

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="145 193 1032 746" style="border: 2px solid black; height: 347px; width: 396px;"></div> <p data-bbox="277 751 913 775">付図 3-22 Saito の相関式による粒子化割合のマップ (Vj=10.0m/s) [39]</p> <div data-bbox="152 1129 557 1217" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																		
<p>付録4 熔融物の拡がり実験</p> <p>熔融物の拡がり挙動に関して、付表4-1に示す実験的研究が実施されている。この中で水が存在する場合の熔融物の拡がりに関する主要な知見について以下に整理する。</p> <p>付表4-1 熔融物拡がりに関する主な実験^[27]</p> <table border="1" data-bbox="152 451 1034 746"> <thead> <tr> <th>実験名</th> <th>実施国</th> <th>拡がり形状</th> <th>熔融物</th> <th>その他</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>BNL^[18]</td> <td>米国</td> <td>2D</td> <td>Pb</td> <td>ドライ、ウエット</td> </tr> <tr> <td>SPREAD^[19]</td> <td>日本</td> <td>1D, 2D</td> <td>ステンレススチール</td> <td>ドライ、ウエット</td> </tr> <tr> <td>CORINE^[36]</td> <td>フランス</td> <td>2D</td> <td>グリセロール他</td> <td>ドライ、ウエット</td> </tr> <tr> <td>VULCANO</td> <td>フランス</td> <td>2D</td> <td>コリウム</td> <td>ドライ</td> </tr> <tr> <td>KATS^[23]</td> <td>ドイツ</td> <td>1D, 2D</td> <td>テルミット</td> <td>ドライ、ウエット</td> </tr> <tr> <td>COMAS</td> <td>ドイツ</td> <td>1D, 2D</td> <td>コリウム</td> <td>ドライ</td> </tr> <tr> <td>ISPRA</td> <td>EU JRAC</td> <td>2D</td> <td>コリウム</td> <td>ドライ</td> </tr> <tr> <td>S3E^[27]</td> <td>スウェーデン</td> <td>1D, 2D</td> <td>模擬物(ウッズメタル等)</td> <td>ドライ、ウエット</td> </tr> <tr> <td>PULiMS^[21]</td> <td></td> <td>2D</td> <td>模擬物(B₂O₃-WO₃等)</td> <td>ウエット</td> </tr> </tbody> </table> <p>(1) Mark-I型格納容器のシェルアタックに関する研究^{[17][18][19][20]}</p> <p>Mark-I型格納容器のシェルアタックに関してROAM手法による確率論的評価^[17]が行われており、その中で水張り時のデブリの拡がりの評価が行われている。熔融物拡がり挙動解析には、MELTS SPREADコードが使用されている。熔融物の拡がり挙動には、熔融物落下流量、熔融物成分、熔融物過熱度が主に影響するとされている。</p> <p>米国BNLでは、熔融物として鉛を使用した小規模な拡がり実験を、ドライ条件とウエット条件で行っている^[18]。熔融物の過熱度と水深が、デブリ拡がり挙動において重要であること、熔融物の拡がりは、水への熱伝達による熔融物の温度挙動と、熔融物の流体力学的挙動により制限されることが示されている。</p>	実験名	実施国	拡がり形状	熔融物	その他	BNL ^[18]	米国	2D	Pb	ドライ、ウエット	SPREAD ^[19]	日本	1D, 2D	ステンレススチール	ドライ、ウエット	CORINE ^[36]	フランス	2D	グリセロール他	ドライ、ウエット	VULCANO	フランス	2D	コリウム	ドライ	KATS ^[23]	ドイツ	1D, 2D	テルミット	ドライ、ウエット	COMAS	ドイツ	1D, 2D	コリウム	ドライ	ISPRA	EU JRAC	2D	コリウム	ドライ	S3E ^[27]	スウェーデン	1D, 2D	模擬物(ウッズメタル等)	ドライ、ウエット	PULiMS ^[21]		2D	模擬物(B ₂ O ₃ -WO ₃ 等)	ウエット	<p>添付3-1</p> <p>熔融炉心の水中での拡がり評価について</p> <p>1.はじめに</p> <p>熔融炉心が原子炉下部キャビティ水中に落下した場合、実機条件では水深に対するジェット径が相対的に大きいため、落下過程において熔融炉心の一部は細粒化するものの、その大部分が連続層として水中に堆積すると考えられる。本資料では、水中での熔融炉心の拡がり挙動について説明し、実機に適用した場合の評価について説明する。</p>	<p>※BWR特有の評価</p>
実験名	実施国	拡がり形状	熔融物	その他																																																
BNL ^[18]	米国	2D	Pb	ドライ、ウエット																																																
SPREAD ^[19]	日本	1D, 2D	ステンレススチール	ドライ、ウエット																																																
CORINE ^[36]	フランス	2D	グリセロール他	ドライ、ウエット																																																
VULCANO	フランス	2D	コリウム	ドライ																																																
KATS ^[23]	ドイツ	1D, 2D	テルミット	ドライ、ウエット																																																
COMAS	ドイツ	1D, 2D	コリウム	ドライ																																																
ISPRA	EU JRAC	2D	コリウム	ドライ																																																
S3E ^[27]	スウェーデン	1D, 2D	模擬物(ウッズメタル等)	ドライ、ウエット																																																
PULiMS ^[21]		2D	模擬物(B ₂ O ₃ -WO ₃ 等)	ウエット																																																

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
【比較のため掲載順を入替え】		
<p>(3) KTHの溶融物拡がり研究^{[21][27]}</p> <p>また、水中での溶融物拡がり挙動を調べるPULiMS 実験^[21]が実施されている。この実験では、浅い水プール（水深20cm）へ溶融したBi₂O₃-WO₃合金を流入させ、その拡がり挙動が観察された。実験装置を付図4-7に示し、実験条件を付表4-4に示す。水中へ流入した溶融物の拡がりの様子を付図4-8に示す。また、固化したデブリ層の性状を付図4-9に示す。固化したデブリ層は3層を形成し、デブリ層下面とコンクリートは密着せずギャップが存在しており、水又は蒸気が存在していた可能性がある。3層の最下層は薄い1.5~2mmのケーキ（クラスト）層で空隙はなく、中間層は割れ目や細長い孔が含まれている。最上部は不規則な構造で高多孔性である。</p>	<p>2. 水中での拡がり挙動に関する実験的知見と考察</p> <p>スウェーデン王立工科大学（KTH）では、水中での溶融物拡がり挙動を調べるPULiMS 試験^[1]を実施している。この実験では、浅い水プールへ溶融したBi₂O₃-WO₃合金を流入させ、その拡がり挙動を観察した。水中へ流入した溶融物は、水との熱伝達により徐々に固化し、ある程度床上に拡がる結果となった。固化した溶融炉心層は3層を形成し、溶融炉心層下面とコンクリートは密着せずギャップが存在しており（図2.1）、水又は蒸気が存在していた可能性がある。3層の最下層は薄い1.5~2mmのケーキ（クラスト）層で空隙無し、中間層は割れ目や細長い孔を含む。最上部は不規則な構造で高多孔性である。</p>	
<p>スウェーデンKTHでは、溶融物拡がりの小規模実験として、S3E 実験^[27]が行われている。種々の溶融物と冷却材の組合せ（例 ウッズメタル-水、塩（NaNO₃-KNO₃）-パラフィン）で溶融物温度、溶融物流量等をパラメータに、溶融物の拡がり挙動に関するデータが取られている。溶融物が冷却される過程において、低密度の多孔質の層が形成される結果が得られており、溶融物の流れにより、この多孔質層が持ち上げられ、流量（慣性力）によって決定される距離まで拡がる挙動を示した。</p>	<p>スウェーデン王立工科大学（KTH）において実施されたS3E 実験^[2]では、溶融物が冷却される過程において、低密度の多孔質の層が形成される結果が得られている。溶融物の流れにより、この多孔質層が持ち上げられ、質量流量（慣性力）によって決定される距離まで拡がる挙動を示した。</p>	
<p>国内BWR産業界では、SPREAD 実験^{[19][20]}が実施されている。溶融物として約2000Kに加熱したステンレススチールを用い、溶融物落下流量、水深、溶融物過熱度等を変化させて、格納容器模擬試験体（一次元形状と二次元形状の2種類、二次元形状は付図4-1を参照）に放出し、溶融物の拡がり挙動に関する基礎的なデータを収集した。実験条件を付表4-2に示す。また、溶融物の拡がりを解析するSPREADコードが開発されている。溶融物が重力で拡がると仮定し、熱源として崩壊熱及び化学反応を考慮し、床コンクリートや上面の水プールへの伝熱を考慮し、質量、運動量及びエネルギーのバランスを解くことにより、溶融物の移動速度と溶融物厚さを求めている。（付図4-2参照）このモデルでは、流動限界固相率を超えた時点で流動が停止すると仮定されており、実験データを再現する流動限界固相率として55%が使用されている。二次元体系に対する実験結果と解析結果の比較を付図4-3に示すが、よい一致が示されている。</p>	<p>米国Brookhaven National Laboratoryにおいて実施されたBNL 実験^[3]においては、溶融物の過熱度と水深が、溶融炉心拡がり挙動において重要であると結論付けられている。溶融物の拡がりは、水への熱伝達による溶融物の温度の挙動と、溶融物の流体力学的挙動により制限されると結論付けられている。</p> <p>日立製作所において実施されたSPREAD 実験^[4]では、固化割合が約55%になった場合に溶融物の拡がりは停止しており、溶融物の拡がりは落下質量流量と溶融物の過熱度に影響されるとされている。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

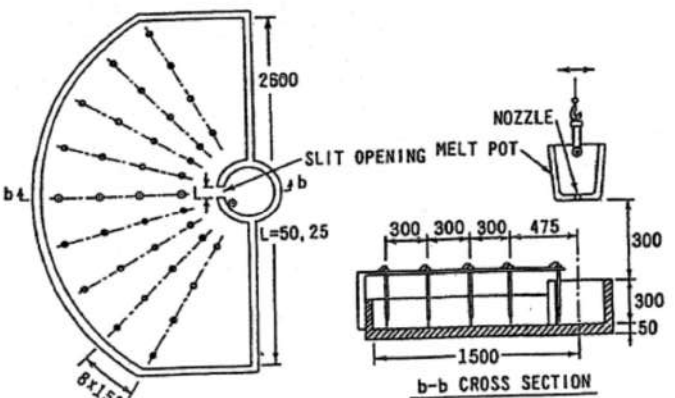
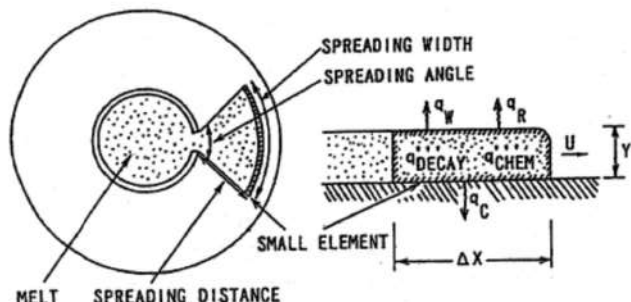
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【比較のため掲載順を入替え】</p>		
<p>独カールスルーエ研究センター（FZK）で実施されたKATS 実験^{[23][29][30]}では、溶融物としてテルミット（Al₂O₃ 約150kg、Fe 約150kg）が使用され、溶融物の放出速度や温度、拡がり形状（1D, 2D）、床の材質（コンクリート、セラミック、コーティング）、水の有無をパラメータに溶融物の拡がり実験が行われている。実験装置を付図4-4及び付図4-5に示す。Al₂O₃とFeでは密度が異なり成層化するため、溶融物の出口を2箇所設け、最初にAl₂O₃が放出し、最後にFeを放出することにより酸化溶融物の拡がりや金属溶融物の拡がりを分けて実験が可能となっている。実験条件を付表4-3に示す。</p> <p>KATS-10とKATS-11の実験条件はほぼ同様であるが、KATS-10の方は1mmの水張りをしてあり、KATS-11の方はドライ条件となっている。両者の拡がり結果を付図4-6に示すが、両ケースのように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結果となっている。</p>	<p>ドイツのカールスルーエ研究センター（FZK）において実施されたKATS 実験^[5]では、溶融物の放出速度が比較的大きい場合は、拡がり挙動は大きな影響を受けない（冷却水が無い場合と同様な拡がりになる）とされている。</p>	
<p>CEA/DRN/DTPで行われたCORINE 実験^[36]では、低融点物質（グリセロール他）を模擬物質として使用して、水中での拡がり挙動を調べる実験が実施され、拡がり先端の移動速度や底部に形成されるクラストの影響が調べられた。</p>	<p>CEA/DRN/DTPで行われたCORINE 実験^[6]では、低融点合金を模擬物質として使用して、底部でのクラスト形成を防止するために底部を熱くした試験が実施された。その結果、先端が著しく速く進展したことが示され、底部クラストによる減速効果が示された。</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（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>付図4-1 溶融物拡がり実験の試験体（二次元形状）^[20]</p>  <p>付図4-2 SPREAD コードの概念図^[20]</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由			
【比較のため掲載順を入替え】					
付図4-7 PULiMS 実験装置の概要図 ^[21]					
付表4-4 PULiMS 実験条件 ^[21]					
Parameter	PULiMS tests				
	E1	E2	E3	E4	E5
Melt material	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	B ₂ O ₃ -CaO	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	ZrO ₂ -WO ₃
Melt mass composition, %	42.64-57.36 eutectic	30-70 non-eutectic	42.64-57.36 eutectic	42.64-57.36 eutectic	15.74-84.26 eutectic
Melt jet diameter, mm	20	20	20	20	20
Jet free fall height, mm	400	400	400	400	400
Initial melt volume, L	3	3	10	6	6
Initial melt mass, kg	23.4	7.5	78.1	46.9	41.2
T _{sub} , °C	870	1027	870	870	1231
T _{high} , °C	870	1027	870	870	1231
Melt temperature in the funnel upon pouring, °C	1006	1350	1076	940	1531
Water pool depth, mm	200	200	200	200	200
Water temperature, °C	79	78	75	77	72

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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;">【比較のため掲載順を入替え】</p>  <p style="text-align: center;">付図4-8 PULiMS 実験E4 ケースの溶融物拡がり挙動のスナップ写真 [21]</p>  <p style="text-align: center;">付図4-9 PULiMS-E4 実験の固化デブリの性状写真 [21]</p>	 <p style="text-align: center;">Figure 40: The melt spread in PULiMS-E1 experiment (side view). The volatile particle debris have been removed while solidified core of the melt remained intact.</p> <p style="text-align: center;">図 2.1 PULiMS 試験において水中に落下させた溶融物</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

