号炉

表 4.4-1 重要現象の不確かさの整理 (3/6)

分類	重要現象	解析モデル	妥当性確認	不確かさ
原子炉格納容器	水素濃度変化	原子炉格納容器モデル（水素発生） (3.3.5(4))	・TMI事故解析 (4.2.1)	○TMI事故解析における水素発生期間と水素発生量について、TMI事故分析結果と一致することを確認した。
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	原子炉格納容器モデル（格納容器再循環ユニットモデル） (3.3.6(5))	・感度解析 (4.3.3)	○格納容器再循環ユニットの除熱性能に関する不確かさは入力値に含まれる。 ○水素が存在する場合、最大限水素が発生した状態（ドライ条件換算13vol%）では、除熱量で約7%、流速で約10%の性能低下が見込まれ、感度解析による影響評価の結果、原子炉格納容器圧力を0.01MPa、温度を2℃程度高めに評価することを確認した。水素による性能低下の影響は、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍及び原子炉格納容器内温度200℃に対する余裕に比べて1桁程度小さい。 ○上記結果は代表3ループプラントの場合であり、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の冷却性能等の条件はプラントによって異なることから、水素による性能低下の幅及びその影響程度はプラント毎に評価を要する。
原子炉容器（炉心損傷後）	リロケーション	溶融炉心挙動モデル（リロケーション） (3.3.7(2))	・TMI事故解析 (4.2.1) ・感度解析 (4.3.5及び添付1)	○TMI事故解析における炉心損傷挙動について、TMI事故分析結果と一致することを確認した。 ○リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認した（代表4ループプラントを例とした）。 ・ 下部プレナムへのリロケーション後の原子炉容器の破損時刻は、SBOシーケンスの場合約26分、LOCAシーケンスの場合約3分、それぞれ早まる。ただし、仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。
	原子炉容器内 FCI（溶融炉心細粒化、熱伝達）	溶融炉心挙動モデル（下部プレナムでの溶融炉心の挙動） (3.3.7(3))	・感度解析 (4.3.6及び添付1)	○原子炉容器内FCIに影響する項目として「デブリジェット径（炉心部の下部クラフスの破損口径）」、「Ricoiu-Spaldingのエントレインメント係数」及び「デブリ粒子の径」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、1次冷却材圧力の過渡的な変化に対して影響はあるものの、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ことを確認した。

相違理由

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

u003C/divu003E

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

表 4.4-1 重要現象の不確かさの整理 (4/6)

分類	重要現象	解析モデル	妥当性確認	不確かさ
原子炉压力容器 炉心損傷後) (逸がし安全弁含む)	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心の挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心の挙動) (3.3.6(3))	TMI事故解析 (4.2.1) 感度解析 (4.3.5及び添付1)	○ TMI事故解析における下部プレナムの温度挙動について、TMI事故分析結果と良く一致することを確認した。 ○ 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、下部プレナムギャップ除熱量に係る係数に対する感度解析を行い、原子炉压力容器破損時刻等の現象進展に対する影響が小さいことを確認した (BWR5 Mark-I改良型格納容器プラント対象)。
	原子炉压力容器破損	溶融炉心の挙動モデル (原子炉压力容器破損モデル) (3.3.6(4))	感度解析 (4.3.6及び添付1)	○ 原子炉压力容器破損に影響する項目として制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ (しきい値) をパラメータとした感度解析を行い、原子炉压力容器破損時刻が約13分早まることを確認した (BWR5 Mark-I改良型格納容器プラント対象)。ただし、仮想的な厳しい条件に基づく解析結果であり、実機における影響は十分小さいと判断される。
原子炉格納容器 内FP挙動	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	格納容器モデル (水素ガス発生) (3.3.4(3))	TMI事故解析 (4.2.1)	○ 炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、TMI事故解析を通じて分析結果と良く一致することを確認した。
	原子炉格納容器内FP挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル (3.3.7)	PHERUS-FP実験 FP実験 解析 (4.2.7)	○ PHERUS-FP実験解析により、FP放出の開始時刻を良く再現できているものの、燃料棒被覆管温度を高めに評価することにより、急激なFP放出を示す結果となった。ただし、この原因は実験における小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられる。 ○ ABCOVE実験解析により、格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認した。

表 4.4-1 重要現象の不確かさの整理 (4/6)

分類	重要現象	解析モデル	妥当性確認	不確かさ
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心の挙動) (3.3.7(3))	・ TMI事故解析 (4.2.1) ・ 感度解析 (4.3.7及び添付1)	○ TMI事故解析における下部プレナムの温度挙動について TMI 事故分析結果と一致することを確認した。 ○ 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、原子炉压力容器破損時刻及び破損時刻に対して感度が小さいことを確認した。また、「溶融炉心と原子炉压力容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、1次冷却材圧力及び原子炉压力容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認した (代表4ループプラントを例とした)。
	原子炉格納容器破損	溶融炉心挙動モデル (原子炉压力容器破損モデル) (3.3.7(4))	・ 感度解析 (4.3.8及び添付1)	○ 原子炉压力容器破損に影響する項目として「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ (しきい値)」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉压力容器破損時間が5分早まることを確認した。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたケースであり、実機解析への影響は小さいと判断される。
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉格納容器外 FCI (溶融炉心細粒化、熱伝達)	溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動) (3.3.7(5))	・ 感度解析 (4.3.9及び添付2) ・ 感度解析 (4.3.10及び添付3)	○ 原子炉容器外 FCI 現象に関する項目として「原子炉下部キャビティ水深」、「Ricoeur-Spalding のエントレインメント係数」、「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器破損口径」に関して、格納容器破損防止の「原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」をベースとする感度解析を行い、原子炉容器外 FCI により生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認した。 ○ MCCI 現象への影響の観点で、「原子炉下部キャビティ水深」及び「Ricoeur-Spalding のエントレインメント係数」に関して、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の現象をベースに感度解析を行い、MCCI によるコンクリート侵食量への感度が小さいことを確認した。

MAAP-298

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

表 4.4-1 重要現象の不確かさの整理 (5/6)

分類	重要現象	解析モデル	妥当性確認	不確かさ
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉圧力容器外 FCI (溶融炉心細粒化)	溶融炉心の挙動モデル (格納容器下部での溶融炉心の挙動) (3.3.6(5))	感度解析 (4.3.7, 4.3.8, 添付2及び添付3)	○ 原子炉圧力容器外FCI現象に関する項目としてイベントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い、原子炉圧力容器外FCIによって生じる圧力スパスバイクへの感度が小さいことを確認した (BWR5 Mark-I改良型格納容器プラント対象)。
	原子炉圧力容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達)			

表 4.4-1 重要現象の不確かさの整理 (5/6)

分類	重要現象	解析モデル	妥当性確認	不確かさ
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キャビティ)での溶融炉心挙動) (3.3.7(5))	感度解析 (4.3.10及び添付3)	○ MCCI 現象への影響の観点で、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行った。「水と溶融炉心の間の熱伝達係数」に関して、コンクリート侵食量への感度が小さいことを確認した。また、「溶融炉心の拡がり面積」に関して、拡がり面積が小さくなるよう、溶融炉心の過熱度がすべて原子炉下部キャビティ水に伝熱され溶融炉心の融点まで冷却されることを想定して拡がり面積として原子炉下部キャビティ床面積の約 1/10 を初期値とし、落下量に応じて拡がり面積が拡大する条件を設定した場合に、コンクリート侵食深さは約 18cm であった。さらに、これらのパラメータについてコンクリートに対して厳しい条件を組み合わせた場合の感度解析でのコンクリート侵食は約 19cm であり、継続的な侵食が生じないことを確認した。また、原子炉下部キャビティ底面のコンクリート厚さは数メートルであり、侵食深さは十分小さいことが確認できた。
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱			○ 一方、コンクリート侵食が約 19cm の場合、MCCI によって発生する水素を加えても、最終的な原子炉格納容器内の水素濃度は 6vol% 程度 (ドライ条件換算) であり、水素処理装置 (PAR 及びイグナイター) による処理が可能レベルであることを確認した。 ○ 上記の感度解析は、実機条件よりも厳しい条件を与えるものであり、実機でのコンクリート侵食量は、感度解析よりも厳しくなることはないと考えられ、これを不確かさとして設定する。不確かさ幅については、溶融炉心の総量等に影響を受けると考えられることから、プラント毎に評価が必要である。
	溶融炉心とコンクリートの伝熱		ACE 実験解析 (4.2.4)	○ ACE 及び SURC 実験解析より、溶融炉心の堆積状態が既知である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できていることを確認した。
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生		SURC 実験解析 (4.2.5)	

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

表 4.4-1 重要現象の不確かさの整理 (6/6)

重要現象		解析モデル	妥当性確認	不確かさ
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり	溶融炉心の挙動モデル (格納容器下部での溶融炉心挙動) (3.3.6(5))	感度解析 (4.3.8及び添付3)	<ul style="list-style-type: none"> ○ 溶融炉心の拡がり実験や評価に関する知見に基づき、落下した溶融炉心は床上全体に均一に拡がると想定される。ただし、堆積形状の不確かさが想定されるため、個別プラントのベデスタルの形状や事前水張りの深さを踏まえて、拡がりを抑制した感度解析等の取扱いを行うことが適切と考えられる。 ○ MCCI現象に関する不確かさの要因分析より、エントレインメント係数、上面熱流束及び溶融プールからクラストへの熱伝達係数をパラメータとした感度解析を行った。評価の結果、コンクリート侵食量を対して上面熱流束の感度が支配的であることを確認した。また、上面熱流束を下限値とした場合でも、コンクリート侵食量が22.5cm程度であることを確認した (BWR5 Mark-I改良型格納容器プラント対象)。 ○ 上記の感度解析は、想定される範囲で厳しい条件を与えて感度を見たものもあり、不確かさを考慮しても実機でのコンクリート侵食量は感度解析よりも厳しくなることはないと考えられる。
	溶融炉心とコンクリートの伝熱			
溶融炉心とコンクリートの分解及び非凝縮性ガス発生				

表 4.4-1 重要現象の不確かさの整理 (6/6)

重要現象		解析モデル	妥当性確認	不確かさ
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	1次系内FP挙動	FP挙動モデル (3.3.8)	<ul style="list-style-type: none"> ・PHEBUS-FP実験解析 (4.2.7) ・ABCOVE実験解析 (4.2.8) ・感度解析 (4.3.11) 	<ul style="list-style-type: none"> ○ PHEBUS-FP実験解析により、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されるが、燃料被覆管温度を高め評価し、燃料破損後のFP放出開始のタイミングも早く評価する結果となったが、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると思われる。 ○ ABCOVE実験解析により、原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価できることを確認した。 ○ 炉心損傷検知に影響する項目として「炉心からのFP放出速度」を低減させた場合の感度解析を行い、原子炉格納容器上部区画の希ガス量への影響は小さいことを確認した。
	原子炉格納容器内FP挙動			