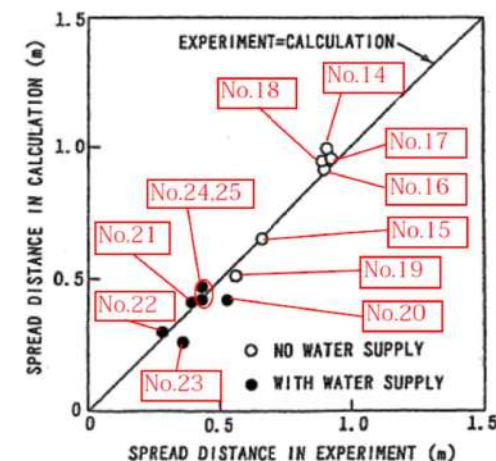
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>上記の水中での拡がり実験に対する実験条件を表2.1に整理する。</p> <p>上記知見等により、実機における水中における熔融炉心拡がり挙動及び形状は以下のとおりと考えられる。</p> <p>① 原子炉下部キャビティでの熔融炉心の拡がり挙動について</p> <p>原子炉下部キャビティ水中での熔融炉心の拡がり挙動は、熔融炉心の過熱状態及び熔融炉心の落下質量流量に影響される。原子炉下部キャビティ水中への熔融炉心落下後、熔融炉心の温度が高い状態では、固化割合が小さいため粘度が低く、拡がる速度は速くなる。その後、原子炉下部キャビティ水との熱交換により、熔融炉心の固化割合が増加するに従って、粘度が高くなることにより流動性が低くなり、熔融炉心の拡がりは減速され、その後停止する。</p> <p>② 原子炉下部キャビティでの熔融炉心の形状について</p> <p>原子炉下部キャビティ床に堆積した熔融炉心については、原子炉下部キャビティ水に落下する過程において、細粒化した熔融炉心が固化せずに接着すること、あるいはクラストが破碎すること等により、多孔質層のクラストを形成する。熔融炉心は多孔質層を持ち上げそれと共に移動する場合や上部クラストの下を移動する場合がある。熔融炉心層とコンクリートの間は、全面が密着しているわけではなく、部分的に密着せずにギャップが形成されている。これにより、側方から熔融物の下面へ水が浸入することによる冷却の可能性がある。</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（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																																																
 <p>付図4-3 溶融物拡がり距離の実験値と解析値の比較^[20]</p>	<p>表 2.1 実験条件の整理</p> <table border="1" data-bbox="1064 279 1948 574"> <thead> <tr> <th></th> <th>FULMS実験 (Sweden)</th> <th>S3E実験 (Sweden)</th> <th>BNL実験 (USA)</th> <th>SPREAD実験 (Japan)</th> <th>CORINE実験 (France)</th> <th>KATS実験 (Germany)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>実験装置の特徴</td> <td>2D</td> <td>1D、2D</td> <td>1D、2D</td> <td>1D、2D</td> <td>2D (19° 円分)</td> <td>1D、2D</td> </tr> <tr> <td>溶融物材</td> <td>Bi2O3-WO3、水 B2O3-CaO、水</td> <td>ウッドメタル、水 NaNO3-KNO3、 オイル</td> <td>鉛、水</td> <td>Steel、水</td> <td>低融点合金、水</td> <td>Iron、水 Oxide、水</td> </tr> <tr> <td>溶融物体積、質量</td> <td>2.7~3 m³</td> <td>3~19 liters</td> <td>~1 liters</td> <td>1~15 liters</td> <td>~50 liters</td> <td>140~160kg</td> </tr> <tr> <td>溶融物融点</td> <td>870~1027℃</td> <td>80~120℃ 280~364℃</td> <td>不明 (鉛の融点： 327.46℃)</td> <td>1,584~1,625K</td> <td>不明</td> <td>2,450K</td> </tr> <tr> <td>溶融物の流入方法</td> <td>ジェット 直径 20mm</td> <td>底部流入口*</td> <td>底部流入口*</td> <td>底部流入口* 入口幅 0.05m</td> <td>底部流入口*</td> <td>底部流入口*</td> </tr> <tr> <td>水深</td> <td>0.2m</td> <td>4.5~7.5cm</td> <td>不明</td> <td>不明</td> <td>不明</td> <td>1cm</td> </tr> </tbody> </table> <p>*) 非ジェット形状の底部からの流入</p>		FULMS実験 (Sweden)	S3E実験 (Sweden)	BNL実験 (USA)	SPREAD実験 (Japan)	CORINE実験 (France)	KATS実験 (Germany)	実験装置の特徴	2D	1D、2D	1D、2D	1D、2D	2D (19° 円分)	1D、2D	溶融物材	Bi2O3-WO3、水 B2O3-CaO、水	ウッドメタル、水 NaNO3-KNO3、 オイル	鉛、水	Steel、水	低融点合金、水	Iron、水 Oxide、水	溶融物体積、質量	2.7~3 m ³	3~19 liters	~1 liters	1~15 liters	~50 liters	140~160kg	溶融物融点	870~1027℃	80~120℃ 280~364℃	不明 (鉛の融点： 327.46℃)	1,584~1,625K	不明	2,450K	溶融物の流入方法	ジェット 直径 20mm	底部流入口*	底部流入口*	底部流入口* 入口幅 0.05m	底部流入口*	底部流入口*	水深	0.2m	4.5~7.5cm	不明	不明	不明	1cm																																																																																																																																																																
	FULMS実験 (Sweden)	S3E実験 (Sweden)	BNL実験 (USA)	SPREAD実験 (Japan)	CORINE実験 (France)	KATS実験 (Germany)																																																																																																																																																																																																												
実験装置の特徴	2D	1D、2D	1D、2D	1D、2D	2D (19° 円分)	1D、2D																																																																																																																																																																																																												
溶融物材	Bi2O3-WO3、水 B2O3-CaO、水	ウッドメタル、水 NaNO3-KNO3、 オイル	鉛、水	Steel、水	低融点合金、水	Iron、水 Oxide、水																																																																																																																																																																																																												
溶融物体積、質量	2.7~3 m ³	3~19 liters	~1 liters	1~15 liters	~50 liters	140~160kg																																																																																																																																																																																																												
溶融物融点	870~1027℃	80~120℃ 280~364℃	不明 (鉛の融点： 327.46℃)	1,584~1,625K	不明	2,450K																																																																																																																																																																																																												
溶融物の流入方法	ジェット 直径 20mm	底部流入口*	底部流入口*	底部流入口* 入口幅 0.05m	底部流入口*	底部流入口*																																																																																																																																																																																																												
水深	0.2m	4.5~7.5cm	不明	不明	不明	1cm																																																																																																																																																																																																												
<p>付表 4-2 SPREAD 実験条件^[19]</p> <table border="1" data-bbox="224 766 963 1412"> <thead> <tr> <th>Test No.</th> <th>Melt Mass (kg)</th> <th>Super Heat (K)</th> <th>Slit Width (m)</th> <th>Floor Material</th> <th>Nozzle Diam. (mm)</th> <th>Water Depth (mm)</th> <th>Water Added Position *</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>1</td><td>95.0</td><td>133</td><td>0.15</td><td>Concrete</td><td>70</td><td>0</td><td>-</td></tr> <tr><td>2</td><td>7.5</td><td>77</td><td>↑</td><td>↑</td><td>↑</td><td>0</td><td>-</td></tr> <tr><td>3</td><td>24.0</td><td>149</td><td>↑</td><td>↑</td><td>30</td><td>0</td><td>-</td></tr> <tr><td>4</td><td>43.0</td><td>115</td><td>0.05</td><td>↑</td><td>↑</td><td>0</td><td>-</td></tr> <tr><td>5</td><td>19.0</td><td>110</td><td>↑</td><td>↑</td><td>↑</td><td>0</td><td>-</td></tr> <tr><td>6</td><td>66.0</td><td>107</td><td>↑</td><td>↑</td><td>↑</td><td>40</td><td>O/C</td></tr> <tr><td>7</td><td>115.0</td><td>135</td><td>↑</td><td>↑</td><td>↑</td><td>0</td><td>-</td></tr> <tr><td>8</td><td>66.0</td><td>112</td><td>↑</td><td>↑</td><td>↑</td><td>0</td><td>-</td></tr> <tr><td>9</td><td>94.2</td><td>110</td><td>0.025</td><td>↑</td><td>↑</td><td>0</td><td>-</td></tr> <tr><td>10</td><td>60.2</td><td>86</td><td>0.05</td><td>MgO</td><td>↑</td><td>0</td><td>-</td></tr> <tr><td>11</td><td>93.4</td><td>122</td><td>↑</td><td>Concrete</td><td>↑</td><td>40</td><td>O/C</td></tr> <tr><td>12</td><td>67.0</td><td>115</td><td>↑</td><td>↑</td><td>↑</td><td>40</td><td>O/C</td></tr> <tr><td>13</td><td>93.1</td><td>116</td><td>0.025</td><td>↑</td><td>↑</td><td>40</td><td>O/C</td></tr> <tr><td>14</td><td>68.1</td><td>130</td><td>0.05</td><td>↑</td><td>70</td><td>0</td><td>-</td></tr> <tr><td>15</td><td>63.6</td><td>133</td><td>↑</td><td>↑</td><td>30</td><td>0</td><td>-</td></tr> <tr><td>16</td><td>116.0</td><td>131</td><td>↑</td><td>↑</td><td>↑</td><td>0</td><td>-</td></tr> <tr><td>17</td><td>106.2</td><td>171</td><td>↑</td><td>↑</td><td>↑</td><td>0</td><td>-</td></tr> <tr><td>18</td><td>108.8</td><td>158</td><td>↑</td><td>↑</td><td>↑</td><td>0</td><td>-</td></tr> <tr><td>19</td><td>61.9</td><td>108</td><td>0.025</td><td>↑</td><td>↑</td><td>0</td><td>-</td></tr> <tr><td>20</td><td>64.0</td><td>91</td><td>0.05</td><td>↑</td><td>↑</td><td>10</td><td>O/C</td></tr> <tr><td>21</td><td>69.1</td><td>107</td><td>↑</td><td>↑</td><td>↑</td><td>40</td><td>O/C</td></tr> <tr><td>22</td><td>65.0</td><td>90</td><td>↑</td><td>↑</td><td>↑</td><td>70</td><td>O/C</td></tr> <tr><td>23</td><td>60.0</td><td>94</td><td>0.025</td><td>↑</td><td>↑</td><td>40</td><td>O/C</td></tr> <tr><td>24</td><td>65.0</td><td>125</td><td>0.05</td><td>↑</td><td>↑</td><td>40</td><td>O/C, I/C</td></tr> <tr><td>25</td><td>63.8</td><td>94</td><td>↑</td><td>↑</td><td>↑</td><td>Spray</td><td>O/C</td></tr> </tbody> </table> <p>* O/C: Outside of Cylindrical Region I/C: Inside of Cylindrical Region</p>	Test No.	Melt Mass (kg)	Super Heat (K)	Slit Width (m)	Floor Material	Nozzle Diam. (mm)	Water Depth (mm)	Water Added Position *	1	95.0	133	0.15	Concrete	70	0	-	2	7.5	77	↑	↑	↑	0	-	3	24.0	149	↑	↑	30	0	-	4	43.0	115	0.05	↑	↑	0	-	5	19.0	110	↑	↑	↑	0	-	6	66.0	107	↑	↑	↑	40	O/C	7	115.0	135	↑	↑	↑	0	-	8	66.0	112	↑	↑	↑	0	-	9	94.2	110	0.025	↑	↑	0	-	10	60.2	86	0.05	MgO	↑	0	-	11	93.4	122	↑	Concrete	↑	40	O/C	12	67.0	115	↑	↑	↑	40	O/C	13	93.1	116	0.025	↑	↑	40	O/C	14	68.1	130	0.05	↑	70	0	-	15	63.6	133	↑	↑	30	0	-	16	116.0	131	↑	↑	↑	0	-	17	106.2	171	↑	↑	↑	0	-	18	108.8	158	↑	↑	↑	0	-	19	61.9	108	0.025	↑	↑	0	-	20	64.0	91	0.05	↑	↑	10	O/C	21	69.1	107	↑	↑	↑	40	O/C	22	65.0	90	↑	↑	↑	70	O/C	23	60.0	94	0.025	↑	↑	40	O/C	24	65.0	125	0.05	↑	↑	40	O/C, I/C	25	63.8	94	↑	↑	↑	Spray	O/C		
Test No.	Melt Mass (kg)	Super Heat (K)	Slit Width (m)	Floor Material	Nozzle Diam. (mm)	Water Depth (mm)	Water Added Position *																																																																																																																																																																																																											
1	95.0	133	0.15	Concrete	70	0	-																																																																																																																																																																																																											
2	7.5	77	↑	↑	↑	0	-																																																																																																																																																																																																											
3	24.0	149	↑	↑	30	0	-																																																																																																																																																																																																											
4	43.0	115	0.05	↑	↑	0	-																																																																																																																																																																																																											
5	19.0	110	↑	↑	↑	0	-																																																																																																																																																																																																											
6	66.0	107	↑	↑	↑	40	O/C																																																																																																																																																																																																											
7	115.0	135	↑	↑	↑	0	-																																																																																																																																																																																																											
8	66.0	112	↑	↑	↑	0	-																																																																																																																																																																																																											
9	94.2	110	0.025	↑	↑	0	-																																																																																																																																																																																																											
10	60.2	86	0.05	MgO	↑	0	-																																																																																																																																																																																																											
11	93.4	122	↑	Concrete	↑	40	O/C																																																																																																																																																																																																											
12	67.0	115	↑	↑	↑	40	O/C																																																																																																																																																																																																											
13	93.1	116	0.025	↑	↑	40	O/C																																																																																																																																																																																																											
14	68.1	130	0.05	↑	70	0	-																																																																																																																																																																																																											
15	63.6	133	↑	↑	30	0	-																																																																																																																																																																																																											
16	116.0	131	↑	↑	↑	0	-																																																																																																																																																																																																											
17	106.2	171	↑	↑	↑	0	-																																																																																																																																																																																																											
18	108.8	158	↑	↑	↑	0	-																																																																																																																																																																																																											
19	61.9	108	0.025	↑	↑	0	-																																																																																																																																																																																																											
20	64.0	91	0.05	↑	↑	10	O/C																																																																																																																																																																																																											
21	69.1	107	↑	↑	↑	40	O/C																																																																																																																																																																																																											
22	65.0	90	↑	↑	↑	70	O/C																																																																																																																																																																																																											
23	60.0	94	0.025	↑	↑	40	O/C																																																																																																																																																																																																											
24	65.0	125	0.05	↑	↑	40	O/C, I/C																																																																																																																																																																																																											
25	63.8	94	↑	↑	↑	Spray	O/C																																																																																																																																																																																																											

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表



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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) EPR コアキャッチャの溶融物拡がりに関わる実験^{[23][29][30][36]}</p> <p>CEA/DRN/DTPで行われたCORINE 実験^[36]では、低融点物質（グリセロール他）を模擬物質として使用して、水中での拡がり挙動を調べる実験が実施され、拡がり先端の移動速度や底部に形成されるクラストの影響が調べられた。</p> <p>独カールスルーエ研究センター（FZK）で実施されたKATS 実験^{[23][29][30]}では、溶融物としてテルミット（Al_2O_3 約150kg、Fe 約150kg）が使用され、溶融物の放出速度や温度、拡がり形状（1D, 2D）、床の材質（コンクリート、セラミック、コーティング）、水の有無をパラメータに溶融物の拡がり実験が行われている。実験装置を付図4-4及び付図4-5に示す。Al_2O_3とFeでは密度が異なり成層化するため、溶融物の出口を2箇所設け、最初にAl_2O_3が放出し、最後にFeを放出することにより酸化物溶融物の拡がりや金属溶融物の拡がりを分けて実験が可能となっている。実験条件を付表4-3に示す。</p> <p>KATS-10とKATS-11の実験条件はほぼ同様であるが、KATS-10の方は1mmの水張りをしてあり、KATS-11の方はドライ条件となっている。両者の拡がり結果を付図4-6に示すが、両ケースのように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結果となっている。</p> <div data-bbox="235 646 896 1117" data-label="Diagram"> </div> <p>付図4-4 KATS 実験装置の概要図^[29]</p>		<p>※付録3-1 2.に記載</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																				
<div style="display: flex; justify-content: space-around;">   </div> <p style="text-align: center;">(1D) (2D)</p> <p style="text-align: center;">付図4-5 KATS 実験の1D と2D の拡がり形状の写真^[30]</p> <p style="text-align: center;">付表4-3 KATS 実験条件と拡がり距離（酸化物溶融物、1D 拡がり）^[29]</p> <table border="1" data-bbox="174 965 1003 1276"> <thead> <tr> <th>Test #</th> <th>Substratum</th> <th>Mass in channel (kg)</th> <th>Temperature Melt (°C)</th> <th>Pouring rate (l/s) / Length in Time(s)</th> <th>Spreading length (m)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>KATS-12</td> <td>Ceramics*)</td> <td>186</td> <td>2027</td> <td>12.7 → 0 l/s in 10 s</td> <td>11.7</td> </tr> <tr> <td>KATS-14</td> <td>Ceramics*)</td> <td>176</td> <td>1967</td> <td>2 → 1.2 l/s in 37 s</td> <td>7.2</td> </tr> <tr> <td>KATS-10</td> <td>Concrete 1mm Water (Epoxy)</td> <td>179</td> <td>2037</td> <td>12.4 → 0 l/s in 10s</td> <td>>12 first front 6.5 m main front</td> </tr> <tr> <td>KATS-11</td> <td>Concrete Dry (Epoxy)</td> <td>183</td> <td>2062</td> <td>12.7 → 0 l/s in 10s</td> <td>9.5 m first Front 6.8 m main front</td> </tr> <tr> <td>KATS-13</td> <td>Concrete Dry</td> <td>185</td> <td>2052</td> <td>12.7 → 0 l/s in 10s</td> <td>7.5</td> </tr> </tbody> </table> <p>*) Cordierite (Al₂O₃ 37 wt%, SiO₂ 52 wt%, MgO 6,5 wt%)</p>	Test #	Substratum	Mass in channel (kg)	Temperature Melt (°C)	Pouring rate (l/s) / Length in Time(s)	Spreading length (m)	KATS-12	Ceramics*)	186	2027	12.7 → 0 l/s in 10 s	11.7	KATS-14	Ceramics*)	176	1967	2 → 1.2 l/s in 37 s	7.2	KATS-10	Concrete 1mm Water (Epoxy)	179	2037	12.4 → 0 l/s in 10s	>12 first front 6.5 m main front	KATS-11	Concrete Dry (Epoxy)	183	2062	12.7 → 0 l/s in 10s	9.5 m first Front 6.8 m main front	KATS-13	Concrete Dry	185	2052	12.7 → 0 l/s in 10s	7.5		
Test #	Substratum	Mass in channel (kg)	Temperature Melt (°C)	Pouring rate (l/s) / Length in Time(s)	Spreading length (m)																																	
KATS-12	Ceramics*)	186	2027	12.7 → 0 l/s in 10 s	11.7																																	
KATS-14	Ceramics*)	176	1967	2 → 1.2 l/s in 37 s	7.2																																	
KATS-10	Concrete 1mm Water (Epoxy)	179	2037	12.4 → 0 l/s in 10s	>12 first front 6.5 m main front																																	
KATS-11	Concrete Dry (Epoxy)	183	2062	12.7 → 0 l/s in 10s	9.5 m first Front 6.8 m main front																																	
KATS-13	Concrete Dry	185	2052	12.7 → 0 l/s in 10s	7.5																																	

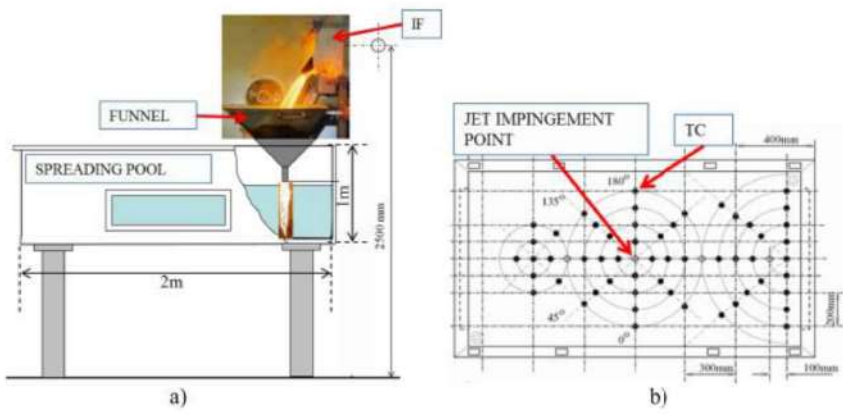
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="188 204 981 539" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="286 544 904 571" data-label="Caption"> <p>付図4-6 KATS 実験の水の有無の影響（酸化物溶融物、1D 拡がり）^[29]</p> </div> <div data-bbox="138 644 1048 1082" data-label="Text"> <p>(3) KTHの溶融物拡がり研究^{[21][27]} スウェーデンKTHでは、溶融物拡がりの小規模実験として、S3E 実験^[27]が行われている。種々の溶融物と冷却材の組合せ（例 ウッズメタル-水、塩（$\text{NaNO}_3\text{-KNO}_3$）-パラフィン）で溶融物温度、溶融物流量等をパラメータに、溶融物の拡がり挙動に関するデータが取られている。溶融物が冷却される過程において、低密度の多孔質の層が形成される結果が得られており、溶融物の流れにより、この多孔質層が持ち上げられ、流量（慣性力）によって決定される距離まで拡がる挙動を示した。 また、水中での溶融物拡がり挙動を調べるPULiMS 実験^[21]が実施されている。この実験では、浅い水プール（水深20cm）へ溶融した$\text{Bi}_2\text{O}_3\text{-WO}_3$合金を流入させ、その拡がり挙動が観察された。実験装置を付図4-7に示し、実験条件を付表4-4に示す。水中へ流入した溶融物の拡がりの様子を付図4-8に示す。また、固化したデブリ層の性状を付図4-9に示す。固化したデブリ層は3層を形成し、デブリ層下面とコンクリートは密着せずギャップが存在しており、水又は蒸気が存在していた可能性がある。3層の最下層は薄い1.5-2mmのケーキ（クラスト）層で空隙はなく、中間層は割れ目や細長い孔が含まれている。最上部は不規則な構造で高多孔性である。</p> </div>		<p>※付録3-1 2.に記載</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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>a) b)</p>																																																																																	
<p>付図4-7 PULiMS 実験装置の概要図^[21]</p>																																																																																	
<p>付表4-4 PULiMS 実験条件^[21]</p>																																																																																	
<table border="1"> <thead> <tr> <th>Parameter</th> <th colspan="5">PULiMS tests</th> </tr> <tr> <th></th> <th>E1</th> <th>E2</th> <th>E3</th> <th>E4</th> <th>E5</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Melt material</td> <td>Bi₂O₃-WO₃</td> <td>B₂O₃-CaO</td> <td>Bi₂O₃-WO₃</td> <td>Bi₂O₃-WO₃</td> <td>ZrO₂-WO₃</td> </tr> <tr> <td>Melt mass composition, %</td> <td>42.64-57.36 eutectic</td> <td>30-70 non-eutectic</td> <td>42.64-57.36 eutectic</td> <td>42.64-57.36 eutectic</td> <td>15.74-84.26 eutectic</td> </tr> <tr> <td>Melt jet diameter, mm</td> <td>20</td> <td>20</td> <td>20</td> <td>20</td> <td>20</td> </tr> <tr> <td>Jet free fall height, mm</td> <td>400</td> <td>400</td> <td>400</td> <td>400</td> <td>400</td> </tr> <tr> <td>Initial melt volume, L</td> <td>3</td> <td>3</td> <td>10</td> <td>6</td> <td>6</td> </tr> <tr> <td>Initial melt mass, kg</td> <td>23.4</td> <td>7.5</td> <td>78.1</td> <td>46.9</td> <td>41.2</td> </tr> <tr> <td>T_{sub}, °C</td> <td>870</td> <td>1027</td> <td>870</td> <td>870</td> <td>1231</td> </tr> <tr> <td>T_{imp}, °C</td> <td>870</td> <td>1027</td> <td>870</td> <td>870</td> <td>1231</td> </tr> <tr> <td>Melt temperature in the funnel upon pouring, °C</td> <td>1006</td> <td>1350</td> <td>1076</td> <td>940</td> <td>1531</td> </tr> <tr> <td>Water pool depth, mm</td> <td>200</td> <td>200</td> <td>200</td> <td>200</td> <td>200</td> </tr> <tr> <td>Water temperature, °C</td> <td>79</td> <td>78</td> <td>75</td> <td>77</td> <td>72</td> </tr> </tbody> </table>	Parameter	PULiMS tests						E1	E2	E3	E4	E5	Melt material	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	B ₂ O ₃ -CaO	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	ZrO ₂ -WO ₃	Melt mass composition, %	42.64-57.36 eutectic	30-70 non-eutectic	42.64-57.36 eutectic	42.64-57.36 eutectic	15.74-84.26 eutectic	Melt jet diameter, mm	20	20	20	20	20	Jet free fall height, mm	400	400	400	400	400	Initial melt volume, L	3	3	10	6	6	Initial melt mass, kg	23.4	7.5	78.1	46.9	41.2	T _{sub} , °C	870	1027	870	870	1231	T _{imp} , °C	870	1027	870	870	1231	Melt temperature in the funnel upon pouring, °C	1006	1350	1076	940	1531	Water pool depth, mm	200	200	200	200	200	Water temperature, °C	79	78	75	77	72			
Parameter	PULiMS tests																																																																																
	E1	E2	E3	E4	E5																																																																												
Melt material	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	B ₂ O ₃ -CaO	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	ZrO ₂ -WO ₃																																																																												
Melt mass composition, %	42.64-57.36 eutectic	30-70 non-eutectic	42.64-57.36 eutectic	42.64-57.36 eutectic	15.74-84.26 eutectic																																																																												
Melt jet diameter, mm	20	20	20	20	20																																																																												
Jet free fall height, mm	400	400	400	400	400																																																																												
Initial melt volume, L	3	3	10	6	6																																																																												
Initial melt mass, kg	23.4	7.5	78.1	46.9	41.2																																																																												
T _{sub} , °C	870	1027	870	870	1231																																																																												
T _{imp} , °C	870	1027	870	870	1231																																																																												
Melt temperature in the funnel upon pouring, °C	1006	1350	1076	940	1531																																																																												
Water pool depth, mm	200	200	200	200	200																																																																												
Water temperature, °C	79	78	75	77	72																																																																												
Melt material	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	B ₂ O ₃ -CaO	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	ZrO ₂ -WO ₃																																																																												
Melt mass composition, %	42.64-57.36 eutectic	30-70 non-eutectic	42.64-57.36 eutectic	42.64-57.36 eutectic	15.74-84.26 eutectic																																																																												
Melt jet diameter, mm	20	20	20	20	20																																																																												
Jet free fall height, mm	400	400	400	400	400																																																																												
Initial melt volume, L	3	3	10	6	6																																																																												
Initial melt mass, kg	23.4	7.5	78.1	46.9	41.2																																																																												
T _{sub} , °C	870	1027	870	870	1231																																																																												
T _{imp} , °C	870	1027	870	870	1231																																																																												
Melt temperature in the funnel upon pouring, °C	1006	1350	1076	940	1531																																																																												
Water pool depth, mm	200	200	200	200	200																																																																												
Water temperature, °C	79	78	75	77	72																																																																												

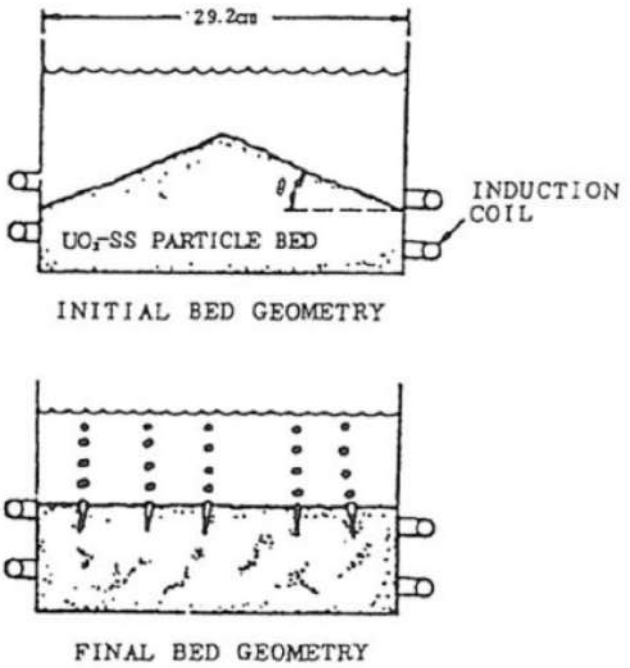
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>付図4-8 PULiMS 実験E4 ケースの溶融物拡がり挙動のスナップ写真 [21]</p>  <p>付図4-9 PULiMS-E4 実験の固化デブリの性状写真 [21]</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(4) 粒子状ベッドの拡がり^[22]</p> <p>ANLでは、水プール中に不均質に堆積させたデブリベッドが、内部の沸騰により均一化する様子を確認するため、水プール中にUO₂、SUS、Cuの0.2～1mm程度の粒子ベッドを非均一の厚さに堆積させ、誘導加熱により崩壊熱発生を模擬させた実験^[22]を行っている。付図4-10に粒子ベッド厚さの均一化の概念図を示す。非均一の厚さに堆積した粒子ベッドは、誘導加熱により粒子ベッド内に沸騰が生じ、粒子が吹き上げられて再堆積する過程で厚さが均一化し、均一化に要した時間は2～3分程度であると報告されている。</p>  <p>付図4-10 セルフレベリング実験におけるデブリベッドの均一化の概念図^[22]</p>		<p>※3.1 (9)に記載</p>

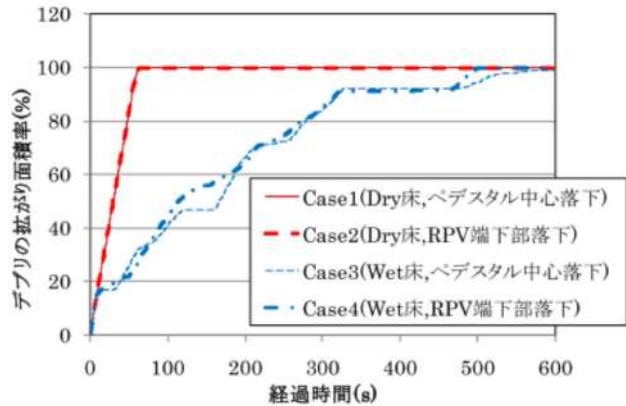
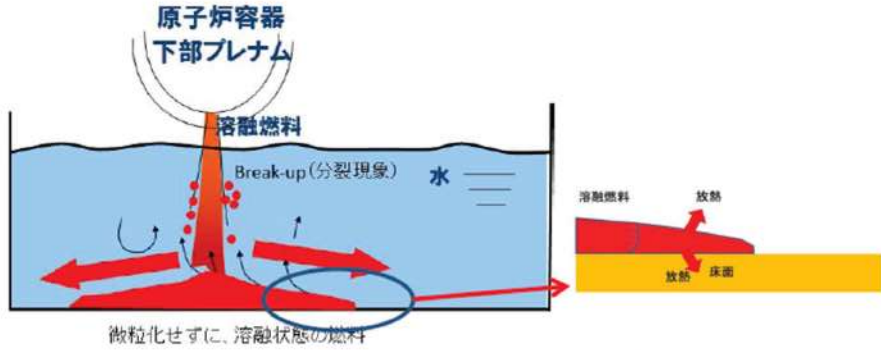
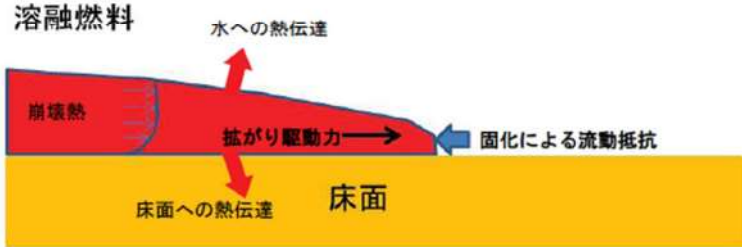
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																														
<p>(5) 溶融物の拡がり解析^{[20][27][28][39][40]}</p> <p>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いる。主要なものを付表4-5に示す。これらの解析コードは、実験データを元に検証が行われている。また、実験と実機条件とを関連づけるスケーリング則の提案も行われている。^{[20][27][28]}</p> <p style="text-align: center;">付表4-5 溶融物拡がり挙動の主な解析コード^[27]</p> <table border="1" data-bbox="154 416 1039 730"> <thead> <tr> <th>Code</th> <th>Country</th> <th>Model characteristics</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>CORFLOW *</td> <td>Germany</td> <td>2D - mechanistic</td> </tr> <tr> <td>CROCO</td> <td>France</td> <td>Simplified (ISPN)</td> </tr> <tr> <td>LAVA *</td> <td>Japan</td> <td>2D - Bingham fluid</td> </tr> <tr> <td>MELTSREAD *</td> <td>USA</td> <td>1D - complex physics and chemistry</td> </tr> <tr> <td>MECO</td> <td>Germany</td> <td>Mechanistic (Ruhr Univ.)</td> </tr> <tr> <td>RASPLAV / SPREAD</td> <td>Russia</td> <td>2D - hydrodynamic</td> </tr> <tr> <td>SPREAD</td> <td>Japan</td> <td>simplified</td> </tr> <tr> <td>THEMA *</td> <td>France</td> <td>phenomenological (CEA/DRN)</td> </tr> <tr> <td>Footnote</td> <td colspan="2">* Code receiving International recognition</td> </tr> </tbody> </table> <p>a) 三次元溶融物拡がり解析例</p> <p>溶融物の拡がり挙動を三次元で評価した例もある。付図4-11に示すとおり過酷事故解析コードSAMPSONのデブリ拡がりモジュール(DSA)^[39]を使用して、ABWRの格納容器ペDESTAL上におけるデブリ拡がり評価を実施している^[40]。床面に200mmの水位がある条件(Wet床条件)で、制御棒駆動機構ハウジング1本の破損を想定して、全炉心相当の溶融炉心がペDESTAL(半径約5.3m)へ落下する場合の溶融炉心の床上の拡がり面積を評価している。床面に水が存在する場合でも、溶融炉心は落下位置に依らずペDESTALのほぼ全面に拡がり、最終的な堆積高さは400~500mm程度となる結果を得ている。</p>	Code	Country	Model characteristics	CORFLOW *	Germany	2D - mechanistic	CROCO	France	Simplified (ISPN)	LAVA *	Japan	2D - Bingham fluid	MELTSREAD *	USA	1D - complex physics and chemistry	MECO	Germany	Mechanistic (Ruhr Univ.)	RASPLAV / SPREAD	Russia	2D - hydrodynamic	SPREAD	Japan	simplified	THEMA *	France	phenomenological (CEA/DRN)	Footnote	* Code receiving International recognition		<p>3. 水中での拡がり挙動の概要及び相関式</p> <p>(1) 水中での溶融炉心拡がり挙動の概要</p> <p>下部プレナムから流出した溶融炉心は、水中に落下する過程において一部が細粒化し、大部分は液体の状態で原子炉下部キャビティ床に堆積する。原子炉下部キャビティ床に堆積した溶融炉心は、重力の影響で拡がるが、原子炉下部キャビティ水及び床面で除熱されることで固化が進み、やがて拡がり停止する。</p> <p>PULiMS 実験により得られた知見より、原子炉下部キャビティ内での最終的な溶融炉心の拡がりの大きさは、以下のパラメータにより決定されると考えられる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・拡がり駆動力 <p>溶融炉心と水との密度差により、溶融炉心には水中を拡がる駆動力が生じる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・拡がり抑制力 <p>床面上に形成されたクラストによる減速効果が働くこと、及び溶融炉心の固化が進むことにより、溶融炉心の粘度が増加し、溶融炉心の拡がりを抑制する力が生じる。</p> <p>上記のとおり、溶融炉心の拡がりの大きさは、溶融炉心と水の密度差による拡がりの駆動力の時間スケールと、溶融炉心の固化の時間スケールとの競合によって決まり、固化が早ければ拡がりが抑制され、あまり拡がらずに固化してしまい、固化が遅くなれば、拡がりは大きくなる傾向となる。図3.1及び図3.2に以上の挙動の模式図を示す。</p>	<p>※BWR固有の解析</p>
Code	Country	Model characteristics																														
CORFLOW *	Germany	2D - mechanistic																														
CROCO	France	Simplified (ISPN)																														
LAVA *	Japan	2D - Bingham fluid																														
MELTSREAD *	USA	1D - complex physics and chemistry																														
MECO	Germany	Mechanistic (Ruhr Univ.)																														
RASPLAV / SPREAD	Russia	2D - hydrodynamic																														
SPREAD	Japan	simplified																														
THEMA *	France	phenomenological (CEA/DRN)																														
Footnote	* Code receiving International recognition																															

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>付図 4-11 ABWRを対象にした三次元溶融炉心拡がり評価結果例（SAMPSONコード）^[40]</p>	 <p>図 3.1 溶融炉心の落下から拡がりに至る挙動</p>  <p>図 3.2 溶融炉心の拡がりに係る熱伝達及び流体力学的挙動</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b) スケーリング則を用いた溶融物拡がり相関式</p> <p>(3) に示した PULiMS 実験の結果を元に、水中での溶融物の拡がり距離を求めるスケーリング則が提案されている^[28]。これは、障害物のない水平な床面に落下した溶融物の拡がり停止後の平均厚さや拡がり距離を求める相関式である。一般的に、溶融物の拡がり挙動は、溶融物の堆積高さに対応した重力による拡がり、溶融物冷却に伴う粘性増加による流動性低下の競合する二つのプロセスにより支配される。（付図4-12参照）</p> <p>スケーリング則では、競合する二つのプロセスの時間スケールとして、流体力学的拡がり時間 τ_{conv} を、拡がり停止後の平均厚さ δ_v に達するまでの時間と定義し、固化時間 τ_{solid} を、溶融物が冷却され固化するまでの時間と定義し、これらの時間の比を、拡がりの無次元時間スケール $T (= \tau_{conv} / \tau_{solid})$ と定義している。また、拡がり停止後の平均厚さ δ_v と表面張力とのバランスで決まる厚さ δ_{cap} の比を、無次元長さスケール $L (= \delta_v / \delta_{cap})$ と定義している。</p> <p>障害物のない水平な床を想定し、落下した溶融物が軸対称に拡がると仮定すると、無次元長さスケール L は、無次元時間スケール T を用いて(1)式で表されるとしている。</p> <p>添え字の i は 慣性力支配流れの値を示し、v は粘性力支配流れの値を示している。</p> $Lv = Cv \cdot T^{1/2} \cdot N^{1/2} \quad (1)$ <p>また、拡がり距離 $r(t)$ と拡がり時間 t の関係は、以下のように表されるとしている。</p> <p>慣性力支配流れの場合 $r_i(t) = \beta_i \cdot t^{3/4} \quad (2)$</p> <p>粘性力支配流れの場合 $r_v(t) = \beta_v \cdot t^{1/2} \quad (3)$</p>	<p>(2) 水中での溶融炉心拡がり長さ^{[7][8][9]}と時間の相関式</p> <p>文献^[7]では、溶融炉心の水中での拡がり挙動を以下のとおり定式化している。</p> <p>液相として床に堆積した溶融炉心が拡がる際の最終的な厚さ δ_{sp} は溶融炉心拡がり無次元時間 T から(1)の相関式で表される。</p> $\frac{\delta_{sp}}{\delta_{cap}} = CT^{0.5} N^{0.5} \quad (1)$ <p>δ_{sp}：溶融炉心の最終厚さ δ_{cap}：表面張力による最小厚さ $(= 2\sqrt{\sigma/\rho_m g})$</p> <p>$C$：比例定数 T：溶融炉心拡がり無次元時間 $(= \tau_{conv} / \tau_{solid})$</p> <p>$N$：重力-慣性力支配流れの時1、重力-粘性力支配流れの場合 $= \left(\frac{V_{tot}}{\pi \delta_{cap}}\right)^{1/3} \frac{\beta_i^{4/3}}{\beta_v^2}$</p> <p>$\tau_{conv}$：溶融炉心拡がり特性時間 $(s) = \left(\frac{r_{sp}}{\beta_v}\right)$</p> <p>$\tau_{solid}$：溶融炉心固化特性時間 $(s) = \delta_{cap} \rho_m \frac{C_{p,m} \Delta T_{sup} + \eta H_f}{q_{up} + q_{dn} - q_v \delta_{cap}}$</p> <p>(1) 式より、溶融炉心の拡がる際の最終的な厚さが算出され、この値と溶融炉心の落下量から、溶融炉心の拡がり長さ（拡がりの直径）が算出できる。</p> <p>また、拡がり長さ $r_v(t)$ と拡がり時間 t の関係は(2)式より表されるため、拡がり時間は(2)式で算出することができる。</p> $r_v(t) = \beta_v t^{0.5} \quad (2)$ <p>$\beta_{i,v}$：デブリ広がり係数 $\beta_v = \left(\frac{gG^3}{v}\right)^{0.125} \beta_i = 0.84(gG)^{0.25}$</p> <p>$r_{sp}$：幾何的に可能な最大拡がり径(m) ΔT_{sup}：溶融炉心過熱度(K) $C_{p,m}$：溶融炉心比熱(J/kg/K) q_{up}：溶融炉心上面の熱流束（放射及び対流熱伝達）(W/m²) q_{dn}：溶融炉心下面の熱流束（対流熱伝達）(W/m²) q_v：単位体積当たりの崩壊熱(W/m³) H_f：溶融炉心の溶融潜熱(J/kg)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ここで、</p> <p>δ_{cap}：表面張力とバランスする厚さ（$= 2\sqrt{\sigma/\rho_m g'}$）</p> <p>$C_f$：比例定数。PULiMS 実験より、$C_f=1.30$ が得られている。</p> <p>N：粘性因子（$= \frac{\tau_{conv,v}}{\tau_{conv,l}} \cdot \frac{\delta_{cap}}{\delta_{cap}}$）</p> <p>$\beta$：拡がり係数 $\beta_i = 0.84(g' G)^{1/4}$, $\beta_v = 0.67\left(\frac{g' G^2}{v}\right)^{1/8}$</p> <p>$\tau_{solid}$：デブリ固化特性時間(s)（$= \delta_{cap} \cdot \rho_m \cdot \frac{C_{p,m} \Delta T_{sup} + \eta H_f}{q''_{up} + q''_{dn} - q_w - \delta_{cap}}$）</p> <p>$\Delta T_{sup}$：デブリ過熱度(K) , $C_{p,m}$：デブリ比熱(J/kg/K)</p> <p>q''_{up}：デブリ上面の熱流束（放射及び対流熱伝達）(W/m²)</p> <p>q''_{dn}：デブリ下面の熱流束（対流熱伝達）(W/m²)</p> <p>q_w：単位体積当たりの崩壊熱(W/m³)</p> <p>H_f：デブリの熔融潜熱(J/kg) , η：流動停止までの有効潜熱割合(-)</p> <p>σ：デブリ表面張力(N/m) , ρ_m：デブリ密度(kg/m³) , ρ_w：水の密度(kg/m³)</p> <p>g：重力加速度(m/s²) , v：デブリの動粘性係数(m²/s)</p> <p>g'：水中における重力加速度の補正（$= g(\rho_m - \rho_w)/\rho_m$）(m/s²)</p> <p>$V_{tot}$：デブリ体積(m³)（$= \frac{m(1-f_m)}{\rho_m}$）, m：デブリ質量(kg)</p> <p>G：エントレインされなかった連続体デブリの体積流量(m³/s)（$= \frac{V_{tot}}{t_{rel}}$）</p> <p>$t_{rel}$：原子炉圧力容器からの熔融炉心放出時間(s)</p> <p>f_m：デブリ落下時のエントレイン割合(-)</p> <p>ρ'_m：有効デブリ密度(kg/m³)（$= \rho_m(1 - \epsilon_m)$）, ϵ_m：デブリポイド分率(-)</p> <p>(1)式は、拡がり停止時のデブリ平均厚さが、無次元時間スケール（= 溶融物の拡がり時間/固化時間）の平方根に比例することを意味しており、溶融物の拡がりが遅いほど、固化するまでの時間が短いほど、無次元時間は大きくなり、結果として、拡がり停止時の平均厚さが大きく、拡がり面積は小さくなる傾向を示している。逆に、溶融物の拡がり早いほど、固化までの時間が長いほど、無次元時間は小さくなり、平均厚さが薄くなり、拡がり距離は大きくなる。このスケールリング則について、PULiMS 実験との比較が行われており、付図 4-13 に、実験結果とスケールリング則による評価との比較を示すが、概ね一致している結果が得られている。</p> <p>上記のスケールリング則の式より、$\tau_{conv,v}$及びNは次式のように得られる。</p>	<p>η：有効潜熱割合(-)</p> <p>σ：熔融炉心表面張力(N/m)</p> <p>ρ_m：熔融炉心密度(kg/m³)</p> <p>ρ_w：水の密度(kg/m³)</p> <p>g：水中における重力加速度の補正（$= g(\rho_m - \rho_w)/\rho_m$）(m/s²)</p> <p>$g$：重力加速度(m/s²)</p> <p>$v$：熔融炉心の動粘性係数(m²/s)</p> <p>V_{tot}：熔融炉心体積(m³)（$= \frac{m(1-f_m)}{\rho_m}$）</p> <p>$m$：熔融炉心質量(kg)</p> <p>$G$：エントレインされなかった連続体熔融炉心の体積流量(m³/s)（$= \frac{V_{tot}}{t_{rel}}$）</p> <p>$t_{rel}$：原子炉容器からのデブリ放出時間(s)</p> <p>f_m：熔融炉心落下時のエントレイン割合(-)</p> <p>ρ'_m：有効熔融炉心密度(kg/m³)（$= \rho_m(1 - \epsilon_m)$）</p> <p>ϵ_m：熔融炉心ポイド率(-)</p> <p>この相関式は、最終的な溶融燃料の拡がり時の厚さδ_{sp}が、無次元時間（溶融炉心の拡がり時間÷溶融炉心が固化するまでの時間）の平方根に比例することを意味している。溶融炉心の拡がり遅い、又は固化するまでの時間が短い場合には、無次元時間Tは大きくなり、結果として、拡がり時の最終的な厚さδ_{sp}が大きくなり、結果として拡がり面積は小さくなる。逆に、溶融炉心の拡がり早い、又は固化までの時間が長い場合には、無次元時間Tは小さくなり、溶融炉心の厚さが薄くなるため、拡散が進む方向となる。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