相違理由

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（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. 有効性評価への適用性</p> <p>4章の妥当性確認において得られた重要現象に対する不確かさと、その不確かさが有効性評価に与える影響を表5-1に示す。</p> <p>5.1 不確かさの取り扱いについて（評価指標の観点）</p> <p>5.1.1 崩壊熱 [炉心（核）]</p> <p>有効性評価では崩壊熱として、ANSI/ANS-5.1-1979を用いている。ANSI/ANS-5.1-1979はANSの軽水炉向け標準規格として発行されたものであり、設計値等に基づく信頼性の高い評価モデルである。有効性評価においては、平衡炉心のサイクル末期燃焼度に対し1.1倍したものを使用しており、崩壊熱を大きくするよう考慮している。炉心損傷防止の観点では、大きめの崩壊熱を与えることで、原子炉格納容器圧力及び温度に対して厳しい結果を与える。</p> <p>格納容器破損防止の観点でも、大きめの崩壊熱を与えることで、いずれの格納容器破損モードでも、炉心ヒートアップ、熔融進展を早める傾向となる。「格納容器過圧・過温破損」の場合、原子炉格納容器圧力及び温度に対して厳しい結果を与える。「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の場合、原子炉圧力容器破損までの事象進展を早める傾向となり、高圧熔融物放出防止に対して厳しい結果を与える。「熔融燃料－冷却材相互作用」の場合、熔融炉心と冷却材の相互作用に伴う圧力スパイクを大きめに評価する結果を与える。「水素燃焼」の場合、酸素ガスの発生量について崩壊熱を用いた評価を行っており、酸素濃度に対して厳しい結果を与える。「熔融炉心・コンクリート相互作用」の場合、熔融炉心の冷却がされにくくなり、コンクリート侵食に対して厳しい結果を与える。</p> <p>以上、いずれについても、厳しい結果を与えるものの、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性の判断には影響しない。</p> <p>5.1.2 沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流 [炉心（熱流動）]</p> <p>これらは原子炉圧力容器内の炉心水位挙動に関する現象であり、原子炉圧力容器内水位の低下が比較的緩慢なTQUXシーケンス及び比較的速い中小破断LOCAシーケンスを対象としてSAFERコードとの比較評価を行った。</p> <p>MAAPコードはSAFERコードで考慮しているCCFL現象を取り扱っていないこと等から水位変化に差異が生じたものの、水位低下幅はMAAPコードの方が保守的であり、その後</p>	<p>5. 有効性評価への適用性</p> <p>4の妥当性確認において得られた重要現象に対する不確かさと、その不確かさが有効性評価に与える影響を表5.2-1に示す。</p> <p>5.1 不確かさの取扱いについて（評価指標の観点）</p> <p>5.1.1 崩壊熱</p> <p>崩壊熱について、有効性評価では、崩壊熱の不確かさ及び実機運用による変動を考慮した大きめの崩壊熱曲線を使用する。この影響について以下に述べる。</p> <p>炉心損傷防止の観点では、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の場合、1次冷却系からの長期的な冷却材放出量が多くなり、原子炉格納容器圧力を高めに評価する傾向となる。「ECCS再循環機能喪失」の場合、大きめの崩壊熱曲線を与えることで、代替再循環後の崩壊熱による冷却材の蒸散が多くなるために炉心露出が早くなり、また、露出後の燃料被覆管温度を高めに評価する傾向となる。</p> <p>格納容器破損防止の観点では、大きめの崩壊熱曲線を与えることで、いずれの格納容器破損モードでも、炉心ヒートアップ、熔融進展を早める傾向となる。「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の場合、長期的な熔融炉心からの放出エネルギー量が多く評価されるため、原子炉格納容器圧力・温度に対して厳しい結果を与える。「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の場合、炉心熔融から原子炉容器破損までの事象進展を早める傾向となり、高圧熔融物放出防止に対して厳しい結果を与える。「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」の場合、熔融炉心と冷却材の相互作用に伴う圧力スパイクを大きめに評価する結果を与える。「水素燃焼」の場合は、ジルコニウム－水反応による水素発生を早め、かつ、発生量を多めに、コンクリート分解による水素発生量も多めに評価する傾向となり、水素濃度評価に対して厳しい結果を与える。「熔融炉心・コンクリート相互作用」の場合、熔融炉心の冷却がされにくくなり、コンクリート侵食に対して厳しい結果を与える。</p> <p>以上、いずれについても、厳しい結果を与えるものの、炉心損傷防止策及び格納容器破損防止策の有効性の判断には影響しない。</p> <p>5.1.2 沸騰・ボイド率変化、気液分離（炉心水位）・対向流（炉心（熱流動））、気液分離・対向流（1次冷却系）</p> <p>これらは炉心水位挙動に関連する現象であり、有効性評価において炉心水位挙動が評価指標に直接影響する「ECCS再循環機能喪失」に対して、MAAPコードとM-RELAP5コードの比較を行い、MAAPコードには高温側配管領域（水平部から蒸気発生器伝熱管の鉛直部まで）の保有水量を多めに評価する傾向があり、これを主要因として、炉心露出までの時間を長く評価する傾向がある。また、1次冷却系の保有水量を多めに評価し、原子炉格納容器への放出エネルギーが少なくなることから、原子炉格納容器圧力を低めに評価することが考えられるが、MAAPコードとM-</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>の注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は両コードで同等であることから、原子炉圧力容器内挙動を含めた全体挙動を適正に評価していると判断できる。</p> <p>5.1.3 冷却材放出（臨界流・差圧流）〔原子炉圧力容器〕 逃がし安全弁からの冷却材放出については、設計値に基づき流量が適正に計算されている。</p> <p>5.1.4 格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、格納容器ベント〔原子炉格納容器〕 格納容器各領域間の流動及び気液界面の熱伝達については、挙動が適正に評価され、不確かさは小さい。構造材との熱伝達及び内部熱伝導については、HDRの縦長格納容器形状や水蒸気注入位置といった実験体系に起因するものと考えられるが、短期的な応答として格納容器温度を十数℃程度高めに、原子炉格納容器圧力を1割程度高めに評価する結果となった。実機体系においてはこの種の不確かさは小さくなると考えられるが、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を実際の挙動よりも大きめに評価する可能性がある。なお、格納容器ベントについては、設計流量に</p>	<p>RELAP5 コードの計算結果から得られる放出エネルギーの積算値の差から見積もられる原子炉格納容器圧力の差はわずかであり、M-RELAP5 コードでMAAPコードの不確かさを含む原子炉格納容器圧力等を境界条件に用いることが解析結果に与える影響は軽微であると考えられる。</p> <p>「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、大破断LOCA+格納容器スプレイ失敗を想定し、ECCSは、注入モード及び再循環モードともに成功することから、LOCA後の再冠水以降の期間では炉心は冠水しており、炉心冷却の観点からは影響はないと考えられる。一方、原子炉格納容器圧力及び温度については、ピーク値に到達する時間が長く（事故後8時間以上）、放出エネルギー積算値が上記よりはるかに大きいため、1次冷却系保有水量が多めに評価される影響は上記よりさらに軽微になると考えられる。</p> <p>「格納容器過圧破損」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用」では、大破断LOCA（高温側配管）+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗を想定する。「水素燃焼」では、大破断LOCA+ECCS注入失敗を想定する。高温側配管破断の場合、上部プレナム、高温側配管、蒸気発生器1次側の冷却材は放出されて、水位が形成されないことから、MAAPコードの炉心水位計算に係る不確かさは影響しないと考えられる。</p> <p>「格納容器過温破損」及び「高圧熔融物・格納容器雰囲気直接加熱」では、全交流動力電源喪失+補助給水失敗を想定し、炉心損傷前は加圧器安全弁からの冷却材流出が支配的となり、早期に上部プレナム、高温側配管は蒸気領域になり、MAAPコードの炉心水位計算に係る不確かさは影響しないと考えられる。</p> <p>5.1.3 冷却材放出（臨界流・差圧流）（加圧器） 加圧器逃がし弁の設定圧における流量特性を入力値として与えているため、作動時の流量には妥当性があると考えられる。また、TMI事故データでは、加圧器逃がし弁からの放出量に関しては、直接的なデータは得られていないが、事故発生から加圧器逃がし弁閉止までの1次冷却材圧力及び加圧器水位の挙動から加圧器逃がし弁からの冷却材放出は適正に評価していると判断できる。</p> <p>したがって、有効性評価において、加圧器からの冷却材放出を伴う「格納容器過温破損」及び「高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」への適用性を有する。</p> <p>5.1.4 構造材との熱伝達（1次冷却系） 過熱蒸気と構造材の熱伝達は、炉心部と同じくDittus-Boelterの相関式を用い、1次冷却系配管のクリープ破損については、Larson-Millerパラメータ手法を適用している。いずれも、工学分野でクリープ破損評価に広く使用されるモデルであり、妥当性を有すると考えられる。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>基づいて流路面積を入力値として与え、格納容器各領域間の流動と同様の計算方法が用いられている。</p> <p>5.1.5 ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）[原子炉圧力容器]、スプレイ冷却、サブプレッション・プール冷却 [原子炉格納容器]</p> <p>ECCS注水及びスプレイ冷却については、設計値に基づき注入特性を与えることで、冷却に対して保守的な条件となるよう設定している。スプレイによる混合挙動については、液滴径を入力し、液滴と気相部の界面熱伝達により気相部が冷却されるモデルであるが、液滴の伝熱面積が大きいことにより、スプレイされた水は気相部温度と等しくなって液相に落下する結果となる。したがって、モデルの不確かさによる影響はないと考えられる。サブプレッション・プール冷却については、ポンプ流量及び除熱量を設計値に基づき与えており、適正に評価される。</p>	<p>5.1.5 ECCS 注入系特性（1次冷却系）</p> <p>強制注入系の動作は炉心損傷防止の場合のみ仮定し、その注入特性は入力値で与え、目的に応じて保守的な流量となるよう設定する。</p> <p>「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、再循環水が飽和に近い状態で循環するため、注入水による蒸気凝縮効果がほとんどなく、原子炉格納容器圧力への影響は小さい。「ECCS 再循環機能喪失」では、ECCS の注入特性として大きめの流量を設定することで、水源が早期に枯渇することから、解析の方が再循環切替の時期が早まる。再循環切替失敗後の代替再循環については、少なめの流量を設定することで、炉心水位の回復を保守的に評価できる。</p> <p>なお、格納容器破損防止の場合、いずれの格納容器破損モードでも、強制注入系の不動作を仮定しているため、影響はない。</p> <p>5.1.6 ECCS 蓄圧タンク注入（1次冷却系）</p> <p>有効性評価では、いずれの事象に対しても、蓄圧タンクの条件は入力値で与え、注入量が少なくなるよう設定し、炉心冷却に対して保守的な条件を与えている。</p> <p>炉心損傷防止の場合、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、長期的には格納容器圧力に与える影響は小さい。「ECCS 再循環機能喪失」の場合、再循環切替時には蓄圧タンクからの注入が終了し、強制注入系から注入されている状態であり、再循環切替以降は注入がなく、事象進展に与える影響は小さい。</p> <p>格納容器破損防止の場合でLOCAを想定する「格納容器過圧破損」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」、「水素燃焼」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」の場合は、炉心損傷以降の挙動を着目しており、蓄圧注入流量の影響は小さい。全交流動力電源喪失を想定する「格納容器過温破損」、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の場合も同様であるが、蓄圧タンクからの注入時は1次冷却系が緩やかに圧力低下する状態であり、蓄圧タンクから断続的に注入されるため、注入量自体は事象進展に与える程度ではない。</p> <p>以上、蓄圧タンク注入特性の入力値を注入量が少なくなるよう設定することで、一部の事象で、事象進展を早める厳しい結果を与える傾向となるが、炉心損傷防止策及び格納容器破損防止策の有効性の判断には影響するものではない。</p> <p>5.1.7 1次冷却系から2次冷却系への熱伝達、冷却材放出（臨界流・差圧流）、2次側水位変化・ドライアウト（蒸気発生器）</p> <p>冷却材放出については、液相放出がない場合は、適正に評価され、液相放出がある場合は、過大評価する傾向となった。1次冷却系から2次冷却系への熱伝達についても、同様に、液相放出</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>がない場合は、適正に評価され、液相放出がある場合は、冷却材放出を大きめに評価し、それにより伝熱量が大きめとなる傾向がある。</p> <p>重要事故シーケンスとしてLOCAを想定する「原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「格納容器過圧破損」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」、「水素燃焼」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用」の場合は、早期に1次冷却系保有水量が減少することから、「1次冷却系から2次冷却系への熱伝達」の影響自体が小さく、また、2次冷却系から冷却材が放出される状態とはならないことから、いずれも、評価指標に対する不確かさの影響は小さいと考えられる。また、「ECCS再循環機能喪失」の場合も、同様であるが、再循環によって1次冷却系保有水量が回復し、蒸気発生器での熱伝達がわずかに生じる場合が考えられ、熱伝達は適正に評価されると考えられ、不確かさの影響は小さい。</p> <p>一方、重要事故シーケンスとして全交流動力電源喪失を想定する「格納容器過温破損」、「高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の場合は、蒸気発生器2次側の冷却材放出を伴う。しかし、蒸気発生器2次側の減圧が無いことから、二相水位は上昇せず液相放出とはならないことから、「1次冷却系から2次冷却系への熱伝達」、「冷却材放出」及び「2次側水位変化・ドライアウト」は適正に評価されると考えられる。</p> <p>以上、MAAPコードの蒸気発生器モデルについては、不確かさの評価指標に対する影響は小さく、有効性評価への適用性を有する。</p> <p>5.1.8 区画間・区画内の流動（蒸気、非凝縮性ガス）、構造材との熱伝達</p> <p>「区画間・区画内の流動（蒸気、非凝縮性ガス）」は蒸気及び非凝縮性ガスの流動や蒸気の凝縮に伴う非凝縮性ガス濃度の上昇など挙動は比較的妥当に評価され、不確かさは小さい。「構造材との熱伝達」については、HDRの縦長格納容器と高い位置での水蒸気注入が影響したものと推測されるが、短期的な応答として原子炉格納容器内温度については十数℃程度高めに、原子炉格納容器圧力を1割程度高めに評価する結果となった。実験解析では結果がより厳しめな方向となるが、実験体系及び注入位置の条件がPWRの条件に置き換われば、不確かさは低減される方向となると判断される。</p> <p>したがって、有効性評価において長期的な原子炉格納容器圧力及び温度の挙動に着目する「原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「格納容器過温破損」及び「格納容器過圧破損」並びに圧力スパイク時の原子炉格納容器圧力挙動に着目する「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」については、MAAPコードによる解析結果は、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を実機の挙動よりも大きめに評価する影響があり、実際の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は解析結果に比べて小さくなり、最高使用圧力の2倍及び200℃に対する余裕は大きくなる。</p> <p>5.1.9 区画間・区画内の流動（液体）</p> <p>「区画間・区画内の流動（液体）」は、FCI現象やMCCI現象に関する事象進展に影響のある重要現象として抽出されるが、原子炉格納容器の形状（流路高低差や堰高さ）に基づく静水頭による流動が主であり、不確かさは小さいものと判断される。</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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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 style="text-align: center;">【参考のため再掲】</p> <p>5.1.5 ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）[原子炉圧力容器]、スプレイ冷却、サブプレッション・プール冷却 [原子炉格納容器]</p> <p>ECCS注水及びスプレイ冷却については、設計値に基づき注入特性を与えることで、冷却に対して保守的な条件となるよう設定している。スプレイによる混合挙動については、液滴径を入力し、液滴と気相部の界面熱伝達により気相部が冷却されるモデルであるが、液滴の伝熱面積が大きいことにより、スプレイされた水は気相部温度と等しくなって液相に落下する結果となる。したがって、モデルの不確かさによる影響はないと考えられる。サブプレッション・プール冷却については、ポンプ流量及び除熱量を設計値に基づき与えており、適正に評価される。</p> <p>5.1.6 燃料被覆管酸化 [炉心（燃料）]、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生 [原子炉格納容器] [原子炉圧力容器（炉心損傷後）]</p> <p>炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は Baker-Just の相関式（高温）又は Cathcart の相関式（低温）を用いて計算され、これらのモデルはTMI事故解析により妥当性が確認されている。なお、BWRでは窒素置換による格納容器雰囲気の不活性化が行われることにより、酸素濃度が低いため、短期的に爆轟が生じることはない。長期的には水の放射線分解により酸素ガスが発生するが、電力共通研究の実験結果^[30]に基づいたG値を用いて酸素ガス発生量を評価している。BWRでは格納容器内がウェット環境にあるが、酸素濃度の判定基準への適合性について、水蒸気濃度を除いたドライ条件下で行うことにより、保守的に評価している。これらのことから、有効性評価の結果に与える影響はない。</p>	<p>5.1.10 格納容器スプレイ</p> <p>流量については保守的に算出し、境界条件として与えているため、圧力上昇は過大に評価される。混合挙動については、液滴径を入力し、液滴と気相部の界面熱伝達により気相部が冷却されるモデルであるが、液滴の伝熱面積が大きいことより、スプレイされた水は気相部温度と等しくなって液相に落下する結果となる。したがって、モデルの不確かさによる結果への影響は無いと考えられる。</p> <p>5.1.11 水素濃度変化</p> <p>炉心ヒートアップ時の水素発生について、ジルコニウム-水反応に伴う水素発生量及びその発生期間が、TMI事故の分析結果と概ね一致する結果が得られることを確認した。水素の発生期間については、燃料被覆管あるいは熔融炉心と水の反応により発生するものであることから、炉心ヒートアップ開始から熔融炉心が下部プレナム部にリロケーションするまでの期間であり、有効性評価においても同様の傾向となると考えられる。</p> <p>水素発生量については、有効性評価では、MAAPコードで得られた水素発生量変化を、全炉心のジルコニウム75%分の水素発生量で補正して原子炉格納容器内水素濃度の評価を行うことから、有効性評価の結果に与える影響はない。</p> <p>5.1.12 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却</p> <p>格納容器再循環ユニットの除熱性能に関する不確かさは入力値に含まれる。</p> <p>水素が存在する場合に、格納容器再循環ユニットでの除熱量は水素濃度に応じて変化するため不確かさがある。</p> <p>炉心損傷防止の「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の場合は、水素発生を伴わないことから、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却における原子炉格納容器気相部の冷却は適正に評価される。</p> <p>「格納容器過温破損」及び「格納容器過圧破損」では、水素の発生があり、格納容器再循環ユニットでの除熱量は水素濃度に応じて低下するため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果よりも高めに推移する傾向となる。代表3ループプラントの場合は、最大限水素が発生した状態（ドライ条件換算13vol%）で原子炉格納容器圧力を0.016MPa、温度を2℃程度高めに評価することを確認した。不確かさを考慮することで、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍及び原子炉格納容器内温度200℃までの余裕は少なくなる傾向となるが、水素による性能低下の影響は、最高使用圧力の2倍及び200℃に対する余裕に比べて1桁程度小さい。この結果は代表3ループプラントに対する評価結果であり、格納容器再循環ユニットによる格納容器内</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>5.1.7 炉心ヒートアップ（燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化，燃料被覆管変形〔炉心（燃料）〕，リロケーション，構造材との熱伝達及び下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達〔原子炉圧力容器（炉心損傷後）〕</p> <p>炉心ヒートアップ（燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化，燃料被覆管変形）に関する現象については，実機スケールで確認された例が少ない。しかしながら，MAAPコードの解析モデルは，TMI事故やCORA実験等のその後の実験の知見に基づいて開発され，そのモデルを用いて実施されたTMI事故のベンチマーク解析及びCORA実験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，各事故シーケンスの評価に適用できる。</p> <p>また，炉心ヒートアップ現象に関し，ジルコニウム-水反応速度に対する感度解析を実施し，影響を確認した。TQUV，大破断LOCAシーケンスともに，炉心熔融開始時刻及び下部プレナムへのリロケーションの開始時刻等の事象進展への影響は小さく，「格納容器過圧・過温破損」及び「原子炉圧力容器外の熔融炉心-冷却材相互作用」の評価指標に与える影響は小さい。また，「高圧溶融物・格納容器雰囲気直接加熱」については，原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力が2.0MPa[gage]を上回ることなく，格納容器破損防止対策の有効性に与える影響はない。「熔融炉心・コンクリート相互作用」については，原子炉圧力容器破損時間への影響が小さく，原子炉圧力容器破損時点で格納容器下部に十分な注水がなされていることから，コンクリート侵食量への影響は小さいと考えられる。「水素燃焼」については，酸素ガスの発生量について崩壊熱を用いた評価を行っており，評価指標に与える影響はない。リロケーションに関する現象については，実機スケールで確認された例が少ない。しかしながら，MAAPコードの解析モデルは，TMI事故やその後の実験等の知見に基づいて開発され，その解析モデルを用いて実施されたTMI事故の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，各事故シーケンスの評価に適用できる。</p>	<p>自然対流冷却の冷却性能等の条件はプラントによって異なることから，水素による性能低下の幅及びその影響程度は，プラント毎に評価を要する。</p> <p>5.1.13 炉心ヒートアップ（燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化，燃料被覆管変形），水素濃度変化</p> <p>炉心ヒートアップ（燃料棒内温度変化，燃料棒表面熱伝達，燃料被覆管酸化，燃料被覆管変形）に関する現象に関しては，実機スケールで確認された例が少ない。しかしながら，MAAPコードのモデルは，TMI事故やその後の実験等の知見に基づいて開発され，そのモデルを用いて実施されたTMI事故の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，各重要事故シーケンスの評価に適用できる。</p> <p>また，炉心ヒートアップ現象に関する感度を確認するために，ジルコニウム-水反応の速度（解析上はジルコニウム-水反応速度の係数）に対し，格納容器破損防止の事象をベースに感度解析により影響を確認した。LOCAシーケンス，SBOシーケンスともに，炉心熔融開始時期への感度は小さく，また，炉心ヒートアップする状態では炉心出口温度は350℃を超過し，炉心損傷を起点とする運転員等操作への影響は小さい。下部プレナムへのリロケーションの開始時間は，SBOシーケンスにおいては，有意に早まる結果であったが，「格納容器過温破損」では炉心熔融開始から原子炉容器破損まで3～4時間あり，原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注水がなされていることから，原子炉格納容器内温度への影響も軽微であり，有効性評価の結果に与える影響はない。また，「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」では，原子炉容器破損時の1次冷却材圧力も2.0MPa[gage]を下回ることから，格納容器破損防止の有効性評価結果の成立性に影響しない。LOCAシーケンスに対しては感度が小さく，「格納容器過圧破損」及び「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」については，1次冷却系保有水量が減少し除熱が悪化することからヒートアップの感度は小さく，原子炉格納容器圧力に対する影響は小さい。「熔融炉心・コンクリート相互作用」については，原子炉容器破損時間への影響が小さく，原子炉下部キャビティへの注水量の影響も小さいため，コンクリート侵食量への影響は小さいと考えられる。「水素燃焼」については，燃料被覆管酸化反応熱の増加を想定して仮想的にジルコニウム-水反応速度の係数を大きくしており，実機の燃料被覆管反応表面積は形状により決まり，有効性評価では，MAAPコードで得られた水素発生量の変化を全炉心内のZrの75%が反応するように補正して評価していることから，有効性評価の結果に与える影響はない。</p> <p>5.1.14 リロケーション</p> <p>リロケーションに関する現象に関しては，実機スケールで確認された例が少ない。しかしながら，MAAPコードのモデルは，TMI事故やその後の実験等の知見に基づいて開発され，そのモデルを用いて実施されたTMI事故の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，各重要事故シーケンスの評価に適用できる。</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（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>また、リロケーションに関する感度を確認するために、炉心ノード崩壊のパラメータに対し、感度解析を行った。TQUV、大破断LOCAシーケンスともに、炉心熔融やリロケーション後の原子炉圧力容器の破損時刻に与える感度は小さく、事象進展への影響は限定的であり、「格納容器過圧・過温破損」及び「原子炉圧力容器外の熔融炉心-冷却材相互作用」の評価指標に与える影響はない。「高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」については、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力は2.0MPa[gage]を上回ることはなく、格納容器破損防止対策の有効性に与える影響はない。「水素燃焼」について、酸素ガスの発生量について崩壊熱を用いた評価を行っており、評価指標に与える影響はない。「熔融炉心・コンクリート相互作用」については、原子炉圧力容器破損時点で格納容器下部に十分な注水がなされていることから、コンクリート侵食量への影響は小さいと考えられる。</p> <p>下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に関する現象に関しては、実機スケールで確認された例が少なく、現象自体に不確かさが大きいと考えられる。しかしながら、MAAPコードの解析モデルは、TMI事故やその後の実験等の知見に基づいて開発され、その解析モデルを用いて実施されたTMI事故の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、MAAPコードによる解析結果は一定の妥当性を有するものと考えられる。また、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、下部プレナムギャップ除熱量に係る係数に対する感度解析を実施し、影響を確認した。原子炉圧力容器破損時刻等の事象進展に大きな相違はないため、不確かさによる原子炉圧力容器破損時刻等の事象進展への影響は小さく、各事故シーケンスの評価指標への影響は小さいと考えられる。</p> <p>5.1.10 原子炉圧力容器内FCI（熔融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達）[原子炉圧力容器（炉心損傷後）]</p> <p>原子炉圧力容器内FCIに影響する項目として、熔融ジェット径、エントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、原子炉圧力容器破損時点での原子炉圧力に対する感度が小さいことを確認した。</p> <p>「高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」では、高圧熔融物放出を防止する観点で、原子炉圧力容器破損時刻とあいまって、原子炉圧力容器内FCIによる原子炉圧力変化が原子炉</p>	<p>また、リロケーションに関する感度を確認するために、燃料ペレットが崩壊する判定条件に対し、格納容器破損防止の事象をベースに感度解析により影響を確認した。SBOシーケンスで炉心熔融やリロケーション後の原子炉容器の破損時刻が有意に早まる結果であったが、「格納容器過温破損」では炉心熔融開始から原子炉容器破損まで3~4時間あり、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注水がなされており、原子炉格納容器内温度への影響も小さく、有効性評価の結果に与える影響はない。「高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」では、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を上回ることはなく、格納容器破損防止対策の成立性に影響しない。LOCAシーケンスに対しては、感度は大きくなく、「格納容器過圧破損」及び「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」については、1次冷却系保有水量が減少し除熱が悪化し、早期にヒートアップするため、リロケーションの感度は小さく、原子炉容器破損時間への影響も小さいため、原子炉格納容器圧力への影響は小さい。「水素燃焼」について、燃料崩壊前の発生量には影響はなく、その後はリロケーションに応じて変化し得るが、有効性評価では、MAAPコードで得られた水素発生量の変化を全炉心内のZrの75%が反応するように補正して評価していることから、有効性評価の結果に与える影響はない。「熔融炉心・コンクリート相互作用」について、原子炉容器破損時点での原子炉下部キャビティへの注水量に大きな差は生じないことから、コンクリート侵食量への影響は小さいと考えられる。</p> <p>5.1.15 原子炉容器内FCI（熔融炉心細粒化、熱伝達）</p> <p>原子炉容器内FCIに影響する項目として「デブリジェット径（炉心部の下部クラストの破損口径）」、「Ricou-Spaldingのエントレインメント係数」及び「デブリ粒子の径」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、1次冷却材圧力の過渡的な変化に対して影響はあるものの、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ことを確認した。</p> <p>「高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」では、高圧熔融物噴出防止の観点で、原子炉容器破損の時期とあいまって、原子炉容器内FCIによる1次冷却材圧力変化が影響すると考え</p>	<p>※PWRは次ページで下部プレナムの熱伝達に関して記載</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（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>圧力容器破損時点での原子炉圧力に影響すると考えられるが、上記のとおり、原子炉圧力容器破損時点での原子炉圧力に対する感度は小さく、2.0MPa[gage]を上回ることではない。</p> <p style="text-align: center;">【参考のため再掲】</p> <p>下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に関する現象に関しては、実機スケールで確認された例が少なく、現象自体に不確かさが大きいと考えられる。しかしながら、MAAPコードの解析モデルは、TMI事故やその後の実験等の知見に基づいて開発され、その解析モデルを用いて実施されたTMI事故の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、MAAPコードによる解析結果は一定の妥当性を有するものと考えられる。また、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、下部プレナムギャップ除熱量に係る係数に対する感度解析を実施し、影響を確認した。原子炉圧力容器破損時刻等の事象進展に大きな相違はないため、不確かさによる原子炉圧力容器破損時刻等の事象進展への影響は小さく、各事故シーケンスの評価指標への影響は小さいと考えられる。</p> <p style="text-align: center;">【参考のため掲載順を入替え】</p> <p>5.1.8 原子炉圧力容器破損 [原子炉圧力容器 (炉心損傷後)]</p> <p>原子炉圧力容器破損に影響する項目として「制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ(しきい値)」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉圧力容器破損時刻が約13分早まることを確認した。ただし、この結果は仮想的な厳しい条件を与えたケースであり、実機における影響は十分小さいと判断され、各事故シーケンスの評価指標への影響は小さいと考えられる。</p> <p>5.1.11 原子炉圧力容器外FCI (熔融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達) [格納容器 (炉心損傷後)]</p> <p>原子炉圧力容器外FCIにおける水蒸気爆発に関しては、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さく、有効性評価においては、水蒸気爆発挙動及びその後の格納容器の動的挙動に関する評価は必須ではなく、各事故シーケンスの評価に対して影響するものではない。</p> <p>原子炉圧力容器外FCIにおける圧カスパイクに関しては、解析モデルでの不確かさがエントレインメント係数及びデブリ粒子径に代表され、感度解析により原子炉圧力容器外FCIに</p>	<p>られるが、上記のとおり、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く、2.0MPa[gage]を上回ることではない。</p> <p>5.1.16 下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達</p> <p>下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に関する現象に関しては、実機スケールで確認された例が少なく、現象自体に不確かさが大きいと考えられる。しかしながら、MAAPコードのモデルは、TMI事故やその後の実験等の知見に基づいて開発され、そのモデルを用いて実施されたTMI事故の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、MAAPコードによる解析結果は一定の妥当性を有するものと考えられる。</p> <p>また、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、下部プレナムギャップ除熱量に係る係数に対する感度解析を実施し、結果への影響を確認した。原子炉容器破損時期等の事象進展に大きな相違はないため、不確かさによる原子炉容器破損時期等の事象進展への影響は小さく、各重要事故シーケンスの評価指標への影響は小さい。</p> <p>5.1.17 原子炉容器破損</p> <p>原子炉容器破損に影響する項目として「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み(しきい値)」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉容器破損時間が5分早まることを確認。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたケースであり、実機解析への影響は小さいと判断される。</p> <p>全交流動力電源喪失を起因とする「格納容器過温破損」及び「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」を対象とした原子炉容器破損モデルに関する感度解析により、原子炉容器破損時刻に大きな感度はなく、各重要事故シーケンスの評価結果への影響は小さい。</p> <p>大破断LOCAを起因とする「格納容器過圧破損」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」、「水素燃焼」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用」では、下部プレナムへの熔融炉心の落下が早く、下部ヘッドの加熱も早く進むことから、上記よりも感度は小さくなり、各重要事故シーケンスの評価結果への影響は小さいと考えられる。</p> <p>5.1.18 原子炉容器外FCI (熔融炉心細粒化、熱伝達)</p> <p>原子炉容器外FCIにおける水蒸気爆発に関しては、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて低く、有効性評価においては、水蒸気爆発挙動及びその後の原子炉格納容器の動的挙動に関する評価は必須ではなく、各重要事故シーケンスの評価指標に対して影響するものではない。</p> <p>原子炉容器外FCIにおける圧カスパイクに関しては、解析モデルでの不確かさが①原子炉下部キャビティ水深、②原子炉容器破損口径、③Ricou-Spaldingモデルのエントレインメント係数及び④デブリ粒子の径に代表され、感度解析により原子炉容器外FCIにより生じる圧カスパ</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>より生じる圧カスパイクへの感度は小さいことを確認しており、「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」の評価指標への影響は小さい。</p> <p>また、MCCI現象への影響の観点で、エントレインメント係数に関して感度解析を実施し、MCCIによるコンクリート侵食量への感度が小さいことを確認した。</p> <p>5.1.12 格納容器下部床面での熔融炉心の拡がり、熔融炉心と格納容器下部プール水との伝熱、熔融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生【格納容器（炉心損傷後）】</p> <p>MCCIに関する種々の実験や解析から得られた知見等に基づき不確かさの要因の分析を行い、MCCI現象への影響の観点で感度解析等の検討を行った。</p> <p>格納容器下部床面での熔融炉心の拡がりについては、関連する実験や評価に関する知見に基づくと、落下した熔融炉心は床上全体に均一に拡がると想定される。ただし、堆積形状の不確かさが想定されるため、個別プラントのベDESTALの形状や事前水張りの深さを踏まえて、拡がりを抑制した感度解析等の取扱いを行うことが適切と考えられる。熔融炉心と格納容器下部プール水との伝熱については、感度解析によりコンクリート侵食量に対して上面熱流束の感度が支配的であることが確認された。上面熱流束を想定される下限値とした場合でも、コンクリート侵食量は22.5cm程度に収まることが確認された。上記の感度解析は、想定される範囲で厳しい条件を与えて感度を見たものであり、不確かさを考慮しても実機でのコンクリート侵食量は、感度解析よりも厳しくなることはないと考えられる。</p> <p>熔融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生はコンクリート侵食量に影響のある重要現象として抽出されるが、コンクリート侵食モデルはACE 実験解析やSURC-4 実験解析により妥当性が確認されており、不確かさは限定されているため適用性を有するものと考えられる。また、実験で確認されている侵食面における侵食の不均一性については、MAAPモデルのベンチマーク解析結果から、実験における侵食のばらつきが、MAAPコードの予測侵食量の20%の範囲内に収まっていることから、上面熱流束の感度に比べて影響が小さいことを確認した。</p> <p>「熔融炉心・コンクリート相互作用」では、上面熱流束を主要因としてコンクリート侵食量の予測に与える不確かさがあり、MAAPで得られた結果に対し、不確かさを考慮することで、格納容器破損防止対策の有効性を確認できる。</p>	<p>イクへの感度は小さいことを確認しており、「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」の評価指標への影響は小さい。</p> <p>また、MCCI現象への影響の観点で、「原子炉下部キャビティ水深」及び「Ricou- Spaldingのエントレインメント係数」に関して、格納容器破損防止の「熔融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行い、MCCIによるコンクリート侵食量への感度が小さいことを確認した。</p> <p>5.1.19 原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり、熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱</p> <p>MCCIに関する種々の実験から得られた知見等に基づき不確かさの要因の分析を行い、MCCI現象への影響の観点で、格納容器破損防止の「熔融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースとした感度解析を行った結果、熔融炉心の拡がり、コンクリート侵食の予測に与える影響が大きいくことを確認した。コンクリート侵食に対して厳しい条件を組み合わせた場合の感度解析結果より得られたコンクリート侵食量を不確かさとして取り扱う。</p> <p>「熔融炉心・コンクリート相互作用」については、MAAPコードで得られた結果に対し、上述の熔融炉心の拡がり面積を主要因としてコンクリート侵食の予測に与える不確かさを考慮することで、格納容器破損防止対策の有効性を確認できる。</p> <p>「水素燃焼」については、上記のコンクリート侵食の予測に与える不確かさを考慮することで、原子炉格納容器内の水素濃度が上昇する傾向となる。なお、コンクリート侵食に伴う水素は、すべてジルコニウムに起因するものである。</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 data-bbox="465 169 725 193">【参考のため掲載順を入替え】</p> <p data-bbox="165 204 1043 261">5.1.9 原子炉圧力容器内F P 挙動 [原子炉圧力容器 (炉心損傷後)], 原子炉格納容器内F P 挙動 [原子炉格納容器 (炉心損傷後)]</p> <p data-bbox="203 272 1043 467">PHEBUS-FP 実験解析において、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されることを確認している。その後の実験解析における燃料破損後のF P 放出開始のタイミング及び放出挙動については、被覆管酸化反応熱を大きく、燃料棒被覆管温度が高めに推移することにより早めに評価する傾向があったが、実験における小規模な炉心体系の模擬に起因していると考えられ、実機体系では、局所的な挙動による影響は相対的に小さくなるため、この種の不確かさは小さく考えられる。なお、最終的なF P 放出割合は実験と同程度となっている。</p> <p data-bbox="203 478 1043 536">ABCOVE 実験解析により、格納容器へ放出されたエアロゾルの沈着挙動について、ほぼ適正に評価できることを確認しており、各事故シーケンスの評価への影響は小さい。</p>	<p data-bbox="1077 204 1536 228">5.1.20 FP 挙動 (1次冷却系内, 原子炉格納容器内)</p> <p data-bbox="1126 239 1962 434">PHEBUS-FP 実験解析において、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されることを確認している。その後の燃料破損後のFP 放出開始のタイミング及び放出挙動については、燃料被覆管酸化反応熱を大きく、燃料被覆管温度が高めに推移することにより早めに評価傾向があったが、小規模な炉心体系の模擬性に起因していると考えられ、実機スケールでは、ノード分割数が多く、この種の不確かさは小さく考えられる。なお、最終的なFP 放出割合は実験と同程度となっている。</p> <p data-bbox="1126 445 1962 502">ABCOVE 実験解析により、原子炉格納容器へ放出されたエアロゾルの沈着挙動について、ほぼ適正に評価できることを確認しており、各重要事故シーケンスの評価への影響は小さい。</p> <p data-bbox="1126 513 1962 740">また、FP が加圧器逃がしタンクを經由して原子炉格納容器に放出される「全交流動力電源喪失+補助給水失敗」を対象として、FP 放出速度を変えた場合の感度解析の影響を確認した。燃料からのFP 放出モデルの不確かさを考慮し、FP 放出率に係る係数を1割低減させた感度解析ケースでは、ベースケースと同様、原子炉格納容器上部区画の希ガス量は、燃料被覆管破損時点から増加し始め、炉心が本格的に熔融するにしたがって急激に増加し、最終的にほぼ同じ量になった。これより、FP 放出速度が1割低減しても、炉心損傷検知判断への影響はほとんどないといえる。</p> <p data-bbox="1126 751 1962 809">これらより MAAP コードのFP 挙動モデルの炉心損傷検知判断に関する不確かさは小さく、有効性評価に適用できるものと判断される。</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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>5.2 不確かさの取り扱いについて（運転操作の観点）</p> <p>有効性評価において、MAAPを適用する事象で仮定する運転操作は、</p> <ul style="list-style-type: none"> ①逃がし安全弁の開弁による原子炉の減圧 ②低圧代替注水系による原子炉への注水 ③格納容器代替スプレイ系による格納容器スプレイ ④格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱 ⑤残留熱除去系による格納容器除熱 ⑥サブプレッション・プール水位制限値到達による格納容器スプレイ停止 ⑦高圧代替注水系による原子炉への注水 ⑧格納容器下部注水系による格納容器下部注水 ⑨外部水源からの総注水量制限到達による格納容器スプレイ停止 <p>である。以下、各運転操作に対するMAAPコードでモデル化されている重要現象の不確かさの影響を整理する。</p>	<p>5.2 不確かさの取扱いについて（運転員等操作の観点）</p> <p>有効性評価において、MAAPコードを適用する事象で仮定する運転員等操作は、</p> <ul style="list-style-type: none"> ①格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却 ②原子炉格納容器スプレイ設備を利用した代替再循環 ③加圧器逃がし弁開放による1次冷却系強制減圧 ④代替設備による格納容器スプレイを用いた格納容器内注水 <p>である。以下、各運転員等操作に対するMAAPコードの不確かさの影響を整理する。</p> <p>5.2.1 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却</p> <p>「原子炉格納容器の除熱機能喪失」及び各格納容器破損モードでは、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力に到達した時点で格納容器再循環ユニットの冷却コイルへの注水を行い、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を開始し、原子炉格納容器内の冷却を行う。ここで、操作時間としては30分を想定する。</p> <p>はじめに、運転員等操作の起因となる原子炉格納容器圧力に影響のある重要現象の不確かさについて、有効性評価への影響を以下に述べる。</p> <p>長期的に原子炉格納容器圧力に影響する重要現象としては、崩壊熱、原子炉格納容器熱水力応答及び原子炉下部キャビティ内熔融炉心の冷却性が挙げられる。</p> <p>崩壊熱については、崩壊熱の不確かさ及び実機運用による変動を考慮した大きめの崩壊熱曲線を使用しており、圧力上昇を早める方向に作用する。また、原子炉格納容器熱水力応答としては、原子炉格納容器圧力を10%程度高く評価する不確かさがあり、圧力上昇が早くなる傾向となる。原子炉下部キャビティ内熔融炉心の冷却性については、クラストが破損し、上面水プールから熔融炉心の冷却が促進され、水蒸気が多く発生する想定としているが、実機スケールではクラストが破損することが報告されており、この想定は妥当といえる。</p> <p>したがって、MAAPコードの評価では、崩壊熱の不確かさと実機運用による変動、及び原子炉格納容器圧力の不確かさによって圧力上昇がわずかに早くなることから、有効性評価における運転員等操作の開始時期は、実現象よりもわずかに早くなるが、原子炉格納容器圧力上昇は緩やかな事象であるため、この影響は小さい。</p> <p>次に、最高使用圧力に到達した時点から、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を開始するまでに、操作時間として30分間を想定しているが、この間の事象の推移に関する影響は、以下のとおりである。</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>5.2.2 低圧代替注水系による原子炉への注水</p> <p>各事故シーケンスに対して、炉心を冷却するために、時間・原子炉水位等のパラメータに応じて低圧代替注水系による注水を適宜実施する。</p> <p>MAAPコードでモデル化されている重要現象の不確かさが本運転操作に与える影響として、「崩壊熱」「沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流」「冷却材放出（臨界流・差圧流）」「炉心ヒートアップ（燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形）」等の不確かさに起因する原子炉水位挙動等の違いが挙げられるが、4章に示した各重要現象に対する感度解析・実験解析の結果から、本運転操作に対して、上記重要現象の不確かさが与える影響は小さいと考えられる。</p> <p style="text-align: center;">【参考のため記載順を入替】</p> <p>5.2.7 高圧代替注水系による原子炉への注水</p> <p>「高圧・低圧注水機能喪失」「崩壊熱除去機能喪失」「LOCA時注水機能喪失」に対して、高圧代替注水系による原子炉への注水を適宜実施する。</p> <p>本運転操作は水位・温度・圧力等の物理パラメータを検知して実施するものではないため、MAAPコードでモデル化されている重要現象の不確かさが本運転操作に与える影響はない。</p>	<p>原子炉格納容器圧力及び温度については、緩やかな変化ではあるものの、前述のとおり、高めに評価される傾向となると考えられる。このため原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍までの余裕が若干減ることとなる。崩壊熱については、崩壊熱の不確かさ及び実機運用による変動を考慮した大きめの崩壊熱曲線を使用しており、冷却材の蒸散を促進するため、原子炉格納容器の圧力上昇を早める方向に作用し、最高使用圧力の2倍までの余裕が減ることとなる。ただし、格納容器内自然対流冷却開始時の原子炉格納容器圧力は、MAAPコードの評価上は実現象よりも高くなるが、格納容器内自然対流冷却の除熱量は温度の上昇分に応じて除熱が大きくなることから、格納容器内自然対流冷却開始後には、解析結果と実機で原子炉格納容器圧力及び温度の相違は小さくなる。</p> <p>以上、MAAPコードによる解析結果は、実機の挙動よりも、原子炉格納容器の圧力上昇を高めに評価することから、有効性評価では、実現象に比べて格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の開始時期が早くなり、運転員等操作期間の事象進展としても、同様な傾向で、原子炉格納容器圧力の上昇は、実際よりも早めと考えられる。</p> <p>5.2.2 原子炉格納容器スプレイ設備を利用した代替再循環</p> <p>「ECCS再循環機能喪失」では、炉心損傷防止策として、原子炉格納容器スプレイ設備を利用した代替再循環の運転員等操作を実施するが、ECCS再循環の失敗を検知してから代替再循環開始までを30分と想定している。</p> <p>運転員等操作開始はECCS再循環の失敗を検知することから事象進展による影響はないが、MAAPコードでは高温側配管の保有水量を多めに見積もる傾向があり、これにより炉心水位を高めに評価し、再循環失敗後の炉心露出に至るまで時間を遅めに見積もる傾向となる。したがって、代替再循環の有効性を確認するためには、MAAPコードによる解析結果に対し、この不確かさを考慮する必要がある。</p> <p>なお、「実用発電原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」では炉心損傷に係る基準として「燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること。」が適用されるが、有効性評価では炉心露出の防止を基準とした評価を実施している。したがって、炉心露出から炉心損傷までに裕度がある。</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 data-bbox="465 169 728 193">【参考のため記載順を入替え】</p> <p data-bbox="165 205 584 229">5.2.1 逃がし安全弁の開弁による原子炉の減圧</p> <p data-bbox="203 237 1048 501">各事故シーケンスに対して、原子炉を減圧するために、時間・原子炉水位・サブプレッション・プール水温等のパラメータに応じて逃がし安全弁の自動開弁操作を適宜実施する。MAAPコードでモデル化されている重要現象の不確かさが本運転操作に与える影響として、「崩壊熱」「沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流」「冷却材放出（臨界流・差圧流）」「炉心ヒートアップ（燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形）」等の不確かさに起因する原子炉水位挙動・サブプレッション・プール水温挙動の違いが挙げられるが、4章に示した各重要現象に対する感度解析・実験解析の結果から、本運転操作に対して、上記重要現象の不確かさが与える影響は小さいと考えられる。</p> <p data-bbox="165 544 624 568">5.2.4 格納容器圧力逃がし装置による格納容器除熱</p> <p data-bbox="203 576 1048 772">各事故シーケンスに対して、格納容器から除熱するために、格納容器圧力が限界圧力等の設定値に到達した時点で格納容器圧力逃がし装置によるベントを適宜実施する。 MAAPコードでモデル化されている重要現象の不確かさが本運転操作に与える影響として、「崩壊熱」「構造材との熱伝達及び内部熱伝導」等の不確かさに起因する格納容器圧力設定値到達時間の違いが挙げられるが、4章に示した各重要現象に対する感度解析・実験解析の結果から、本運転操作に対して、上記重要現象の不確かさが与える影響は小さいと考えられる。</p>	<p data-bbox="1077 205 1554 229">5.2.3 加圧器逃がし弁開放による1次冷却系強制減圧</p> <p data-bbox="1115 237 1960 296">加圧器逃がし弁開放による1次冷却系強制減圧は、炉心損傷検知後、1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]以上の場合に実施し、操作時間としては10分を想定する。</p> <p data-bbox="1115 304 1960 363">はじめに、運転員等操作の起因となる1次冷却材圧力及び炉心溶解に影響のある重要現象の不確かさについて、有効性評価への影響を以下に述べる。</p> <p data-bbox="1115 371 1960 467">1次冷却材圧力の条件（2.0MPa[gage]以上）については、1次冷却系の破断を伴わない場合、炉心溶解時点では、大幅に高い圧力が維持された状態となることから、1次冷却材圧力挙動に多少の不確かさが生じる場合においても、有効性評価結果に影響はない。</p> <p data-bbox="1115 475 1960 534">炉心損傷の検知については、炉心損傷は、炉心出口温度350℃かつ原子炉格納容器内高レンジエリアモニタ100Sv/hによって判定する。</p> <p data-bbox="1115 542 1960 636">炉心出口温度については、炉心が露出してヒートアップする状態では、炉心出口温度は既に350℃を超過していると考えられ、解析結果と実機とで条件が大きく異なることはないと考えられる。</p> <p data-bbox="1115 644 1960 703">原子炉格納容器内高レンジエリアモニタ100Sv/hについては、想定する重要事故シーケンスにより、成立する時刻が異なる。</p> <p data-bbox="1115 711 1960 943">1次冷却系の破断を伴う場合（LOCAの場合）、燃料から放出された希ガスFPは、沈着することなく水蒸気とともに輸送され、1次冷却系の破断口から直接原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器上部区画（高レンジエリアモニタ位置）には早期に到達することから、FPの移動に伴う炉心溶解の判断の遅れはない。なお、MAAPコードの解析において希ガスは炉内保有水量のほぼ全量が原子炉格納容器内に放出されるが、参考1に示すように、NUREG-1465におけるソースターム評価結果と同等なことが確認されている。したがって、事象進展に応じて放出される希ガス放出量には妥当性があると考えられる。</p> <p data-bbox="1115 951 1960 1150">一方、1次冷却系開口部の小さい重要事故シーケンス（全交流動力電源喪失+補助給水失敗）でも希ガスは沈着することなく水蒸気とともに輸送され、加圧器逃がしタンクを経由して原子炉格納容器内に放出される。炉心溶解開始時点で加圧器逃がしタンクのラプチャディスクは破損しているため、輸送時間としてはLOCAの場合と同様に早期に上部区画での線量率が急速に増大する。したがって、1次冷却系開口部の小さい重要事故シーケンスにおいても、FPの移動に伴う炉心溶解の判断の遅れは小さい。</p> <p data-bbox="1115 1158 1960 1390">MAAPコードの解析では、炉心溶解開始時期は炉心最高温度が2,500Kに到達した時点として評価している。炉心最高温度が2,500Kを超えている状況では、実現象においても炉心出口温度は350℃を超えていると想定される。一方、炉心最高温度が2,500Kを超えた後は、ベレット内部の希ガスは高温の領域から段階的に放出されることになるため、実現象においてエリアモニタ指示が100Sv/hに達する時期には不確かさはあるものの、エリアモニタ指示の急速な上昇とあいまって、炉心溶解の兆候は遅滞なく検知可能と考えられる。FP挙動モデルの妥当性確認においても、実験と同様にジルコニウム-水反応の開始近傍でFPが原子炉格納容器に放出されること</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（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>5.2.3 格納容器代替スプレイ系による格納容器スプレイ</p> <p>各事故シーケンスに対して、格納容器雰囲気冷却のために、格納容器圧力あるいは格納容器温度が設定値に到達した時点で格納容器代替スプレイ系による格納容器スプレイを適宜実施する。MAAPコードでモデル化されている重要現象の不確かさが本運転操作に与える影響として、「崩壊熱」「冷却材放出（臨界流・差圧流）」「構造材との熱伝達及び内部熱伝導」「炉心ヒートアップ（燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形）」「リロケーション」等の不確かさに起因する格納容器圧力あるいは格納容器温度の設定値到達時間の違いが挙げられるが、4章に示した各重要現象に対する感度解析・実験解析の結果から、本運転操作に対して、上記重要現象の不確かさが与える影響は小さいと考えられる。</p> <p>5.2.5 残留熱除去系による格納容器除熱</p> <p>「高圧注水・減圧機能喪失」「崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）」シーケンスに対して、時間・原子炉水位等のパラメータに応じて残留熱除去系等による格納容器除熱を実施する。</p> <p>MAAPコードでモデル化されている重要現象の不確かさが本運転操作に与える影響として、「崩壊熱」「沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流」「炉心ヒートアップ（燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形）」等の不確かさに起因する原子炉水位挙動の違いが挙げられるが、4章に示した各重要現象に対する感度解析・実験解析の結果から、本運転操作に対して、上記重要現象の不確かさが与える影響は小さいと考えられる。</p>	<p>が評価できている。また、FPが加圧器逃がシタンクを経由するケースにおいてFP放出速度を低減させた場合の感度解析結果でも炉心損傷検知の遅れは考えにくいと判断される。</p> <p>以上から、炉心損傷の検知に関しては、MAAPコード解析により実現現象に見合った概ね妥当な結果が得られると言える。</p> <p>次に、炉心損傷を検知した時点から、1次冷却系強制減圧を開始するまでに、操作時間として10分間を想定しているが、この間の事象の推移に関する影響は、以下のとおりである。</p> <p>1次冷却材圧力については、加圧器安全弁による蒸気放出が継続しており、実機においても同様の状態である。また、大きめの崩壊熱を設定していることで、炉心溶融及びリロケーションの進展が早くなるが、その状態で1次冷却系が高圧条件での原子炉容器破損を防止することが確認できれば、その結果は実機にも適用できると考える。</p> <p>5.2.4 代替設備による格納容器スプレイを用いた格納容器内注水</p> <p>代替設備による格納容器スプレイを用いた格納容器内注水は、炉心損傷の検知を起因とし、操作時間として30分を想定する。</p> <p>炉心損傷の検知への不確かさによる影響は、5.2.3と同様であり、操作時間中の事象の進展への不確かさの影響としては、原子炉格納容器内注水を開始するまでの30分間で炉心出口温度は引き続き350℃を超過し、炉心から原子炉格納容器へ放出される希ガスは増大すると評価され、実現現象でも同様の状態となることから、運転員等操作への影響はない。</p> <p>以上から、炉心損傷の検知に関しては、MAAPコード解析により実現現象に見合った概ね妥当な結果が得られると言える。</p> <p>次に、炉心損傷を検知した時点から、原子炉格納容器内注水を開始するまでに、操作時間として30分間を想定しているが、この間の事象の推移に関する影響は、以下のとおりである。</p> <p>炉心溶融進展としては、MAAPコードのモデルは、TMI事故やその後の実験等による知見を基に開発され、TMI事故の再現性を有していることから一定の妥当性を有しており、実機解析でもそれに準じた炉心溶融進展挙動が得られるものと判断する。ただし、大きめの崩壊熱を設定していることで、炉心溶融進展は、解析の方がやや早くなる傾向がある。</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>5.2.6 サプレッション・プール水位制限値到達による格納容器スプレイ停止</p> <p>各事故シーケンスに対して、サプレッション・プール水位が制限値まで到達した場合に格納容器スプレイを停止させる。</p> <p>MAAPコードでモデル化されている重要現象の不確かさが本運転操作に与える影響として、「崩壊熱」「冷却材放出（臨界流・差圧流）」「構造材との熱伝達及び内部熱伝導」「炉心ヒートアップ（燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形）」「リロケーション」等の不確かさに起因するサプレッション・プール水位の設定値到達時間の違いが挙げられるが、4章に示した各重要現象に対する感度解析・実験解析の結果から、本運転操作に対して、上記重要現象の不確かさが与える影響は小さいと考えられる。</p> <p>5.2.8 格納容器下部注水系による格納容器下部注水</p> <p>熔融炉心・コンクリート相互作用を緩和するために、熔融炉心の下部プレナムへのリロケーション後、原子炉圧力容器下鏡温度が設定値に到達した場合に格納容器下部注水系による格納容器下部注水を実施する。</p> <p>MAAPコードでモデル化されている重要現象の不確かさが本運転操作に与える影響として、「炉心ヒートアップ（燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形）」「リロケーション」「下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達」等の不確かさに起因する原子炉圧力容器下鏡温度の設定値到達時間の違いが挙げられるが、4章に示した各重要現象に対する感度解析・実験解析の結果から、本運転操作に対して、上記重要現象の不確かさが与える影響は小さいと考えられる。</p> <p>5.2.9 外部水源からの総注水量制限到達による格納容器スプレイ停止</p> <p>「格納容器過圧・過温破損」では、外部水源からの総注水量制限到達により格納容器スプレイを停止させる。格納容器スプレイ停止後には、格納容器圧力が限界圧力等の設定値に達した時点で格納容器圧力逃がし装置によるベントを実施する。</p> <p>MAAPコードでモデル化されている重要現象の不確かさが本運転操作に与える影響として、「崩壊熱」「冷却材放出（臨界流・差圧流）」「構造材との熱伝達及び内部熱伝導」「炉心ヒートアップ（燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形）」「リロケーション」等の不確かさに起因する外部水源からの注水開始時間・総注水量制限到達時間の違いが挙げられる。総注水制限に到達する時間が早ければ（遅ければ）、格納容器スプレイの停止が早く（遅く）なると考えられるが、格納容器除熱に寄与する注水量の総量に変化はなく、長期的な格納容器圧力挙動の観点では影響が小さいと考えられる。したがって、本運転操作に対して、上記重要現象の不確かさが与える影響は小さいと考えられる。</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