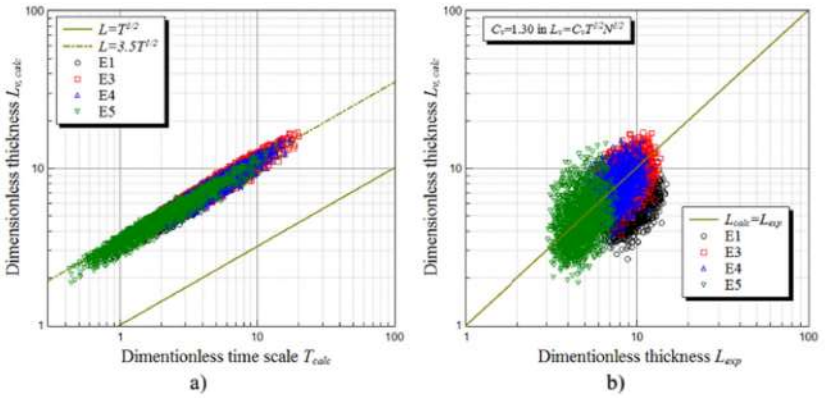
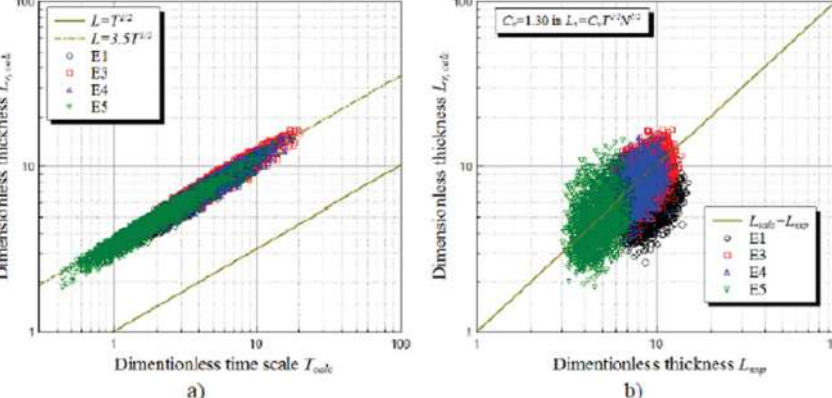
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="241 204 880 279" data-label="Equation-Block"> $\tau_{conv,v} = \left(\frac{V_{tot} \tau_{solid}^{1/2}}{\pi \beta_v^2 \delta_{cap} C_p N^{1/2}} \right)^{2/3} \quad (4)$ </div> <div data-bbox="241 311 880 370" data-label="Equation-Block"> $N = \left(\frac{V_{tot}}{\pi \delta_{cap}} \right)^{1/3} \frac{\beta_l^{4/3}}{\beta_v^2} \quad (5)$ </div> <div data-bbox="159 383 864 411" data-label="Text"> <p>(4)式及び(5)式により$\tau_{conv,v}$が求まり、次式で拡がり距離が得られる。</p> </div> <div data-bbox="257 422 880 451" data-label="Equation-Block"> $r_v(\tau_{conv,v}) = \beta_v \cdot \tau_{conv,v}^{1/2} \quad (6)$ </div> <div data-bbox="159 545 1050 774" data-label="Text"> <p>BWRの溶融物条件（付表4-6参照）を用いて、上記のPULiMSスケーリング則を適用し、(6)式により溶融物の拡がり半径を評価した。付図4-14に評価結果を示す。制御棒駆動機構ハウジング破損時の溶融物落下質量速度である約8500kg/sの場合、約18mの拡がり半径を得る。溶融物質量を減らして落下質量速度を減らすと、拡がり距離は減少するが、BWR条件の落下質量速度の1/10にしても、まだ、ペDESTAL半径（Mark-I改の場合約3.2m）を超えた拡がり半径を得る。したがって、PULiMSスケーリング則を適用しても、BWRの溶融物条件では、溶融物はペDESTAL床全面に拡がる結果となる。</p> </div> <div data-bbox="224 826 967 1209" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="246 1225 940 1252" data-label="Caption"> <p>付図4-12 溶融炉心の拡がりに関わる熱伝達及び流体力学的な力を示す模式図</p> </div>	<div data-bbox="1075 167 1948 263" data-label="Text"> <p>さらに、上記の拡がりモデルについては、PULiMS試験との比較により、その妥当性が示されており、図3.3に示すとおり、実験で得られたデータと評価モデルとの比較が実施され、概ね一致している。</p> </div> <div data-bbox="1075 271 1948 335" data-label="Text"> <p>実機評価においては、各入力パラメータに対する実機での条件を適切に与えることにより、拡がり挙動について解析を実施する。</p> </div>	<div data-bbox="1971 545 2116 571" data-label="Text"> <p>※BWR固有の解析</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 (添付3 溶融炉心とコンクリートの相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>付図4-13 PULiMS 実験を対象にしたスケーリング則による評価と実験結果の比較^[28]</p>	 <p>図3.3 拡がりモデルとPULiMS試験結果との比較</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="185 180 584 264" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 20px;"> 本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。 </div> <div data-bbox="360 339 817 368" style="text-align: center;"> 付表4-6 BWR溶融物条件（BWR5 Mark-I改） </div> <div data-bbox="244 379 954 743" style="border: 2px solid black; height: 228px; margin: 10px 0;"> <!-- Content of the redacted table --> </div> <div data-bbox="224 791 981 1292" style="text-align: center;"> </div> <div data-bbox="219 1326 956 1355" style="margin-top: 10px;"> 付図4-14 溶融物落下質量速度と拡がり距離の関係（PULiMS スケーリング則適用） </div>		※BWR固有の解析