表 5-1 重要現象の不確かさの有効性評価解析への影響の整理 (1/9)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
炉心(核)	崩壊熱	炉心モデル(原子炉出力及び崩壊熱) (3.3.2(2))	○入力値に含まれる。	○有効性評価では、大きめの崩壊熱を使用することから、いずれの事象についても厳しい結果を与えるもの、重大事故等対策の有効性の判断には影響しない。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル(炉心熱水力モデル) (3.3.2(3)) 溶融炉心の挙動モデル(炉心ヒートアップ) (3.3.6(1))	○TMI事故解析における炉心ヒートアップ時の水蒸気発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI事故分析結果と良く一致することを確認した。 ○ORA実験解析における、燃料被覆管、制御棒及びチャナネルボックスの温度変化について、測定データと良く一致することを確認した。 ○炉心ヒートアップ速度の増加(被覆管酸化の促進)を想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響を確認した(DWR6 Mark-I改良型格納容器アララント対象)。 ・TQIV、大破断LOCAシナシナシとも一致する。 ・炉心溶融の開始時刻への影響は小さい。 ・下部プレナムへのリロケーション開始時刻は、ほぼ変化しない。	○TMI事故の再現性を確認しており、炉心ヒートアップに係る基本的なモデルについては妥当性があると思われる。○感度解析では、下部プレナムへのリロケーションの開始時刻等の事象進展への影響は小さい。 ○「格納容器過圧・過温破損」及び「原子炉圧力容器外側の溶融炉心-冷却材相互作用」の評価指標に与える影響は小さい。 ○「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」については、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力が2.0MPa(gage)を上回ることはなく、格納容器破損防止対策の有効性に与える影響はない。 ○「溶融炉心・コンクリート相互作用」については、原子炉圧力容器破損時間への影響は小さく、コンクリート侵食量への影響は小さいと考えられる。 ○「水素燃焼」については、酸素ガスの発生量について前編を用いた評価を行っており、評価指標に与える影響はない。
炉心(燃料)	燃料被覆管酸化	燃料被覆管酸化		
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達		

表 5.2-1 重要現象の不確かさの有効性評価解析への影響の整理 (1/7)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
崩壊熱	崩壊熱	炉心モデル(原子炉出力及び崩壊熱) (3.3.2(2))	○入力値に含まれる。	○有効性評価では、崩壊熱の不確かさ及び実機運用による変動を考慮した大きめの崩壊熱曲線を使用することから、いずれの事象についても厳しい結果を与えるもの、重大事故等対策の有効性の判断には影響しない。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル(炉心熱水力モデル) (3.3.2(3)) 溶融炉心挙動モデル(炉心ヒートアップ) (3.3.7(1))	○TMI事故解析における炉心ヒートアップ時の水蒸気発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI事故分析結果と一致することを確認した。 ○炉心ヒートアップ速度(燃料被覆管酸化が促進される場合)が早まることを想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響を確認した(代表例として)。 ・SBO、LOCAシナシナシともに、運転員等操作の起点となる炉心溶融の開始時刻には影響は小さい。 ・下部プレナムへのリロケーションの開始時刻は、SBOシナシナシでは約14分早まる。LOCAシナシでは約30秒早まる。	○TMI事故の再現性を確認しており、炉心ヒートアップに係る基本的なモデルについては、妥当性があると判断でき、各重要事故シナシの評価に適用できる。 ○感度解析では炉心溶融の時刻に対する感度は小さく、炉心ヒートアップする状態では炉心出口温度は350℃を超えず、炉心損傷を起点とする運転員等操作への影響は小さい。 ○同じく感度解析では、下部プレナムへのリロケーションの開始時刻は、SBOシナシで有意に早まる結果であったが、「格納容器過温破損」では炉心溶融開始から原子炉圧力容器破損まで3~4時間あり、原子炉圧力容器破損時点より原子炉圧力容器破損後十分な注水がなされており、原子炉圧力容器内温度への影響も軽微であり、有効性評価の結果に与える影響は小さい。「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」では、原子炉圧力容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa(gage)を上回ることはなく、格納容器破損防止対策の成立性に影響しない。 ○LOCAシナシに対しては感度が小さく、「格納容器過圧破損」及び「原子炉圧力容器外側の溶融炉心-冷却材相互作用」については、1次冷却材保有水量が減少し溶融が進行することからヒートアップの感度は小さく、原子炉圧力容器破損時間への影響も小さいため、原子炉圧力容器破損に対する影響は小さい。「溶融炉心・コンクリート相互作用」については、原子炉圧力容器破損時間への影響も小さく、原子炉下部プレナムへの注水の影響も小さいため、コンクリート侵食量への影響は小さい。「水素燃焼」については、燃料被覆管酸化反応の増加を想定して仮想的にジルコニウム-水反応速度の係数を大きくしており、実機の燃料被覆管反応表面積は形状により決まり、有効性評価では、MAAPコードで得られた水素発生量の変化を全炉心内の2/3の75%の反果に与える影響はない。
炉心	燃料被覆管酸化	燃料被覆管酸化		
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達		

相違理由

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

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

表 5-1 重要現象の不確かさの有効性評価解析への影響の整理 (2/9)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
炉心 (熱減動)	沸騰・ポイド率変化	炉心モデル(炉心水位計算モデル) (3.3.2(4))	○TIQXシーナランス及び中小密閉 LOCA シークスに対して、MAP コードと SAFER コードの比較を行い、以下の傾向を確認した。 ・MAP コードでは SAFER コードで考慮している CFTL を取り扱っていないこと等から水位変化に差異が生じたものの水位低下幅は MAP コードの方が保守的であり、その後の注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は両コードで同等である。	○炉心水位に関し、炉心炉圧力容器内運動をより精緻に評価可能な SAFER コードとの比較において、その運動の差異は小さく、MAP コードでは炉心炉圧力容器内運動を含めた全体運動を適正に評価していると判断できる。
	気液分離(水位変化)・対向流	炉心炉圧力容器モデル(破断流モデル) (3.3.3(3))	○炉心及び上部プレナム領域のポイド率について上部プレナム領域ではやや過小評価するものの、両コードでほぼ同等である。 ①炉心及び上部プレナム領域のポイド率について上部プレナム領域ではやや過小評価するものの、両コードでほぼ同等である。 ②高温側配管領域(水平部から蒸気発生器伝熱管の直直部まで)の保有水量を多めに評価する。 ③蒸気発生器伝熱管への液相流入が少なく、2次側からの伝熱により発生した蒸気による1次側の圧力損失の増加(いわゆる「スターナムハイディング効果’)が小さいことが高温側配管領域の液相分布に影響するが、②項に含まれる。	○設計値に基づき流量が適正に計算されており、有効性評価への適用性に関する問題はなく、重大事故等対策の有効性の判断には影響しない。
(蒸気し安全弁含む) 炉心炉圧力容器	冷却材放出(臨界流・差圧流)	炉心炉圧力容器モデル(破断流モデル) (3.3.3(3))	○速がし安全弁からの流量は、設計値に基づいて計算される。	○設計値に基づいて注入特性を与え、冷却材に対する保守的な条件となるよう設定されており、いずれの事象についても厳しい結果を与えるものの、重大事故等対策の有効性の判断には影響しない。
	ECS 注水(給水系・代管注水設備含む)	安全系モデル(非常用炉心冷却系) (3.3.5(1)) 安全系モデル(代管注水設備) (3.3.5(4))	○入力値に含まれる。	○設計値に基づいて注入特性を与え、冷却材に対する保守的な条件となるよう設定されており、いずれの事象についても厳しい結果を与えるものの、重大事故等対策の有効性の判断には影響しない。

表 5.2-1 重要現象の不確かさの有効性評価解析への影響の整理 (2/7)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
炉心	沸騰・ポイド率変化	炉心モデル(炉心水位計算モデル) (3.3.2(4))	○「ECS 再循環機能喪失」について、MAP コードと M-RELAP5 コードの比較から、以下により炉心露出までの時間を長く評価する傾向があることを確認した。 ①炉心及び上部プレナム領域のポイド率について上部プレナム領域ではやや過小評価するものの、両コードでほぼ同等である。 ②高温側配管領域(水平部から蒸気発生器伝熱管の直直部まで)の保有水量を多めに評価する。 ③蒸気発生器伝熱管への液相流入が少なく、2次側からの伝熱により発生した蒸気による1次側の圧力損失の増加(いわゆる「スターナムハイディング効果’)が小さいことが高温側配管領域の液相分布に影響するが、②項に含まれる。	○「ECS 再循環機能喪失」では、炉心露出までの時間を長く評価する不確かさがあり、この時間を基盤時間として考慮することで ECS 再循環機能喪失に係る炉心損傷防止対策の有効性を確認できる。
	気液分離(炉心水位)・対向流	1次冷却系モデル(1次冷却系の熱水力モデル) (3.3.3(2))	○また、1次冷却系の保有水量を多めに評価して、炉心炉圧力容器圧力を低めに評価するが、両コードの計算結果から得られる放出エネルギーの差はわずかなものである。 ○比較に用いた M-RELAP5 コードについては、MAP コードの計算結果を境界条件に用いることが解析結果に与える影響は軽微であること、ECS 再循環機能喪失後の炉心露出予測について非保守的な傾向とはならないことを確認している。 ○以上より、MAP コードが高温側配管の保有水量を多めに評価することに伴い炉心露出までの時間を長く評価する傾向を、不確かさとして取り扱い、その影響程度はプラント毎に評価をする。	○「炉心炉圧力容器の除熱機能喪失」では、ECS は注入モード及び再循環モードとも成功し、LOCA 後の再冠水以降では炉心は冠水しており、炉心冷却の観点からは影響はないと考えられる。一方、炉心炉圧力容器圧力及び温度については、ピーク値に到達する時間が早く(事故後8時間以上)、放出エネルギー一種算値が大きいため、1次冷却系保有水量が多めに評価される影響は軽微である。 ○「格納容器過圧破損」、「炉心炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」、「水素燃焼」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、高温側配管破断を想定し、上部プレナム、高温側配管及び蒸気発生器1次側の冷却材放出され、水位が形成されないことから、炉心水位計算に係る不確かさは影響しない。 ○「格納容器過圧破損」及び「高温溶融物放出/格納容器外炉心直接加熱」では、炉心損傷前は加圧器安全弁からの冷却材流出が支配的となり、早期に上部プレナム、高温側配管は蒸気凝縮により、MAP コードの炉心水位計算に係る不確かさは影響しない。
1次冷却系	構造材との熱伝達	1次冷却系モデル(1次冷却系破損モデル) (3.3.3(4))	○入力値に含まれる。	○有効性評価の結果に影響しない。
	ECS 強制注入	安全系モデル(ECS) (3.3.6(1))	○入力値に含まれる。	○強制注入系特性は、解析では評価目的に応じた作動圧力や流量を入力する。
加圧器	ECS 蓄圧タンク注	安全系モデル(蓄圧タンク) (3.3.6(2))	○注入特性の不確かさは入力値に含まれる。 ○感度解析により流動抵抗(圧力損失)の感度が小さいことを確認した。	○注入系特性は、解析では評価目的に応じた作動圧力や流量を入力する。 ○流動抵抗(圧力損失)の感度は小さく、有効性評価解析への影響はほとんどない。
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	1次冷却系モデル(加圧器モデル) (3.3.3(3))	○TMI 事故解析より、Henry-Fauske モデルを用いた加圧器逃がし弁からの放出量を適正に評価することを確認した。	○加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価を行っており、有効性評価解析への影響はほとんどない。

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

表 5-1 重要現象の不確かさの有効性評価解析への影響の整理 (3/9)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
原子炉格納容器	格納容器各種成間の流動	格納容器モデル(格納容器の熱水カモデル) (3.3.4(2))	<p>○HDR 実験解析では、格納容器圧力及び温度について、温度成層化を含めて傾向を良く再現できていることを確認した。格納容器温度を十数℃程度高め、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されたが、実験体系に起因するものと考えられ、実験体系においてはこの種の不確かさは小さくなるものと考えられる。また、非凝縮性ガス濃度の挙動についても、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。</p>	<p>○短期的な応答として雰囲気からヒートシンクへの伝熱が過小に予測されている可能性が示唆されていることから、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を実際の挙動よりも大きめに評価する可能性は小さくなる。実験体系においてはこの種の不確かさは小さくなく、と考えられ、各事故シナリオの評価指標への影響は小さい。</p>
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	安全系モデル(格納容器スプレイ) (3.3.5(2)) 安全系モデル(代替注水設備) (3.3.5(4))	<p>○入力値に含まれる。 ○スプレイの水漏温度は短時間で雰囲気温度と平衡に至ることから伝熱モデルの不確かさはない。</p>	<p>○設計値に基づいて注入特性を与えることで、冷却に対して保守的な条件となるよう設定されており、いずれの事象についても厳しい結果を与えるもの、重大事故等対策の有効性の判断には影響しない。</p>
	気液界面の熱伝達			
	スプレイ冷却			

表 5.2-1 重要現象の不確かさの有効性評価解析への影響の整理 (3/7)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	蒸気発生器モデル (3.3.4)	<p>○MB-2 実験解析より、1次冷却系から2次冷却系への熱伝達を適正に評価することを確認した。ただし、2次冷却系からの液相放出がある場合、伝熱量を過大評価する傾向を確認した。</p>	<p>○有効性評価においては、2次冷却系からの液相放出が生じないため、1次冷却系から2次冷却系への熱伝達を適正に評価する。</p>
	冷却材放出(臨界流・差圧流)・ドライアウト		<p>○MB-2 実験解析より、蒸気放出の場合、放出質量流量を適正に評価することを確認した。液相放出の場合、過大評価する傾向を確認した。</p>	<p>○有効性評価においては、2次冷却系からの液相放出が生じないため、2次冷却系からの熱蒸気放出を適正に評価する。</p>
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動(蒸気、非凝縮性ガス)	原子炉格納容器モデル(原子炉格納容器の熱水カモデル) (3.3.6(3))	<p>○HDR 実験解析及びGTF 実験解析の結果より以下を確認した。 ・原子炉格納容器内温度：十数℃程度高めに評価 ・原子炉格納容器圧力：1割程度高めに評価 ○なお、HDR 実験は、凝縮格納容器と無い位置での水蒸気注入という特徴があり、区内PWRの場合、上記の不確かさは小さくなる方向と判断される。</p>	<p>○有効性評価においては、2次冷却系からの液相放出が生じないため、ダウンカマ水位、伝熱部コララス水位を適正に評価する。 ○有効性評価においては、2次冷却系からの液相放出が生じないため、ダウンカマ水位、伝熱部コララス水位を適正に評価する。</p>
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	安全系モデル(格納容器スプレイ) (3.3.5(2)) 安全系モデル(代替注水設備) (3.3.5(4))	<p>○入力値に含まれる。 ○スプレイの水漏温度は短時間で雰囲気温度と平衡に至ることから伝熱モデルの不確かさはない。</p>	<p>○設計値に基づいて注入特性を与えることで、冷却に対して保守的な条件となるよう設定されており、いずれの事象についても厳しい結果を与えるもの、重大事故等対策の有効性の判断には影響しない。</p>
	区画間・区画内の流動(液体)			
	スプレイ注入			
	水素濃度変化	安全系モデル(格納容器スプレイモデル) (3.3.6(3)) 原子炉格納容器モデル(水素発生) (3.3.5(4))	<p>○原子炉格納容器の形状(流動高底蓋や堰高さ)に基づき静水頭による流動が主であり、不確かさは小さいと判断される。 ○入力値に含まれる。</p>	<p>○また、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の操作時刻を早めに見積もる傾向があるが、原子炉格納容器圧力上昇は緩慢であるため、影響は小さいと考えられる。 ○有効性評価の結果に影響しない。</p>

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

表 5-1 重要現象の不確かさの有効性評価解析への影響の整理 (4/9)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
原子炉格納容器	放射線水分解等による水蒸気・酸素ガスの発生	-	<ul style="list-style-type: none"> ○窒素置換による格納容器雰囲気の不活性化が行われており、酸素ガスの発生は水の放射線分解に起因する。 	<ul style="list-style-type: none"> ○窒素置換により酸素ガス発生は水の放射線分解に起因するが、電力共通研究の実験結果⁽¹⁰⁾に基づいたG値を用いている。 ○酸素濃度の判断基準として水蒸気濃度を除くドライ条件において確認することにより保守性を与えている。 ○「水素燃焼」に対する有効性評価では、これらの保守的な設定により、不確かさが与える影響はない。
	格納容器ベント	格納容器モデル(原子炉格納容器の熱水力モデル)(3.3.4(2))	<ul style="list-style-type: none"> ○入力値に含まれる。 ○MAAPコードでは格納容器ベントについては、設計流量に基づいて管路面積を入力値として与え、格納容器各領域間の流動と同様の計算方法が用いられている。 	<ul style="list-style-type: none"> ○格納容器の熱水力モデルについて、適用性に問題はなく、重大事故等対策の有効性の判断には影響しない。
	サブプレッション・プーアル冷却	安全系モデル(非常用炉心冷却系)(3.3.5(1))	<ul style="list-style-type: none"> ○入力値に含まれる。 	<ul style="list-style-type: none"> ○設計値に基づいて冷却特性を与えることで、冷却に対する保守的な条件となるよう設定されており、いずれの事象についても厳しい結果を与えないもの、重大事故等対策の有効性の判断には影響しない。

表 5.2-1 重要現象の不確かさの有効性評価解析への影響の整理 (4/7)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
原子炉格納容器	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	格納容器再循環ユニットモデル(3.3.6(5))	<ul style="list-style-type: none"> ○格納容器再循環ユニットの除熱性能に関する不確かさは入力値に含まれる。 ○水素が生成した状態(ドラッグ)では、除熱量が約7%、流速で約10%の性能低下が見込まれ、感度解析による影響評価の結果、原子炉格納容器圧力を0.016MPa、温度を2℃程度までに抑制することを確認した。水素による性能低下の影響は、原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍及び原子炉格納容器内温度200℃に対する余裕に比べて1桁程度小さい。 ○上記結果は代表3ループアラートの場合であり、各格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の冷却性能等の条件はアラートによって異なることから、水素による性能低下の幅及びその影響程度はアラート値を要する。 	<ul style="list-style-type: none"> ○「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、水素発生がないことから影響しない。 ○「格納容器通過破損」及び「格納容器通過破損」では、水素の発生があり、格納容器再循環ユニットでの除熱量は水素濃度に応じて低下するため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果よりも高めに推移する傾向となる。
	リロケーション	溶融炉心挙動モデル(リロケーション)(3.3.7(2))	<ul style="list-style-type: none"> ○TMI事故解析における炉心損傷挙動について、TMI事故分析結果と一致することを確認した。 ○リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認した。(代表4ループアラートを例とした)。 ・下部アレナムへのリロケーション後の原子炉容器の破損時刻は、SBOシークエンスの場合約26分、LOCAシークエンスの場合約3分、それぞれ早まる。ただし、仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。 	<ul style="list-style-type: none"> ○TMI事故の再現性を確認し、リロケーションに係る基本的なモデルについては妥当性があると判断でき、各重要事故シークエンスの評価に運用できる。 ○感度解析では、SBOシークエンスで炉心溶融やリロケーション後の原子炉容器の破損時刻が有意に早まる結果であったが、「格納容器通過破損」では炉心溶融開始から原子炉容器破損まで3~4時間あり、原子炉容器破損時点を原子炉下部キャビティに十分な注水がなされおいており、原子炉格納容器内温度への影響も小さく、有効性評価の結果に与える影響はない。「格納容器通過破損」は、原子炉格納容器破損防止対策の成立性に影響しない。 ○LOCAシークエンスに対しては、感度は大きくなく、「格納容器通過破損」及び「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」については、1次冷却系(保水重が減少し)除熱が悪化し、早期にヒートアップするため、リロケーションの感度は小さく、原子炉容器破損時間への影響も小さいため、原子炉格納容器圧力への影響は小さい。「水素燃焼」について、炉心崩壊前の水素発生量には影響はなく、その後はリロケーションに応じて変化し得るが、有効性評価では、MAAPコードで得られた水素発生量の変化を全炉心内のZrの75%が反応するように補正して評価していることから、有効性評価の結果に与える影響はない。「溶融炉心・コンクリート相互作用」については、原子炉容器破損時間への影響が小さく、原子炉下部キャビティへの注水量の影響も小さいため、コンクリート侵食量に対する影響は小さい。

相違理由

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

表 5-1 重要現象の不確かさの有効性評価解析への影響の整理 (5/9)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
原子炉圧力容器 (炉心損傷後) (通がし安全を含む)	リロケーション	溶融炉心の挙動モデル (リロケーション) (3.3.6(2))	溶融炉心における炉心領域での溶融進展状態について、事故分析結果と良く一致することを確認した。 ○リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心ノード領域のパラメータを低下させた感度解析により影響を評価した (DWR5 Mark I 改良型格納容器プラント対象)。 ○TRUV、水破断 LOCA シーンケースともに、炉心溶融時刻、原子炉圧力容器の破損時刻への影響が小さいことを確認した。	○炉心損傷挙動について、実機に対する妥当性が確認されており、有効性評価への適用性に問題はない。 ○感度解析では、下部プレナムへのリロケーションの開始時刻等の現象進展への影響は小さい。 ○「格納容器過圧・過温破損」及び「原子炉圧力容器外の溶融炉心-冷却材相互作用」の評価指標に与える影響はない。 ○「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」については、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力が 2.0MPa [gage] を上回ることはない。格納容器破損防止対策の有効性に与える影響はない。 ○「溶融炉心・コンクリート相互作用」については、原子炉圧力容器破損時間への影響が小さく、コンクリート侵食量への影響は小さいと考えられる。 ○「水素燃焼」については、燃焼ガスの発生量について評価を行ったしており、評価指標に与える影響はない。
	構造材との熱伝達	原子炉圧力容器内 FCI (溶融炉心細粒化)	溶融炉心の挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心の挙動) (3.3.6(3))	○原子炉圧力容器内 FCI に影響する項目として、溶融ジェット径、エントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、原子炉圧力容器破損時点での原子炉圧力に対する感度が小さいことを確認した。
原子炉圧力容器 (炉心損傷後)	原子炉圧力容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動) (3.3.7(3))	○原子炉圧力容器内 FCI に影響する項目として「デブリジェット径 (炉心部の下部クラスタの破損口径)」、 「Ricoeur-Spalding のエントレインメント係数」及び「デブリ粒子径」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、1次冷却材圧力の過渡的な変化に対して影響はあるものの、原子炉圧力容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度は小さいことを確認した。 ○TMI 事故解析における下部ヘッドの温度挙動について TMI 事故分析結果と一致することを確認した。 ○下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、原子炉圧力容器破損時刻及び破損時刻に対して感度が小さいことを確認した。また、「溶融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、1次冷却材圧力及び原子炉圧力容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認した (代表 4 ループプラントを例とした)。	○「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」では、高圧溶融物放出を防止する観点で、原子炉圧力容器破損の時期とあいまって、原子炉圧力容器内 FCI に与える原子炉圧力変化が影響すると考えられるが、圧配の、左記のとおり、原子炉圧力容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度は小さく、2.0MPa [gage] を上回ることはない。
原子炉圧力容器 (炉心損傷後)	下部プレナムでの熱伝達	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動) (3.3.7(3))	○TMI 事故の再現性を確認しており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る基本的なモデルについては、一定の妥当性を有すると判断でき、各重要事故シナリオの解析に適用できる。 ○感度解析では、原子炉圧力容器破損時刻等の現象進展への影響は小さく、各重要事故シナリオの解析結果への影響は小さい。	○「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」では、高圧溶融物放出を防止する観点で、原子炉圧力容器破損の時期とあいまって、原子炉圧力容器内 FCI に与える原子炉圧力変化が影響すると考えられるが、圧配の、左記のとおり、原子炉圧力容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度は小さく、2.0MPa [gage] を上回ることはない。
原子炉圧力容器 (炉心損傷後)	原子炉圧力容器破損、溶融	溶融炉心挙動モデル (原子炉圧力容器破損モデル) (3.3.7(4))	○原子炉圧力容器破損に影響する項目として「封入用案内管接合部の破損判定に用いる最大空み (しきい値)」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉圧力容器破損時間が5分早まることを確認した。ただし、仮想的な新しい条件を与えたケースであり、実機解析への影響は小さいと判断される。	○全交流動力電源喪失を起因とする「格納容器過温破損」及び「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」を対策とした原子炉圧力容器破損モデルに関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時刻に大きな感度はなく、各重要事故シナリオの解析結果への影響は小さい。 ○水破断 LOCA を起因とする「格納容器過温破損」(原子炉圧力容器内の溶融炉心-冷却材相互作用)、「水素燃焼」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、下部プレナムへの溶融炉心の落下が早く、下部ヘッドの加熱も早く進むことから、上記よりも感度は小さくなり、各重要事故シナリオの解析結果への影響は小さいと考えられる。

表 5.2-1 重要現象の不確かさの有効性評価解析への影響の整理 (5/7)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
原子炉圧力容器 (炉心損傷後)	原子炉圧力容器内 FCI (溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動) (3.3.7(3))	○原子炉圧力容器内 FCI に影響する項目として「デブリジェット径 (炉心部の下部クラスタの破損口径)」、 「Ricoeur-Spalding のエントレインメント係数」及び「デブリ粒子径」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、1次冷却材圧力の過渡的な変化に対して影響はあるものの、原子炉圧力容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度は小さいことを確認した。 ○TMI 事故解析における下部ヘッドの温度挙動について TMI 事故分析結果と一致することを確認した。 ○下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、原子炉圧力容器破損時刻及び破損時刻に対して感度が小さいことを確認した。また、「溶融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、1次冷却材圧力及び原子炉圧力容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認した (代表 4 ループプラントを例とした)。	○「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」では、高圧溶融物放出を防止する観点で、原子炉圧力容器破損の時期とあいまって、原子炉圧力容器内 FCI に与える原子炉圧力変化が影響すると考えられるが、圧配の、左記のとおり、原子炉圧力容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度は小さく、2.0MPa [gage] を上回ることはない。
原子炉圧力容器 (炉心損傷後)	下部プレナムでの熱伝達	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動) (3.3.7(3))	○TMI 事故の再現性を確認しており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る基本的なモデルについては、一定の妥当性を有すると判断でき、各重要事故シナリオの解析に適用できる。 ○感度解析では、原子炉圧力容器破損時刻等の現象進展への影響は小さく、各重要事故シナリオの解析結果への影響は小さい。	○「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」では、高圧溶融物放出を防止する観点で、原子炉圧力容器破損の時期とあいまって、原子炉圧力容器内 FCI に与える原子炉圧力変化が影響すると考えられるが、圧配の、左記のとおり、原子炉圧力容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度は小さく、2.0MPa [gage] を上回ることはない。
原子炉圧力容器 (炉心損傷後)	原子炉圧力容器破損、溶融	溶融炉心挙動モデル (原子炉圧力容器破損モデル) (3.3.7(4))	○原子炉圧力容器破損に影響する項目として「封入用案内管接合部の破損判定に用いる最大空み (しきい値)」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉圧力容器破損時間が5分早まることを確認した。ただし、仮想的な新しい条件を与えたケースであり、実機解析への影響は小さいと判断される。	○全交流動力電源喪失を起因とする「格納容器過温破損」及び「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」を対策とした原子炉圧力容器破損モデルに関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時刻に大きな感度はなく、各重要事故シナリオの解析結果への影響は小さい。 ○水破断 LOCA を起因とする「格納容器過温破損」(原子炉圧力容器内の溶融炉心-冷却材相互作用)、「水素燃焼」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、下部プレナムへの溶融炉心の落下が早く、下部ヘッドの加熱も早く進むことから、上記よりも感度は小さくなり、各重要事故シナリオの解析結果への影響は小さいと考えられる。

相違理由

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

表 5-1 重要現象の不確かさの有効性評価解析への影響の整理 (6/9)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
原子炉圧力容器(炉心損傷後)	下部プレナムでの溶解炉心の熱伝達	溶解炉心の挙動モデル(下部プレナムでの溶解炉心挙動) (3.3.6(3))	溶解炉心における下部プレナムの温度挙動について、TMI 事故分析結果と良く一致することを確認した。 下部プレナム内の溶解炉心と上面水との間の原界熱伝達、下部プレナムキヤッチャ除去量に係る係数に対する感度解析を行い、原子炉圧力容器破損時刻等の現象進展に対する影響が小さいことを確認した (BWS Mark-I 改良型格納容器プラント対象)。	感度解析の結果、原子炉圧力容器破損時刻等の現象進展への影響は小さく、各事故シナリオの感度解析への影響は小さい。
	原子炉圧力容器破損	溶解炉心の挙動モデル(原子炉圧力容器破損モデル) (3.3.6(4))	原子炉圧力容器破損に影響するパラメータとして、制御棒駆動機構ハウジング接続部の破損判定に用いる最大ひずみ(しきい値)に対する感度解析を行い、原子炉圧力容器破損が約 13 分早まることを確認した。ただし、仮想的な厳しい条件に基づく解析結果であり、実際に発生する解析への影響は十分小さいと判断される。	原子炉圧力容器破損モデルに関する感度解析により、原子炉圧力容器破損時刻に大きな感度はなく、各事故シナリオの感度解析への影響は小さい。
	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	格納容器モデル(水素ガス発生) (3.3.4(3))	炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、TMI 事故解析を通じて分析結果と良く一致することを確認した。	炉心内の水素ガス発生量は実際に発生する感度が確認されており、有効性評価への適用性に関する問題はなく、重大事故対策の有効性の判断には影響しない。

表 5.2-1 重要現象の不確かさの有効性評価解析への影響の整理 (6/7)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
原子炉格納容器(炉心損傷後)	原子炉下部キヤッチャ床面での溶解炉心の拡がり	溶解炉心挙動モデル(原子炉下部キヤッチャ床面での溶解炉心挙動) (3.3.7(5))	溶解炉心挙動に関する項目として「原子炉下部キヤッチャ床」, 「Ricoeur-Spalding のエンブレインメント係数」, 「デブリ粒子の径」及び「原子炉圧力容器破損防止」の「原子炉圧力容器破損防止」の感度をベースとする感度解析を行い、原子炉圧力容器破損防止の感度が小さいことを確認した。	感度解析により「溶解炉心・コンクリート相互作用」の MOCCI 現象に対する影響は小さく、有効性評価の結果に影響しない。また、コンクリート侵食量に有意な差は無く、水素発生量への影響も小さい。
	溶解炉心と原子炉下部キヤッチャ床の伝熱	溶解炉心挙動モデル(原子炉下部キヤッチャ床面での溶解炉心挙動) (3.3.7(6))	MOCCI 現象への影響の観点で、格納容器破損防止の「溶解炉心・コンクリート相互作用」の感度をベースとして感度解析を行った。「原子炉下部キヤッチャ床」及び「Ricoeur-Spalding のエンブレインメント係数」に関して、MOCCI によるコンクリート侵食量への感度が小さいことを確認した。	感度解析により「溶解炉心・コンクリート相互作用」の MOCCI 現象に対する影響は小さく、有効性評価の結果に影響しない。また、コンクリート侵食量に有意な差は無く、水素発生量への影響も小さい。

相違理由

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

表 5-1 重要現象の不確かさの有効性評価解析への影響の整理 (7/9)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
原子炉圧力容器内 PP 挙動	原子炉圧力容器内 PP 挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル (3.3.7)	○ PHEBUS-FP 実験解析により、PP 放出の開始時間を良く再現できているものの、燃料被覆管温度を高めるとにより、急激な PP 放出を示す結果となった。ただし、この原因は実験における小規模な炉心体系の根拠により、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると思われる。	○FP 放出の開始時間に関する基本的なモデルについては実験体系により妥当性が確認されている。燃料被覆後の PP 放出挙動に関しては小規模体系の模擬性が原因と推測され、実機規模の体系の適用性には影響はない。 ○格納容器内エアロゾル沈着挙動は適正に評価され、有効性評価への適用性には影響はない。重大事故等対策の有効性の判断には影響しない。
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉格納容器内 PP 挙動		○ABCOVE 実験解析により、格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認した。	

女川原子力発電所2号炉

表 5.2-1 重要現象の不確かさの有効性評価解析への影響の整理 (7/7)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	溶融炉心とコンクリートの伝熱	溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動) (3.3.7(6))	○ACE 及び SIRC 実験解析より、溶融炉心の堆積状態が既知である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート急激挙動について妥当に評価できることを確認した。	(前ページに記載)
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	1次系内 PP 挙動	PP 挙動モデル (3.3.8)	○PHEBUS-FP 実験解析により、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されるが、燃料被覆管温度を高めるとなったが、実験の小規模な炉心体系の根拠によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると思われる。 ○ABCOVE 実験解析により、原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価できることを確認した。 ○炉心損傷後に影響する項目として「炉心からの PP 放出速度」を低減させた場合の感度解析を行い、「原子炉格納容器上部区画の希ガス量への影響は小さいことを確認した。	○PHEBUS-FP 実験解析で、ギャップ放出のタイミングについて、よく模擬できており、炉心損傷後知を起す運転員等乗作の時期への影響は小さいと考えられる。燃料被覆後の PP 放出挙動については、小規模体系の模擬性が原因と推定され、TMI 事故解析で再現性が示されているように、実機規模の体系においては妥当性を有すると判断でき、各重要事故シナリオの評価に適用できる。 ○原子炉格納容器へ放出されたエアロゾルの沈着挙動については、各重要事故シナリオの評価に適用できる。 ○PP 放出率に係る係数を 1 割低減させた感度解析ケースでは、原子炉格納容器上部区画の希ガス量はベースケースとほぼ同様の挙動を示した。したがって、PP 放出速度が 1 割低減しても、炉心損傷後知判断への影響はほとんどない。
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉格納容器内 PP 挙動			

泊発電所3号炉

相違理由

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

表 5-1 重要現象の不確かさの有効性評価解析への影響の整理 (8/9)

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
分類	原子炉压力容器外 FCI (溶融炉心細粒化)	重要現象	原子炉压力容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達)	
	溶融炉心の挙動モデル (格納容器下部での溶融炉心の挙動) (3.3.6(5))	解析モデル	溶融炉心の挙動モデル (格納容器下部での溶融炉心の挙動) (3.3.6(5))	
		不確かさ	○原子炉压力容器外 FCI に影響する項目として、エンドトレイメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い、原子炉压力容器外 FCI によって生じる圧力スバイクへの感度が小さいことを確認した。	
		有効性評価解析への影響	○原子炉压力容器外 FCI における水蒸気爆発に関しては、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さく、有効性評価においては、水蒸気爆発挙動及びその後の格納容器の動的挙動に関する評価は必須ではなく、各事故シーケンスの評価指標に対して影響するものではない。 ○感度解析の結果、原子炉压力容器外 FCI によって生じる圧力スバイクへの感度が小さいことから、「原子炉压力容器外 FCI の溶融燃料-冷却材相互作用」の評価指標への影響は小さい。	

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

表 5-1 重要現象の不確かさの有効性評価解析への影響の整理 (9/9)

女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉	相違理由
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響	
原子炉格納容器（炉心損傷態）	格納容器下部床面で格納炉心の拡がり	格納炉心の挙動モデル（格納容器下部での格納炉心の挙動） (3.3.6(5))	○格納炉心の拡がり実験や評価に関する知見に基づき、落下した溶融炉心は床全体に拡がると想定される。ただし、堆積形状の不確かさが想定されるため、個別プラントのベドスタタルの形状や事前水張りの深さを踏まえて、拡がりを抑制した感度解析等の取扱いを行うことが適切と考えられる。 ○MCCI現象への影響の観点で、エントレインメント係数、上面熱流束及び溶融プールからクラストへの熱伝達係数をパラメータとした感度解析を行った。評価の結果、コンクリート侵食量に対して上面熱流束の感度が支配的であることを確認した。また、上面熱流束を下限値とした場合でも、コンクリート侵食量が22.5cm程度であることを確認した。 ○上記の感度解析は、想定される範囲で厳しい条件を与えて感度を見たものであり、不確かさを考慮しても実験でのコンクリート侵食量は、感度解析よりも厳しくなることはないと考えられる。 ○ACE実験解析及びSURC-F実験解析により、炉心デブリ堆積状態が既知である場合の炉心デブリとコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認した。 ○実験で確認されている侵食の平均一性については、実験における侵食のばらつきがMAAPコードの予測侵食量の30%の範囲内に収まっていることから、上面熱流束の感度には比べて影響が小さいことを確認した。	○「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、上面熱流束を主要因としてコンクリート侵食量の予測に与える不確かさがあり、MAPで得られた結果に対し、不確かさを考慮することで、格納容器破損防止対策の有効性を確認できる。	
	溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱				
	溶融炉心とコンクリートの伝熱				
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生				

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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. 参考文献</p> <p>[1] American Nuclear Society Standard, ANSI/ANS-5.1-1979, American National Standard for Decay Heat Power in Light Water Reactors, ANSI/ANS-5.1-1979, August 1979.</p> <p>[2] R. E. Henry and H. K. Fauske, "The Two-Phase Critical Flow of One-Component Mixtures in Nozzles, Orifices and Short Tubes", J. Heat Transfer, Trans. ASME, 1971.</p> <p>[3] "Critical Flow Data Review and Analysis", EPRI NP-2192, 1982.</p> <p>[4] "The Marviken Full Scale Critical Flow Tests, Third Series, Description of the Test Facility", MXC-101, December 1979.</p> <p>[5] "The Marviken Full Scale Critical Flow Tests, Description of the Test Facility", MXC-102, December 1979.</p> <p>[6] Kwang-hahn (KAERI) et al., "A State-of-Art Review of the Reactor Lower Head Models Employed in Three Representative U.S. Severe Accident Codes", Progress in Nuclear Energy, Vol. 42, No. 3, p361-382, 2003.</p> <p>[7] D. Magallon et al., "European Expert Network for the Reduction of Uncertainties in Severe Accident Safety Issues (EURSAFE)", Nuclear Engineering and Design, 235 (2005) 309-346.</p> <p>[8] 中島 他, 「SAMPSON コードによる ABWR 格納容器ペDESTAL 上の炉心デブリの3次元拡がり評価」, 日本原子力学会「2013年秋の大会」, H12, 2013年9月</p> <p>[9] A. T. Wassel, J. L. Farr, and M. S. Hoseyni, "SUPRA: A Code for Simulating Removal of Radionuclides by Water Pools Under Severe Accident Conditions", EPRI/NP-3886-CCMP, February 1985.</p>	<p>6. 参考文献</p> <p>[1] 三菱PWR 炉心損傷及び格納容器破損に係る重要事故シーケンスへのMAAPコードの適用性について, MHI-NES-1056, 三菱重工業, 平成25年</p> <p>[2] "Proceedings: MAAP Thermal-Hydraulic Qualifications and Guidelines for Plant Application Workshop", EPRI NP-7515, 1991.</p> <p>[3] "MAAP PWR Application Guidelines for Westinghouse and Combustion Engineering Plants", EPRI TR-100743, 1992.</p> <p>[4] R. E. Henry and H. K. Fauske, "The Two-Phase Critical Flow of One-Component Mixtures in Nozzles, Orifices and Short Tubes", J. Heat Transfer, Trans. ASME, 1971.</p> <p>[5] "Critical Flow Data Review and Analysis", EPRI NP-2192, 1982.</p> <p>[6] Kwang-hahn (KAERI) et al., "A State-of-art review of the reactor lower head models employed in three representative U.S. Severe Accident Codes", Progress in Nuclear Energy, Vol. 42, No. 3, p361-382, 2003.</p> <p>[7] D. Magallon et al., "European expert network for the reduction of uncertainties in severe accident safety issues (EURSAFE)", Nuclear Engineering and Design 235 (2005) 309-346.</p> <p>[8] "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants", NUREG-1465, 1995</p> <p>[9] "Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors", NRC Regulatory Guide 1.195.</p> <p>[10] PWRの安全解析用崩壊熱について, MHI-NES-1010改4, 三菱重工業, 平成25年</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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
[10] “TMI-2 Analysis Exercise Final Report”, NEA/CSNI/R(91)8, 1992.	[11] “TMI-2 Analysis Exercise Final Report”, NEA/CSNI/R(91)8, 1992.	
[11] “TMI-2 Vessel Inspection Project Integration Report”, NUREG/CR-6197.	[12] “TMI-2 Vessel Investigation Project Integration Report”, NUREG/CR-6197, 1994.	
[12] “A Scenario of the Three Mile Island Unit 2 Accident”, Nuclear Technology, Vol. 87, 1989.	[13] “A Scenario of the Three Mile Island Unit 2 Accident”, Nuclear Technology Vol. 87, 1989.	
[13] Peter Hofmann, Siegfried J. L. Hagen, Volker Noack, Gerhard Schanz, Leo K. Sepold, “Chemical-Physical Behavior of Light Water Reactor Core Components Tested Under Severe Reactor Accident Conditions in the CORA Facility”, Nucl. Technol., 118, 200 (1997).		
[14] “International Standard Problem 29: Distribution of Hydrogen within the HDR Containment under Severe Accident Conditions: Final Comparison Report”, NEA/CSNI/R(93)4, 1993.	[14] “International standard problem 29: distribution of hydrogen within the HDR containment under severe accident conditions: final comparison report”, NEA/CSNI/R(93)4, 1993.	
[15] S. J. Lee, C. Y. Paik, R. E. Henry, M. E. Epstein, and M. G. Plys, “Benchmark of the Heiss Dampf Reaktor E11.2 Containment Hydrogen-Mixing Experiment Using the MAAP4 Code”, Nucl. Technol., 125, 182 (1999).	[15] S. J. Lee, C. Y. Paik, R. E. Henry, M. E. Epstein, and M. G. Plys, “Benchmark of the Heiss Dampf Reaktor E11.2 Containment hydrogen-Mixing Experiment using the MAAP4 Code”, Nucl. Technol., 125, 182 (1999).	
[16] G. R. Bloom, et al., “Hydrogen Mixing and Distribution in Containment Atmospheres”, EPRI Report NP-2669, 1983.	[16] G. R. Bloom, et al., “Hydrogen mixing and distribution in containment atmospheres”, EPRI Report NP-2669, 1983.	
[17] OECD/NEA “Second OECD (NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten Core Debris-Concrete Interactions”, NEA/CSNI/R(92)10.	[17] OECD/NEA, “Second OECD (NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten Core Debris-Concrete Interactions”, NEA/CSNI/R(92)10.	
[18] “International Standard Problem No 24: ISP-24: SURC-4 Experiment on Core-Concrete Interactions”, NEA/CSNI-155, 1988.	[18] “International standard problem No 24: ISP-24: SURC-4 experiment on core-concrete interactions”, NEA/CSNI-155, 1988.	
[19] Clement and Haste (IRSN, Cadarache), “Thematic Network for a PHEBUS FPT-1 International Standard Problem”, OECD/NEA, July 2003.		
[20] D. Jacquemain, et al., “FPT1 Final Report Final Version”, December 2000.		
	[19] Mandler, O. J. et al., “Loss of Feed Flow, Steam Generator Tube Rupture, and Steam Line Break Thermohydraulic Experiments”, NUREG/CR-4751, EPRI NP-4786, WCAP-11206 (1986).	
	[20] C. Y. Paik et al., “Benchmarking of MAAP4 Steam Generator Model against Westinghouse MB-2 Experiments”, The 11th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-11) (2005).	
[21] 社団法人 日本原子力学会, 「シビアアクシデント時の格納容器内の現実的ソースターム評価」, 平成22年4月	[21] 社団法人 日本原子力学会「シビアアクシデント時の格納容器内の現実的ソースターム評価」(平成22年4月)	
	[22] Clement and Haste (IRSN, Cadarache), “Thematic Network for a PHEBUS FPT-1 International Standard Problem”, OECD/NEA, July 2003.	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>[22] R.K. Hilliard et al. "Aerosol Behavior Code Validation and Evaluation (ABCOVE) Preliminary Results of Test AB5", HEDL-SA-2854FP, Feb. 1983.</p> <p>[23] Francisco J. Souto, F. Eric Haskin, Lubomyra N. Kmetyk, "MELCOR 1.8.2 Assessment: Aerosol Experiments ABCOVE AB5, AB6, AB7, and LACE LA2", SAND-94-2166.</p> <p>[24] K. Kang, et, al. "Experimental Investigations on In-Vessel Corium Retention through Inherent Gap Cooling Mechanisms", Journal of Nuclear Science and Technology, 2006.</p> <p>[25] K. Moriyama, et al, Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA-Data/Code 2008-014, 2008.</p> <p>[26] 片山, 高速衝突と爆発問題を中心とした諸分野における衝撃解析, 「第7回衝撃工学フォーラム (中級者のための衝撃工学入門)」, 日本材料学会, 平成20年11月</p> <p>[27] Livermore Software Technology Corporation, LS-DYNA KEYWORD USER'S MANUAL VOLUME I, 2007.</p> <p>[28] Lipinski, "A Model for Boiling and Dryout in Particle Bed", NUREG/CR-2646, SAND82-0765 (1982).</p> <p>[29] (財)原子力安全研究協会, 「シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討」, 平成13年7月</p> <p>[30] 「事故時放射線分解に関する研究」, BWR電力共通研究, 昭和63年3月</p>	<p>[23] D. Jacquemain, et al., "FPT1 Final Report Final Version", December 2000.</p> <p>[24] R.K. Hilliard et al., "Aerosol Behavior Code Validation and Evaluation (ABCOVE) Preliminary Results of Test AB5", HEDL-SA-2854FP, Feb. 1983.</p> <p>[25] 三菱PWR 炉心損傷に係る重要事故シーケンスへのM-RELAP5コードの適用性について, MHI-NES-1054, 三菱重工業, 平成25年</p> <p>[26] K. Kang, et, al., "Experimental Investigations on In-Vessel Corium Retention through Inherent Gap Cooling Mechanisms", Journal of Nuclear Science and Technology, 2006.</p> <p>[27] JAEA-Research 2007-072 「軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価」2007年8月</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>参考1 MAAPとNUREG-1465のソースタームについて</p> <p>1. まえがき</p> <p>MAAPでは、炉心溶融に伴う燃料からの核分裂生成物（FP）の放出及びFPの状態変化・輸送モデル等がモデル化されており、炉心溶融時の原子炉格納容器内へのFPの放出及び原子炉格納容器内のFPの移行挙動を事象進展に応じて評価することができる。</p> <p>一方で、炉心溶融を考慮した場合の原子炉格納容器内へのFPの放出及びFPの状態変化・輸送モデルとしては、米国NRCで整備されたNUREG-1465^(a-1)のソースタームがあり、海外での規制等に活用されている。</p> <p>本参考資料は、MAAPのソースタームとNUREG-1465のソースタームの比較検討を行うことで、MAAPによる原子炉格納容器内ソースターム評価の特徴について考察したものである。</p>	<p>参考1</p> <p>MAAPコードとNUREG-1465のソースタームの比較について</p> <p>1. まえがき</p> <p>MAAPコードでは炉心溶融に伴う燃料からの核分裂生成物（FP）の放出及びFPの状態変化及び輸送モデル等がモデル化されており、炉心溶融時の原子炉格納容器内へのFPの放出及び原子炉格納容器内のFPの移行挙動を事象進展に応じて評価することができる。</p> <p>一方で炉心溶融を考慮した場合の原子炉格納容器内へのFPの放出及びFPの状態変化及び輸送モデルとしては、米国NRCで整備されたNUREG-1465のソースタームがあり、海外での規制等に活用されており、有効性評価における被ばく評価に使用している。</p> <p>本参考資料は、MAAPコードのソースタームと被ばく評価に用いているNUREG-1465のソースタームの比較検討を行うことで、MAAPコードによる原子炉格納容器内ソースターム評価の特徴について考察したものである。</p>	<p>※BWRはMAAPのソースタームを使用するのに対し、PWRではNUREG-1465を使用する</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（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. NUREG-1465 の代替ソースターム</p> <p>NUREG-1465 では、格納容器への放出過程を以下の四つのフェーズごとに分けて評価している。これらの放出フェーズには継続時間が設定され、各放出フェーズにおける放出率は一定としている。</p> <p>ギャップ放出（燃料被覆管破損から0.5時間） 燃料被覆管の破損が生じ、燃料ペレットと燃料被覆管との間のギャップに存在するFPが放出される。</p> <p>早期原子炉圧力容器内放出（炉心損傷から1.5時間） 炉心損傷開始から、熔融炉心が原子炉圧力容器底部へ落下して原子炉圧力容器底部が破損するまでの期間に燃料からFPが放出される。</p> <p>原子炉圧力容器外放出（原子炉圧力容器破損から3.0時間） 原子炉圧力容器底部の破損後、格納容器下部区画に落下した熔融炉心がコンクリートと反応し、FPが放出される。この放出は熔融炉心が十分冷却されたときに終了する。</p> <p>後期原子炉圧力容器内放出（原子炉圧力容器破損から10時間） 早期原子炉圧力容器内放出期間に原子炉圧力容器内に沈着していた揮発性核種（ハロゲン、アルカリ金属、テルルグループ）が再蒸発し、原子炉格納容器へ放出される。</p> <p>FP組成については、物理・化学的挙動の類似性や放射線学的影響の重要度等に基づき、各核種の放射エネルギーを求める用途に用いることから、以下の八つの元素ごとのグループに分類している。一方、MAAPでは化学的形態を考慮して、FPを12のグループに分類し、炉心からの放出速度と原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内での移行挙動を評価している。NUREG-1465におけるFPグループの分類は、WASH-1400^(A-2)におけるFPグループ分けをもとに、その後の検討を反映したものであり、MAAPにおける分類と直接的な関連はない。しかしながら、以下に示すように、MAAPで分類されている放射性物質のうち、放出に寄与するものはNUREG-1465のソースタームにおいても網羅されており、原子炉格納容器内ソースタームの評価を行うにあたって、取り扱われている核種は同等となっている。</p>	<p>2. NUREG-1465 の更新ソースタームについて</p> <p>MAAPコードではFPを12のグループに分類し、炉心からの放出速度と1次冷却系内及び原子炉格納容器内での移行挙動を計算している。</p> <p>一方、原子炉格納容器内のソースタームについては、NUREG-1465^(A-1)では、8つのFPグループに対して、4つの放出フェーズ毎の原子炉格納容器内のソースタームを評価している。MAAPコードのソースタームとNUREG-1465のソースタームの相違について、参考文献[A-2]において検討がなされており、以下にまとめる。</p> <p>NUREG-1465の更新ソースタームでは、原子炉格納容器へのFP放出過程を以下の4つのフェーズに分類している。これらの放出フェーズには継続時間が設定され、各放出フェーズにおける放出率は一定としている。</p> <p>ギャップ放出（燃料被覆管破損から0.5時間） 燃料被覆管の破損が生じ、燃料ペレットと燃料被覆管との間のギャップに存在するFPが放出される。</p> <p>早期原子炉容器内放出（炉心損傷から1.3時間） 炉心損傷開始から、熔融炉心が原子炉容器底部へ落下して原子炉容器底部が破損するまでの期間に燃料からFPが放出される。</p> <p>原子炉容器外放出（原子炉容器破損から2.0時間） 原子炉容器底部の破損後、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心がコンクリートと反応し、FPが放出される。この放出は熔融炉心が十分冷却されたときに終了する。</p> <p>後期原子炉容器内放出（原子炉容器破損から10時間） 早期原子炉容器内放出期間に1次冷却系内に沈着していた揮発性核種（ハロゲン、アルカリ金属、テルルグループ）が再蒸発し、原子炉格納容器へ放出される。</p> <p>FP組成については、物理・化学的挙動の類似性や放射線学的影響の重要度等に基づき、各核種の放射エネルギーを求める用途に用いることから、以下の8つの元素ごとのグループに分類している。NUREG-1465におけるFPグループの分類は、WASH-1400^(A-2)におけるFPグループ分けを祖とし、その後の検討を反映したものであり、炉心温度に対する放出速度の相違に基づいたMAAPコードの分類と直接的な関連はない。しかしながら、MAAPコードで分類されている放射性物質のうち、放出に寄与するものはNUREG-1465のソースタームにおいても網羅されている。このため、MAAPコードによる原子炉格納容器内ソースタームの評価を行うにあたり必要な核種が取り扱われていると考えられる。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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
[FPの核種グループ]				[FPの核種グループ]				
(NUREG-1465)		(MAAP)		(NUREG-1465)		(MAAPコード)		
グループ	核種	グループ	核種	グループ	核種	グループ	代表核種	
1	希ガス/Xe, Kr	1	希ガス	1	希ガス/Xe, Kr	1	希ガス	
2	ハロゲン/I, Br	2	CsI	2	ハロゲン/I, Br	2	CsI	
3	アルカリ金属/Cs, Rb	3	TeO ₂	3	アルカリ金属/Cs, Rb	3	TeO ₂	
4	テルルグループ/ Te, Sb, Se	4	SrO	4	テルルグループ/ Te, Sb, Se	4	SrO	
5	バリウム・ストロンチウム/ Ba, Sr	5	MoO ₂	5	バリウム・ストロンチウム/ Ba, Sr	5	MoO ₂	
6	貴金属/ Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co	6	CsOH	6	貴金属/ Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co	6	CsOH	
7	ランタノイド/ La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am	7	BaO	7	ランタノイド/ La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am	7	BaO	
8	セリウムグループ/ Ce, Pu, Np	8	La ₂ O ₃	8	セリウムグループ/ Ce, Pu, Np	8	La ₂ O ₃	
		9	CeO ₂			9	CeO ₂	
		10	Sb			10	Sb	
		11	Te ₂			11	Te ₂	
		12	UO ₂			12	UO ₂	

NUREG-1465のFPの放出割合については、上述のFP核種グループごとに平均的な放出割合を「代替ソースターム」としてまとめている。代替ソースタームでは、炉型（BWRプラントとPWRプラント）ごとのソースタームが設定されているが、これは、BWRとPWRでは炉心出力密度やZr酸化量の違いにより、FP放出量や放出タイミングに相違が生じると評価されたためである。

なお、ソースタームの放出割合は、保守的に設定された損傷燃料からの初期FP放出（ギャップ放出）を除き、原子炉圧力容器が低圧で破損する事故について、保守的あるいは限界的な値というより、代表的又は典型的な値を示しており、全てのシビアアクシデントの事故シーケンスを包絡しているわけではなく、ある単一の事故シーケンスを表しているものでもない。NUREG-1465で提案されたBWRプラントに対する代替ソースタームを以下に示す。