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>4. 実機評価</p> <p>これまでの実験の知見から、デブリジェットが原子炉下部キャビティ床に到達するまでの落下過程において冷却されず高温のまま床に到達する場合には、熔融炉心の拡がりは大きくなり、反対に、熔融炉心が落下時に細粒化等により冷却が進む場合には、熔融炉心の拡がりは小さくなると考えられる。図4.1及び図4.2にそれぞれの場合の模式図を示す。感度解析では、これらのケースに対する熔融炉心の拡がり面積を算出し、MAAPコードの解析の入力条件とする。</p> <div data-bbox="1205 427 1814 662" data-label="Image"> </div> <p>図4.1 落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケース （熔融炉心からの除熱が進まず、固化割合が小さいため拡がりが大きくなる。）</p> <div data-bbox="1120 829 1870 1077" data-label="Image"> </div> <p>図4.2 落下時に細粒化等により冷却が進むケース （熔融炉心からの除熱が進み、固化割合が大きくなるため拡がり抑制される。）</p> <p>表4.1に1回目の原子炉容器破損時の熔融炉心落下条件について示す。また、表4.2に落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケースと落下時に細粒化等により冷却が進むケースの細粒化割合と過熱度の熱損失をまとめたものである。</p> <p>前者のケースでは、デブリジェットが原子炉下部キャビティ床に到達するまでの落下過程において、熔融炉心の冷却が進まないような条件として、細粒化無しとし、また、落下過程における熔融炉心-原子炉下部キャビティ水間の熱伝達による熔融炉心の熱損失も無しとしている。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																		
	<p>一方、後者のケースでは、デブリジェットが原子炉下部キャビティ床に到達するまでの落下過程において、溶融炉心の冷却が進むような条件として、細粒化割合はSaitoの相関式¹⁰⁾を用い、また、溶融炉心の熱損失については、溶融炉心の過熱度分がすべて水と熱交換するとしている。</p> <p>評価結果を表4.3に示す。拡がり直径については、前者のケースで約7.7m、後者のケースで約1.5mとなった。</p> <p style="text-align: center;">表4.1 溶融炉心放出時のパラメータ</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>メルト質量 [kg]</td><td>48,600</td></tr> <tr><td>放出時間 [s]</td><td>100</td></tr> <tr><td>メルト温度 [K]</td><td>2,554.05</td></tr> <tr><td>冷却水温度 [K]</td><td>408.05</td></tr> <tr><td>メルト密度 [kg/m³]</td><td>8,463.1</td></tr> <tr><td>冷却水密度 [kg/m³]</td><td>931</td></tr> <tr><td>ジェット径 [m]</td><td>0.4</td></tr> <tr><td>ジェット粘性係数 [Pa*s]</td><td>10.5</td></tr> <tr><td>ジェット表面張力 [N/m]</td><td>1</td></tr> <tr><td>メルト比熱 [J/kg/K]</td><td>484.6</td></tr> <tr><td>冷却水比熱 [J/kg/K]</td><td>4,280</td></tr> <tr><td>単位質量当たりの崩壊熱 [W/kg]</td><td>264.2</td></tr> <tr><td>固化温度 (Tsol) [K]</td><td>2,308.25</td></tr> <tr><td>液化温度 (Tliq) [K]</td><td>2,308.25</td></tr> <tr><td>メルト融解熱 [J/kg]</td><td>326.415</td></tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">表4.2 各ケースに対する主な入力パラメータ</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th></th> <th>落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケース</th> <th>落下時に細粒化等により冷却が進むケース</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>メルト細粒化割合 [-]</td> <td>0.0</td> <td>0.66</td> </tr> <tr> <td>ジェット冷却による過熱度の熱損失 [K]</td> <td>0</td> <td>245.8</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">表4.3 溶融炉心の拡がり評価結果</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th></th> <th>落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケース</th> <th>落下時に細粒化等により冷却が進むケース</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>拡がり直径 [m]</td> <td>約7.7</td> <td>約1.5</td> </tr> <tr> <td>拡がり面積 [m²]</td> <td>約47</td> <td>約1.8</td> </tr> </tbody> </table>	項目	値	メルト質量 [kg]	48,600	放出時間 [s]	100	メルト温度 [K]	2,554.05	冷却水温度 [K]	408.05	メルト密度 [kg/m ³]	8,463.1	冷却水密度 [kg/m ³]	931	ジェット径 [m]	0.4	ジェット粘性係数 [Pa*s]	10.5	ジェット表面張力 [N/m]	1	メルト比熱 [J/kg/K]	484.6	冷却水比熱 [J/kg/K]	4,280	単位質量当たりの崩壊熱 [W/kg]	264.2	固化温度 (Tsol) [K]	2,308.25	液化温度 (Tliq) [K]	2,308.25	メルト融解熱 [J/kg]	326.415		落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケース	落下時に細粒化等により冷却が進むケース	メルト細粒化割合 [-]	0.0	0.66	ジェット冷却による過熱度の熱損失 [K]	0	245.8		落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケース	落下時に細粒化等により冷却が進むケース	拡がり直径 [m]	約7.7	約1.5	拡がり面積 [m ²]	約47	約1.8	
項目	値																																																			
メルト質量 [kg]	48,600																																																			
放出時間 [s]	100																																																			
メルト温度 [K]	2,554.05																																																			
冷却水温度 [K]	408.05																																																			
メルト密度 [kg/m ³]	8,463.1																																																			
冷却水密度 [kg/m ³]	931																																																			
ジェット径 [m]	0.4																																																			
ジェット粘性係数 [Pa*s]	10.5																																																			
ジェット表面張力 [N/m]	1																																																			
メルト比熱 [J/kg/K]	484.6																																																			
冷却水比熱 [J/kg/K]	4,280																																																			
単位質量当たりの崩壊熱 [W/kg]	264.2																																																			
固化温度 (Tsol) [K]	2,308.25																																																			
液化温度 (Tliq) [K]	2,308.25																																																			
メルト融解熱 [J/kg]	326.415																																																			
	落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケース	落下時に細粒化等により冷却が進むケース																																																		
メルト細粒化割合 [-]	0.0	0.66																																																		
ジェット冷却による過熱度の熱損失 [K]	0	245.8																																																		
	落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケース	落下時に細粒化等により冷却が進むケース																																																		
拡がり直径 [m]	約7.7	約1.5																																																		
拡がり面積 [m ²]	約47	約1.8																																																		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>5.参考文献</p> <p>[1] Pavel Kudinov, et al., " Experimental Results on Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt-Coolant Interaction," The 9th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-9), Kaohsiung, Taiwan, September 9-13, 2012.</p> <p>[2] Sehgal, B.R., Dinh, T.N., Green, J.A., Konovalikhin, M.J., Paladino, D., Leung, W.H., Gubaidulin, A.A., " Experimental Investigation of Melt Spreading in One-Dimensional Channel" , RIT/NPS Research Report for European Union EU-CSC-1D1-97, 86p., 1997.</p> <p>[3] Greene, G.A., Finrock, C., Klages, J., and Schwarz, C.E., " Experimental Studies on Melt Spreading, Bubbling Heat Transfer and Coolant Layer Boiling," Proceedings of 16th Water Reactor Safety Meeting, NUREG/CP-0096, pp. 341-358, (1988).</p> <p>[4] Suzuki, H., et al., " Fundamental Experiment and Analysis for Melt Spreading on Concrete Floor," Proceedings of 2nd ASME/JSME Nuclear Engineering Conference, Vol. 1, pp. 403-407, (1993).</p> <p>[5] Fieg, G., et al., " Simulation Experiments on the Spreading Behavior of Molten Core Debris" , Proceedings of the 1996 National Heat Transfer Conference, in the session " Fundamental Phenomena in Severe Accidents" , Houston, Texas, August 3-6, 1996, HTC-Vol.9, pp. 121-129.</p> <p>[6] Alsmeyer H., et al., " Overview on the Results of the RCA Project on Molten Core - Concrete Interactions" , FISA-95 Proceedings, Luxemburg, EUR 16896 EN, pp. 231-255 (1996).</p> <p>[7] Konovalenko A. and Kudinov P., "Development of Scaling Approach for Prediction of Terminal Spread Thickness of Melt Poured into a Pool of Water," Proceedings of The 9th International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety (NUTHOS-9), Kaohsiung, Taiwan, September 9-13, N9P0302, 2012.</p> <p>[8] Dinh, T.N. Konovalikhin, M. J., Sehgal, B. R., " Core melt spreading on a reactor containment floor" , Progress in Nuclear Energy, 36(4), pp. 405-468, (2000).</p> <p>[9] Maxim J.K., Investigations on Melt Spreading and Coolability in a LWR Severe Accident, Doctoral Thesis, Royal Institute of Technology Stockholm, 2001.</p> <p>[10] <u>M. Saito, K. Sato, S. Imahori, " Experimental Study on Penetration Behavior of Water Jet into Freon-11 and Liquid Nitrogen," ANS Proc. of National Heat Transfer Conference, Houston, Texas, USA, (1988).</u></p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">付録5</p> <p style="text-align: center;">粒子状ベッドの冷却性実験と解析モデル</p> <p>粒子状ベッドの冷却性については、高速増殖炉の炉心損傷事故の評価において重要な評価となることから、従来から多くの実験的及び解析的研究が行われてきている^[32]。また、TMI-2事故以降は、軽水炉を対象とした研究も進められている。</p> <p>デブリベッド冷却に関する研究の主要な焦点の一つは、デブリベッドの冷却限界が、崩壊熱を上回るかどうかであり、判断基準のパラメータはデブリベッドのドライアウト熱流束と考えられている。発熱する粒子状ベッドの内を流下する冷却水と上昇する蒸気の対向二相流がデブリベッド内で形成される。粒子状デブリベッドの流動状態の模式図を付図5-1に示す。崩壊熱が高いと、局所的にデブリベッド内でドライアウトが生じ、デブリベッドの温度が急激に高くなる。この時の熱流束がドライアウト熱流束となる。粒子状デブリベッドのドライアウト熱流束は、種々の実験が行われ、種々の相関式が提案されている。その中でもLipinski 0-Dモデル^[34]（次頁参照）は、小さい粒径から大きい粒径まで適用可能とされており、広く使われている。MAAPコード内でも压力容器下部プレナムの粒子状ベッドの冷却の評価に使用されている。Lipinski 0-Dモデルでは、ドライアウト熱流束は、主に粒子径、ポロシティ、堆積高さ、圧力に依存する。</p>	<p style="text-align: center;">添付3-2</p> <p style="text-align: center;"><u>粒子状ベッドの冷却性実験と解析モデル</u></p> <p>粒子状ベッドの冷却性については、高速増殖炉の炉心損傷事故の評価において重要な評価となることから、従来から多くの実験的及び解析的研究が行われてきている。また、TMI-2事故以降は、軽水炉を対象とした研究も進められている。</p> <p>デブリベッド冷却に関する研究の主要な焦点の一つは、デブリベッドの冷却限界が、崩壊熱を上回るかどうかであり、判断基準のパラメータはデブリベッドのドライアウト熱流束と考えられている。発熱する粒子状ベッドの内を流下する冷却水と上昇する蒸気の対向二相流がデブリベッド内で形成される。粒子状デブリベッドの流動状態の模式図を付図2-1に示す。崩壊熱が高いと、局所的にデブリベッド内でドライアウトが生じ、デブリベッドの温度が急激に高くなる。この時の熱流束がドライアウト熱流束となる。粒子状デブリベッドのドライアウト熱流束は、種々の実験が行われ、種々の相関式が提案されている。その中でもLipinski 0-Dモデル（付表2-1参照）は、小さい粒径から大きい粒径まで適用可能とされており、広く使われている。MAAPコード内でも乱流域に対するLipinski 0-Dモデルが粒子状ベッドの冷却の評価に使用されている。Lipinski 0-Dモデルでは、ドライアウト熱流束は、主に粒子径、ポロシティ、堆積高さ、圧力に依存する。</p>	<p>※付録3-2は従来のPWRの公開文献から追加</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>付図 5-1 粒子状デブリベッドの流動状態の模式図 [32]</p> <p>この図は、冷却材が粒子状デブリベッドを流下する際の流動状態を示しています。上部には「冷却材」とあり、下部には「蒸気」と「粒子」の向上流を示す矢印があります。右側には「高さH」と「オーバーレイの高さ」の注釈があり、下部には「デブリベッド高さH」の注釈があります。図中の粒子は円形として描かれ、その間を冷却材が流れている様子が見えます。</p>	<p>付図 2-1 粒子状ベッド冷却の流動モデル</p> <p>出展：日本機械学会編「沸騰熱伝達と冷却」日本工業出版（平成元年）</p> <p>この図は、粒子状ベッド冷却の流動モデルを示しています。上部には「冷却材」とあり、下部には「蒸気」と「粒子」の向上流を示す矢印があります。右側には「高さH」と「オーバーレイの高さ」の注釈があり、下部には「デブリベッド高さH」の注釈があります。図中の粒子は円形として描かれ、その間を冷却材が流れている様子が見えます。</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由				
<p>Lipinski 0-Dモデルについて (日本機械学会編「沸騰熱伝達と冷却」より抜粋)</p> <p>c. Lipinskiの0-Dモデル⁽¹¹⁾</p> <p>Lipinskiは多孔質の対向二相流の気液各相で、層流及び乱流に適用できる運動量の式を、連続の式、エネルギーの式と共に連立して解いた。</p> <p>連続の式</p> $\rho_v U_v = \rho_l U_l \quad \dots(8.14)$ <p>運動量の式 (気相)</p> $\rho_v U_v^2 / \eta \eta_v + \mu_v U_v / \kappa \kappa_v + \rho_v g = \Delta P_v / H_b \quad \dots(8.15)$ <p>運動量の式 (液相)</p> $-\rho_l U_l^2 / \eta \eta_l - \mu_l U_l / \kappa \kappa_l + \rho_l g = \Delta P_l / H_b \quad \dots(8.16)$ <p>エネルギー式</p> $\rho_v U_v \Delta h_v = \dot{Q} H_b \quad \dots(8.17)$ <p>圧力の釣合⁽⁹⁾⁽¹⁰⁾</p> $\Delta P_v - \Delta P_l = \sigma(\epsilon/5\kappa)^{1/2} \quad \dots(8.18)$ <p>ここで、 U：見掛け流速 κ：層流での浸透率 η：乱流での浸透率 $\kappa_v, \kappa_l, \eta_v, \eta_l$：各々層流及び乱流での気液の比浸透率 (無次元)</p> <p>でデブリベッド内の平均液体存在割合 s の関数で、以下のように表わしている⁽⁹⁾。</p> $\kappa = (d^2/180)\epsilon^2/(1-\epsilon)^2$ $\eta = (d/1.75)\epsilon^3/(1-\epsilon)$ $\kappa_v = 1 - 1.11s, \kappa_l = s^3$ $\eta_v = (1-s)^3, \eta_l = s^3$ <p>上述の関係を用いると、式(8.14)～式(8.18)からデブリベッド上面での熱流束 $q (= \dot{Q} H_b)$ は下式で与えられる。</p> $q = \rho_v \Delta h_v u_1 \{ [1 + (u_2/u_1)^2]^{1/2} - 1 \} \quad \dots(8.19)$ $u_1 = \frac{90(1-\epsilon)}{1.75d} \left\{ \frac{\mu_v}{\rho_v(1-1.11s)} + \frac{\mu_l}{\rho_l s^3} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\}$ $u_2 = \left[\frac{d\epsilon^3(\rho_l - \rho_g)g}{1.75(1-\epsilon)} \left\{ 1 + \frac{6\sigma(1-\epsilon)}{\epsilon d(\rho_l - \rho_g)gH_b} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\} \right]^{1/2}$ <p>ドライアウト熱流束は、式(8.19)が $s (0 \leq s \leq 1)$ に関して極大値をとる条件として求まる。</p>	<p>付表2-1 Lipinski 0-Dモデルについて 出展：日本機械学会編「沸騰熱伝達と冷却」日本工業出版 (平成元年)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1061 304 1480 339">モデル</th> <th data-bbox="1480 304 1953 339">実験との比較</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1061 339 1480 1377"> <p>c. Lipinskiの0-Dモデル⁽¹¹⁾</p> <p>Lipinskiは多孔質の対向二相流の気液各相で、層流及び乱流に適用できる運動量の式を、連続の式、エネルギーの式と共に連立して解いた。</p> <p>連続の式</p> $\rho_v U_v = \rho_l U_l \quad \dots(8.14)$ <p>運動量の式 (気相)</p> $\rho_v U_v^2 / \eta \eta_v + \mu_v U_v / \kappa \kappa_v + \rho_v g = \Delta P_v / H_b \quad \dots(8.15)$ <p>運動量の式 (液相)</p> $-\rho_l U_l^2 / \eta \eta_l - \mu_l U_l / \kappa \kappa_l + \rho_l g = \Delta P_l / H_b \quad \dots(8.16)$ <p>エネルギー式</p> $\rho_v U_v \Delta h_v = \dot{Q} H_b \quad \dots(8.17)$ <p>圧力の釣合⁽⁹⁾⁽¹⁰⁾</p> $\Delta P_v - \Delta P_l = \sigma(\epsilon/5\kappa)^{1/2} \quad \dots(8.18)$ <p>ここで、 U：見掛け流速 κ：層流での浸透率 η：乱流での浸透率 $\kappa_v, \kappa_l, \eta_v, \eta_l$：各々層流及び乱流での気液の比浸透率 (無次元)</p> <p>でデブリベッド内の平均液体存在割合 s の関数で、以下のように表わしている⁽⁹⁾。</p> $\kappa = (d^2/180)\epsilon^2/(1-\epsilon)^2$ $\eta = (d/1.75)\epsilon^3/(1-\epsilon)$ $\kappa_v = 1 - 1.11s, \kappa_l = s^3$ $\eta_v = (1-s)^3, \eta_l = s^3$ <p>上述の関係を用いると、式(8.14)～式(8.18)からデブリベッド上面での熱流束 $q (= \dot{Q} H_b)$ は下式で与えられる。</p> $q = \rho_v \Delta h_v u_1 \{ [1 + (u_2/u_1)^2]^{1/2} - 1 \} \quad \dots(8.19)$ $u_1 = \frac{90(1-\epsilon)}{1.75d} \left\{ \frac{\mu_v}{\rho_v(1-1.11s)} + \frac{\mu_l}{\rho_l s^3} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\}$ $u_2 = \left[\frac{d\epsilon^3(\rho_l - \rho_g)g}{1.75(1-\epsilon)} \left\{ 1 + \frac{6\sigma(1-\epsilon)}{\epsilon d(\rho_l - \rho_g)gH_b} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\} \right]^{1/2}$ <p>ドライアウト熱流束は、式(8.19)が $s (0 \leq s \leq 1)$ に関して極大値をとる条件として求まる。</p> </td> <td data-bbox="1480 339 1953 1377"> </td> </tr> </tbody> </table>	モデル	実験との比較	<p>c. Lipinskiの0-Dモデル⁽¹¹⁾</p> <p>Lipinskiは多孔質の対向二相流の気液各相で、層流及び乱流に適用できる運動量の式を、連続の式、エネルギーの式と共に連立して解いた。</p> <p>連続の式</p> $\rho_v U_v = \rho_l U_l \quad \dots(8.14)$ <p>運動量の式 (気相)</p> $\rho_v U_v^2 / \eta \eta_v + \mu_v U_v / \kappa \kappa_v + \rho_v g = \Delta P_v / H_b \quad \dots(8.15)$ <p>運動量の式 (液相)</p> $-\rho_l U_l^2 / \eta \eta_l - \mu_l U_l / \kappa \kappa_l + \rho_l g = \Delta P_l / H_b \quad \dots(8.16)$ <p>エネルギー式</p> $\rho_v U_v \Delta h_v = \dot{Q} H_b \quad \dots(8.17)$ <p>圧力の釣合⁽⁹⁾⁽¹⁰⁾</p> $\Delta P_v - \Delta P_l = \sigma(\epsilon/5\kappa)^{1/2} \quad \dots(8.18)$ <p>ここで、 U：見掛け流速 κ：層流での浸透率 η：乱流での浸透率 $\kappa_v, \kappa_l, \eta_v, \eta_l$：各々層流及び乱流での気液の比浸透率 (無次元)</p> <p>でデブリベッド内の平均液体存在割合 s の関数で、以下のように表わしている⁽⁹⁾。</p> $\kappa = (d^2/180)\epsilon^2/(1-\epsilon)^2$ $\eta = (d/1.75)\epsilon^3/(1-\epsilon)$ $\kappa_v = 1 - 1.11s, \kappa_l = s^3$ $\eta_v = (1-s)^3, \eta_l = s^3$ <p>上述の関係を用いると、式(8.14)～式(8.18)からデブリベッド上面での熱流束 $q (= \dot{Q} H_b)$ は下式で与えられる。</p> $q = \rho_v \Delta h_v u_1 \{ [1 + (u_2/u_1)^2]^{1/2} - 1 \} \quad \dots(8.19)$ $u_1 = \frac{90(1-\epsilon)}{1.75d} \left\{ \frac{\mu_v}{\rho_v(1-1.11s)} + \frac{\mu_l}{\rho_l s^3} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\}$ $u_2 = \left[\frac{d\epsilon^3(\rho_l - \rho_g)g}{1.75(1-\epsilon)} \left\{ 1 + \frac{6\sigma(1-\epsilon)}{\epsilon d(\rho_l - \rho_g)gH_b} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\} \right]^{1/2}$ <p>ドライアウト熱流束は、式(8.19)が $s (0 \leq s \leq 1)$ に関して極大値をとる条件として求まる。</p>		
モデル	実験との比較					
<p>c. Lipinskiの0-Dモデル⁽¹¹⁾</p> <p>Lipinskiは多孔質の対向二相流の気液各相で、層流及び乱流に適用できる運動量の式を、連続の式、エネルギーの式と共に連立して解いた。</p> <p>連続の式</p> $\rho_v U_v = \rho_l U_l \quad \dots(8.14)$ <p>運動量の式 (気相)</p> $\rho_v U_v^2 / \eta \eta_v + \mu_v U_v / \kappa \kappa_v + \rho_v g = \Delta P_v / H_b \quad \dots(8.15)$ <p>運動量の式 (液相)</p> $-\rho_l U_l^2 / \eta \eta_l - \mu_l U_l / \kappa \kappa_l + \rho_l g = \Delta P_l / H_b \quad \dots(8.16)$ <p>エネルギー式</p> $\rho_v U_v \Delta h_v = \dot{Q} H_b \quad \dots(8.17)$ <p>圧力の釣合⁽⁹⁾⁽¹⁰⁾</p> $\Delta P_v - \Delta P_l = \sigma(\epsilon/5\kappa)^{1/2} \quad \dots(8.18)$ <p>ここで、 U：見掛け流速 κ：層流での浸透率 η：乱流での浸透率 $\kappa_v, \kappa_l, \eta_v, \eta_l$：各々層流及び乱流での気液の比浸透率 (無次元)</p> <p>でデブリベッド内の平均液体存在割合 s の関数で、以下のように表わしている⁽⁹⁾。</p> $\kappa = (d^2/180)\epsilon^2/(1-\epsilon)^2$ $\eta = (d/1.75)\epsilon^3/(1-\epsilon)$ $\kappa_v = 1 - 1.11s, \kappa_l = s^3$ $\eta_v = (1-s)^3, \eta_l = s^3$ <p>上述の関係を用いると、式(8.14)～式(8.18)からデブリベッド上面での熱流束 $q (= \dot{Q} H_b)$ は下式で与えられる。</p> $q = \rho_v \Delta h_v u_1 \{ [1 + (u_2/u_1)^2]^{1/2} - 1 \} \quad \dots(8.19)$ $u_1 = \frac{90(1-\epsilon)}{1.75d} \left\{ \frac{\mu_v}{\rho_v(1-1.11s)} + \frac{\mu_l}{\rho_l s^3} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\}$ $u_2 = \left[\frac{d\epsilon^3(\rho_l - \rho_g)g}{1.75(1-\epsilon)} \left\{ 1 + \frac{6\sigma(1-\epsilon)}{\epsilon d(\rho_l - \rho_g)gH_b} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\} \right]^{1/2}$ <p>ドライアウト熱流束は、式(8.19)が $s (0 \leq s \leq 1)$ に関して極大値をとる条件として求まる。</p>						

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>参考文献：</p> <p>[1] (財)原子力発電技術機構 (NUPEC), 「重要構造物安全評価 (原子炉格納容器信頼性実証事業) に関する 総括報告書」 (2003)</p> <p>[2] EPRI, Technical Foundation of Reactor Safety, Revision 1, Knowledge Base for Resolving Severe Accident Issues, 1022186 (2010).</p> <p>[3] B.R. Sehgal, et al., "ACE Project Phases C & D : ACE/MCCI and MACE Tests," Proceedings of the U.S. Nuclear Regulatory Commission, 19th Water Reactor Safety Information Meeting, NUREG/CP-0119, Vol.2 (1991).</p> <p>[4] E.R. Copus, et al., "Sustained Uranium-Concrete Interactions (SURC)", Reactor Safety Research Semiannual Report, NUREG/CR-4805 (1986).</p> <p>[5] G.A. Greene, R.A. Bari, "ISP-24 International Standard Problem No 24, SURC-4 Experiment On Core-Concrete Interactions, Final Workshop Summary Report," CSNI Report No 155, Volume 2 (1989).</p> <p>[6] H. Alsmeyer, et al., "BETA experiments on Zirconium Oxidation and Aerosol Release during Melt-Concrete interaction," Proceedings of the Second OECD (NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten Core Debris-Concrete Interactions, NEA/CSNI/R(92)10, Karlsruhe, Germany (1992).</p> <p>[7] R.E. Blose, et al., "SWISS: Sustained Heated Metallic Melt/Concrete Interactions With Overlying Water Pools," NUREG/CR-4727 (1987).</p> <p>[8] R.E. Blose, et al., "Core-Concrete Interactions with Overlying Water Pools -The WETCOR-1 Test," NUREG/CR-5907 (1993).</p> <p>[9] M.T. Farmer, et al., "Status of Large Scale MACE Core Coolability Experiments," OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany (1999).</p> <p>[10] M.T. Farmer, et al., "Corium Coolability under Ex-Vessel Accident Conditions for LWRs," Nuc. Eng. and Technol., 41, 5 (2009).</p> <p>[11] H. Nagasaka, et al., "COTELS Project (3): Ex-vessel Debris Cooling Tests," OECD</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany (1999).</p> <p>[12] M. T. Farmer, et al., "OECD MCCI Project Final Report," OECD/MCCI-2005-TR06 (2006).</p> <p>[13] M. T. Farmer, et al., "OECD MCCI-2 Project Final Report," OECD/MCCI-2010-TR07 (2010).</p> <p>[14] D. Magallon, "Characteristics of corium debris bed generated in largescalefuel-coolant interaction experiments," Nucl. Eng. Design, 236 1998-2009(2006).</p> <p>[15] M. Kato, H. Nagasaka, et al., "COTELS Fuel Coolant Interaction Tests underEx-Vessel Conditions," JAERI-Conf 2000-015 (2000).</p> <p>[16] A. Karbojian, et al., "A scoping study of debris bed formation in theDEFOR test facility," Nucl. Eng. Design 239 1653-1659, (2009).</p> <p>[17] T. G. Theofanous, et al., "The Probability of Liner Failure in a Mark-IContainment," NUREG/CR-5423, (1991).</p> <p>[18] G. A. Greene, et al., "Experimental Studies on Melt Spreading, Bubbling HeatTransfer and Coolant Layer Boiling," Proceedings of 16th Water Reactor SafetyInformation Meeting, NUREG/CP-0096, pp. 341-358 (1988).</p> <p>[19] H. Suzuki, et al., "Fundamental Experiment and Analysis for Melt Spreadingon Concrete Floor," Proceedings of 2nd ASME/JSME Nuclear EngineeringConference, Vol. 1, pp. 403-407 (1993).</p> <p>[20] (社) 日本原子力学会, シビアアクシデント熱流動現象評価 (2001)</p> <p>[21] A. Konovalenko, et al., "Experimental Results on Pouring and UnderwaterLiquid Melt Spreading and Energetic Melt-Coolant Interaction," Proceedingsof NUTHOS-9, N9P0303, Taiwan (2012).</p> <p>[22] J. D. Gabor, L. Baker, Jr., and J. C. Cassulo, (ANL), "Studies on HeatRemoval and Bed Leveling of Induction-heated Materials Simulating FuelDebris," SAND76-9008 (1976).</p> <p>[23] Proceedings of the Second OECD(NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten CoreDebris-Concrete Interactions, NEA/CSNI/R(92)10, Karlsruhe, Germany (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（添付3 熔融炉心とコンクリートの相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>[24] R. J. Lipinski, "A Model for Boiling and Dryout in Particle Beds," NUREG/CR-2646, SAND82-0765 (1982).</p> <p>[25] F. P. Ricou, D. B. Spalding, "Measurements of Entrainment by Axisymmetrical Turbulent Jets," Journal of Fluid Mechanics, Vol. 11, pp. 21-32 (1961).</p> <p>[26] M. Saito, K. Sato, S. Imahori, "Experimental Study on Penetration Behavior of Water Jet into Freon-11 and Liquid Nitrogen," ANS Proc. of National Heat Transfer Conference, Houston, Texas, USA, (1988).</p> <p>[27] T. N. Dinh, et al., "Core Melt Spreading on a Reactor Containment Floor," Progress in Nuclear Energy, Vol. 36, No. 4, pp. 405-468 (2000).</p> <p>[28] A. Konovalenko, P. Kudinov, "Development of Scaling Approach for Prediction of Terminal Spread Thickness of Melt Poured into a Pool of Water," Proceedings of NUTHOS-9, N9P0302, Taiwan (2012).</p> <p>[29] B. Eppinger, et al., "KATS Experiments to Simulate Corium Spreading in the EPR Core Catcher Concept," FzK, Karlsruhe, Germany.</p> <p>[30] B. Eppinger, et al., "Simulationsexperimente zum Ausbreitungsverhalten von Kernschmelzen: KATS-8 bis KATS-17," FZKA 6589 (2001).</p> <p>[31] I. Lindholm, "A Review of Dryout Heat Fluxes and Coolability of Particle Beds," SKI Report 02:17 (2002).</p> <p>[32] 日本機械学会編, 「沸騰熱伝達と冷却: 第8章 デブリベッドの冷却」, 日本工業出版, 平成元年</p> <p>[33] (財)原子力安全研究協会, 「シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討」, 平成13年7月 付録7-4 熔融炉心の粒子化割合, 付録7-5 粒子状物質ベッドの冷却性 付録7-6 粒子状物質の粒子径</p> <p>[34] EPRI/FAI, MAAP4 Computer Code Manual (2007).</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>[35] 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>[36] J. M. Veteau and R. Wittmaack., "CORINE Experiments and Theoretical Modeling," Proceedings of FISA-95, Luxemburg EUR 16896 EN, pp. 271-285 (1996).</p> <p>[37] R. K. Cole, et al., "CORCON-Mod2: A Computer Program for Analysis of Molten Core-Concrete Interactions," NUREG/CR-3920, SAND84-1246, Sandia National Laboratories, Albuquerque, NM (1984).</p> <p>[38] 独立行政法人原子力安全基盤機構, 「平成17年度 原子炉施設のアクシデントマネージメントに係る知識ベースの整備に関する報告書 =環境への影響緩和(デブリ冷却) =」, 06 基シ報-0003, 平成18年7月</p> <p>[39] M. Hidaka, et al., "Verification for Flow Analysis Capability in the Model of Three-Dimensional Natural Convection with Simultaneous Spreading, Melting and Solidification for the Debris Coolability Analysis Module in the Severe Accident Analysis Code 'SAMPSON', (II)," Journal of NUCLEAR SCIENCE and TECHNOLOGY, Vol. 39, No. 5, p. 520-530 (2002).</p> <p>[40] 中島 他, SAMPSON コードによる ABWR 格納容器ベドスタル上の炉心デブリの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>[41] M. T. Farmer, et al., "OECD MCCI Project 2-D Core Concrete Interaction (CCI) Tests: Final Report," OECD/MCCI-2005-TR05 (2006).</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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（MAAP新知見への対応））

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="488 172 707 194">【第5部 MAAPより抜粋】</p> <p data-bbox="147 244 445 266">別添1 新知見への対応について</p> <p data-bbox="147 316 271 338">1. はじめに</p> <p data-bbox="165 347 927 370">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]。</p> <p data-bbox="147 379 1043 510">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 data-bbox="147 520 1043 651">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 data-bbox="147 700 882 722">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 data-bbox="147 732 483 754">2.1 未確認・未解明事項について</p> <p data-bbox="147 764 1043 825">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 data-bbox="147 938 622 960">(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 data-bbox="147 970 1043 1139">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ナ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 data-bbox="147 1220 483 1243">(2) 熔融炉心の下部プレナム落下挙動</p> <p data-bbox="147 1252 1043 1422">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</p>	<p data-bbox="1368 172 1653 194">【第3部 MAAPコードより抜粋】</p> <p data-bbox="1064 244 1361 266">別添1 新知見への対応について</p> <p data-bbox="1064 316 1187 338">1. はじめに</p> <p data-bbox="1081 347 1843 370">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]。</p> <p data-bbox="1064 379 1960 510">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 data-bbox="1064 520 1960 651">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 data-bbox="1064 700 1798 722">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 data-bbox="1064 732 1373 754">2.1 未確認・未解明事項について</p> <p data-bbox="1064 764 1960 860">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 data-bbox="1064 941 1538 963">(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 data-bbox="1064 973 1960 1174">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ナ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>	<p data-bbox="1975 802 2119 933">記載内容の相違 ・泊では4項目に大別した選定方法を別紙に記載</p> <p data-bbox="1975 1082 2119 1104">記載表現の相違</p> <p data-bbox="1975 1220 2119 1422">記載内容の相違 ・熔融炉心の下部プレナムへの落下経路は、炉心領域の熔融プールが径方向に拡大</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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（MAAP 新知見への対応））

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>炉心の径方向に拡大し、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、更に炉心シェラウドと接触・破損させることによってダウンカマへ流出する経路等、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</p>		<p>して外周部のバイパス領域から落下する経路と、軸方向に拡大して炉心支持板開口部から落下する経路が考えられる。PWRの炉心支持板開口部は支持板に穴を空けた単純構造であり、BWRのように複雑な流路構造を形成していない。また、MAAPコードでは、炉心支持板以下の支持構造はヒートシンクとしてのみ考慮され、落下する熔融炉心を妨げることがないモデルである。よって、泊3号機の“熔融炉心の下部プレナム落下挙動”は事象進展に対して保守的な取り扱いと考えられる。</p> <p>記載内容の相違</p> <p>・PWRとBWRの相違によりMAAPコードによる有効性評価で留意す</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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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（MAAP 新知見への対応））

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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>(4) 原子炉格納容器の気相漏えいについて 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>2.2 有効性評価に対する影響について 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 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</p>	<p>(2) コア・コンクリート反応 熔融燃料が十分に冷却されない場合、熔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ため、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 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 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>2.2 有効性評価に対する影響について 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 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（青 囲気圧力・温度による静的負荷（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、</p>	<p>べき事項が一部異なるが、解析への影響は小さく適用性に問題はない</p> <p>記載表現の相違</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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（MAAP新知見への対応））

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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。</p> <p>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た本感度解析では、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ベデスタル注水が必須となる。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>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。</p> <p>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、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>	<p>・泊では具体的な破損モードを記載</p> <p>記載内容の相違</p> <p>・泊では計装用案内管破損を模擬した解析を実施している</p> <p>記載内容の相違</p> <p>・シーケンスの相違</p> <p>記載内容の相違</p>
<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、</p>		<p>記載内容の相違</p> <p>・溶融炉心の下部プレナムへの落下経路は、炉心領域の溶融プールが径方向に拡大して外周部のバイパス領域から落下する経路と、</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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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（MAAP新知見への対応））

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>軸方向に拡大して炉心支持板開口部から落下する経路が考えられる。PWRの炉心支持板開口部は支持板に穴を空けた単純構造であり、BWRのように複雑な流路構造を形成していない。また、MAAPコードでは、炉心支持板以下の支持構造はヒートシンクとしてのみ考慮され、落下する溶融炉心を妨げることがないモデルである。よって、泊3号機の“溶融炉心の下部プレナム落下挙動”は事象進展に対して保守的な取り扱いと考えられる。</p> <p>記載内容の相違 ・PWRとBWRの相違によりMAAPコードによる有効性評価で留意すべき事項が一部異なるが、解析への影響は小さく</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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 (MAAP 新知見への対応)）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<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>(4) 原子炉格納容器の気相漏えいについて 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>(2) コア・コンクリート反応 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 「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、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり小さく、局所的に熔融炉心が堆積するような条件での感度解析を実施した。 感度解析ケースでは、基本ケースに比べて熔融炉心の拡がり面積及び熔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熔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熔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、「熔融炉心・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（熔融炉心・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 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。 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> <p>(4) 原子炉格納容器の気相漏えいについて 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>適用性に問題はない</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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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（MAAP新知見への対応））

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<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>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>	<p>対策の相違</p> <p>記載内容の相違</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

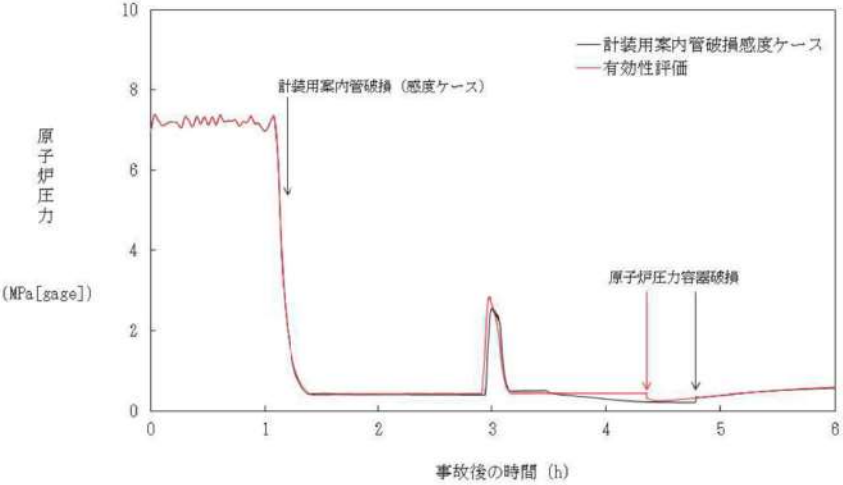
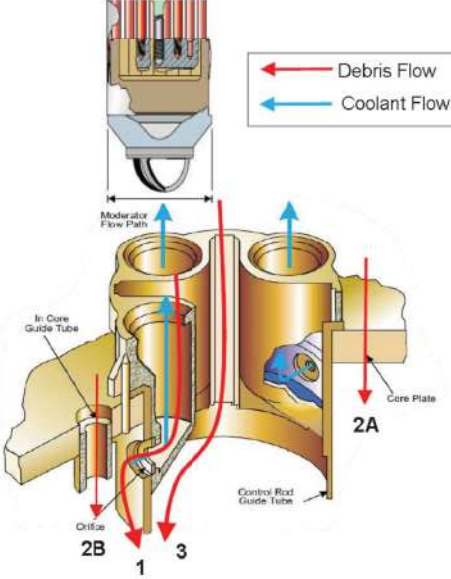
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部MAAPコード（MAAP新知見への対応））

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="174 180 1019 667" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="264 683 922 746" data-label="Caption"> <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> </div> <div data-bbox="230 834 1019 1329" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="264 1345 922 1409" data-label="Caption"> <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>		<p>記載内容の相違 ・泊では有効性評価で計装用案内管破損を模擬した解析を実施している</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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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（MAAP新知見への対応）

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 1-2.2-3 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>  <p>別図 1-2.2-4 炉心下部構造物を介した溶融炉心の移行経路^[4]</p>		<p>設計の相違</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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（MAAP 新知見への対応））

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^[6]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に長時間高温・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等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溶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部から冠水させて溶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溶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>(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>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^[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^[6]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溶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^[6]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、原子炉容器を外部から冠水させて溶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溶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>(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>記載内容の相違</p> <p>・PWR と BWR の相違により MAAP コードのモデルが異なるが、有効性評価への影響は小さい点では同様</p> <p>記載表現の相違</p> <p>記載内容の相違</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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（MAAP 新知見への対応））

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<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) 溶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^{[9][10]}の知見を反映して、溶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溶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、溶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]。</p> <p>これらの物理現象モデルの根拠となった試験では、溶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（TopFlooding）する条件で行われており、有効性評価で対象としている、溶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、溶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>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、溶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"> ・下部プレナムへの溶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溶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) 下部プレナムへの溶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溶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>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) 溶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、溶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溶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、溶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「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実さを考慮し、MCCI 実験の結果（SWISS 実験、CCI 実験、SSWICS 実験）に基づき、溶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、溶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>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、溶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"> ・下部プレナムへの溶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溶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、溶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>	<p>・PWR と BWR の相違により MAAP コードのモデルが異なるが、有効性評価への影響は小さい点では同様</p> <p>記載表現の相違 ・泊は参照する文献が OECD/NEA だけでなく EPRI も含むことから等を記載</p> <p>記載内容の相違</p> <p>記載内容の相違 ・MAAP コードの改良は BWR に特化したものであるため記載内容が異なる</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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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（MAAP新知見への対応））

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 下部プレナム内構造物と溶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、下部プレナム内溶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溶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溶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溶融炉心は、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溶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、瞬時に大量の溶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>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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（MAAP新知見への対応））

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由										
<p>【該当する資料無し】</p>	<p style="text-align: right;">別添1 別紙</p> <p>福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項のうち、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</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" data-bbox="1153 523 1888 735"> <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</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>記載内容の相違</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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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（MAAP 新知見への対応））

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>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で代表させた。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> <div data-bbox="1070 584 1944 1289" style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <p style="text-align: right;">以上</p> </div>	

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）

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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（MAAP新知見への対応））

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<pre> graph TD A[抽出された52項目] --> B{MAAPの事象進展に直接関係するか} B -- NO --> C["(分類A、C、D、Bの⑦)"] B -- YES --> D{最終的にMAAPで評価するか} D -- NO --> E["(分類Bの⑤、⑥)"] D -- YES --> F{PWRに置換え可能か} F -- NO --> G["(分類Bの①～④のうち13項目)"] F -- YES --> H["(項目Bの①～④のうち7項目)"] H --> I{重複、類似、考慮していないか} I -- NO --> J["(分類B①～④の7項目のうち3項目)"] I -- YES --> K["【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"] C --> L["【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)"] E --> L G --> L J --> L </pre>	

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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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（MAAP新知見への対応））

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="1117 263 1944 952"> <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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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（MAAP 新知見への対応））

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解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 Ascertaining and Analyzing Reactor Core Status in Fukushima Daiichi NPP”, Proceedings of ICAPP 2014, Charlotte, USA, April 6-9, 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解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”, Proc. 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 Ascertaining and Analyzing Reactor Core Status in Fukushima Daiichi NPPs”, Proceedings of ICAPP2014, Charlotte, USA, April 6-9, 2014, Paper 14209.</p>	<p>参考文献の相違</p> <p>記載箇所の相違 ・泊の[10]は女川の[4]に相当</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料1）

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;">JASMINE</p> <p style="text-align: right;">参考資料2</p> <p>目次</p> <p>1. はじめに</p> <p>2. 使用実績及び解析モデルについて</p> <p>2.1 使用実績</p> <p>2.2 解析モデル</p> <p>2.2.1 背景</p> <p>2.2.2 解析モデルの構成</p> <p>2.2.3 解析モデルの説明</p> <p>2.3 入出力</p> <p>2.3.1 入力例</p> <p>2.3.2 出力例</p> <p>3. 解析結果の例示</p> <p>4. 水蒸気爆発実験への適用例</p> <p>4.1 粗混合実験解析</p> <p>4.1.1 解析条件</p> <p>4.1.2 解析結果</p> <p>4.2 爆発実験解析</p> <p>4.2.1 解析条件</p> <p>4.2.2 解析結果</p> <p>5. 参考文献</p> <p>添付1 水蒸気爆発時のウォーターハンマーについて</p> <p>添付2 水蒸気爆発実験と実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率の比較について</p>	<p style="text-align: center;"><u>JASMINE</u> コード</p> <p style="text-align: right;">参考資料1</p> <p>目次</p> <p>1. はじめに</p> <p>2. 使用実績及び解析モデルについて</p> <p>2.1 使用実績</p> <p>2.2 解析モデル</p> <p>2.2.1 背景</p> <p>2.2.2 解析モデルの構成</p> <p>2.2.3 解析モデルの説明</p> <p>2.3 入出力</p> <p>2.3.1 入力例</p> <p>2.3.2 出力例</p> <p>3. 解析結果の例示</p> <p>4. 水蒸気爆発実験への適用例</p> <p>4.1 粗混合実験解析</p> <p>4.1.1 解析条件</p> <p>4.1.2 解析結果</p> <p>4.2 爆発実験解析</p> <p>4.2.1 解析条件</p> <p>4.2.2 解析結果</p> <p>5. 参考文献</p> <p>添付1 水蒸気爆発実験と実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率の比較について</p>	<p>※資料の記載が先行と同等であることを確認するため、先行の記載を参考とした</p> <p>※泊は女川の文献適用範囲外であり、個別解析から評価しているため、同考察については補足説明12に掲載</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（参考資料1）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1. はじめに</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」では、運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、熔融炉心と原子炉圧力容器外の水が接触し、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器破損に至る可能性がある。</p> <p>この原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による水蒸気爆発事象発生の可能性は、これまでの知見からも極めて低いと考えられる。しかしながら、水蒸気爆発が発生した場合についても考慮し、ペDESTAL等の原子炉格納容器の構造部材の支持機能に対する影響を確認しておくことは、格納容器下部への水張り等の格納容器破損防止対策の適切性を確認する上でも有益な参考情報になると考える。</p> <p>本資料では、水蒸気爆発の現象を評価する解析コードであるJASMINECODEコードについて、以下の内容をまとめる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用実績及び解析モデル ・実験結果とのベンチマーク <p>2. 使用実績及び解析モデルについて</p> <p>2.1 使用実績</p> <p>水蒸気爆発解析コードJASMINECODE（JAEA Simulator for Multiphase Interactions and Explosions）⁽¹⁾は、日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という。）にて開発された水蒸気爆発の現象を評価する解析コードであり、水蒸気爆発の粗混合過程及び伝播膨張過程（爆発過程）における伝熱流動現象のシミュレーションを行うことができる。</p> <p>表2-1にJASMINECODEコードの主な適用実績を示す。JASMINECODEコードは、FARO及びKROTOSにおける各種実験結果とのベンチマークにより水蒸気爆発時の挙動を適切に模擬できることが確認されている他、SERENA実験解析への適用⁽²⁾、炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率評価への適用実績⁽³⁾がある。</p> <p>(1)格納容器破損確率評価への適用</p> <p>BWR及びPWRモデルプラントにおける炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率を、水蒸気爆発の解析コードであるJASMINECODEコードと確率論的手法を組み合わせ、評価した事例が文献⁽³⁾にて示されている。</p> <p>BWRモデルプラント（Mark-II型格納容器）を対象としたペDESTAL領域水蒸気爆発解析の概要は以下のとおりである。</p> <p>既存の確率論的安全評価より、ペDESTAL領域における水蒸気爆発に対する寄与の大きい事故シーケンスとして「中破断LOCA時炉心冷却失敗、自動減圧成功」、「中破断LOCA時低圧注入作動、崩壊熱除去失敗」の各シーケンスグループが選定され、事故解析コードによる解析等に基づき原子炉圧力容器破損時の原子炉格納容器内熱水力条件及び熔融炉心条件が設定されている。</p>	<p>1. はじめに</p> <p>格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」では、発電用原子炉の運転中にLOCAが発生するとともに、ECCS注水機能、格納容器スプレィ再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、熔融炉心と原子炉容器外の水が接触し、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され原子炉格納容器破損に至る可能性がある。</p> <p>この原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用による水蒸気爆発事象発生の可能性は、これまでの知見からも極めて低いと考えられる。しかしながら、水蒸気爆発が発生した場合についても考慮し、ペDESTAL等の原子炉格納容器の構造部材の支持機能に対する影響を確認しておくことは、格納容器下部への水張り等の格納容器破損防止対策の適切性を確認する上でも有益な参考情報になると考える。</p> <p>本資料では、水蒸気爆発の現象を評価する解析コードであるJASMINECODEコードについて、以下の内容をまとめる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・使用実績及び解析モデル ・実験結果とのベンチマーク <p>2. 使用実績及び解析モデルについて</p> <p>2.1 使用実績</p> <p>水蒸気爆発解析コードJASMINECODE（JAEA Simulator for Multiphase Interactions and Explosions）⁽¹⁾は、日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という。）にて開発された水蒸気爆発の現象を評価する解析コードであり、水蒸気爆発の粗混合過程及び伝播膨張過程（爆発過程）における伝熱流動現象のシミュレーションを行うことができる。</p> <p>表2-1にJASMINECODEコードの主な適用実績を示す。JASMINECODEコードは、FARO及びKROTOSにおける各種実験結果とのベンチマークにより水蒸気爆発時の挙動を適切に模擬できることが確認されている他、SERENA実験解析への適用⁽²⁾、炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率評価への適用実績⁽³⁾がある。</p> <p>(1)格納容器破損確率評価への適用</p> <p>BWR及びPWRモデルプラントにおける炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率を水蒸気爆発の解析コードであるJASMINECODEコードと確率論的手法を組み合わせ、評価した事例が文献[3]にて示されている。</p> <p>PWRモデルプラントを対象とした原子炉下部キャビティ内水蒸気爆発解析の概要は以下のとおりである。</p> <p>既存の確率論的安全評価より、頻度の高いプラント損傷状態で原子炉下部キャビティ冠水の可能性があるものとして、「小破断LOCA、早期炉心損傷、格納容器スプレィ作動」、「小破断LOCA、後期炉心損傷、格納容器スプレィ作動」、「小破断LOCA、早期炉心損傷、格納容器スプレィ不作動」、「小破断LOCA、</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料1）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>解析体系は二次元円筒座標系であり、径方向13×軸方向33セルの解析格子でベDESTAL領域が模擬されている。爆発解析では、体系の中心軸上で底から2番目のセルに爆発源を置き、トリガリングを与えている。</p> <p>JASMIN Eコードは炉外水蒸気爆発による負荷の確率分布を評価するために用いられている。評価の入力条件である水蒸気爆発の初期・境界条件、及び解析モデルに含まれるパラメータは、それぞれの不確かさを表す確率分布関数で与えられ、JASMIN E解析により、その不確かさを伝播させ、水蒸気爆発による負荷の確率分布が評価される。負荷を示す指標としては、プール水に与えられる運動エネルギーのピーク値、壁面の力積の飽和値がそれぞれ評価され、水蒸気爆発による負荷の累積確率分布が評価されている。</p> <p>(2)SERENA 実験解析への適用</p> <p>国際協力プロジェクトとして実施されている最新のOECD-NEA/SERENA 実験データを用いて、JASMIN Eコードを用い、SERENA 実験 TROI 装置体系を対象にメッシュモデルを作成し、試験体系内での粗混合過程及び微細化過程における熱流動解析が実施⁽²⁾されている。</p> <p>SERENA 実験 FARO 装置は炉容器と圧力容器の2つに大別され、試験時には、炉容器内で融解した溶融デブリが開放弁及びノズルを通じて圧力容器内に設置された試験容器に流入する。試験容器は、直径600mm、高さ1.5mの円筒容器であり、水面高さが1mとなるように水が溜められている。解析体系は、圧力容器、圧力容器内の試験容器、メルト流入位置としてノズルが考慮されており、試験容器形状が軸対称形状であることから、二次元軸対称としてモデル化されている。</p>	<p>後期炉心損傷、格納容器スプレイ不動作」が選定され、事故解析コードによる解析等に基づき原子炉容器破損時の原子炉格納容器内熱水力条件及び溶融炉心条件が設定されている。</p> <p>解析体系は二次元円筒座標系であり、径方向18×軸方向36セルの解析格子で原子炉下部キャビティ周辺が模擬されている。爆発解析では、体系の中心軸上で底から2番目のセルに爆発源を置き、トリガリングを与えている。</p> <p>JASMIN Eコードは炉外水蒸気爆発による負荷の確率分布を評価するために用いられている。評価の入力条件である水蒸気爆発の初期・境界条件、及び解析モデルに含まれるパラメータは、それぞれの不確かさを表す確率分布関数で与えられ、JASMIN E解析により、その不確かさを伝播させ、水蒸気爆発による負荷の確率分布が評価される。負荷を示す指標としては、プール水に与えられる運動エネルギーのピーク値、壁面の力積の飽和値がそれぞれ評価され、水蒸気爆発による負荷の累積確率分布が評価されている。</p> <p>(2)SERENA 実験解析への適用</p> <p>国際協力プロジェクトとして実施されている最新のOECD-NEA/SERENA 実験データを用いて、JASMIN Eコードを用い、SERENA 実験 TROI 装置体系を対象にメッシュモデルを作成し、試験体系内での粗混合過程及び微細化過程における熱流動解析が実施⁽²⁾されている。</p> <p>SERENA 実験 FARO 装置は炉容器と圧力容器の2つに大別され、試験時には、炉容器内で融解した溶融デブリが開放弁及びノズルを通じて圧力容器内に設置された試験容器に流入する。試験容器は、直径600mm、高さ1.5mの円筒容器であり、水面高さが1mとなるように水が溜められている。解析体系は、圧力容器、圧力容器内の試験容器、メルト流入位置としてノズルが考慮されており、試験容器形状が軸対称形状であることから、二次元軸対称としてモデル化されている。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料1）