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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. MAAPとNUREG-1465のソースタームの比較</p> <p>参考文献⁽⁴⁻³⁾において、米国 Peach Bottom プラント（Mark-I 型格納容器/BWR 4）を対象に、下記に示した三つの事故シーケンスに対して、MAAPによるシビアアクシデント解析結果から得られた原子炉格納容器内ソースタームとNUREG-1465で示されているBWRプラントの原子炉格納容器内のソースタームが比較されており、以下に概要を示す。</p> <p>[事故シーケンス]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・TB1 シーケンス（全交流動力電源喪失）+10 時間でバッテリー枯渇 ・TC2 シーケンス（ATWS）+原子炉圧力容器減圧なし ・S2E1 シーケンス（2インチ破断） <p>図1に、NUREG-1465、MAAP及び従来の立地評価における仮想事故相当について、原子炉圧力容器破損後1時間時点における原子炉格納容器内ソースターム放出割合の比較を示す。希ガスについては、すべてのシーケンスにおいてほぼ全量を放出しきっており、NUREG-1465及び仮想事故相当と同程度の放出割合となっている。高揮発性の核種であるよう素については、TB1シーケンスを除いてNUREG-1465及び仮想事故相当と同程度の放出割合となっており、Cs、Teともに同様の傾向を示している。TB1シーケンスにおいて放出割合が少なくなっている理由としては、原子炉圧力容器の破損時刻が他の事象に比べて遅く、原子炉圧力容器内へのFP沈着量が多くなっているためと考えられる。また、低揮発性の核種であるSrについては、NUREG-1465に比べてMAAPの方が1桁程度少ない結果となっているものの、核種ごとの全体的な放出割合は同様の傾向を示している。</p> <p>図2に、NUREG-1465、MAAP及び従来の立地評価における仮想事故相当について、事故収束後における原子炉格納容器内ソースターム放出割合の比較を示す。図1に示した原子炉圧力容器破損後1時間の時点において、原子炉格納容器側へFPをほぼ放出しきっており、原子炉圧力容器破損後1時間時点の放出割合と同様となっている。なお、仮想事故では、瞬時放出の扱いとなっており、放出割合の時間変化は考慮されていない。</p>	<p>3. MAAPコードとNUREG-1465のソースタームの比較について</p> <p>NUREG-1465のFPの放出割合については、上述のFP核種グループ毎に平均的な放出割合を「更新ソースターム」としてまとめている。ここでは、低圧シーケンス（原子炉容器が低圧で破損するシーケンス）に対して、FP放出割合に関する不確かさ評価結果に基づき、不確かさ分布の統計値が採用されている。ここで、低圧シーケンスを選定した理由は、高圧シーケンスに比べて、1次冷却系内での滞留時間が短いため、FP保持効果が低くなり、早期原子炉容器内放出フェーズにおいて原子炉格納容器への放出がより多くなること、高圧シーケンスに比べて低圧シーケンスの発生頻度が高いことによる⁽⁴⁻⁴⁾。このように評価した更新ソースタームを以下に記す。</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（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
【参考のため掲載順を入替え】						[更新ソースターム (PWR プラント)]						
[代替ソースターム (BWRプラント)]						(初期炉内インベントリに対する割合)						
グループ	名称	ギャップ 放出	早期原子炉圧 力容器内放出	原子炉圧力容 器外放出	後期原子炉圧 力容器内放出	グループ	名称	ギャップ 放出	早期原子炉 容器内放出	原子炉 容器外放出	後期原子炉 容器内放出	
1	希ガス	0.05	0.95	0	0	1	希ガス	0.05	0.95	0	0	
2	ハロゲン	0.05	0.25	0.30	0.01	2	ハロゲン	0.05	0.35	0.25	0.1	
3	アルカリ金属	0.05	0.20	0.35	0.01	3	アルカリ金属	0.05	0.25	0.35	0.1	
4	Te グループ	0	0.05	0.25	0.005	4	Te グループ	0	0.05	0.25	0.005	
5	Ba, Sr	0	0.02	0.1	0	5	Ba, Sr	0	0.02	0.1	0	
6	貴金属	0	0.0025	0.0025	0	6	貴金属	0	0.0025	0.0025	0	
7	ランタノイド	0	0.0002	0.005	0	7	ランタノイド	0	0.0002	0.005	0	
8	Ce グループ	0	0.0005	0.005	0	8	Ce グループ	0	0.0005	0.005	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									
	<p>NUREG-1465 で参照されているPWRの原子炉格納容器内のソースタームを用いたシビアアクシデント時の原子炉格納容器外への放出割合について、MAAPコードによる解析結果との比較を実施する。被ばく評価の観点で厳しいものとして、炉心損傷が早く、格納容器スプレ이가失敗し、原子炉格納容器の圧力が高く推移する「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗」を対象とする。</p> <p>A) 原子炉格納容器内での挙動について 炉心に蓄積したFPは、炉心溶融に伴って原子炉格納容器内へ放出され、原子炉格納容器内での重力沈降やスプレイによる除去により放射エネルギーは低減されながら、原子炉格納容器内に浮遊する。さらに、有効性評価の原子炉格納容器圧力の変化を基に設定された原子炉格納容器からの漏えい率にしたがって放出される。</p> <p>B) 原子炉格納容器内への放出のタイミングについて 以下の代表3ループプラントの評価例に示すとおり、炉心溶融開始及び原子炉容器破損のタイミングについては、ほぼ同じであると考えられ、FPが大量に放出される初期の事象進展に大きな差はないと判断している。</p> <table border="1" data-bbox="1081 743 1928 911"> <thead> <tr> <th></th> <th>燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間</th> <th>炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>MAAPコード</td> <td>～約19分</td> <td>約19分～約1.5時間</td> </tr> <tr> <td>NUREG-1465</td> <td>～30分</td> <td>30分～1.8時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>C) 原子炉格納容器からの放出割合の比較について NUREG-1465ベースの原子炉格納容器からの放出割合とMAAPコード解析結果に対してよう素の化学形態の補正を行った原子炉格納容器からの放出割合を比較する。比較に当たっては、被ばく上主要な元素であるよう素及びCsを代表とする。 よう素については、粒子状よう素に対するMAAPコード解析の結果に、有機よう素及び無機よう素に対しては、放出タイミングをMAAPコード解析の希ガスと同等、放出割合をNUREG-1465の75%とし、RG1.195^[A-5]ベースの各化学形態の存在比、沈着等を別途考慮して表3.A-1のとおり補正した値である。その他の元素については、MAAPコード解析結果を表3.A-2のとおり用いたものである。MAAPコードベースのよう素補正計算概要を図3.A-1に示す。NUREG-1465ベースの計算は、中央制御室等の居住性評価や有効性評価のうちCs-137放出量の評価に用いる評価と同じものである。NUREG-1465ベースの計算概要を図3.A-2に示す。原子炉格納容器浮遊量の時間変化は、各放出フェーズの原子炉格納容器への放出割合と沈着等の減少効果のバランスを解いている。原子炉格納容器からの放出量は原子炉格納容器浮遊量に原子炉格納容器漏えい率を乗じている。原子炉格納容器漏えい率は、MAAPコードベースの計算では、現実的な原子炉格納容器からの放出量を求</p>		燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間	MAAPコード	～約19分	約19分～約1.5時間	NUREG-1465	～30分	30分～1.8時間	
	燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間									
MAAPコード	～約19分	約19分～約1.5時間									
NUREG-1465	～30分	30分～1.8時間									

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>める観点から、MAAP コード解析に基づく圧力解析値を用いて差圧流の式で漏えい率を算定し、NUREG-1465 ベースの計算では保守的な原子炉格納容器からの放出量を求める観点から、MAAP コードベースの値に余裕を考慮したものをを用いている。</p> <p>よう素の原子炉格納容器内浮遊量の経時変化について図 3.A-3 及び図 3.A-4 に、その他の核種として被ばくの観点で代表的な Cs の原子炉格納容器浮遊量の経時変化について図 3.A-5 及び図 3.A-6 に示す。</p> <p>MAAP コードベースの評価結果は炉心溶融時点及び原子炉容器損傷時点で放出のピークが見られており、NUREG-1465 ベースについては、ギャップ放出~後期原子炉内放出の4つの放出フェーズが確認される。それぞれの挙動の考察については以下のとおりである。</p> <p>(a) 短期的な挙動（ピーク値）の比較</p> <p>燃料中に存在する核分裂生成物は、大半がペレット内に保持され、炉心溶融につれてペレットから格納容器に放出される。FPの放出速度は、MAAP コードにおいては3.3.8(1)に示した炉心燃料からのFP放出モデルに基づき計算され、NUREG-1465 ベースにおいては各フェーズの値に基づいている。</p> <p>原子炉格納容器内浮遊量（炉心内蓄積量に対する割合）の短期的な挙動（ピーク値）はピーク値が出る時間帯において屋外で作業をする場合の線量評価において重要となる。</p> <p>よう素については、MAAP コードベースのピーク値（約0.4）がNUREG-1465 ベース（約0.1）よりも高めの値を与える結果となった。図3.A-3に示すとおり無機（元素状）よう素の浮遊量が支配的であり、これは無機よう素の割合が放出初期から RG1.195 に示される化学組成の割合として91%を用いていることに起因している。</p> <p>3.3.8(4)に示すとおり、無機よう素はCsIエアロゾルが水中で溶解し、放射線による水の分解により生成した反応性の高い化学種（OH等のラジカル）により化学反応が促進され生成され、その割合はpHに依存することが知られており、pHが低いほどヨウ化イオンが結合してよう素が生成される。水中のよう素の反応は専用コードを使用しても精度の良い予測が非常に難しいが、事故初期のpHについては、ほう酸水のpH(約4.5)程度であると推定される。</p> <p>NUREG/CR-5732^[A-6]にヨウ化イオン(I⁻)とよう素(I₂)の存在割合とpHの関係が整理されており、図3.A-7に示す。これによれば、pH4.5の場合のI₂の存在割合は約15%であり、無機よう素の割合としてはRG1.195に示される値(91%)の約1/6となる。したがって、現実的なよう素の浮遊割合は有機4%、無機15%、粒子5%の合計24%となり浮遊量としては1/4程度と考えられる。この効果を考慮すると、図3.A-3に示すMAAPコードベースの浮遊量のピーク値は0.4から0.1程度となり、図3.A-4に示すNUREG-1465ベースと同等となると考えられる。</p> <p>上記の推定は初期に無機よう素が浮遊しているという仮定であるが、粒子状よう素が原子炉格納容器内の水に接触せずに粒子状よう素から無機よう素への変換が生じなく粒子状よう素のまま気相部に残存すると仮定した場合は、事象初期に高線量となる可能性がある。このように、事象の初期の炉心損傷時点においては、粒子状よう素の水中への溶解を伴う挙動の正確な予測が難しく今後の課題であると考えられる。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>Csについては、図3.A-5及び図3.A-6のピーク値は同程度であること、屋外潜在時の線量については直接スカイシャイン線量の寄与が多く、表3.A-3に示す評価例のとおり原子炉建屋内の線源のうちCsからの寄与は支配的ではないことから、Csのピーク値の違いは結果として影響しない。</p> <p>(b) 長期的な挙動（積分値）の比較</p> <p>長期的な挙動（積分値）において、よう素については沈着及びスプレイによって除去されない有機よう素が支配的となり両者の挙動は同等となる。Cs等の粒子状物質については、MAAPコードベースの原子炉格納容器内の沈着は、重力沈降に加え、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突等の挙動を考慮したモデルである一方、NUREG-1465ベースの原子炉格納容器内の沈着については重力沈降による除去のみを取り扱っているため、原子炉格納容器内の浮遊FP量を高めに評価する傾向となる。代表3ループプラントの原子炉格納容器からの放出割合評価例を表3.A-4に示す。この結果から、シビアアクシデント時の原子炉格納容器からの放出割合については、MAAPコード解析での評価のほうが、NUREG-1465を用いたモデルでの評価よりも低い数値となっている。一部の元素グループ（Ru類：貴金属）についてはMAAPコード解析での評価値が高めとなっているが、これは燃料から原子炉格納容器への放出割合についてグループ内を代表する元素がMAAPコードではMo、NUREG-1465ではRuと相違していることに起因するものと考えられる。ただし、表3.A-5に示すとおり、Ru類の環境に放出される放射性物質放出量はやう素131等価量に換算すると微小であり、影響は小さい。なお、よう素131等価量は、よう素131の実効線量係数に対する各核種の実効線量係数の比を各核種の放射エネルギーに乗じて合算したものである。</p> <p>(c) 被ばく評価結果への影響</p> <p>MAAPコードではよう素の化学形態を考慮できないという課題はあるが、前述の方法のように、よう素の化学形態を仮定することでNUREG-1465ベースによる評価との比較を行った。比較に当たっては、被ばく上主要な元素であるよう素及びCsを代表とした。</p> <p>その結果、(a)項及び(b)項のとおり、MAAPコードベースの原子炉格納容器内の沈着は、重力沈降に加え、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突等の挙動を考慮したモデルである一方、NUREG-1465ベースの原子炉格納容器内の沈着については重力沈降による除去のみを取り扱っていることから、MAAPコードベースの評価はNUREG-1465ベースと同等あるいは小さな結果を与える。</p> <p>なお、水中のよう素の反応は精度の良い予測が難しく、特に事象初期の挙動予測は今後の課題であるとする。</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（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. まとめ</p> <p>MAAPのソースタームとNUREG-1465のソースタームの比較検討を行った。NUREG-1465では、物理・化学的挙動の類似性等から八つの核種グループに分類されているのに対し、MAAPでは炉心からの放出速度の相違に基づき12グループに分類されているが、両者の比較から、放出に寄与するものは網羅されており、原子炉格納容器内ソースタームの評価にあたって、取り扱われている核種は同等であることを確認した。また、NUREG-1465における原子炉格納容器内ソースタームとMAAPにおける解析結果の比較を行い、MAAPにおける原子炉格納容器内ソースタームは、シーケンスによって違いがあるものの、NUREG-1465のソースタームとほぼ同等であることを確認した。</p>	<p>4. まとめ</p> <p>MAAPコードのソースタームと被ばく評価に用いているNUREG-1465のソースタームの比較検討を行うことで、MAAPコードによる原子炉格納容器内ソースターム評価の特徴について考察し、以下を確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> MAAPコードの核種グループは、炉心温度に対する放出速度の相違に基づき12グループに分類されている。これに対し、NUREG-1465は物理・化学的挙動の類似性等の観点から8つのグループに分類されており、グループ分類の設定の考え方が異なるものの、MAAPコードで分類されている放射性物質のうち、放出に寄与するものはNUREG-1465のソースタームでも網羅されており、MAAPコードによる原子炉格納容器内ソースターム評価を行うにあたり必要な核種が取り扱われていると考えられる。 原子炉格納容器からの放出割合に関し、MAAPコードではよう素の化学形態をスプレイによる除去や沈着を見込むことができる粒子状よう素のみを取り扱っているため、スプレイで除去されない無機よう素や、スプレイで除去されず沈着もしない有機よう素の存在が想定される場合にMAAPコードによる解析結果は過小評価する傾向がある。 よう素の化学形態に関しては、MAAPコードの解析結果に対し、R.G.1.195、NUREG-1465やNUREG/CR-5732等に基づき無機よう素や有機よう素の影響を補正して取り扱うことで、NUREG-1465ベースと同等の評価結果となり得る。ただし、粒子状よう素の水中への溶解を伴う挙動については正確な予測が難しいことから、その点で課題があると考えられる。 原子炉格納容器外への放出量について、MAAPコードベースの評価はNUREG-1465ベースと比べて全般に小さめな結果を与える傾向がある。これは、原子炉格納容器内のエアロゾルの沈着について、NUREG-1465ベースの評価では重力沈降による気相部の放射性物質濃度の低減のみを取り扱っているのに対して、MAAPコードベースでは重力沈降に加え、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突等を模擬した実現象を踏まえたモデルであるためと考えられる。なお、一部の元素グループ（Ru類：貴金属）についてはMAAPコード解析での評価値が高めとなる。これは燃料から原子炉格納容器への放出割合についてグループ内を代表する元素の相違に起因するものと考えられるが、Ru類の環境に放出される放射性物質放出量はよう素131等価量に換算すると微小であり、線量への影響は小さい。 <p>以上のことから、MAAPコードのFP挙動モデルは、よう素の化学形態の模擬性に起因して、よう素の環境への放出量を過小評価する可能性があるため、ソースターム評価にMAAPコードを適用する際には、MAAPコードの解析結果に対し、よう素の化学形態に関して適切な補正を行う等の取扱いを考慮する必要がある。</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>5. 参考文献</p> <p>(A-1) “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”, NUREG-1465, 1995.</p> <p>(A-2) “Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants”, NRC, WASH-1400 (NUREG-75/014).</p> <p>(A-3) 社団法人 日本原子力学会, シビアアクシデント時の格納容器内の現実的ソースターム評価, 平成22年4月</p>	<p>5. 参考文献</p> <p>[A-1] “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”, NUREG-1465, 1995.</p> <p>[A-2] 社団法人 日本原子力学会「シビアアクシデント時の格納容器内の現実的ソースターム評価」(平成22年4月)</p> <p>[A-3] “Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants”, NRC, WASH-1400 (NUREG-75/014)</p> <p>[A-4] “Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Plants”, NUREG-1150, 1991.</p> <p>[A-5] “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”, NRC Regulatory Guide 1.195.</p> <p>[A-6] E. C. Beahm, et al., “Iodine Chemical Forms in LWP Severe Accidents”, NUREG/CR-5732, 1992.</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

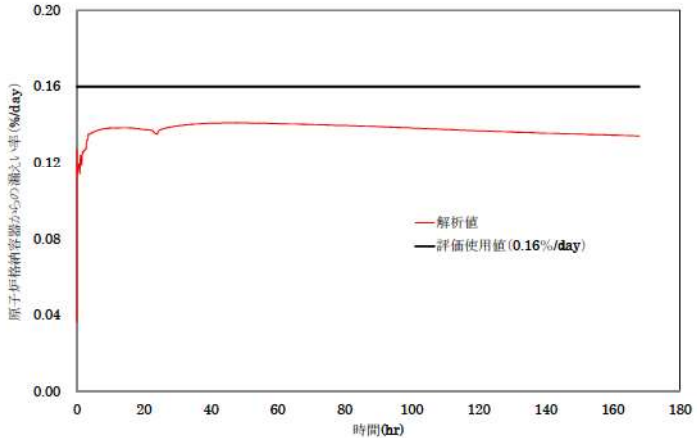
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																	
	<p style="text-align: center;">表 3. A-1 原子炉格納容器気相部浮遊FP量の影響評価方法 （よう素の化学形態の補正）</p> <table border="1" data-bbox="1093 236 1937 976"> <thead> <tr> <th></th> <th>化学形態 (RG1.195)</th> <th>放出割合及び 放出タイミング</th> <th>スプレイ、沈着等による 気相部からの除去</th> <th>原子炉格納容 器漏えい率</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">MAAP コード (補正)</td> <td>有機よう素 (4%)</td> <td>MAAPコード解析結果 (放出タイミングは保守的 に最も早期に放出される希 ガスの値を用いる。MAAP コードでは考慮されないの で放出割合は NUREG -1465 の4つの放出フェー ズの放出割合の合計値であ る 75%とする)</td> <td>考慮しない</td> <td rowspan="4">MAAPコー ド解析に基 づく圧力解析 値を用いて差 圧流の式で漏 えい率を算定 (下図「解析 値」)</td> </tr> <tr> <td>無機よう素 (91%)</td> <td>同上</td> <td>MAAPコードでは考慮 されないの でCSE実験に 基づく沈着速 度を用いて沈 着を考慮。ス プレイは考慮 しない。</td> </tr> <tr> <td>粒子状よう素 (5%)</td> <td>MAAPコード解析結果</td> <td>MAAPコード解析結果</td> </tr> <tr> <td>粒子状物質</td> <td>同上</td> <td>同上</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">NUREG -1465</td> <td>有機よう素 (4%)</td> <td>NUREG-1465</td> <td>考慮しない</td> <td rowspan="4">MAAPコー ド解析に基 づく値に余裕 を考慮した値 (下図「評価 使用値」)</td> </tr> <tr> <td>無機よう素 (91%)</td> <td>同上</td> <td>スプレイ：考慮しない 沈着：CSE実験に基づく 沈着速度</td> </tr> <tr> <td>粒子状よう素 (5%)</td> <td>同上</td> <td>スプレイ：SRP6.5.2に基 づく除去速度を用いる。 沈着：重力沈降に基づく沈 着速度を用いる。</td> </tr> <tr> <td>粒子状物質</td> <td>同上</td> <td>同上</td> </tr> </tbody> </table>		化学形態 (RG1.195)	放出割合及び 放出タイミング	スプレイ、沈着等による 気相部からの除去	原子炉格納容 器漏えい率	MAAP コード (補正)	有機よう素 (4%)	MAAPコード解析結果 (放出タイミングは保守的 に最も早期に放出される希 ガスの値を用いる。MAAP コードでは考慮されないの で放出割合は NUREG -1465 の4つの放出フェー ズの放出割合の合計値であ る 75%とする)	考慮しない	MAAPコー ド解析に基 づく圧力解析 値を用いて差 圧流の式で漏 えい率を算定 (下図「解析 値」)	無機よう素 (91%)	同上	MAAPコードでは考慮 されないの でCSE実験に 基づく沈着速 度を用いて沈 着を考慮。ス プレイは考慮 しない。	粒子状よう素 (5%)	MAAPコード解析結果	MAAPコード解析結果	粒子状物質	同上	同上	NUREG -1465	有機よう素 (4%)	NUREG-1465	考慮しない	MAAPコー ド解析に基 づく値に余裕 を考慮した値 (下図「評価 使用値」)	無機よう素 (91%)	同上	スプレイ：考慮しない 沈着：CSE実験に基づく 沈着速度	粒子状よう素 (5%)	同上	スプレイ：SRP6.5.2に基 づく除去速度を用いる。 沈着：重力沈降に基づく沈 着速度を用いる。	粒子状物質	同上	同上	
	化学形態 (RG1.195)	放出割合及び 放出タイミング	スプレイ、沈着等による 気相部からの除去	原子炉格納容 器漏えい率																															
MAAP コード (補正)	有機よう素 (4%)	MAAPコード解析結果 (放出タイミングは保守的 に最も早期に放出される希 ガスの値を用いる。MAAP コードでは考慮されないの で放出割合は NUREG -1465 の4つの放出フェー ズの放出割合の合計値であ る 75%とする)	考慮しない	MAAPコー ド解析に基 づく圧力解析 値を用いて差 圧流の式で漏 えい率を算定 (下図「解析 値」)																															
	無機よう素 (91%)	同上	MAAPコードでは考慮 されないの でCSE実験に 基づく沈着速 度を用いて沈 着を考慮。ス プレイは考慮 しない。																																
	粒子状よう素 (5%)	MAAPコード解析結果	MAAPコード解析結果																																
	粒子状物質	同上	同上																																
NUREG -1465	有機よう素 (4%)	NUREG-1465	考慮しない	MAAPコー ド解析に基 づく値に余裕 を考慮した値 (下図「評価 使用値」)																															
	無機よう素 (91%)	同上	スプレイ：考慮しない 沈着：CSE実験に基づく 沈着速度																																
	粒子状よう素 (5%)	同上	スプレイ：SRP6.5.2に基 づく除去速度を用いる。 沈着：重力沈降に基づく沈 着速度を用いる。																																
	粒子状物質	同上	同上																																

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>[参考] 代表3ループプラントの原子炉格納容器漏えい率</p>  <p>表 3.A-2 原子炉格納容器気相部浮遊FP量の影響評価方法 (原子炉格納容器内放出割合)</p> <table border="1" data-bbox="1137 782 1933 1433"> <thead> <tr> <th>グループ</th> <th>核種</th> <th>原子炉格納容器内放出割合の設定方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>希ガス/Xe, Kr</td> <td>MAAPコードの希ガスの値を用いる。</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>ハロゲン/I, Br</td> <td>表 3.A-1 のとおり</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>アルカリ金属/Cs, Rb</td> <td>MAAPコードの CsI の放出割合×0.1+ MAAPコードの CsOH の放出割合 (I の炉心内蓄積量は Cs の約 1/10 である ことから、I と結合している Cs を、全炉 心 Cs の 1/10 と仮定し、更に全量の Cs が CsOH の形態で放出されると仮定。)</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>テルルグループ/ Te, Sb, Se</td> <td>MAAPコードの TeO₂、Sb、Te₂ の合計</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>バリウム・ストロンチウム/ Ba, Sr</td> <td>MAAPコードの SrO と BaO の合計</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>貴金属/ Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co</td> <td>MAAPコードの MoO₂ の値を用いる。</td> </tr> <tr> <td>7</td> <td>ランタノイド/ La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am</td> <td>MAAPコードの La₂O₅ の値を用いる。</td> </tr> <tr> <td>8</td> <td>セリウムグループ/ Ce, Pu, Np</td> <td>MAAPコードの CeO₂ の値を用いる。</td> </tr> </tbody> </table>	グループ	核種	原子炉格納容器内放出割合の設定方法	1	希ガス/Xe, Kr	MAAPコードの希ガスの値を用いる。	2	ハロゲン/I, Br	表 3.A-1 のとおり	3	アルカリ金属/Cs, Rb	MAAPコードの CsI の放出割合×0.1+ MAAPコードの CsOH の放出割合 (I の炉心内蓄積量は Cs の約 1/10 である ことから、I と結合している Cs を、全炉 心 Cs の 1/10 と仮定し、更に全量の Cs が CsOH の形態で放出されると仮定。)	4	テルルグループ/ Te, Sb, Se	MAAPコードの TeO ₂ 、Sb、Te ₂ の合計	5	バリウム・ストロンチウム/ Ba, Sr	MAAPコードの SrO と BaO の合計	6	貴金属/ Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co	MAAPコードの MoO ₂ の値を用いる。	7	ランタノイド/ La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am	MAAPコードの La ₂ O ₅ の値を用いる。	8	セリウムグループ/ Ce, Pu, Np	MAAPコードの CeO ₂ の値を用いる。	
グループ	核種	原子炉格納容器内放出割合の設定方法																											
1	希ガス/Xe, Kr	MAAPコードの希ガスの値を用いる。																											
2	ハロゲン/I, Br	表 3.A-1 のとおり																											
3	アルカリ金属/Cs, Rb	MAAPコードの CsI の放出割合×0.1+ MAAPコードの CsOH の放出割合 (I の炉心内蓄積量は Cs の約 1/10 である ことから、I と結合している Cs を、全炉 心 Cs の 1/10 と仮定し、更に全量の Cs が CsOH の形態で放出されると仮定。)																											
4	テルルグループ/ Te, Sb, Se	MAAPコードの TeO ₂ 、Sb、Te ₂ の合計																											
5	バリウム・ストロンチウム/ Ba, Sr	MAAPコードの SrO と BaO の合計																											
6	貴金属/ Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co	MAAPコードの MoO ₂ の値を用いる。																											
7	ランタノイド/ La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am	MAAPコードの La ₂ O ₅ の値を用いる。																											
8	セリウムグループ/ Ce, Pu, Np	MAAPコードの CeO ₂ の値を用いる。																											

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（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 style="text-align: center;">表 3.A-3 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による 中央制御室入退域時の被ばく評価における各核種グループの内訳 (代表3ループプラントの例：NUREG-1465 ベース)</p> <table border="1" data-bbox="1075 327 1955 930"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>直接線及びスカイシャイン線量^(注1、2) (mSv)</th> <th>内訳 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Xe 類</td> <td>約 2.8×10^1</td> <td>4</td> </tr> <tr> <td>I 類</td> <td>約 6.1×10^2</td> <td>87</td> </tr> <tr> <td>Cs 類</td> <td>約 3.4×10^1</td> <td>5</td> </tr> <tr> <td>Te 類</td> <td>約 7.6×10^0</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>Ba 類</td> <td>約 1.0×10^1</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>Ru 類</td> <td>約 4.1×10^{-1}</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>La 類</td> <td>約 9.0×10^0</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>Ce 類</td> <td>約 1.7×10^{-1}</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>約 7.0×10^2</td> <td>100</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 中央制御室入口地点における7日間積算線量 (注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値</p>	核種グループ	直接線及びスカイシャイン線量 ^(注1、2) (mSv)	内訳 (%)	Xe 類	約 2.8×10^1	4	I 類	約 6.1×10^2	87	Cs 類	約 3.4×10^1	5	Te 類	約 7.6×10^0	1	Ba 類	約 1.0×10^1	1	Ru 類	約 4.1×10^{-1}	<1	La 類	約 9.0×10^0	1	Ce 類	約 1.7×10^{-1}	<1	合計	約 7.0×10^2	100	
核種グループ	直接線及びスカイシャイン線量 ^(注1、2) (mSv)	内訳 (%)																														
Xe 類	約 2.8×10^1	4																														
I 類	約 6.1×10^2	87																														
Cs 類	約 3.4×10^1	5																														
Te 類	約 7.6×10^0	1																														
Ba 類	約 1.0×10^1	1																														
Ru 類	約 4.1×10^{-1}	<1																														
La 類	約 9.0×10^0	1																														
Ce 類	約 1.7×10^{-1}	<1																														
合計	約 7.0×10^2	100																														

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（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 style="text-align: center;">表 3. A-4 原子炉格納容器からの放出割合評価（7日間積算） （代表3ループプラントの例）</p> <table border="1" data-bbox="1079 272 1946 660"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>NUREG-1465 ベース</th> <th>MAAPコード解析ベース*1</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>約 1.1×10^{-2}</td> <td>約 9.6×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>よう素類</td> <td>約 3.6×10^{-4}</td> <td>約 3.0×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>Cs 類</td> <td>約 2.1×10^{-4}</td> <td>約 1.9×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>Te 類</td> <td>約 8.3×10^{-5}</td> <td>約 1.5×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>Ba 類</td> <td>約 3.2×10^{-5}</td> <td>約 8.1×10^{-7}</td> </tr> <tr> <td>Ru 類</td> <td>約 1.4×10^{-6}</td> <td>約 1.8×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>Ce 類</td> <td>約 1.5×10^{-6}</td> <td>約 6.1×10^{-8}</td> </tr> <tr> <td>La 類</td> <td>約 1.4×10^{-6}</td> <td>約 9.6×10^{-9}</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1 Cs 類のように複数の化学形態(CsI, CsOH グループ)を有する核種については、Cs の炉心内蓄積量に対するそれぞれの化学形態グループの放出割合を合計している。</p>	核種グループ	NUREG-1465 ベース	MAAPコード解析ベース*1	希ガス類	約 1.1×10^{-2}	約 9.6×10^{-3}	よう素類	約 3.6×10^{-4}	約 3.0×10^{-4}	Cs 類	約 2.1×10^{-4}	約 1.9×10^{-5}	Te 類	約 8.3×10^{-5}	約 1.5×10^{-5}	Ba 類	約 3.2×10^{-5}	約 8.1×10^{-7}	Ru 類	約 1.4×10^{-6}	約 1.8×10^{-6}	Ce 類	約 1.5×10^{-6}	約 6.1×10^{-8}	La 類	約 1.4×10^{-6}	約 9.6×10^{-9}	
核種グループ	NUREG-1465 ベース	MAAPコード解析ベース*1																											
希ガス類	約 1.1×10^{-2}	約 9.6×10^{-3}																											
よう素類	約 3.6×10^{-4}	約 3.0×10^{-4}																											
Cs 類	約 2.1×10^{-4}	約 1.9×10^{-5}																											
Te 類	約 8.3×10^{-5}	約 1.5×10^{-5}																											
Ba 類	約 3.2×10^{-5}	約 8.1×10^{-7}																											
Ru 類	約 1.4×10^{-6}	約 1.8×10^{-6}																											
Ce 類	約 1.5×10^{-6}	約 6.1×10^{-8}																											
La 類	約 1.4×10^{-6}	約 9.6×10^{-9}																											