女川原子力発電所2号炉			泊発電所3号炉			相違理由
表 2-1 JASMIN Eコードの主な適用実績			表 2-1 JASMIN Eコードの主な適用実績			
1	研究名称	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	1	研究名称	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	
	解析実施者	JAEA		解析実施者	JAEA	
	実施時期	2007年11月		実施時期	2007年11月	
	研究概要	BWR及びPWRモデルプラントにおける炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率を評価した。水蒸気爆発による負荷の確率分布を評価するために、ラテン超方格サンプリング（LHS）による確率論的手法を用い、その中で水蒸気爆発コードJASMIN Eコードを物理モデルとして使用した。評価対象はBWR Mark-II型のペDESTAL及び圧力抑制プール、PWRのキャビティにおける水蒸気爆発である。		研究概要	BWR及びPWRモデルプラントにおける炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率を評価した。水蒸気爆発による負荷の確率分布を評価するために、ラテン超方格サンプリング（LHS）による確率論的手法を用い、その中で水蒸気爆発コードJASMIN Eコードを物理モデルとして使用した。評価対象はBWR Mark-II型のペDESTAL及び圧力抑制プール、PWRのキャビティにおける水蒸気爆発である。	
2	研究名称	改良型軽水炉のシビアアクシデント対策に係る検討	2	研究名称	改良型軽水炉のシビアアクシデント対策に係る検討	
	解析実施者	独立行政法人 原子力安全基盤機構		解析実施者	独立行政法人 原子力安全基盤機構	
	実施時期	平成21年度		実施時期	平成21年度	
	研究概要	FCI解析コードJASMIN E Ver.3を用いて、SERENA実験体系を対象にメッシュモデルを作成し、容器内熱流動解析を実施することによりその適用性について検討を実施。また作成したモデルを適用して感度解析を実施し、模擬溶融デブリ及びプール水の温度、プールの形状、模擬溶融デブリの組成について水蒸気爆発に対する影響を確認した。		研究概要	FCI解析コードJASMIN E Ver.3を用いて、SERENA実験体系を対象にメッシュモデルを作成し、容器内熱流動解析を実施することによりその適用性について検討を実施。また作成したモデルを適用して感度解析を実施し、模擬溶融デブリ及びプール水の温度、プールの形状、模擬溶融デブリの組成について水蒸気爆発に対する影響を確認した。	

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

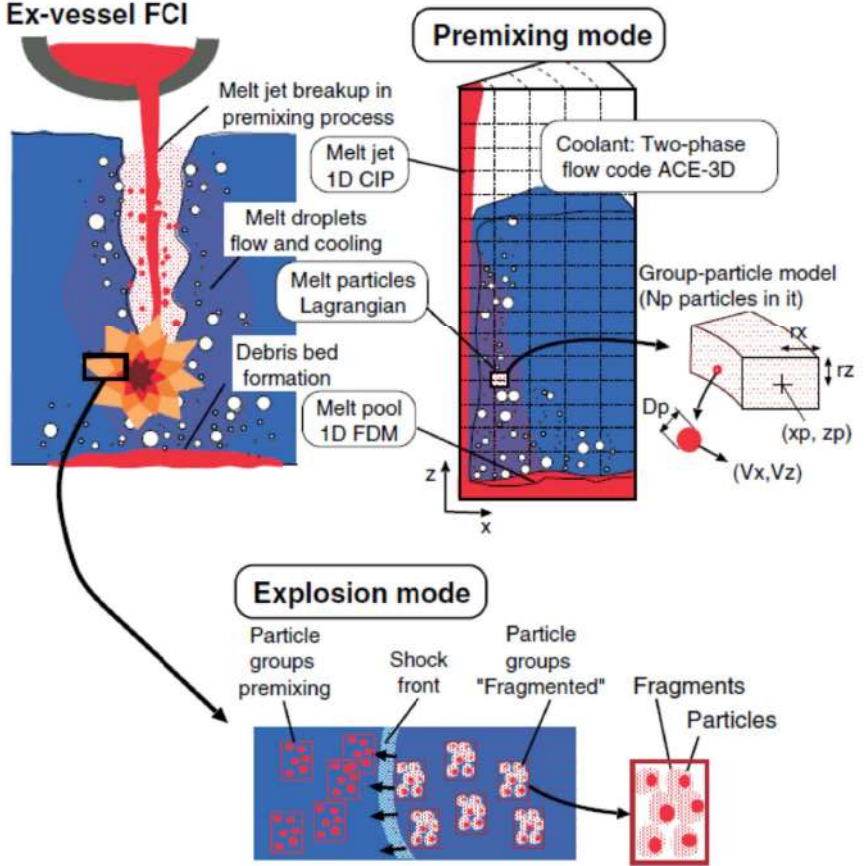
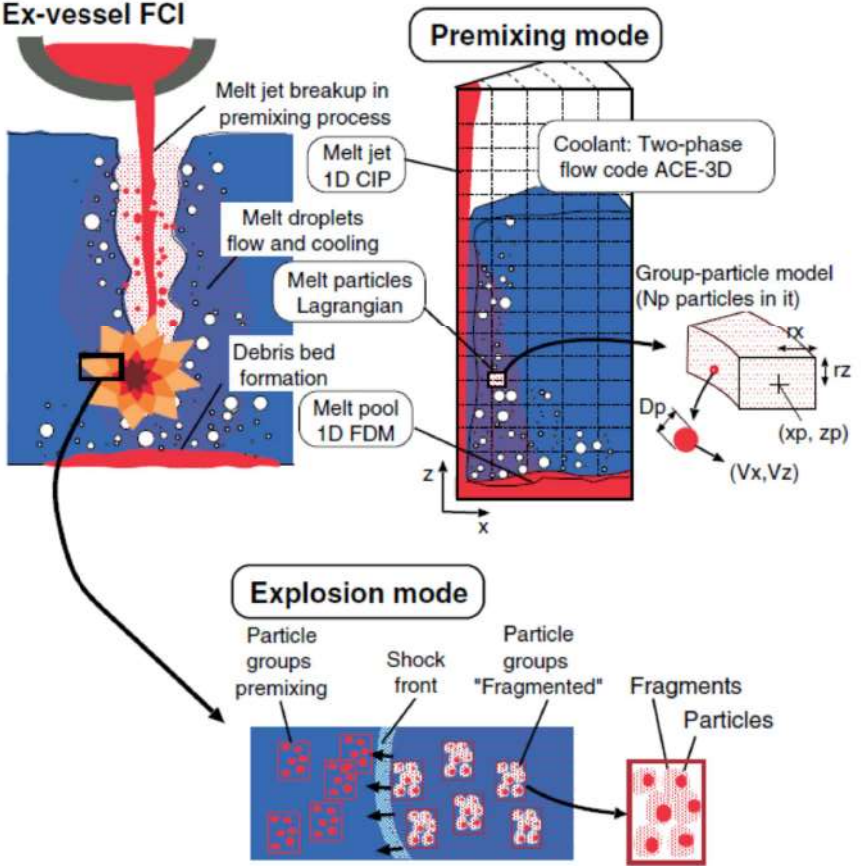
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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（参考資料1）

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 解析モデル</p> <p>2.2.1 背景</p> <p>図2-1 で示すとおり、水蒸気爆発は、熱的デトネーションモデル⁽⁴⁾において、4つの段階があると考えられている。それぞれの過程に関する現象を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・粗混合 低温冷却材内で高温の融体が粗い粒子として分散（細粒化）し、混合しながら蒸気膜によって断熱されている状態。（タイムスケール：0.1秒～数秒） ・トリガリング 蒸気膜の不安定化による急速な冷却材の蒸発及び溶融した液滴の微細化の開始 ・伝播 衝撃波の伝播に伴う溶融液滴の微細化及び急速な熱伝達が生じる状態。（タイムスケール：数ミリ秒単位） ・膨張（爆発） 冷却材の蒸発と、周囲に負荷を生じさせる可能性のある混合物の膨張（爆発） <div data-bbox="147 558 1041 790"> <p>図2-1 水蒸気爆発の現象論的な4つの段階⁽⁴⁾</p> </div> <p>上で示した現象論的な4つの段階の仮定に基づくと、水蒸気爆発による発生エネルギーの評価は、通常次の2ステップを通して行われる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・冷却材と粗混合状態にあり、続く爆発過程に関与し得る高温液体がもつ内部エネルギーの評価 ・伝播と膨張（爆発）の過程を介する力学的エネルギーの評価 <p>2.2.2 解析モデルの構成</p> <p>原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（以下「FCI」という。）で想定される現象とJASMIN Eコードの概念と構成を図2-2 に示す。JASMIN Eコードは溶融炉心挙動モデルと冷却材の多相流動モデルの2つで構成される。溶融炉心モデルは融体ジェット、融体プール、融体粒子の3つのサブモデルを含む。冷却材の熱水力挙動を扱う多相流動モデルは、日本原子力研究所（JAERI）で開発されたACE-3Dコード⁽⁵⁾の修正版である。</p> <p>JASMIN Eコードは、粗混合過程と爆発過程の2段階に分けて水蒸気爆発の全過程を解析する。初めに、流動体系や流入する溶解物に関する初期・境界条件を与えることで粗混合過程が解析され、次に、解析時刻における粗混合計算の出力データに、爆発モデルオプションの指定を与えることで、爆発過程、即ち伝播と膨張過程が解析される。</p> <p>粗混合過程と爆発過程の物理特性を表2-2 にまとめる。</p>	<p>2.2 解析モデル</p> <p>2.2.1 背景</p> <p>図2-1 で示すとおり、水蒸気爆発は、熱的デトネーションモデル⁽⁴⁾において、4つの段階があると考えられている。それぞれの過程に関する現象を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・粗混合 低温冷却材内で高温の融体が粗い粒子として分散（細粒化）し、混合しながら蒸気膜によって断熱されている状態。（タイムスケール：0.1秒～数秒） ・トリガリング 蒸気膜の不安定化による急速な冷却材の蒸発及び溶融した液滴の微細化の開始 ・伝播 衝撃波の伝播に伴う溶融液滴の微細化及び急速な熱伝達が生じる状態。（タイムスケール：数ミリ秒単位） ・膨張（爆発） 冷却材の蒸発と、周囲に負荷を生じさせる可能性のある混合物の膨張（爆発） <div data-bbox="1064 558 1957 790"> <p>図2-1 水蒸気爆発の現象論的な4つの段階⁽¹⁾</p> </div> <p>上で示した現象論的な4つの段階の仮定に基づくと、水蒸気爆発による発生エネルギーの評価は、通常次の2ステップを通して行われる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・冷却材と粗混合状態にあり、続く爆発過程に関与し得る高温液体がもつ内部エネルギーの評価 ・伝播と膨張（爆発）の過程を介する力学的エネルギーの評価 <p>2.2.2 解析モデルの構成</p> <p>原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（以下「FCI」という。）で想定される現象とJASMIN Eコードの概念と構成を図2-2 に示す。JASMIN Eコードは溶融炉心挙動モデルと冷却材の多相流動モデルの2つで構成される。溶融炉心モデルは融体ジェット、融体プール、融体粒子の3つのサブモデルを含む。冷却材の熱水力挙動を扱う多相流動モデルは、日本原子力研究所（JAERI）で開発されたACE-3Dコード⁽⁵⁾の修正版である。</p> <p>JASMIN Eコードは、粗混合過程と爆発過程の2段階に分けて水蒸気爆発の全過程を解析する。初めに、流動体系や流入する溶解物に関する初期・境界条件を与えることで粗混合過程が解析され、次に、解析時刻における粗混合計算の出力データに、爆発モデルオプションの指定を与えることで、爆発過程、すなわち伝播と膨張過程が解析される。</p> <p>粗混合過程と爆発過程の物理特性を表2-2 にまとめる。</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

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料1）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																														
<p>表 2-2 粗混合過程及び爆発過程の物理特性</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>粗混合</th> <th>爆発（伝搬，膨張）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>物理特性</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>支配的な物理過程</td> <td>重力（浮力）による対流</td> <td>衝撃波の伝搬</td> </tr> <tr> <td>時間スケール</td> <td>0.1-10 s</td> <td>0.1-10ms</td> </tr> <tr> <td>融体サイズスケール</td> <td>1-10mm</td> <td>1-100 μ m</td> </tr> </tbody> </table>		粗混合	爆発（伝搬，膨張）	物理特性			支配的な物理過程	重力（浮力）による対流	衝撃波の伝搬	時間スケール	0.1-10 s	0.1-10ms	融体サイズスケール	1-10mm	1-100 μ m	<p>表 2-2 粗混合過程及び爆発過程の物理特性</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>粗混合</th> <th>爆発（伝搬，膨張）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>物理特性</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>支配的な物理過程</td> <td>重力（浮力）による対流</td> <td>衝撃波の伝搬</td> </tr> <tr> <td>時間スケール</td> <td>0.1-10 s</td> <td>0.1-10ms</td> </tr> <tr> <td>融体サイズスケール</td> <td>1-10mm</td> <td>1-100 μ m</td> </tr> </tbody> </table>		粗混合	爆発（伝搬，膨張）	物理特性			支配的な物理過程	重力（浮力）による対流	衝撃波の伝搬	時間スケール	0.1-10 s	0.1-10ms	融体サイズスケール	1-10mm	1-100 μ m	
	粗混合	爆発（伝搬，膨張）																														
物理特性																																
支配的な物理過程	重力（浮力）による対流	衝撃波の伝搬																														
時間スケール	0.1-10 s	0.1-10ms																														
融体サイズスケール	1-10mm	1-100 μ m																														
	粗混合	爆発（伝搬，膨張）																														
物理特性																																
支配的な物理過程	重力（浮力）による対流	衝撃波の伝搬																														
時間スケール	0.1-10 s	0.1-10ms																														
融体サイズスケール	1-10mm	1-100 μ m																														
																																