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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 style="text-align: center;">表 3.A-5 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳 (I-131 等価量換算：NUREG-1465 ベース)</p> <table border="1" data-bbox="1095 272 1926 895"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>放出放射エネルギー (注1、2) (Bq)</th> <th>内訳 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Xe 類</td> <td>約 0.0E+00</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>I 類</td> <td>約 8.2E+13</td> <td>55</td> </tr> <tr> <td>Cs 類</td> <td>約 1.7E+13</td> <td>12</td> </tr> <tr> <td>Te 類</td> <td>約 3.9E+12</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>Ba 類</td> <td>約 6.2E+12</td> <td>4</td> </tr> <tr> <td>Ru 類</td> <td>約 6.0E+11</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>La 類</td> <td>約 2.3E+13</td> <td>15</td> </tr> <tr> <td>Ce 類</td> <td>約 1.8E+13</td> <td>12</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>約 1.5E+14</td> <td>100</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 7日間積算放出量 (注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値</p>	核種グループ	放出放射エネルギー (注1、2) (Bq)	内訳 (%)	Xe 類	約 0.0E+00	0	I 類	約 8.2E+13	55	Cs 類	約 1.7E+13	12	Te 類	約 3.9E+12	3	Ba 類	約 6.2E+12	4	Ru 類	約 6.0E+11	<1	La 類	約 2.3E+13	15	Ce 類	約 1.8E+13	12	合計	約 1.5E+14	100	
核種グループ	放出放射エネルギー (注1、2) (Bq)	内訳 (%)																														
Xe 類	約 0.0E+00	0																														
I 類	約 8.2E+13	55																														
Cs 類	約 1.7E+13	12																														
Te 類	約 3.9E+12	3																														
Ba 類	約 6.2E+12	4																														
Ru 類	約 6.0E+11	<1																														
La 類	約 2.3E+13	15																														
Ce 類	約 1.8E+13	12																														
合計	約 1.5E+14	100																														

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（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 style="display: flex; flex-direction: column; align-items: center;"> <div style="display: flex; align-items: center; margin-bottom: 20px;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center; width: 30%;"> 単位時間当たりの格納容器気相部への放出放射性物質質量 〔放出率についてMAAPの希ガスをうい、RG1.195の有機よう素及び無機よう素の割合を更に乗じる〕 </div> <div style="font-size: 2em; margin: 0 10px;">➡</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center; width: 30%;"> 格納容器内気相部に浮遊している放射性物質質量 </div> </div> <div style="display: flex; align-items: center; margin-bottom: 20px;"> <div style="font-size: 3em; margin-right: 10px;">↓</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center; width: 60%;"> 単位時間当たりの沈着等によって格納容器気相部から除かれる放射性物質質量 （格納容器気相部浮遊量×沈着速度） 有機よう素は気相部から除去されない。 </div> </div> <div style="margin-bottom: 20px;"> $\left(\begin{array}{l} \text{格納容器気相部} \\ \text{浮遊量時間変化} \end{array} \right) = \left(\begin{array}{l} \text{単位時間当たりの} \\ \text{格納容器気相部への} \\ \text{放出放射性物質質量} \end{array} \right) - \left(\begin{array}{l} \text{単位時間当たりの沈着に} \\ \text{よって格納容器気相部から} \\ \text{取り除かれる放射性物質質量} \end{array} \right)$ </div> <div> $\left(\begin{array}{l} \text{単位時間当たり} \\ \text{の原子炉格納容} \\ \text{器からの放出量} \end{array} \right) = \left(\begin{array}{l} \text{格納容器} \\ \text{気相部浮遊量} \end{array} \right) \times \left(\begin{array}{l} \text{格納容器} \\ \text{漏えい率} \end{array} \right)$ </div> </div>	

図3.A-1 MAAPコードベースの原子炉格納容器内気相部浮遊放射性物質質量（有機、無機よう素）及び原子炉格納容器からの放出量の計算概要

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

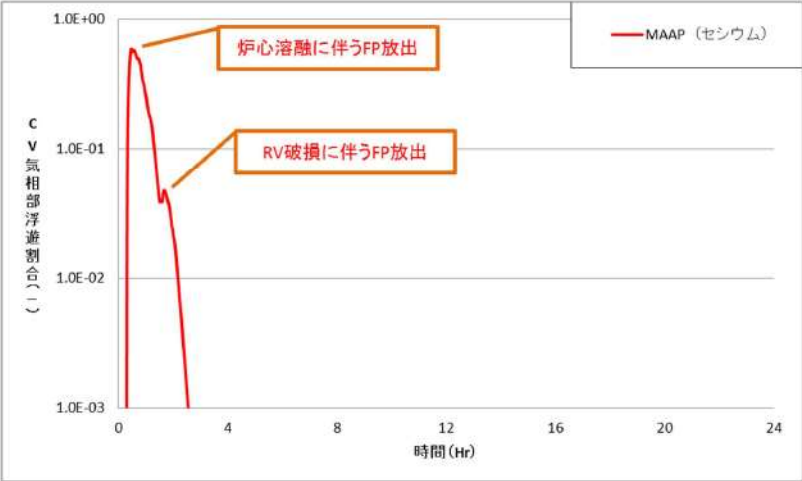
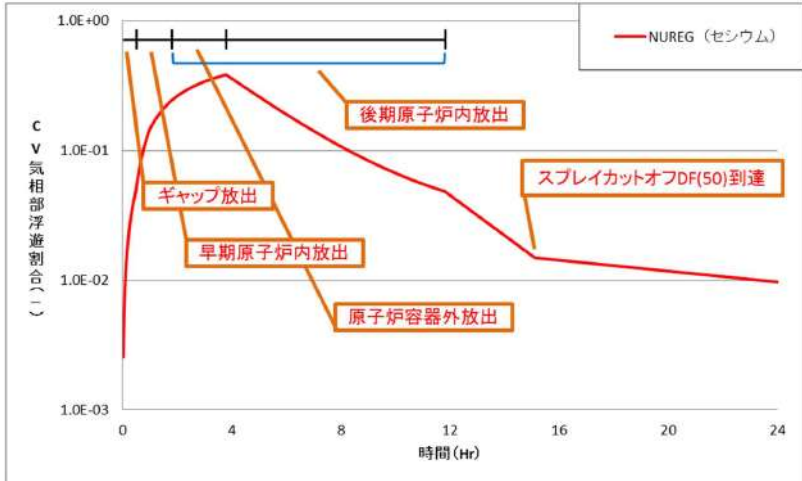
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

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="1093 225 1413 592" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>各放出フェーズにおける、単位時間当たりの格納容器気相部への放出放射性物質質量</p> <p>放出率については当該フェーズにおける放出の積算がNUREG-1465における放出量と同じとなる様一定の放出率を与える。各 Gr の放出率 = NUREG の放出量 / 各フェーズの継続時間で算定。よう素については RG1.195 の化学組成割合を更に乗じる。</p> </div> <div data-bbox="1429 240 1507 316" style="text-align: center;"> </div> <div data-bbox="1518 225 1928 316" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>格納容器内気相部に浮遊している放射性物質質量</p> </div> <div data-bbox="1675 331 1753 406" style="text-align: center;"> </div> <div data-bbox="1518 427 1928 592" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>単位時間当たりの沈着等によって格納容器気相部から除かれる放射性物質質量 (格納容器気相部浮遊量×除去速度)</p> </div> <div data-bbox="1099 667 1917 762" style="text-align: center;"> $\left(\begin{array}{l} \text{格納容器気相部} \\ \text{浮遊量時間変化} \end{array} \right) = \left(\begin{array}{l} \text{各放出フェーズにおける単} \\ \text{位時間当たりの格納容器気} \\ \text{相部への放出放射性物質質量} \end{array} \right) - \left(\begin{array}{l} \text{単位時間当たりの沈着等に} \\ \text{よって格納容器気相部から} \\ \text{取り除かれる放射性物質質量} \end{array} \right)$ </div> <div data-bbox="1099 815 1608 911" style="text-align: center;"> $\left(\begin{array}{l} \text{単位時間当たり} \\ \text{の原子炉格納容} \\ \text{器からの放出量} \end{array} \right) = \left(\begin{array}{l} \text{格納容器} \\ \text{気相部浮遊量} \end{array} \right) \times \left(\begin{array}{l} \text{格納容器} \\ \text{漏えい率} \end{array} \right)$ </div> <div data-bbox="1160 954 1861 1013" style="text-align: center;"> <p>図 3. A-2 NUREG-1465 ベースの原子炉格納容器内気相部浮遊放射性物質質量及び 原子炉格納容器からの放出量の計算概要</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 style="text-align: center;">【参考のため掲載順を入替え】</p> <div style="text-align: center;"> <p>Ex-Vessel (デブリに含まれる分は除く)</p> <p>図1 原子炉格納容器ソースターム比較 (事故収束後) (A-3)</p> </div> <div style="text-align: center;"> <p>Late In-Vessel (デブリに含まれる分は除く)</p> <p>図2 原子炉格納容器ソースターム比較 (事故収束後) (A-3)</p> </div>	<div style="text-align: center;"> <p>泊発電所3号炉</p> <p>図3.A-3 原子炉格納容器内気相部浮遊よう素量 (炉心内蓄積量に対する割合：MAAPコードベース (補正))</p> </div> <div style="text-align: center;"> <p>図3.A-4 原子炉格納容器内気相部浮遊よう素量 (炉心内蓄積量に対する割合：NUREG-1465ベース)</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>図 3. A-5 原子炉格納容器内気相部浮遊 Cs 量 (炉心内蓄積量に対する割合：MAAP コードベース (補正))</p>  <p>図 3. A-6 原子炉格納容器内気相部浮遊 Cs 量 (炉心内蓄積量に対する割合：NUREG-1465 ベース)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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）

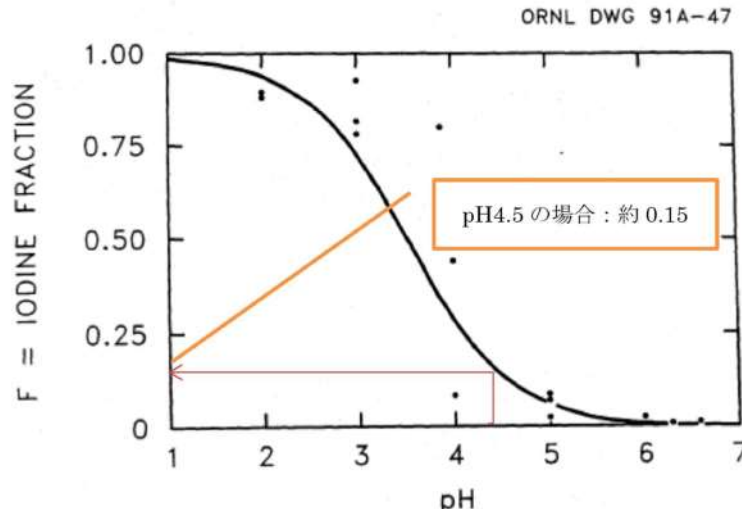
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>ORNL DWG 91A-47</p> <p>F = IODINE FRACTION</p> <p>pH</p> <p>pH4.5の場合：約0.15</p>	

図 3. A-7 ヨウ化イオン(I-)とヨウ素(I₂)の割合^[A-6]

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>別紙1 入力項目リスト</p> <p style="text-align: center;">入力項目リスト (1/3)</p> <table border="1" data-bbox="224 271 996 1385"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>入力項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">定格出力運転条件 パラメータ及び幾 何形状データ</td> <td>炉心熱出力</td> </tr> <tr> <td>炉心流量</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位</td> </tr> <tr> <td>給水流量（初期）、エンタルピ</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">原子炉冷却材容積</td> <td>炉心</td> </tr> <tr> <td>炉心シュラウドヘッド</td> </tr> <tr> <td>スタンドパイプ及び気水分離器</td> </tr> <tr> <td>上部ヘッド</td> </tr> <tr> <td>上部ダウンカマ</td> </tr> <tr> <td>下部ダウンカマ</td> </tr> <tr> <td>下部ヘッド</td> </tr> <tr> <td>再循環ループ</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">流路形状データ（流 路断面積、流路長さ、 流路高さ）</td> <td>下部ヘッド下端から炉心支持板まで</td> </tr> <tr> <td>炉心支持板から上部格子板まで</td> </tr> <tr> <td>上部格子板から炉心シュラウドヘッド上端 まで</td> </tr> <tr> <td>炉心シュラウドヘッド上端から気水分離器 上端まで</td> </tr> <tr> <td>下部ダウンカマ</td> </tr> <tr> <td>上部ダウンカマ</td> </tr> <tr> <td>上部ヘッド</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内径</td> </tr> <tr> <td>炉心シュラウド内径</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器本体肉厚</td> </tr> <tr> <td rowspan="1">熱構造材データ（材 質、体積、表面積）</td> <td>・原子炉圧力容器内 炉心シュラウド、炉心シュラウドヘッド、 炉心シュラウドサポート、上部格子板、気 水分離器、スタンドパイプ、蒸気乾燥器、 上部ヘッド、ダウンカマ、制御棒案内管及 びハウジング、下部ヘッド、再循環ループ</td> </tr> </tbody> </table>	分類	入力項目	定格出力運転条件 パラメータ及び幾 何形状データ	炉心熱出力	炉心流量	原子炉圧力	原子炉冷却材温度	原子炉水位	給水流量（初期）、エンタルピ	原子炉冷却材容積	炉心	炉心シュラウドヘッド	スタンドパイプ及び気水分離器	上部ヘッド	上部ダウンカマ	下部ダウンカマ	下部ヘッド	再循環ループ	流路形状データ（流 路断面積、流路長さ、 流路高さ）	下部ヘッド下端から炉心支持板まで	炉心支持板から上部格子板まで	上部格子板から炉心シュラウドヘッド上端 まで	炉心シュラウドヘッド上端から気水分離器 上端まで	下部ダウンカマ	上部ダウンカマ	上部ヘッド	原子炉圧力容器内径	炉心シュラウド内径	原子炉圧力容器本体肉厚	熱構造材データ（材 質、体積、表面積）	・原子炉圧力容器内 炉心シュラウド、炉心シュラウドヘッド、 炉心シュラウドサポート、上部格子板、気 水分離器、スタンドパイプ、蒸気乾燥器、 上部ヘッド、ダウンカマ、制御棒案内管及 びハウジング、下部ヘッド、再循環ループ	<p>別紙1 解析コードにおける解析条件</p> <p style="text-align: center;">表 解析コードにおける解析条件 (1/4)</p> <table border="1" data-bbox="1075 284 1944 1366"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>解析条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="17">定格出力運転条件 パラメータ及び幾 何形状データ</td> <td>炉心熱出力</td> </tr> <tr> <td>ループ数</td> </tr> <tr> <td>ループ全流量</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器入口温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器出口温度</td> </tr> <tr> <td>上部ヘッド温度</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">1次冷却材容積</td> <td>炉心</td> </tr> <tr> <td>上部プレナム</td> </tr> <tr> <td>下部プレナム</td> </tr> <tr> <td>ダウンカマ</td> </tr> <tr> <td>バレルパッフル領域</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器頂部</td> </tr> <tr> <td>高温側配管</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器プレナム</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器伝熱管（プラグ率含む）</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器－ポンプ間配管</td> </tr> <tr> <td>低温側配管</td> </tr> <tr> <td>加圧器液相部</td> </tr> <tr> <td>加圧器サージ管</td> </tr> <tr> <td>加圧器逃がしタンク</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">流路形状データ （水力的等価直 径、流路断面積、 流路長さ、流路高 さ）</td> <td>原子炉容器フランジ面より上部炉心板下端 まで</td> </tr> <tr> <td>上部炉心板下端よりダウンカマ下端まで</td> </tr> <tr> <td>上部炉心板下端より下部炉心板上端まで</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器フランジ面より入口ノズル中央 まで</td> </tr> <tr> <td>炉心そう外径</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器内径</td> </tr> <tr> <td>入口ノズル内径</td> </tr> <tr> <td>出口ノズル内径</td> </tr> <tr> <td>炉心そう内径</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器本体肉厚</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器クラッド肉厚</td> </tr> <tr> <td>燃料発熱部下端より下部炉心板上端まで</td> </tr> </tbody> </table>	分類	解析条件	定格出力運転条件 パラメータ及び幾 何形状データ	炉心熱出力	ループ数	ループ全流量	1次冷却材圧力	1次冷却材温度	原子炉容器入口温度	原子炉容器出口温度	上部ヘッド温度	1次冷却材容積	炉心	上部プレナム	下部プレナム	ダウンカマ	バレルパッフル領域	原子炉容器頂部	高温側配管	蒸気発生器プレナム	蒸気発生器伝熱管（プラグ率含む）	蒸気発生器－ポンプ間配管	低温側配管	加圧器液相部	加圧器サージ管	加圧器逃がしタンク	流路形状データ （水力的等価直 径、流路断面積、 流路長さ、流路高 さ）	原子炉容器フランジ面より上部炉心板下端 まで	上部炉心板下端よりダウンカマ下端まで	上部炉心板下端より下部炉心板上端まで	原子炉容器フランジ面より入口ノズル中央 まで	炉心そう外径	原子炉容器内径	入口ノズル内径	出口ノズル内径	炉心そう内径	原子炉容器本体肉厚	原子炉容器クラッド肉厚	燃料発熱部下端より下部炉心板上端まで	
分類	入力項目																																																																							
定格出力運転条件 パラメータ及び幾 何形状データ	炉心熱出力																																																																							
	炉心流量																																																																							
	原子炉圧力																																																																							
	原子炉冷却材温度																																																																							
	原子炉水位																																																																							
	給水流量（初期）、エンタルピ																																																																							
	原子炉冷却材容積	炉心																																																																						
		炉心シュラウドヘッド																																																																						
		スタンドパイプ及び気水分離器																																																																						
		上部ヘッド																																																																						
上部ダウンカマ																																																																								
下部ダウンカマ																																																																								
下部ヘッド																																																																								
再循環ループ																																																																								
流路形状データ（流 路断面積、流路長さ、 流路高さ）	下部ヘッド下端から炉心支持板まで																																																																							
	炉心支持板から上部格子板まで																																																																							
	上部格子板から炉心シュラウドヘッド上端 まで																																																																							
	炉心シュラウドヘッド上端から気水分離器 上端まで																																																																							
	下部ダウンカマ																																																																							
	上部ダウンカマ																																																																							
	上部ヘッド																																																																							
	原子炉圧力容器内径																																																																							
	炉心シュラウド内径																																																																							
	原子炉圧力容器本体肉厚																																																																							
熱構造材データ（材 質、体積、表面積）	・原子炉圧力容器内 炉心シュラウド、炉心シュラウドヘッド、 炉心シュラウドサポート、上部格子板、気 水分離器、スタンドパイプ、蒸気乾燥器、 上部ヘッド、ダウンカマ、制御棒案内管及 びハウジング、下部ヘッド、再循環ループ																																																																							
分類	解析条件																																																																							
定格出力運転条件 パラメータ及び幾 何形状データ	炉心熱出力																																																																							
	ループ数																																																																							
	ループ全流量																																																																							
	1次冷却材圧力																																																																							
	1次冷却材温度																																																																							
	原子炉容器入口温度																																																																							
	原子炉容器出口温度																																																																							
	上部ヘッド温度																																																																							
	1次冷却材容積	炉心																																																																						
		上部プレナム																																																																						
		下部プレナム																																																																						
		ダウンカマ																																																																						
		バレルパッフル領域																																																																						
		原子炉容器頂部																																																																						
		高温側配管																																																																						
		蒸気発生器プレナム																																																																						
		蒸気発生器伝熱管（プラグ率含む）																																																																						
蒸気発生器－ポンプ間配管																																																																								
低温側配管																																																																								
加圧器液相部																																																																								
加圧器サージ管																																																																								
加圧器逃がしタンク																																																																								
流路形状データ （水力的等価直 径、流路断面積、 流路長さ、流路高 さ）	原子炉容器フランジ面より上部炉心板下端 まで																																																																							
	上部炉心板下端よりダウンカマ下端まで																																																																							
	上部炉心板下端より下部炉心板上端まで																																																																							
	原子炉容器フランジ面より入口ノズル中央 まで																																																																							
	炉心そう外径																																																																							
	原子炉容器内径																																																																							
	入口ノズル内径																																																																							
	出口ノズル内径																																																																							
	炉心そう内径																																																																							
	原子炉容器本体肉厚																																																																							
原子炉容器クラッド肉厚																																																																								
燃料発熱部下端より下部炉心板上端まで																																																																								

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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	
入力項目リスト (2/3)			表 解析コードにおける解析条件 (2/4)				
分類	入力項目		分類	解析条件			
炉心データ	炉心流路面積	炉心流路面積	定格出力運転条件 パラメータ及び幾 何形状データ	流路形状データ (各領域の水力的 等価直径、流路断 面積、流路長さ、 流路高さ)及び熱 構造材データ(材 質、体積、接液面 積)	原子炉容器内 入口ノズル、スプレインノズル、ダウンカ マ、下部プレナム、炉心有効発熱長間、 炉心バイパス、上部プレナム、ガイドチ ューブ、出口ノズル		
		パイパス流路面積			・1次冷却系配管 高温側配管、蒸気発生器出口側配管、低 温側配管		
炉心崩壊熱	・1次冷却材ポンプ						
燃料データ	燃料集合体数	・蒸気発生器1次側 入口プレナム、伝熱管、出口プレナム					
	集合体あたりの燃料棒数	・蒸気発生器2次側 ダウンカマ部、加熱部、ライザ部、1次 気水分離器、蒸気ドーム部、主蒸気配管					
	燃料棒配列	・加圧器 本体、サージ管、加圧器逃がしタンク					
	燃料棒有効長	圧力損失データ			原子炉容器(入口ノズル～出口ノズル間) 蒸気発生器入口～出口 1次冷却系配管 蒸気発生器2次側		
	燃料被覆管外径	崩壊熱					
	燃料被覆管内厚	炉心データ			冷却材炉心流量		炉心流量 バイパス流量 原子炉容器頂部バイパス流量
	ペレット直径	燃料データ			炉心流路面積		
	ペレット-被覆管ギャップ条件(ガス圧力、ガス組成、熱伝達係数)		実効熱伝達面積				
	スペーサ位置		トリップ反応度曲線				
	チャンネルボックス(質量、厚さ)		燃料集合体数				
再循環ポンプ関連 データ	コストダウン特性		集合体あたりの燃料棒数				
	再循環ポンプ定格流量		燃料棒配列				
	ジェットポンプ台数		燃料棒ピッチ				
原子炉格納容器関 連データ	区画データ		自由体積	燃料棒有効長			
			底部高さ	燃料被覆管外径			
			区画高さ	燃料被覆管内厚			
		初期圧力	ペレット直径				
		初期温度	ペレット-燃料被覆管ギャップ条件(ガス圧力、ガス組成、ギャッ プ幅)				
		初期湿度	グリッド位置、圧力損失係数				
	区画間データ	底部高さ	加圧器データ	加圧器水位			
		流路幅	加圧器逃がし弁(容量、個数、設定圧力)	加圧器安全弁(容量、個数、設定圧力)			
		流路高さ	加圧器ヒータ(作動圧力、出力)	加圧器水位制御系(充てん及び抽出流量)			
		流路長さ	加圧器逃がしタンクラブチャディスク破損圧力				
流路面積							
ヒートシンク(伝熱 面、表面積、厚さ、 材質の物性及び初期 温度)	格納容器各区画壁面(側壁、床、天井等)						
	格納容器内構造物						

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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		
	表 解析コードにおける解析条件（3/4）				
	分類	解析条件			
	蒸気発生器関連データ	伝熱管本数（プラグ率含む）			
		伝熱管外径			
		伝熱管厚さ			
		伝熱面積			
		伝熱管材質			
		伝熱管長さ			
		伝熱管配列（ピッチ）			
		伝熱管流路面積			
		主給水流量（初期）、温度			
		主蒸気流量（初期）			
		2次側圧力			
		蒸気発生器2次側水位、保有水量			
		主蒸気逃がし弁（容量、個数、設定圧力）			
	主蒸気安全弁（容量、個数、設定圧力）				
	1次冷却材ポンプ（RCP）関連データ	コーストダウン特性			
		RCP 定格流量			
	原子炉格納容器関連データ	区画データ		自由体積	
				底部高さ	
				区画高さ	
				初期圧力	
				初期温度	
		区画間データ		底部高さ	
				開口高さ	
				断面積	
				水力等価径	
圧力損失					
ヒートシンク（伝熱面、表面積、厚さ、材質の物性及び初期温度）		CV ドーム部及びリングガータ			
		CV シリンダ部			
		CV コンクリート			
		スチールラインドコンクリート			
		雑鋼材（炭素鋼）			
		雑鋼材（ステンレススチール）			
		雑鋼材（銅フィンチューブ）			
		配管（ステンレススチール（内部に水有））			
		配管（ステンレススチール（内部に水無））			
		配管（炭素鋼（内部に水有））			
配管（炭素鋼（内部に水無））					
検出器等（アルミニウム）					

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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
入力項目リスト (3/3)		表 解析コードにおける解析条件 (4/4)		
分類	入力項目	分類	解析条件	
デブリ挙動関連	デブリ初期条件（燃料、構造材、FPの材質別質量）	溶融炉心挙動関連	初期条件（燃料、構造材、FPの材質別質量）	
	原子炉圧力容器破損判定条件		ジルコニウム-水反応速度の係数	
	FCI現象におけるデブリジェットの落下条件		原子炉容器破損判定条件	
	FCI現象における細粒化条件		FCI現象におけるデブリジェットの落下条件	
	FCI現象における細粒化デブリと水の伝熱条件		FCI現象における細粒化条件	
	MCCI現象におけるデブリのキャビティ床面での拡がり条件		FCI現象におけるデブリ粒子と水の伝熱条件	
	MCCI現象におけるデブリと水の伝熱条件		MCCI現象における溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がり条件	
	MCCI現象におけるデブリとコンクリートの伝熱条件		MCCI現象における溶融炉心と水の伝熱条件	
	MCCI現象におけるコンクリートの組成		MCCI現象における溶融炉心とコンクリートの伝熱条件	
	原子炉保護設備		原子炉スクラム（設定点、応答遅れ）	原子炉保護設備
事象収束に重要な機器・操作関連	ECCS作動設定点	事象収束に重要な機器・操作関連	ECCS作動設定点	
	ECCS注入ポンプ（注入開始（起動遅れ時間）、台数、容量、停止条件）		ECCS注入ポンプ（注入開始（起動遅れ時間）、台数、容量、停止条件）	
	崩壊熱除去系（台数、容量）		余熱除去系（給水停止条件（再循環時）、台数、容量）	
	格納容器スプレイポンプ（操作タイミング、台数、容量）		蓄圧タンク（基数、保持圧力、保有水量）	
	逃がし安全弁（開操作開始条件（原子炉圧力）、個数、容量）		補助給水ポンプ（給水開始（起動遅れ時間）、台数、容量、目標2次側水位）	
	代替注水系（注入開始（起動遅れ時間）、台数、容量、停止条件）		格納容器スプレイ作動設定点	
	格納容器ベント（操作タイミング、面積）		格納容器スプレイポンプ（台数、容量）	
	復水貯蔵タンク（保有水量、温度）		原子炉格納容器内気相部冷却（格納容器再循環ユニット）（開始条件（原子炉格納容器圧力及び遅れ時間）、台数、除熱特性）	
事故条件	配管破断条件（位置、面積）	事故条件	再循環運転切替（燃料取替用水タンク再循環切替水位、注入流量）	
			代替再循環（原子炉格納容器スプレイ設備）（開始条件（再循環運転切替、遅れ時間）、流量）	
			1次冷却材ポンプからの漏えい率（定格圧力時）	
			加圧器逃がし弁（開操作開始条件（炉心溶融開始、遅れ時間）、個数、容量）	
			代替格納容器スプレイポンプ（開始条件（炉心溶融開始、遅れ時間）、台数、容量、一旦停止条件（原子炉格納容器内保有水量、圧力）、間欠運転条件（原子炉格納容器内保有水量、圧力）、完全停止時間）	
			燃料取替用水タンク（保有水量、温度）	
			1次冷却系配管破断条件（位置、口径）	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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1 新知見への対応について</p> <p>1. はじめに</p> <p>MAAPコードは、福島第一原子力発電所1～3号機の事象進展解析に適用されている^[1]。これらの解析では、システムの応答や外部注水流量等の不確かさの大きな境界条件については、当時の記録に基づいた分析や一部推定を行った上で設定されており、解析結果と実測データとの比較が行われている。この比較結果から、相違点があるプラント挙動や物理現象については検討課題として抽出し、個別に評価・検討が行われている。</p> <p>以下では、この検討を通じて得られた課題や知見のうち、MAAPコードで対象とする現象評価に関連する内容と有効性評価への影響について検討する。また、MAAPコードの改良は米国EPRIを中心としたMAAP User's Groupのもとで継続的に進められており、改良の動向と有効性評価への影響について検討する。</p>	<p>別添1 新知見への対応について</p> <p>1. はじめに</p> <p>MAAPコードは、福島第一原子力発電所1～3号機の事象進展解析に適用されている^[1]。これらの解析では、システムの応答や外部注水流量等の不確かさの大きな境界条件については、当時の記録に基づいた分析や一部推定を行った上で設定されており、解析結果と実測データとの比較が行われている。この比較結果から、相違点があるプラント挙動や物理現象については検討課題として抽出し、個別に評価・検討が行われている。</p> <p>以下では、この検討を通じて得られた課題や知見のうち、MAAPコードで対象とする現象評価に関連する内容と有効性評価への影響について検討する。また、MAAPコードの改良は米国EPRIを中心としたMAAP User's Groupのもとで継続的に進められており、改良の動向と有効性評価への影響について検討する。</p>	<p>※別添1は従来のPWRの公開文献から追加</p> <p>※女川との比較は比較表「MAAP新知見への対応」参照</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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. 福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項と有効性評価への影響</p> <p>2.1 未確認・未解明事項について</p> <p>福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項^[2]のうち、有効性評価に対して影響し得る項目を抽出し、MAAPコードによる有効性評価で留意すべき事項を以下の4項目に大別した。</p> <p>(1)原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について</p> <p>原子炉圧力容器の水位が低下し炉心が露出すると、過熱した炉心から発生する高温ガスや過熱蒸気により、原子炉圧力容器バウダリが通常よりも高い温度となる。1号機のMAAP解析においては、この原子炉内温度の上昇によって原子炉内核計装のドライチューブや主蒸気管フランジ等の原子炉圧力容器上部からドライウェルへの気相漏えいが発生したと仮定している。この現象によって、原子炉圧力容器破損タイミングや格納容器圧力及び温度の上昇等の事象進展に影響を及ぼす可能性がある。</p> <p>(2)熔融炉心の下部プレナム落下挙動</p> <p>1号機のMAAP解析において、原子炉圧力は3月11日22時頃に急峻なピークを示している。MAAPコードでは、炉心損傷の進展に伴って、固化クラストによって閉塞領域が形成されると熔融炉心は一旦保持されるものの、クラストの破損に伴って、熔融炉心が下部プレナムへの落下を開始するというモデルを採用していることに起因すると考えられる。一方、複雑な下部構造を持つBWRでは、燃料支持金具の冷却水の通過口から熔融した炉心が降下し、下部プレナムに流れ落ちる経路や、熔融プールが炉心の径方向に拡大し、外周部のバイパス領域へ流出し、下部プレナムへ流れ落ちる経路、更に炉心シュラウドと接触・破損させることによってダウンカムへ流出する経路等、流出経路には様々な形態が考えられる。熔融炉心の下部プレナムへの落下挙動は、それ以降の原子炉圧力容器破損等の事象進展に影響を与える可能性がある。</p> <p>(3)圧力抑制プールの温度成層化について</p> <p>3号機では、RCICによる注水期間において、原子炉格納容器圧力のMAAP解析結果と実測値に差があり、圧力抑制プールにおいて温度成層化が起きた可能性が指摘されている^[3]。MAAPコードによる有効性評価では、圧力抑制プールのプール水を単一ノードで模擬し、プール水温は均一に上昇する仮定としているのに対し、温度成層化を考慮した場合、原子炉格納容器の圧力及び温度上昇が速くなる可能性がある。</p>	<p>2. 福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項と有効性評価への影響</p> <p>2.1 未確認・未解明事項について</p> <p>福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項^[2]のうち、有効性評価に対して影響し得る項目を抽出し、MAAPコードによる有効性評価で留意すべき事項を以下の4項目に大別した。その選定方法については、別紙に示す。</p> <p>(1) 原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について</p> <p>原子炉圧力容器の水位が低下し炉心が露出すると、過熱した炉心から発生する高温ガスや過熱蒸気により、原子炉圧力容器バウダリが通常よりも高い温度となる。1号機のMAAP解析においては、この原子炉内温度の上昇によって原子炉内核計装のドライチューブや主蒸気管フランジ等の原子炉圧力容器上部からドライウェルへの気相漏えいが発生したと仮定している。泊3号機においても、原子炉容器や1次冷却材配管からの気相漏えいの発生した場合には、原子炉容器破損タイミングや原子炉格納容器圧力及び温度の上昇等の事象進展に影響を及ぼす可能性がある。</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>(4)原子炉格納容器の気相漏えいについて</p> <p>1号機及び2号機のMAAP解析では、格納容器圧力等の実測値を再現するために原子炉格納容器の気相部からの漏えいを仮定しているものの、計測されたパラメータや観測事実からは、漏えい箇所やその規模については直接的な推定が得られていない。一つの要因として格納容器内部で生じた局所的な過温状態による損傷が挙げられている。一方、MAAPコードによる有効性評価では、原子炉格納容器内を代表的な区画にノード分割し、ノード内温度は均一と仮定し、温度分布を評価することはできない。</p>	<p>(2) コア・コンクリート反応</p> <p>融融燃料が十分に冷却されない場合、融融燃料と接触した格納容器床面のコンクリートが融点以上まで熱せられることによりコンクリートが分解するコア・コンクリート反応が生じる。コア・コンクリート反応では、水素、一酸化炭素等の非凝縮性ガスが発生する。1号機のMAAP解析においては、コア・コンクリート反応による原子炉格納容器の侵食深さを評価しているが、実際にコア・コンクリート反応がどの程度進展していたかは不確かさが大きいと、それ以降の原子炉格納容器破損等の事故進展に影響を与える可能性があり、泊3号機の評価においても留意する必要がある。</p> <p>(3) 水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動</p> <p>2号機では、主蒸気逃がし安全弁（SRV）の開操作により、原子炉の強制減圧に成功した。その後原子炉圧力が上昇したことからSRVを1弁追加で開けるも圧力は低下せず、さらに別のSRVを開放したところ原子炉圧力が低下した。この原子炉圧力上昇は、炉心損傷が進んでいると考えられることから、その減圧時の蒸気放出には非凝縮性ガスである水素が大量に含まれているものと考えられる。泊3号機において、非凝縮性ガスの存在により原子炉格納容器の事故進展に影響を与える可能性がある。</p> <p>(4) 原子炉格納容器の気相漏えいについて</p> <p>1号機及び2号機のMAAP解析では、格納容器圧力等の実測値を再現するために原子炉格納容器の気相部からの漏えいを仮定しているものの、計測されたパラメータや観測事実からは、漏えい箇所やその規模については直接的な推定が得られていない。一つの要因として格納容器内部で生じた局所的な過温状態による損傷が挙げられている。一方、MAAPコードによる有効性評価では、原子炉格納容器内を代表的な区画にノード分割し、ノード内温度は均一と仮定し、温度分布を評価することはできない。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（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>2.2 有効性評価に対する影響について</p> <p>2.1で挙げられた留意すべき事項に対して、有効性評価に対する影響について以下に考察する。これらの考察より、有効性評価で対象とする事象進展に対しては、MAAPコードによる解析への影響は小さく適用性に問題はないと判断される。</p> <p>(1)原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について</p> <p>炉心損傷に伴って発生する高温ガスにより、原子炉圧力容器からの漏えいが生じた場合、原子炉圧力の減圧を促進する。しかしながら、有効性評価において、大破断LOCAを起因事象とするシーケンスについては、起因事象発生時点で大規模な一次冷却材圧力バウンダリの喪失を仮定していることから、これらの事象による格納容器内事象進展への影響はない。別図 1-2.2-1及び別図 1-2.2-2に、炉心損傷に伴う計装用案内管破損を模擬した場合の原子炉圧力及び格納容器温度の比較を示す。これらの図から明らかなように、事象進展への影響は小さい。</p> <p>また、過渡事象（TQUV）起因のシーケンスでは、原子炉圧力容器からの気相漏えいは、原子炉減圧挙動と水位低下挙動に影響する。</p> <p>高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止に係る評価においては、高温ガス発生による気相部漏えいが生じる場合には、原子炉の減圧が促進されるため、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の回避に対して有効に寄与する。さらに、原子炉圧力容器破損前に運転員による原子炉減圧操作が必須となるが、破損までには十分な時間余裕があり、気相漏えいを想定しても破損時間への影響は小さい。別図 1-2.2-3に、炉心損傷に伴う計装用案内管破損を模擬した場合の原子炉圧力の比較を示す。計装用案内管温度が融点に到達した時点で損傷するとして本感度解析では、その損傷は原子炉減圧後に発生しており、原子炉減圧操作への影響はない。</p> <p>溶融炉心と冷却材の相互作用及び溶融炉心とコンクリートの相互作用においては、原子炉減圧後の現象を評価するため、原子炉圧力容器破損前のペDESTAL注水が必須となる。しかしながら、上述のように十分な時間余裕があり、かつ、評価においては、原子炉水位が有効燃料棒底部まで低下する以前に原子炉減圧操作を実施しており、炉心損傷初期の段階であることから、原子炉圧力容器の気相漏えいを仮定しても破損時間に対する影響は小さく、運転操作に対する影響はない。</p>	<p>2.2 有効性評価に対する影響について</p> <p>2.1で挙げられた留意すべき事項に対して、有効性評価に対する影響について以下に考察する。これらの考察より、有効性評価で対象とする事象進展に対しては、MAAPコードによる解析への影響は小さく適用性に問題はないと判断される。</p> <p>(1) 原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について</p> <p>炉心損傷に伴って発生する高温ガスにより、原子炉容器からの漏えいが生じた場合、原子炉圧力の減圧を促進する。しかしながら、有効性評価において、大破断LOCAを起因事象とするシーケンス（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）、原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用、溶融炉心・コンクリート相互作用、水素燃焼）については、起因事象発生時点で大規模な一次冷却材圧力バウンダリの喪失を仮定していることから、これらの事象による原子炉格納容器内事象進展への影響はない。また過渡事象起因のシーケンス（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）では、原子炉容器からの気相漏えいや漏えい量の増加は、原子炉減圧挙動と水位挙動に影響する。</p> <p>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止に係る評価においては、高温ガス発生による気相部漏えいが生じる場合には、原子炉の減圧が促進されるため、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の回避に対して有効に寄与する。さらに、原子炉容器破損前に運転員による原子炉減圧操作が必須となるが、破損までには十分な時間余裕があり、気相漏えいを想定しても破損時間への影響は小さい。よって、有効性評価への影響は小さいと考えられる。</p> <p>また、有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の評価において、添付資料7.2.1.2.2「全交流動力電源喪失+補助給水失敗」における原子炉冷却材圧力バウンダリから現実的な漏えいを想定した場合の事象進展についてで、原子炉冷却材圧力バウンダリから漏えいが発生した場合の運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認している。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

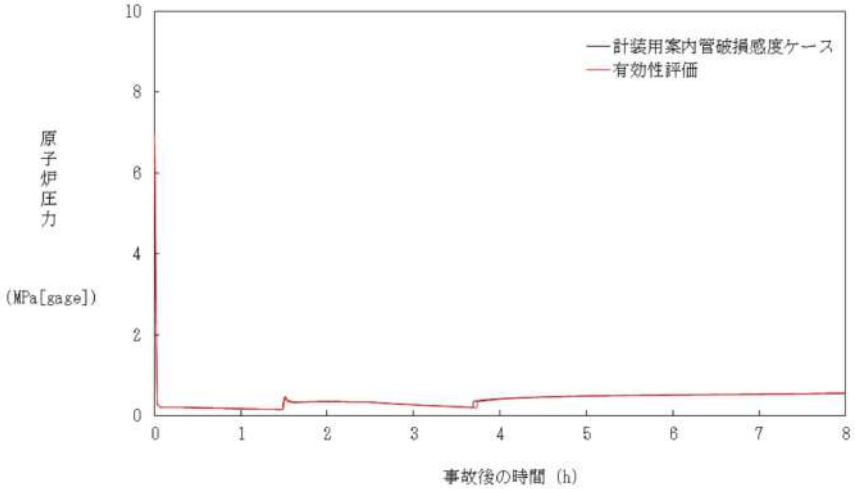
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 溶融炉心の下部プレナム落下挙動</p> <p>有効性評価のうち、「格納容器過圧・過温破損」の評価において、原子炉圧力容器が破損しないシーケンスを想定するシナリオでは、溶融炉心の下部プレナム落下前に冷却される状態を対象としているため、本現象の影響はない。</p> <p>下部プレナムへの溶融炉心落下が発生するシーケンスについては、本文「3.3.6 溶融炉心の挙動モデル」で述べたように、MAAPコードでは、溶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溶融炉心を保持できなくなった場合に開始され、落下する溶融炉心の量は、仮想的なデブリジェット径等により計算されている。一方、燃料支持金具等の炉心下部構造物を介した溶融炉心の移行は、別図 1-2.2-4 に示す経路が想定され、溶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し、落下流量が低減される等の影響が想定される。したがって、これらを考慮していない現行評価は、原子炉圧力容器下部ヘッドへの熱負荷を計算する上で、保守的な扱いといえる。</p> <p>また、同じく「3.3.6 溶融炉心の挙動モデル」で述べたように、MAAPコードでは、溶融炉心の径方向のリロケーションは下部ノードが閉塞した以降に発生し、溶融領域は炉心シュラウドまで到達しない想定としている。溶融炉心が炉心シュラウドと接触した場合、炉心シュラウドを溶融貫通する可能性はあるものの、その径方向への進展は下部ノードの閉塞挙動等に依存した極めて不確かさの大きな現象と考えられる。さらに、溶融炉心が炉心シュラウドを溶融貫通した場合の下部プレナムへの移行は、ジェットポンプ等の貫通後に発生するが、ジェットポンプ内部に冷却材が存在している場合には、溶融炉心が一時的に冷却される等の効果も期待される。このようなことから、炉心下部構造物を介した移行に比べて、主要なリロケーション経路となり得るとは考えにくく、有効性評価への影響は小さいと考えられる。</p> <p>(3) 圧力抑制プールの温度成層化について（別添1（補足）参照）</p> <p>原子炉隔離時冷却系の運転方法として、福島第一原子力発電所3号機と同様にテストラインを使用し注水流量を制御するような運転方法とした場合、圧力抑制プールの温度成層化による原子炉格納容器の圧力上昇が生じる可能性がある。しかしながら、原子炉隔離時冷却系が間欠運転（L-2 と L-8 の自動制御）の場合、原子炉隔離時冷却系が停止している間に原子炉圧力が上昇し、逃がし安全弁が作動することにより温度成層化の発生の可能性は小さくなる。また、原子炉隔離時冷却系の注水流量調整のみによる制御とした場合においても、消費される駆動蒸気量の減少により逃がし安全弁の作動回数が増え、温度成層化の発生可能性は小さくなる可能性がある。</p> <p>一方、低圧代替注水系を用いた原子炉注水時において成層化の発生可能性はあるものの、原子炉格納容器圧力に対する影響は小さいものと考えられる。</p>	<p>(2) コア・コンクリート反応</p> <p>有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価において、添付資料 7.2.1.1.18 「溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の原子炉格納容器圧力及び温度への影響について」で、コア・コンクリート反応の不確かさを考慮し、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり小さく、局部的に溶融炉心が堆積するような条件での感度解析を実施した。</p> <p>感度解析ケースでは、基本ケースに比べて溶融炉心の拡がり面積及び溶融炉心からの原子炉下部キャビティ水への熱流束を制限していることから溶融炉心が十分冷却されるまでの時間が長くなる。このため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は緩やかになる。その後コンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生により原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するものの、原子炉下部キャビティ水により溶融炉心が冷却されることでコンクリート侵食は停止するため、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は一時的なものである。</p> <p>また、有効性評価のうち、「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価において、添付資料 7.2.5.2 「解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（溶融炉心・コンクリート相互作用）」で、解析コード及び解析条件の不確かさの評価を実施しており、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認している。</p> <p>(3) 水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動</p> <p>炉心損傷が進んでいる場合、その減圧時には水素等の非凝縮性ガスを多く含んだ蒸気が放出されることにより原子炉格納容器の事故進展に影響を与える可能性がある。</p> <p>有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価において、添付資料 7.2.1.1.20 「格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素濃度に対する影響について」で、原子炉格納容器内の水素濃度の不確かさを考慮した場合の、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を確認した。水素濃度が高く、格納容器再循環ユニットの除熱量が低下した場合でも、原子炉格納容器圧力及び温度への影響は軽微であることを確認している。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

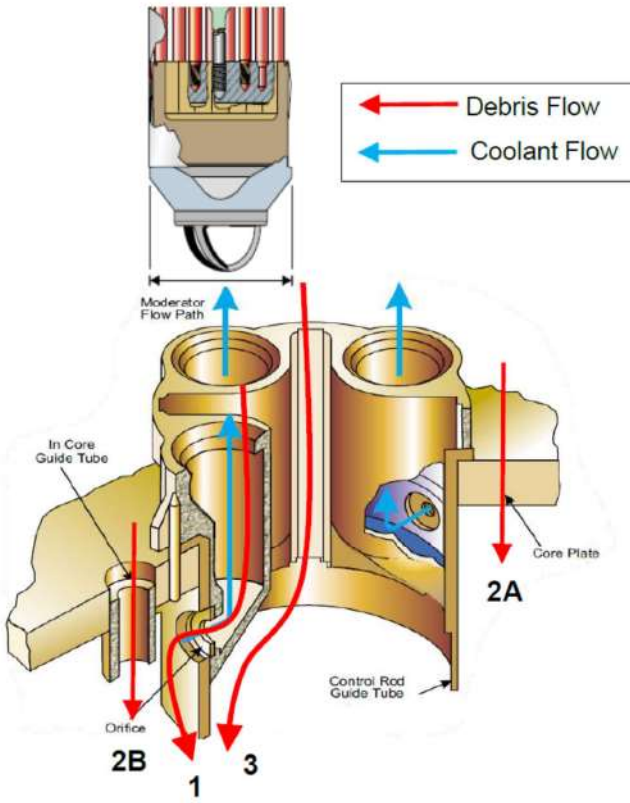
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(4)原子炉格納容器の気相漏えいについて</p> <p>福島第一原子力発電所事故においては、原子炉格納容器内で局所的な過温状態となって、気相部に漏えいが生じた可能性が指摘されている。重大事故時の原子炉格納容器内温度分布は、損傷炉心及び核分裂生成物の分布やその冷却状態、また、原子炉格納容器への注水等によるガス攪拌に資する駆動力の有無にも依存することから、MAAPの評価体系で原子炉格納容器内の温度分布を精度よく評価することは困難である。</p> <p>一方、福島第一原子力発電所事故で推定されている局所的な過温状態の発生を回避するため、重大事故等対策として、原子炉及び格納容器への代替注水等を整備し、その有効性を確認することが有効性評価の目的となっている。すなわち、これらの対策によって、原子炉圧力容器内損傷炉心の非冷却状態長期化を防止でき、また、原子炉格納容器への注水によって、雰囲気を十分攪拌させて高温気体の局所的な滞留を防止できるため、局所的な過温は回避可能と考えられる。</p> <p>このような観点から、本文「3.3.4 格納容器モデル」の図3.3-6に例示した原子炉格納容器のノード分割方法は、原子炉格納容器の過圧・過温に対する有効性評価に適用可能である。</p>  <p>別図 1-2.2-1 大破断LOCA時注水機能喪失（原子炉圧力容器破損）における原子炉圧力変化の比較</p>	<p>(4) 原子炉格納容器の気相漏えいについて</p> <p>福島第一原子力発電所事故においては、原子炉格納容器内で局所的な過温状態となって、気相部に漏えいが生じた可能性が指摘されている。重大事故時の原子炉格納容器内温度分布は、損傷炉心及び核分裂生成物の分布やその冷却状態、また、原子炉格納容器への注水等によるガス攪拌に資する駆動力の有無にも依存することから、MAAPの評価体系で原子炉格納容器内の温度分布を精度よく評価することは困難である。</p> <p>一方、福島第一原子力発電所事故で推定されている局所的な過温状態の発生を回避するため、重大事故等対策として、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を整備し、その有効性を確認することが有効性評価の目的となっている。すなわち、これらの対策によって、溶融炉心の非冷却状態長期化を防止でき、また、原子炉格納容器への注水によって、雰囲気を十分攪拌させて高温気体の局所的な滞留を防止できるため、局所的な過温は回避可能と考えられる。</p> <p>このような観点から、有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価において、添付資料7.2.1.1.4「MAAPでの原子炉格納容器モデルについて」に例示した原子炉格納容器のノード分割方法は、原子炉格納容器の過圧・過温に対する有効性評価に適用可能である。</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="174 193 996 702"> </div> <div data-bbox="286 715 896 774"> <p>別図 1-2.2-2 大破断LOCA時注水機能喪失（原子炉圧力容器破損） における格納容器温度変化の比較</p> </div> <div data-bbox="174 826 996 1316"> </div> <div data-bbox="286 1329 896 1356"> <p>別図 1-2.2-3 高圧・低圧注水機能喪失における原子炉圧力変化の比較</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 1-2. 2-4 炉心下部構造物を介した熔融炉心の移行経路^[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（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. MAAPコード改良の動向について</p> <p>3.1 MAAPコードの改良^[6]</p> <p>MAAPコード最新バージョンで追加された物理現象モデル^[5]のうち、有効性評価に関連すると考えられる主要なモデルについて、推定される影響を整理する。</p> <p>(1) 炉心モデル</p> <p>MAAPコード最新バージョンでは、制御材であるB₄Cの酸化モデルが追加されている。B₄C酸化については、QUENCH実験において、B₄C酸化によるH₂発生量全体に寄与する割合はQUENCH-07で2.4%、QUENCH-09で2.2%と小さいことが確認されている。すなわち、炉心損傷進展に伴う不確かさに比べればその影響は小さく、有効性評価への影響は小さいと考えられる。</p> <p>(2) 一次系モデル</p> <p>(a) 主蒸気管ノードの追加</p> <p>MAAPコード最新バージョンでは、主蒸気管ノードが一次系ノードに追加され、高温ガスによるクリープ損傷がモデル化されている。本現象は、炉心損傷後に原子炉圧力容器内が長時間高温・高圧状態に維持される場合に生じ得るが、有効性評価では、運転員操作による炉心損傷の初期段階での原子炉減圧を想定しているため、主蒸気管のクリープ損傷が発生する可能性は小さいと考えられる。</p> <p>また、仮にクリープ損傷が生じた場合にも、2.2における原子炉圧力容器からの気相漏えいと同様に事象進展への影響は小さいと推定される。</p> <p>(b) 計装管損傷モデルの追加</p> <p>MAAPコード最新バージョンでは、原子炉内核計装等の計装管の損傷がモデル化されており、損傷した計装管への熔融炉心の侵入と固化挙動が評価可能となっている。計装管損傷の影響は、2.1及び2.2で述べたように原子炉圧力容器からの気相漏えいとして現れるが、上述のように有効性評価で対象とする事故シーケンスへの影響は小さいと考えられる。</p> <p>(3) 下部プレナム内デブリモデル</p> <p>MAAPコード最新バージョンでは、OECD/NEA国際プロジェクトRASPLAV^[6]及びMASCA^[7]計画の知見を反映し、下部プレナム内で重金属層（金属ウラン）が酸化物層（二酸化ウラン、酸化ジルコニウム）の下方に成層化するモデルが追加されている。しかしながら、本現象は、原子炉圧力容器を外側から冠水させて熔融炉心を下部プレナム内に長期間保持する対策をとる際に重要となるものであり、有効性評価では下部プレナム内に熔融炉心を保持して事故収束させるシーケンスを対象としていないため、影響はない。</p>	<p>3. MAAPコードの改良の動向について</p> <p>3.1 MAAPコードの改良^[3]</p> <p>MAAPコード最新バージョンで追加された物理現象モデル^[3]のうち、有効性評価に関連すると考えられる主要なモデルについて、推定される影響を整理する。</p> <p>(1) 炉心モデル</p> <p>MAAPコードの最新バージョンでは、高温領域でのジルコニウム-水反応モデルにUrbanic-Heidrickの式(U-Hの式)が追加されている。U-H式は、有効性評価に適用している現行MAAPで使用するBaker-Justの式に比べ、ジルコニウム-水反応を抑制する傾向にある。しかしながら、U-H式の適用は高温領域に限定されることから、有効性評価への影響は小さいと考えられる。</p> <p>(2) 1次冷却系モデル</p> <p>(a) ループモデルの改良</p> <p>MAAPコード最新バージョンでは、1次冷却系の各ループをそれぞれ独立に模擬できるモデルが追加されている。</p> <p>有効性評価に適用している現行MAAPでは、3つあるループを2グループに分けて模擬するが、有効性評価で対象とする事故シーケンスは、3つのループをそれぞれ独立に模擬する必要がある現象を含んでいない。したがって、このモデル改良が有効性評価へ与える影響は小さいと考えられる。</p> <p>(b) 計装管損傷モデルの追加</p> <p>MAAPコードの最新バージョンでは、原子炉容器下部プレナム内の計装管の損傷モデルが追加されており、損傷した計装管への熔融炉心の侵入と固化挙動が評価可能となっている。計装管損傷の影響は、原子炉圧力容器からの気相漏えいとして現れるが、2.2で述べたように有効性評価への影響は小さいと考えられる。</p> <p>(3) 下部プレナム内デブリモデル</p> <p>MAAPコード最新バージョンでは、OECD/NEA国際プロジェクトRASPLAV^[4]及びMASCA^[5]計画の知見を反映し、下部プレナム内で重金属層（金属ウラン）が酸化物層（二酸化ウラン、酸化ジルコニウム）の下方に成層化するモデルが追加されている。しかしながら、本現象は、原子炉容器を外側から冠水させて熔融炉心を下部プレナム内に長期間保持する対策をとる際に重要となるものであり、有効性評価では下部プレナム内に熔融炉心を保持して事故収束させるシーケンスを対象としていないため、影響はない。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（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) 格納容器モデル</p> <p>(a) 圧力抑制プールの多ノード化</p> <p>MAAPコード最新バージョンでは、圧力抑制プールの多ノードモデルが追加されており、逃がし安全弁排気管からの入熱等による温度分布を評価することが可能となっている。これにより、圧力抑制プール水の温度成層化の模擬が可能である。</p> <p>この多ノード化については、2.2で述べたように、圧力抑制プールの温度成層化は、逃がし安全弁の作動状況に依存するものの、原子炉格納容器圧力に対する影響は小さいと考えられる。</p> <p>(b) 熔融炉心とコンクリート相互作用モデルの改良</p> <p>MAAPコード最新バージョンでは、OECD/NEA国際プロジェクトMCCI計画^{[8][9][10]}の知見を反映して、熔融炉心の上部クラストに形成された亀裂への水浸入による冷却効果、コンクリート分解気体がクラスト開口部を通過する際に気体に随伴されて熔融物が噴出することによって形成される粒子状デブリの堆積とその冷却効果及び連続層の減少、熔融炉心のコンクリート含有に伴う上面水プールへのドライアウト熱流束低下等がモデル化されており、MCCI試験結果との比較による妥当性確認が行われている^[11]。これらの物理現象モデルの根拠となった試験では、熔融物落下後にドライ条件である程度コンクリート侵食が進んだ後に上部から注水（Top Flooding）する条件で行われており、有効性評価で対象としている、熔融炉心が水中へ落下し、粒子化した後、床面に粒子状ベッドとして堆積する場合の伝熱挙動とは異なるため、このモデル改良が、有効性評価にそのまま適用されるわけではない。しかしながら、熔融炉心の挙動に係る知見の拡充については継続的に進め、有効性評価に影響するような新たな知見が出た場合には適宜評価に反映することが重要と考える。</p>	<p>(4) 格納容器モデル</p> <p>(a) 放射線水分解モデルの追加</p> <p>MAAPコード最新バージョンでは、放射線水分解モデルが追加されており、水の放射線分解による水素発生を評価することが可能となっている。</p> <p>有効性評価に適用している現行MAAPでは、水の放射線分解による水素発生を考慮していないが、水素発生を主要因となるジルコニウム-水反応を考慮しており、水の放射線分解による水素発生影響は小さい。したがって、本モデル改良が有効性評価で対象とする事故シーケンスへの影響は小さいと考えられる。</p> <p>(b) 熔融炉心とコンクリート相互作用モデルの改良</p> <p>MAAPコード最新バージョンでは、OECD/NEA国際プロジェクトMCCI計画等^{[6][7][8]}の知見を反映して、熔融炉心の上部クラストに形成された亀裂への水浸入による冷却効果、コンクリート分解気体がクラスト開口部を通過する際に気体に随伴されて熔融物が噴出することによって形成される粒子状デブリの堆積とその冷却効果及び連続層の減少、熔融炉心のコンクリート含有に伴う上面水プールへのドライアウト熱流束低下等がモデル化されており、MCCI実験の結果との比較による妥当性確認が行われている^[9]。</p> <p>有効性評価に適用している現行MAAPでは、添付資料7.2.1.1.18「熔融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の原子炉格納容器圧力及び温度への影響について」で、コア・コンクリート反応の不確かさを考慮し、MCCI実験の結果（SWISS実験、CCI実験、SSWICS実験）に基づき、熔融炉心の状態に合わせて熱流束を制限する感度解析を実施した。したがって、このモデル改良が有効性評価へ与える影響は小さいと考えられる。しかしながら、熔融炉心の挙動に係る知見の拡充については継続的に進め、有効性評価に影響するような新たな知見が出た場合には適宜評価に反映することが重要と考える。</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 MAA P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>3.2 福島第一原子力発電所事故を踏まえたMAAPコードの改良</p> <p>福島第一原子力発電所の事象進展説明や燃料デブリ位置推定・炉内状況把握を目的としたMAAPコード高度化が推進されている^[4]。主要な項目としては、下記のとおり、熔融炉心の挙動に重点を置いたものとなっている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・下部プレナムへの熔融炉心リロケーション経路の追加 ・下部プレナム内構造物と熔融炉心との相互作用 ・原子炉格納容器内デブリ拡がりモデルの追加 <p>(1) 下部プレナムへの熔融炉心リロケーション経路の追加</p> <p>BWRの炉心下部構造を模擬した熔融炉心の下部プレナムへの落下経路が追加された。2.1及び2.2にて示したように、本モデルによって、下部プレナムへの落下流量が低減されるため、下部ヘッドへの熱負荷も軽減され、原子炉圧力容器破損時間も遅延されると推定される。したがって、有効性評価に適用している現行MAAPは保守的な扱いとなっていると考えられる。</p> <p>(2) 下部プレナム内構造物と熔融炉心との相互作用</p> <p>BWR下部プレナムは制御棒（CR）案内管・制御棒駆動機構（CRD）ハウジング等の構造物を有している。有効性評価に適用している現行MAAPでは、これらを1個のヒートシンクとしてモデル化しているが、径方向に複数のグループに分類して、下部プレナム内熔融炉心との接触面積の相違を考慮し、CR案内管・CRDハウジング内冷却水保有量とそれらの熔融をグループごとに評価するモデルが追加された。これによって、炉心部から下部プレナムへの熔融炉心の落下が段階的に発生する。すなわち、(1)と同様に、下部プレナムへの落下流量が低減されるため、下部ヘッドへの熱負荷も軽減され、原子炉圧力容器破損時間も遅延されると推定される。</p> <p>(3) 原子炉格納容器内デブリ拡がりモデルの追加</p> <p>有効性評価に適用している現行MAAPでは、原子炉圧力容器破損後に格納容器床に落下する熔融炉心は、ユーザーが指定する床面積まで直ちに拡がるモデルとなっている。この拡がり挙動を現実的に評価することを目的として、拡がり速度を指定可能とするデブリ拡がりモデルが追加されている。本モデルは、原子炉圧力容器から段階的に熔融炉心が落下する場合に拡がり制限される可能性があるが、BWRで支配的なCRDハウジング逸出による破損モードの場合、瞬時に大量の熔融物が落下するため、拡がり挙動の影響は小さいと考えられる。</p>	<p>3.2 福島第一原子力発電所事故を踏まえたMAAPコードの改良</p> <p>福島第一原子力発電所の事象進展説明や燃料デブリ位置推定・炉内状況把握を目的としたMAAPコード高度化が推進されている^[10]。主要な項目としては、下記のとおり、熔融炉心の挙動に重点を置いたものとなっている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・下部プレナムへの熔融炉心リロケーション経路の追加 ・下部プレナム内構造物と熔融炉心との相互作用 ・原子炉格納容器内デブリ拡がりモデルの追加 <p>これらモデル改良はBWRに特化したものであるため、有効性評価に適用している現行MAAPに影響はない。しかしながら、熔融炉心の挙動に係る知見の拡充については継続的に進め、有効性評価に影響するような新たな知見が出た場合には適宜評価に反映することが重要と考える。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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 style="text-align: right;">別添1別紙</p> <p style="text-align: center;"><u>福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項のうち、</u> <u>MAAPコードによる有効性評価に対して留意すべき項目の抽出過程について</u></p> <p>福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項より、MAAPコードによる泊3号炉の有効性評価において留意すべき項目として4項目（表1）を抽出しており、その抽出過程について本資料にまとめた。</p> <p style="text-align: center;">表1 MAAPコードによる泊3号炉の有効性評価において留意すべき項目</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th colspan="2" style="text-align: center;">泊3号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">(1)</td> <td>原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">(2)</td> <td>コア・コンクリート反応について</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">(3)</td> <td>水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">(4)</td> <td>原子炉格納容器の気相漏えいについて</td> </tr> </tbody> </table> <p>福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項にかかる報告書「福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第6回進捗報告 2022年11月10日 東京電力ホールディングス株式会社」（以下、「東電報告書」と記載）では、課題リストとして、「共通」及び「各号機」別に、合計52項目が抽出されている。</p> <p style="text-align: center;">課題リスト～共通～： 共通-1 ～ 共通-16 ⇒ 16項目 課題リスト～1号機～： 1号機-1 ～1号機-11 ⇒ 11項目 課題リスト～2号機～： 2号機-1 ～2号機-13 ⇒ 13項目 課題リスト～3号機～： 3号機-1 ～3号機-12 ⇒ 12項目</p> <p>これら52項目は、図1に示すように、A～Dの4つの分類とさらなる細分類にて整理されているが、A「機器の動作・応答・特性」、C「地震・津波」及びD「その他」（ヒューマンファクター）については、MAAPコードによる事象進展解析とは直接的には関係がないと考えられるため、これらを除外し、B「炉心損傷・放射性物質放出への進展とメカニズム」について留意すべきかについて検討した。</p> <p>さらに、B「炉心損傷・放射性物質放出への進展とメカニズム」は、①～⑦に細分化されているが、①「圧力・水位・温度の挙動」、②「炉心損傷過程・デブリ挙動」、③「RPV漏えい」及び④「PCV漏えい」は、MAAPコードによる事象進展解析に直接的に関係する可能性があると考えられる。一方で、⑤「核種放出・線量上昇・汚染」、及び⑥「水素爆発」は、MAAPコードによる事象進展解析を参考にしつ</p>	泊3号炉		(1)	原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について	(2)	コア・コンクリート反応について	(3)	水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動	(4)	原子炉格納容器の気相漏えいについて	<p>※別添1別紙は従来のPWRの公開文献から追加</p> <p>※泊は福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項において留意すべき項目の選定方法について記載</p>
泊3号炉												
(1)	原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について											
(2)	コア・コンクリート反応について											
(3)	水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動											
(4)	原子炉格納容器の気相漏えいについて											

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>つも、MAAPコード以外の計算コード・手法による評価を「有効性評価」として最終的に実施することから、ここでは着目しないこととした。また、⑦「その他」についても、MAAPコードでの事象進展解析には関係しないものと判断した。その結果、B①～B④の中から7項目が残った。B①のうち、2号機-7「強制減圧後の原子炉圧力の上昇について」は有効性評価において主要因と影響を考慮済であること、2号機-11「原子炉格納容器の気相漏えいについて」はB④1号機-6「原子炉格納容器の気相漏えいについて」と概ね重複すること、B③のうち、3号機-9「原子炉圧力容器の気相漏えいについて」は1号機-5「原子炉圧力容器の気相漏えいについて」と概ね重複することから片方にて代表させた。選定フローについては図2、選定した7項目と採否については表2に示す。</p> <p>以上より、B①～B④の4項目で細分化される福島第一原子力発電所事故の未確認・未解明事項に対して、それぞれから1項目を抽出した。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <div data-bbox="1066 632 1955 1347" style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <tr> <td style="width: 50%; vertical-align: top;"> <p>A 機器の動作・応答・特性</p> <p>（事故進展に係る、各機器レベルでの操作・応答・特性に関する検討課題）</p> </td> <td style="width: 50%; vertical-align: top;"> <p>①主蒸気逃がし安全弁 ②IC・RCIC・HPCI ③消防車注水 ④ベント関連設備 ⑤計装 ⑥その他</p> </td> </tr> <tr> <td style="vertical-align: top;"> <p>B 炉心損傷・放射性物質放出への進展とメカニズム</p> <p>（炉心損傷から放射性物質の放出への事象の進展とそのメカニズムに係る検討課題）</p> </td> <td style="vertical-align: top;"> <p>①圧力・水位・温度の挙動 ②炉心損傷過程・デブリ挙動 ③RPV漏えい ④PCV漏えい ⑤核種放出・線量上昇・汚染 ⑥水素爆発 ⑦その他</p> </td> </tr> <tr> <td style="vertical-align: top;"> <p>C 地震・津波</p> <p>（地震・津波の発生とその影響に係る検討課題）</p> </td> <td style="vertical-align: top;"> <p>①地震・津波の発生とその影響 ②その他</p> </td> </tr> <tr> <td style="vertical-align: top;"> <p>D その他</p> </td> <td></td> </tr> </table> </div> <p style="text-align: center;">図1 東電報告書における福島第一原子力発電所事故未確認・未解明事項の分類 （報告書P.90より抜粋）</p>	<p>A 機器の動作・応答・特性</p> <p>（事故進展に係る、各機器レベルでの操作・応答・特性に関する検討課題）</p>	<p>①主蒸気逃がし安全弁 ②IC・RCIC・HPCI ③消防車注水 ④ベント関連設備 ⑤計装 ⑥その他</p>	<p>B 炉心損傷・放射性物質放出への進展とメカニズム</p> <p>（炉心損傷から放射性物質の放出への事象の進展とそのメカニズムに係る検討課題）</p>	<p>①圧力・水位・温度の挙動 ②炉心損傷過程・デブリ挙動 ③RPV漏えい ④PCV漏えい ⑤核種放出・線量上昇・汚染 ⑥水素爆発 ⑦その他</p>	<p>C 地震・津波</p> <p>（地震・津波の発生とその影響に係る検討課題）</p>	<p>①地震・津波の発生とその影響 ②その他</p>	<p>D その他</p>		
<p>A 機器の動作・応答・特性</p> <p>（事故進展に係る、各機器レベルでの操作・応答・特性に関する検討課題）</p>	<p>①主蒸気逃がし安全弁 ②IC・RCIC・HPCI ③消防車注水 ④ベント関連設備 ⑤計装 ⑥その他</p>									
<p>B 炉心損傷・放射性物質放出への進展とメカニズム</p> <p>（炉心損傷から放射性物質の放出への事象の進展とそのメカニズムに係る検討課題）</p>	<p>①圧力・水位・温度の挙動 ②炉心損傷過程・デブリ挙動 ③RPV漏えい ④PCV漏えい ⑤核種放出・線量上昇・汚染 ⑥水素爆発 ⑦その他</p>									
<p>C 地震・津波</p> <p>（地震・津波の発生とその影響に係る検討課題）</p>	<p>①地震・津波の発生とその影響 ②その他</p>									
<p>D その他</p>										

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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>抽出された52項目</p> <p>MAAPの事象進展に直接関係するか</p> <p>NO (分類A、C、D、Bの⑦)</p> <p>YES</p> <p>最終的にMAAPで評価するか</p> <p>NO (分類Bの⑤、⑥)</p> <p>YES</p> <p>PWRに置換え可能か</p> <p>NO (分類Bの①～④のうち13項目)</p> <p>YES (項目Bの①～④のうち7項目)</p> <p>重複、類似、考慮していないか</p> <p>NO (分類B①～④の7項目のうち3項目)</p> <p>YES</p> <p>【採用項目】 B 炉心損傷・放射性物質放出への進展とメカニズムからそれぞれ代表的な1項目を以下の通り抽出 ①水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動 ②コア・コンクリート反応について ③原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について ④原子炉格納容器の気相漏えいについて</p> <p>【不採用項目】 A 機器の動作・応答・特性 (①～⑥) C 地震・津波 (①、②) D その他 (ヒューマンファクター) B 炉心損傷・放射性物質放出への進展とメカニズム (①～④の16項目、⑤、⑥、⑦)</p>	

図2 福島第一原子力発電所事故未確認・未解明事項から有効性評価において留意すべき項目の選定フロー

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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 style="text-align: center;">表2 選定した7項目について</p> <table border="1" data-bbox="1099 252 1921 940"> <thead> <tr> <th>細分類</th> <th>項目</th> <th>採否</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>B①</td> <td>2号機-7 強制減圧後の原子炉圧力の上昇について</td> <td>不採用 主な要因は有効性評価にて考慮済</td> </tr> <tr> <td></td> <td>2号機-10 水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動</td> <td>採用</td> </tr> <tr> <td></td> <td>2号機-11 原子炉格納容器の気相漏えいについて</td> <td>採用 ただし、概ね内容重複するためB④1号機-6にて代表させた</td> </tr> <tr> <td>B②</td> <td>共通-5 コア・コンクリート反応について</td> <td>採用</td> </tr> <tr> <td>B③</td> <td>1号機-5 原子炉圧力容器の気相漏えいについて</td> <td>採用</td> </tr> <tr> <td></td> <td>3号機-9 原子炉圧力容器の気相漏えいについて</td> <td>採用 ただし、概ね内容重複するためB③1号機-5にて代表させた</td> </tr> <tr> <td>B④</td> <td>1号機-6 原子炉格納容器の気相漏えいについて</td> <td>採用</td> </tr> </tbody> </table>	細分類	項目	採否	B①	2号機-7 強制減圧後の原子炉圧力の上昇について	不採用 主な要因は有効性評価にて考慮済		2号機-10 水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動	採用		2号機-11 原子炉格納容器の気相漏えいについて	採用 ただし、概ね内容重複するためB④1号機-6にて代表させた	B②	共通-5 コア・コンクリート反応について	採用	B③	1号機-5 原子炉圧力容器の気相漏えいについて	採用		3号機-9 原子炉圧力容器の気相漏えいについて	採用 ただし、概ね内容重複するためB③1号機-5にて代表させた	B④	1号機-6 原子炉格納容器の気相漏えいについて	採用	
細分類	項目	採否																								
B①	2号機-7 強制減圧後の原子炉圧力の上昇について	不採用 主な要因は有効性評価にて考慮済																								
	2号機-10 水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動	採用																								
	2号機-11 原子炉格納容器の気相漏えいについて	採用 ただし、概ね内容重複するためB④1号機-6にて代表させた																								
B②	共通-5 コア・コンクリート反応について	採用																								
B③	1号機-5 原子炉圧力容器の気相漏えいについて	採用																								
	3号機-9 原子炉圧力容器の気相漏えいについて	採用 ただし、概ね内容重複するためB③1号機-5にて代表させた																								
B④	1号機-6 原子炉格納容器の気相漏えいについて	採用																								

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>[参考文献]</p> <p>[1] 東京電力株式会社, “MAAP コードによる炉心・格納容器の状態の推定,” 平成 24 年 3 月 12 日</p> <p>[2] 東京電力株式会社, “福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未説明問題に関する検討 第 3 回進捗報告,” 平成 27 年 5 月 20 日</p> <p>[3] 独立行政法人 原子力安全基盤機構, “圧力抑制室保有水の温度成層化による原子炉格納容器圧力等への影響等の検討,” 平成 24 年 2 月 1 日</p> <p>[4] Y. Kojima, et al., “MAAP Enhancements for Ascertainning and Analyzing Reactor Core Status in Fukushima Daiichi NPP”, Proceedings of ICAPP 2014, Charlotte, USA, April6-9, 2014, Paper 14209.</p> <p>[5] Electric Power Research Institute, “Modular Accident Analysis Program 5 (MAAP5) Applications Guidance”, May 2015.</p> <p>[6] “IN-VESSEL CORE DEBRIS RETENTION AND COOLABILITY Workshop Proceedings”, 3-6 March 1998, Garching, Germany (NEA/CSNI/R(98)18).</p> <p>[7] D. F. Tsurikov, et al., “Main Results of the MASCA 1 and 2 Projects”, Russian Research Centre “KURCHATOV INSTITUTE”, OECD MASCA Project (2007).</p> <p>[8] M. T. Farmer, et al., “Corium Coolability under Ex-Vessel Debris Cooling Tests”, Proc. Of OECD/CSNI Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany (1999).</p> <p>[9] M. T. Farmer, et al., “OECD MCCI Project Final Report”, OECD/MCCI-2005-TR06 (2006).</p> <p>[10] M. T. Farmer, et al., “OECD MCCI-2 Project Final Report”, OECD/MCCI-2010-TR07 (2010).</p> <p>[11] Q. Zhou, et al., “Benchmark of MCCI Model in MAAP5.02 against OECD CCI Experiment Series”, Proceedings of ICAPP 2014, ICAPP-14352, Charlotte, USA, 2014.</p>	<p>[参考文献]</p> <p>[1] 東京電力株式会社, “MAAP コードによる炉心・格納容器の状態の推定,” 平成 24 年 3 月 12 日</p> <p>[2] 東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未説明問題に関する検討 第 6 回進捗報告,” 2022 年 11 月 20 日</p> <p>[3] Electric Power Research Institute, “Modular Accident Analysis Program 5 (MAAP5) Applications Guidance, Desktop Reference for Using MAAP5 Software -Phase 3 Report,” November 2017</p> <p>[4] “IN-VESSEL CORE DEBRIS RETENTION AND COOLABILITY Workshop Proceedings”, 3-6 March 1998, Garching, Germany (NEA/CSNI/R(98)18).</p> <p>[5] D. F. Tsurikov, et al., “Main Results of the MASCA 1 and 2 Projects”, Russian Research Centre “KURCHATOV INSTITUTE”, OECD MASCA Project (2007).</p> <p>[6] M. T. Farmer, et al., “Status of Large Scale MACE Core Coolability Experiments”, Prc. of OECD/CSNI Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany (1999).</p> <p>[7] M. T. Farmer, et al., “OECD MCCI Project Final Report”, OECD/MCCI-2005-TR06 (2006).</p> <p>[8] M. T. Farmer, et al., “OECD MCCI-2 Project Final Report”, OECD/MCCI-2010-TR07 (2010).</p> <p>[9] Q. Zhou, C.Y. Paik, and P.B. McMinn, “Enhancements in MAAP5.03+ MCCI and Corium Coolability Models and Benchmarks against OECD CCI Tests,” NURETH-16, Chicago, IL, August 30-September 4, 2015.</p> <p>[10] Y. Kojima, et al., “MAAP Enhancements for Ascertainning and Analyzing Reactor Core Status in Fukushima Daiichi NPPs”, Proceedings of ICAPP2014, Charlotte, USA, April 6-9, 2014, Paper 14209.</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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 style="text-align: center;">別添1（補足） 圧力抑制プールの温度成層化の影響について</p> <p>1. はじめに</p> <p>福島第一原子力発電所3号機（1F-3）は津波到達後の原子炉隔離時冷却系（以下「RCIC」という。）運転期間中、RCIC及び主蒸気逃がし安全弁（以下「SRV」という。）からの排気蒸気により、ドライウェル圧力が上昇傾向にあった。このドライウェル圧力の変化（実測値）をMAAP解析の結果と比較すると実測値の上昇の方が大きく、MAAP解析では3月12日の12時頃までに観察されているドライウェル圧力の変化を再現できていない（図1）^{*1}。この理由として、「圧力抑制室保有水の温度成層化による原子炉格納容器圧力等への影響等の検討」（独立行政法人 原子力安全基盤機構、平成24年2月1日）によれば、RCICのタービン排気蒸気により排出管近傍におけるサブプレッション・チェンバ（以下「S/C」という。）のプール水温が上昇し、高温水が水面近傍を周方向に拡がることでプール上部が高温になり、温度成層化が発生した可能性が示唆されている。</p> <p>また、福島第二原子力発電所4号機においても事故調査・検証委員会最終報告で圧力抑制プール（以下「S/P」という。）の上部と下部で温度差が発生していたことが報告されている^{*2}。</p> <p>これらのプラント状況等を比較し、温度成層化の発生する可能性及び発生した際の影響について考察した。</p> <p>なお、福島第一原子力発電所2号機（1F-2）も長期間、RCICが動作していたが、S/Cが収められているトラス室が浸水し、格納容器圧力の上昇を抑制するのに十分な除熱ができていた可能性があること、また、原子炉水位が制御されずに、RCICタービンの抽気レベル（主蒸気管）付近まで水位が上昇し、蒸気と水の二相流がRCICタービンへ流入した可能性等あることから、本検討対象には含めないこととした。</p>		<p>※BWR特有の知見</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. 福島第二原子力発電所2号及び4号機圧力抑制プール水の温度</p> <p>福島第二原子力発電所2号及び4号機（2F-2,4）では、津波による浸水の影響により全台又は一部の非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、RCICによって原子炉水位を維持しつつ、SRVで原子炉圧力の制御（原子炉減圧操作）を実施した。その時のS/P水の温度のチャートを図2, 3, 4, 5, 6, 7, 8及び9に示す（A系とB系で同様の挙動を示すため、A系を例示）。</p> <p>なお、福島第二原子力発電所の1号機については2F-2,4と同様にRCICによる水位維持を実施していたが、計器用電源喪失に伴い対象の記録計が停止していた等の理由により対象外とした。また、福島第二原子力発電所の3号機についてはB系の交流電源母線が機能を維持しており、事象初期からRHRによるS/Cクーリングを実施しているため、2F-2,4を対象とした。</p> <p>これらのチャートから、RCICによって原子炉水位を維持しつつ、SRVで原子炉圧力の制御（原子炉減圧操作）を行う事象初期では、S/Pの上部と下部の水温の差はほとんどなく、ほぼ一様に温度上昇していることが確認されている。</p> <p>また、事象後半（2F-2：3月12日2時頃、2F-4：3月12日1時頃）ではS/Pの上部と下部において温度差が発生しているが、S/CクーリングやHPCS、LPCIの起動により温度差は減少した（図7及び図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（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. MAAPによる福島第二原子力発電所4号機のトレース解析</p> <p>2F-4を対象にMAAPにより事象進展解析（トレース解析）を実施した。図10及び図11に格納容器圧力及びS/P水温の実測値（S/P上部温度）とMAAP解析結果の比較を示す。解析結果と実測値との比較により以下の傾向が確認された。</p> <ul style="list-style-type: none"> -RCIC運転期間中は実測値（S/P上部温度）に対してMAAP解析結果はこれを良く再現している（この間、S/P上部と下部の温度差は観測されていない） -RCIC注水停止以降のMUWCによる注水期間中は、実測値（S/P上部温度）に対して解析結果は僅かに低い値となったがおおむね実測値は再現されている（この間、上部と下部で温度差が観測されている） 		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（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. 福島第一原子力発電所3号機と福島第二原子力発電所2号及び4号機の差異</p> <p>1F-3のS/P圧力のMAAP解析結果と実測値との差異が温度成層化の影響によるものとした場合、RCIC運転時の比較的初期（差異が大きくなる3月11日20時頃から以前）から発生していたと考えられる。一方、2F-2,4においてはRCIC運転時の後半又はRCIC隔離後（2F-2：3月12日2時頃、2F-4：3月12日1時頃）まで大きな温度差は発生しておらず、またMAAPでのトレース解析を実施したところ、S/P水温や格納容器圧力の評価結果と計測値の間に大きな差異は生じていない。</p> <p>原子炉格納容器の型式（1F-3：MARK-I、2F-2,4：MARK-II改良型）、SRV排気管のクエンチャのアーム部は異なるものの、RCIC排気スパージャ、SRV排気管のクエンチャの寸法や配置の高さに大きな差異はないことから各々の原子炉圧力、RCICやSRVの運転状況と、それらの排気ラインからの蒸気の流入量が大きく関与しているものと推定される。</p> <p>1F-3はRCICが自動停止に至らないよう原子炉注水ライン及びテストラインの両ラインを通水するライン構成とした上で、原子炉水位を緩やかな変化となるように流量を設定しており、これによりRCIC排気スパージャから継続的にS/Pへ蒸気が流入していたものと推定される。一方、2F-2,4では原子炉圧力をSRVにより減圧させながらRCIC運転を行っており、SRV排気管からのS/Pへの蒸気流入が比較的多かったものと推定される。これらについて整理し、表1、2及び図12、13、14にまとめた。</p> <p>以上の関連について整理すると以下の可能性が示唆される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉が高圧の状態ではSRVより多くの蒸気がS/Pに流入している状態では温度成層化は発生しない（2F-2,4事象初期から）。 ・原子炉が低圧の状態ではSRVからS/Pへの蒸気の流入が少なく、温度成層化が発生する（2F-2,4事象後半から）。 ・原子炉の圧力状態にかかわらず、SRVをほとんど使用せず、RCICによる連続運転を実施した場合は温度成層化が発生する（1F-3より）。 		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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. 想定される温度成層化の状況</p> <p>1F-3ではRCIC運転中に解析結果に対して比較的大きな温度差が発生している一方で、2F-4のRCIC注水停止以降のMUWCによる注水期間中はトレース解析と測定値との差異は大きくない。これは以下の理由によるものと推定される。</p> <ul style="list-style-type: none"> 2F-4のMUWCによる注水期間中は、原子炉で発生する蒸気はSRVを通じてS/Pへ流入するが、SRVクエンチャの排気孔はS/Pの底部から約□程度の下部の位置にあることから、この付近を境に上下の温度差が発生したと考えられ、S/P水の多くを上部の温度が高い層が占めるため、S/P水温を一律の温度としているMAAP評価と差異が大きくなかったと考えられる。これは図9の温度差が解消された後の温度にも現れている*。 1F-3のS/C圧力は事象の早くから解析結果と測定値との差異が大きいが、主な蒸気の排出口として考えられるRCICスパージャは図15に示すようにS/P水面近くに排気孔が設置されており、蒸気凝縮した高温水が水面近傍を周方向に拡がることでプール上部が高温になり、S/C圧力を大きく上昇させる要因となったと考えられる。 <p>*発生したS/P水の上部と下部の温度差は、S/CクーリングやHPCS、LPCIの起動により2F-2：3月14日7時頃、2F-4：3月12日11時頃に減少している。この時の上部と下部の温度のそれぞれの変化を確認すると下部の温度計の上昇に比べて上部の温度計の下降が小さいことが確認される。よって、温度差の境は上部と下部の中心ではなく比較的下部の位置にある可能性があることを示している。</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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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. まとめ</p> <p>RCICの運転方法として、1F-3と同様にテストラインを使用し注水流量を制御するような運転方法とした場合、S/Pの温度成層化による原子炉格納容器の圧力上昇が生じる可能性がある。しかしながら、RCICが間欠運転（L2とL8の自動制御）の場合、RCICが停止している間にSRVが動作することにより温度成層化の発生の可能性は小さくなる。また、RCICの注水流量調整のみによる制御とした場合においても、RCICで消費される駆動蒸気量の減少によりSRVの動作回数が増え、温度成層化の発生可能性は小さくなる可能性がある。</p> <p>一方、代替低圧注水系を用いた原子炉注水時において成層化の発生可能性はあるものの、格納容器圧力に対する影響は小さいものと考えられる。</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
表1 1F-3, 2F-2, 4のプラントの状態と運転 (RCIC運転時の初期 (3/12 0:00迄))									
	原子炉圧力 (図12, 13, 14 参照)	RCIC運転	RCIC排気ラインからの蒸気量*1	SRVの動作	SRV排気管クエンチャからの蒸気量*1	S/P水溫計の上部と下部の温度差	解析結果との差異(S/C圧力)		
1F-3	高圧維持 (7MPa程度)	連続運転 (16:03~)*2	大	逃がし弁機能(推定)	小*3	—	3/11 20時頃 から発生		
2F-2	原子炉減圧 (7MPa→1MPa程度)	間欠運転 (15:43~)	中	減圧のために適宜手動開操作実施	大	大きな差異なし	—		
2F-4	原子炉減圧 (7MPa→1MPa程度)	間欠及び連続運転 (15:54~)	中	減圧のために適宜手動開操作実施	大	大きな差異なし	大きな差異なし		
*1 原子炉圧力やRCIC, SRVの動作状況から推定 *2 RCICが自動停止に至らないよう原子炉注水ライン及びテストラインの両ラインを通水するライン構成とした上で、原子炉水位が緩やかな変化となるように流量を設定 *3 原子炉圧力の推移及びRCICの連続運転によりSRVの動作や排気される蒸気量は少なかったと推定									

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

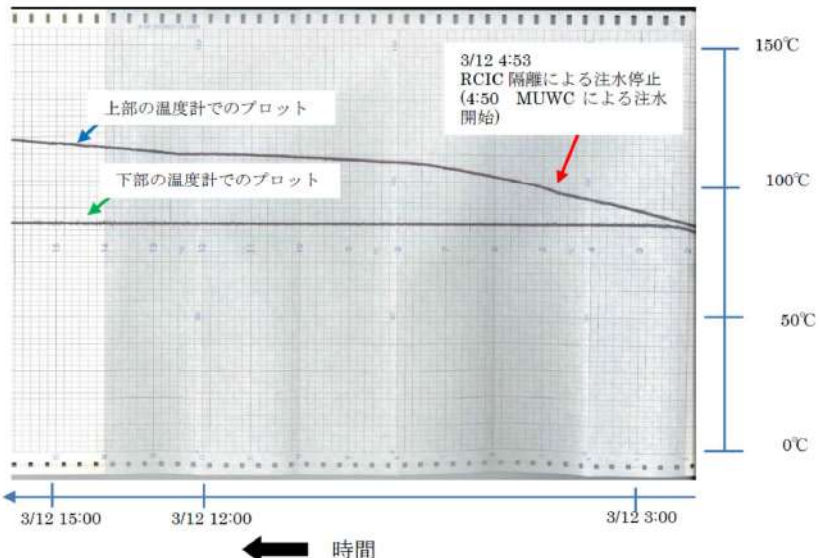
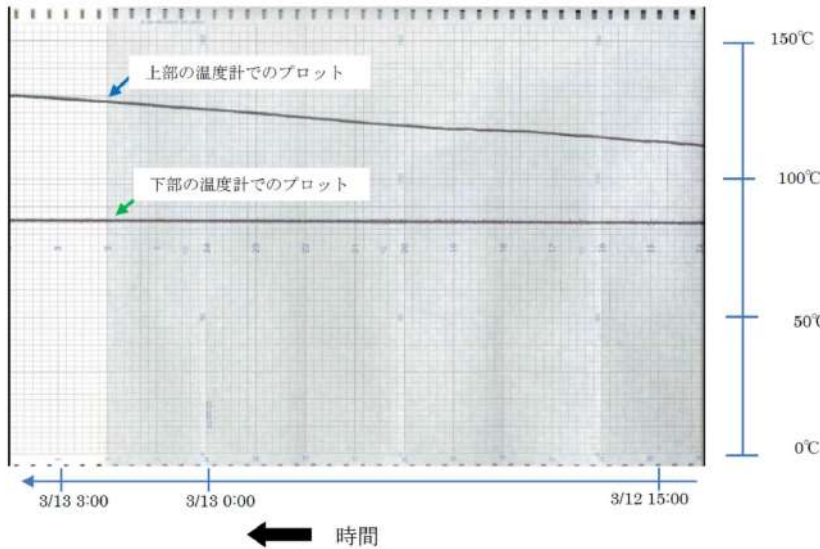
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉								泊発電所3号炉	相違理由
表2 1F-3, 2F-2,4 のプラントの状態と運転 (RCIC 運転時の後半 (3/12 0:00~))									
	原子炉圧力 (図 12, 13, 14 参照)	RCIC 運転	RCIC 排気ラ インからの 蒸気量*1	SRV の動作	SRV 排気管ク エンチャ からの蒸 気量*1	S/P 水温計の 上部と下部の 温度差	解析結果との 差異(S/C圧力)		
1F-3	—*2								
2F-2	低圧維持 1MPa 以下	RCIC が隔離 するまで間 欠運転	小	原子炉の低 圧維持のた め開	小*3	3/12 2 時頃から 温度差発生*4	—		
2F-4	低圧維持 1MPa 以下	RCIC が隔 離	無	原子炉の低 圧維持のた め開	小*3	3/12 1 時頃から 温度差発生*4	大きな 差異なし		
<p>*1 原子炉圧力や RCIC, SRV の動作状況から推定</p> <p>*2 3/12 12:00 以降については S/C スプレイや HPCI への切替えを実施しているため、対象外とする</p> <p>*3 原子炉圧力が低いことから SRV 排気管クエンチャからの蒸気量は少量であったと推定</p> <p>*4 2F-4 は RCIC 隔離とほぼ同じ時期に S/P 上部・下部の温度差が発生し始めているが、2F-2 は RCIC 隔離より前 (2~3 時間前) に S/P 上部・下部の温度差が発生している。これは各々のプラントの原子炉減圧過程が影響しているものと推定され (図 13, 図 14), 2F-2 では比較的早い段階で減圧が開始され、温度差が発生する時点では原子炉圧力は 0.5MPa 程度となっている。一方、2F-4 は RCIC 隔離と同じ時期に原子炉圧力が 0.5MPa 程度となっており、この程度の原子炉圧力下では SRV からの蒸気量が少なく、S/P の流況を変化させる程度の攪拌力は得られないものと推定される</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
<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>3/12 4:53 RCIC 隔離による注水停止 (4:50 MUWC による注水開始)</p> <p>上部の温度計でのプロット</p> <p>下部の温度計でのプロット</p> <p>時間</p>		
<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>上部の温度計でのプロット</p> <p>下部の温度計でのプロット</p> <p>時間</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>		