<p>図 2-2 JASMIN Eコードの概念と構成 ⁽¹⁾</p>	<p>図 2-2 JASMIN Eコードの概念と構成 ⁽¹⁾</p>																															

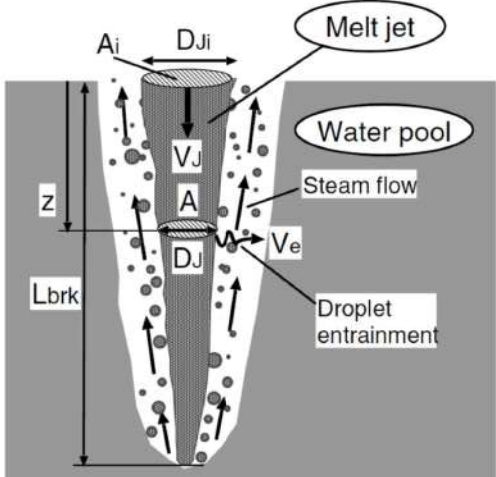
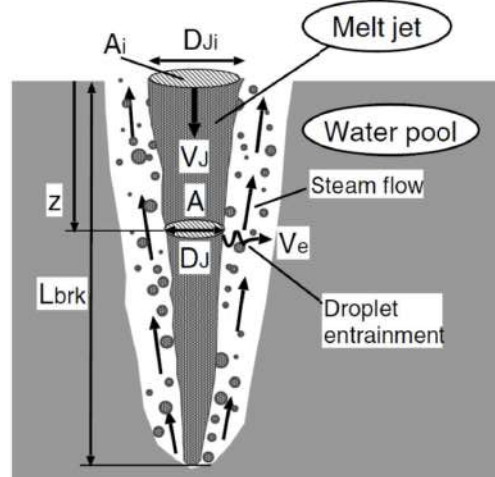
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料1）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2.2.3 解析モデルの説明</p> <p>(1) 融体ジェットモデル</p> <p>融体ジェットに対しては、Z方向一次元の質量、内部エネルギー及び運動量保存則が解かれる。融体ジェット表面からの液滴の発生（融体ジェットからの質量エントレインメント）は、ジェット分裂長に対する実験相関式と融体ジェットの質量保存則に基づき求められる。図2-3は、融体ジェットがプール水で侵食され、下方に進むに従ってジェット直径が減少する様を表している。ジェットが完全に消失する水深をジェット分裂長 L_{brk} と呼ぶ。</p> <p>ジェット分裂長は、Bond 数 $Bo_J > 50$ の条件では Taylor 型相関式⁽⁶⁾が用いられ、それ以外の場合は Saito らの相関式⁽⁷⁾によって次のとおり算出される。</p> $\frac{L_{brk}}{D_{ji}} = \begin{cases} 10 \left(\frac{\rho_j}{\rho_l} \right)^{1/2} & Bo_J = \frac{\rho_j \cdot g \cdot D_{ji}^2}{\sigma_j} \geq 50 \\ 2.1 \left(\frac{\rho_j}{\rho_l} \right)^{1/2} \cdot \left(\frac{V_{ji}^2}{g \cdot D_{ji}} \right)^{1/2} & Bo_J = \frac{\rho_j \cdot g \cdot D_{ji}^2}{\sigma_j} < 50 \end{cases} \quad (2.2-1)$ <p>ここで、ρ_j と ρ_l はそれぞれジェットと水の密度、σ_j はジェットの表面張力、D_{ji} は水面でのジェットの直径、V_{ji} は水面でのジェット流速、g は重力加速度である。</p> <p>融体液滴発生量、すなわち質量エントレインメントに対応する体積エントレインメント流量 (V_e) は、ジェット直径が水深とともに線形的に減少するという仮定で計算される。</p> $V_e = \frac{V_j}{2} \cdot \left(\frac{D_{ji}}{L_{brk}} \right) \cdot \sqrt{\frac{H_{pl}}{\max(L_{brk}, H_{pl})}} \quad (2.2-2)$ <p>ここで、H_{pl} はプール深さ、V_j はジェットの流速である。</p> <p>質量エントレインメント流量 \dot{m}_e は、次のように求められる。</p> $\dot{m}_e = C_{ent} \cdot \rho_j \cdot V_e \quad (2.2-3)$ <p>ここで、C_{ent} は定数である。定数 C_{ent} を 1 として設定した場合、ジェットは実験に基づく相関式によって決定されたジェット分裂長で崩壊する。C_{ent} を大きくするにつれ、ジェット分裂長は短くなる。</p> <p>本融体ジェットモデルでは、ジェットからの伝熱は、表面積と冷却水内の移動時間のどちらにおいても、融体粒子や融体プールの場合と比較して小さいので、現在のところ考慮されていない。したがって、ジェットから冷却水への熱流束は 0 と設定される。</p>	<p>2.2.3 解析モデルの説明</p> <p>(1) 融体ジェットモデル</p> <p>融体ジェットに対しては、Z方向一次元の質量、内部エネルギー及び運動量保存則が解かれる。融体ジェット表面からの液滴の発生（融体ジェットからの質量エントレインメント）は、ジェット分裂長に対する実験相関式と融体ジェットの質量保存則に基づき求められる。図2-3は、融体ジェットがプール水で侵食され、下方に進むに従ってジェット直径が減少する様を表している。ジェットが完全に消失する水深をジェット分裂長 L_{brk} と呼ぶ。</p> <p>ジェット分裂長は、Bond 数 $Bo_J > 50$ の条件では Taylor 型相関式⁽⁶⁾が用いられ、それ以外の場合は Saito らの相関式⁽⁷⁾によって次のとおり算出される。</p> $\frac{L_{brk}}{D_{ji}} = \begin{cases} 10 \left(\frac{\rho_j}{\rho_l} \right)^{1/2} & Bo_J = \frac{\rho_j \cdot g \cdot D_{ji}^2}{\sigma_j} \geq 50 \\ 2.1 \left(\frac{\rho_j}{\rho_l} \right)^{1/2} \cdot \left(\frac{V_{ji}^2}{g \cdot D_{ji}} \right)^{1/2} & Bo_J = \frac{\rho_j \cdot g \cdot D_{ji}^2}{\sigma_j} < 50 \end{cases} \quad (2.2-1)$ <p>ここで、ρ_j と ρ_l はそれぞれジェットと水の密度、σ_j はジェットの表面張力、D_{ji} は水面でのジェットの直径、V_{ji} は水面でのジェット流速、g は重力加速度である。</p> <p>融体液滴発生量、すなわち質量エントレインメントに対応する体積エントレインメント流量 (V_e) は、ジェット直径が水深とともに線形的に減少するという仮定で計算される。</p> $V_e = \frac{V_j}{2} \cdot \left(\frac{D_{ji}}{L_{brk}} \right) \cdot \sqrt{\frac{H_{pl}}{\max(L_{brk}, H_{pl})}} \quad (2.2-2)$ <p>ここで、H_{pl} はプール深さ、V_j はジェットの流速である。</p> <p>質量エントレインメント流量 \dot{m}_e は、次のように求められる。</p> $\dot{m}_e = C_{ent} \cdot \rho_j \cdot V_e \quad (2.2-3)$ <p>ここで、C_{ent} は定数である。定数 C_{ent} を 1 として設定した場合、ジェットは実験に基づく相関式によって決定されたジェット分裂長で崩壊する。C_{ent} を大きくするにつれ、ジェット分裂長は短くなる。</p> <p>本融体ジェットモデルでは、ジェットからの伝熱は、表面積と冷却水内の移動時間のどちらにおいても、融体粒子や融体プールの場合と比較して小さいので、現在のところ考慮されていない。したがって、ジェットから冷却水への熱流束は 0 と設定される。</p>	

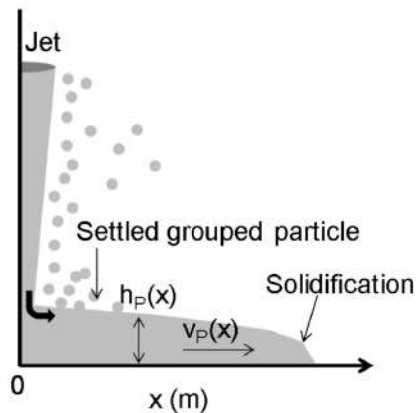
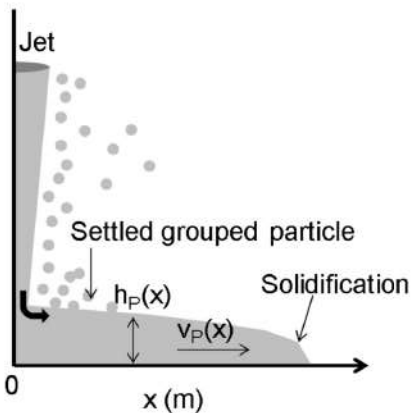
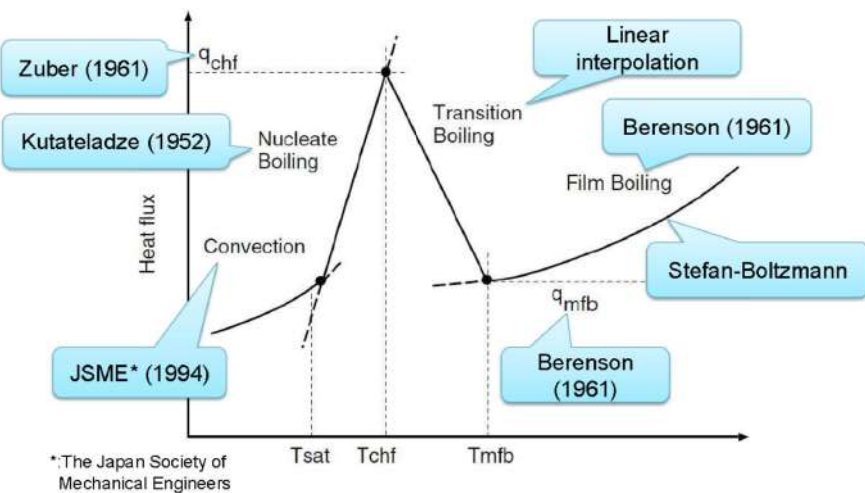
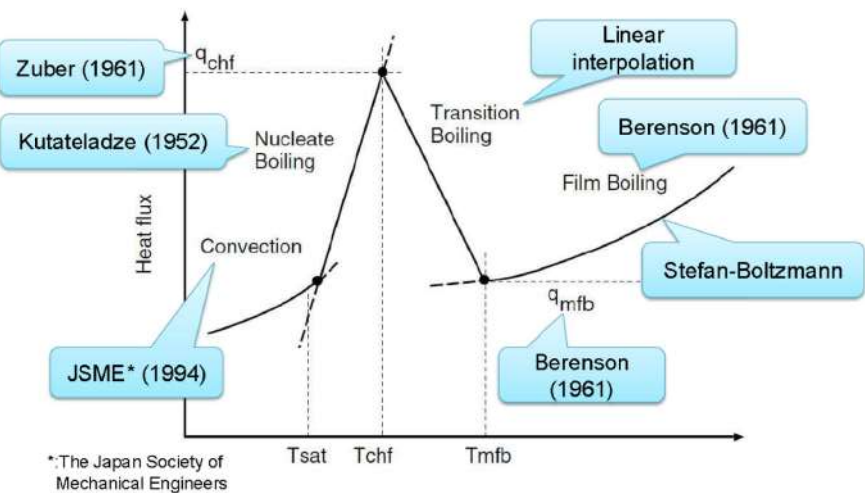
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料1）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>The diagram shows a vertical melt jet falling into a water pool. Labels include: Ai (jet radius), Dj (jet diameter), Vj (jet velocity), A (jet cross-section), Dj (jet diameter at breakup), Ve (exit velocity), and Lbrk (breakup length). The jet is shown splitting into droplets, labeled as 'Droplet entrainment'. Other labels include 'Melt jet', 'Water pool', and 'Steam flow'.</p>	 <p>The diagram is identical to the one for Onagawa 2, showing a melt jet falling into a water pool and breaking up into droplets. Labels include: Ai, Dj, Vj, A, Dj, Ve, Lbrk, Melt jet, Water pool, Steam flow, and Droplet entrainment.</p>	
<p>図 2-3 ジェット分裂モデルの概要⁽¹⁾</p>	<p>図 2-3 ジェット分裂モデルの概要⁽¹⁾</p>	
<p>(2) 融体プールモデル</p> <p>ジェット又は粒子群が底面に到達する際には、連続した融体を形成する可能性がある。図 2-4 に、融体プールモデルの模式図を示す。融体プールモデルの概要を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ X方向一次元の質量、エネルギー及び運動量保存則を解く。 ・ ジェットや粒子群から加わった融体質量を考慮する。 ・ 融体プール表面における二相流及び床との摩擦影響は無視する。 ・ 融体プール端の凝固を取り扱う。 ・ 二相流と融体プール間の伝熱を考慮する。(図 2-5) ・ 流動様式が気泡流以外、すなわち核沸騰、膜沸騰状態となって気相体積が増加することによる熱流束緩和効果（ポイド効果）は、ベース熱流束にポイド率の関数としての係数を乗じることで考慮する。 	<p>(2) 融体プールモデル</p> <p>ジェット又は粒子群が底面に到達する際には、連続した融体を形成する可能性がある。図 2-4 に、融体プールモデルの模式図を示す。融体プールモデルの概要を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ X方向一次元の質量、エネルギー及び運動量保存則を解く。 ・ ジェットや粒子群から加わった融体質量を考慮する。 ・ 融体プール表面における二相流及び床との摩擦影響は無視する。 ・ 融体プール端の凝固を取り扱う。 ・ 二相流と融体プール間の伝熱を考慮する。(図 2-5) ・ 流動様式が気泡流以外、すなわち核沸騰、膜沸騰状態となって気相体積が増加することによる熱流束緩和効果（ポイド効果）は、ベース熱流束にポイド率の関数としての係数を乗じることで考慮する。 	

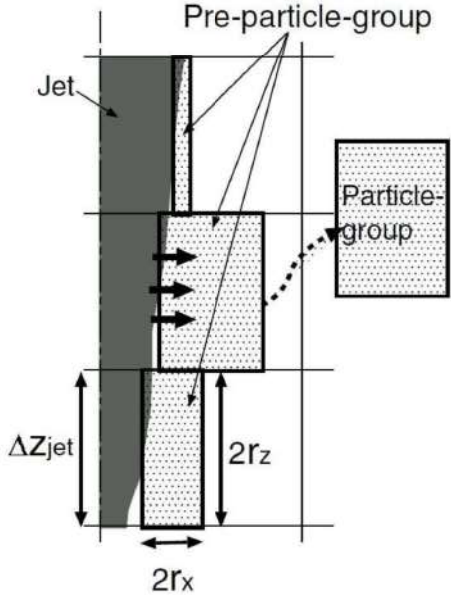
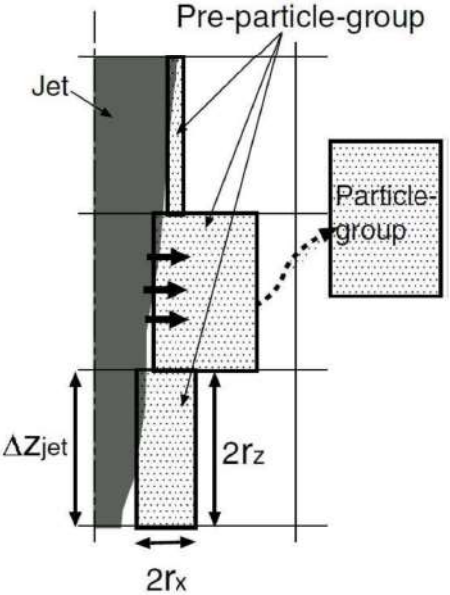
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料1）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図 2-4 融体プールモデル模式図⁽¹⁾</p>	 <p>図 2-4 融体プールモデル模式図⁽¹⁾</p>	
 <p>図 2-5 各沸騰状態において用いられる伝熱モデル（融体プール）</p>	 <p>図 2-5 各沸騰状態において用いられる伝熱モデル（融体プール）</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

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料1）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) 融体粒子モデル</p> <p>実機体系のような大規模シミュレーションを可能とするために、グループ化された粒子（粒子群）の概念が導入された。図2-6に融体粒子モデルの概要図を示す。融体粒子モデルの概要を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ “粒子群”とは、同じ特性を持ち、X-Z平面上の有限な空間を占める粒子のグループである。 ・ 粒子群の実際の形状、回転、拡散特性のような属性は無視される。 ・ それぞれの粒子群の代表粒子の動きやヒートバランスは、ラグランジュ方程式によって計算される。 ・ ジェット表面から粒子群が離れる前に、一定量以上の粒子を蓄える“前粒子群”概念が導入されている。前粒子群の融体ジェット表面からの放出基準を以下に示す。 ・ 粒子群質量 > 0、かつ下記に示す少なくとも1つの状況に該当すること。 <ul style="list-style-type: none"> ➢ 粒子数がN_{per}の値を超える。 ➢ 前粒子群のX方向のサイズが、格子のX方向サイズの4分の1より大きい。 ➢ 前粒子群のX方向の外側のエッジ位置が最初のセル境界を超える。 ➢ 存続時間が時間制限値n_{lim}を超える。  <p>図2-6 融体粒子モデル概要図⁽¹⁾</p>	<p>(3) 融体粒子モデル</p> <p>実機体系のような大規模シミュレーションを可能とするために、グループ化された粒子（粒子群）の概念が導入された。図2-6に融体粒子モデルの概要図を示す。融体粒子モデルの概要を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ “粒子群”とは、同じ特性を持ち、X-Z平面上の有限な空間を占める粒子のグループである。 ・ 粒子群の実際の形状、回転、拡散特性のような属性は無視される。 ・ それぞれの粒子群の代表粒子の動きやヒートバランスは、ラグランジュ方程式によって計算される。 ・ ジェット表面から粒子群が離れる前に、一定量以上の粒子を蓄える“前粒子群”概念が導入されている。前粒子群の融体ジェット表面からの放出基準を以下に示す。 ・ 粒子群質量 > 0、かつ下記に示す少なくとも1つの状況に該当すること。 <ul style="list-style-type: none"> ・ 粒子数がN_{per}の値を超える。 ・ 前粒子群のX方向のサイズが、格子のX方向サイズの4分の1より大きい。 ・ 前粒子群のX方向の外側のエッジ位置が最初のセル境界を超える。 ・ 存続時間が時間制限値n_{lim}を超える。  <p>図2-6 融体粒子モデル概要図⁽¹⁾</p>	

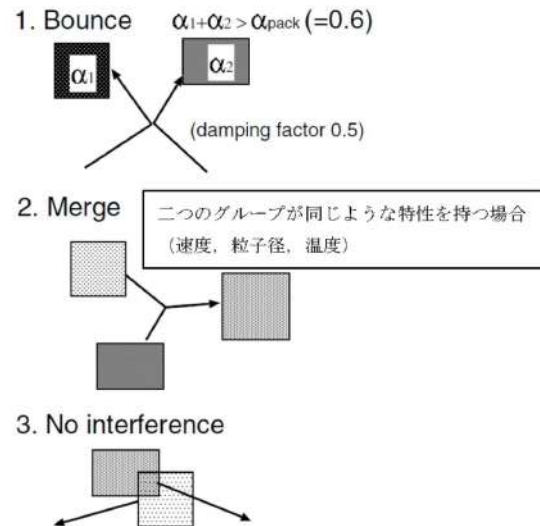
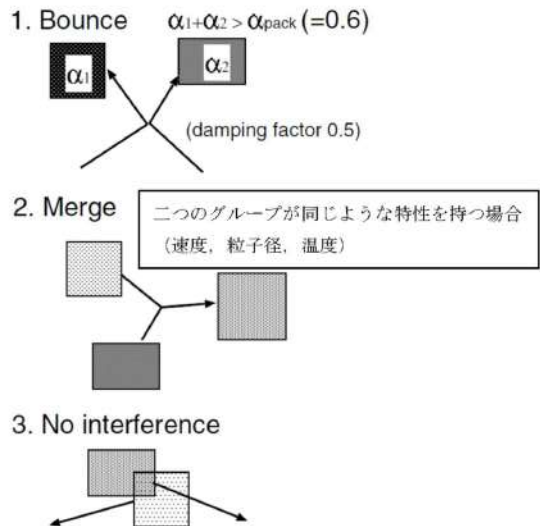
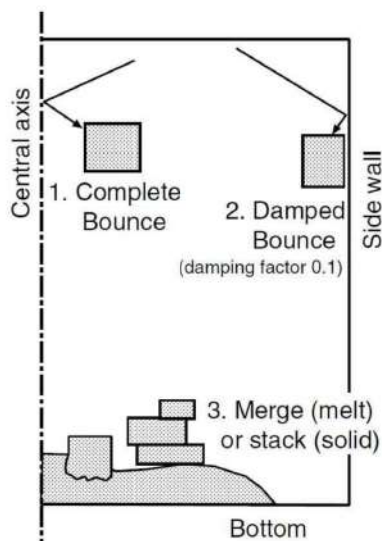
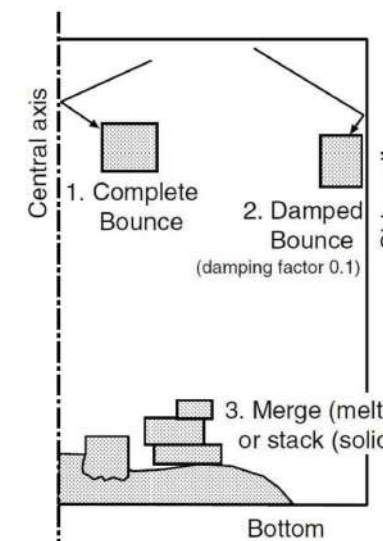
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料1）

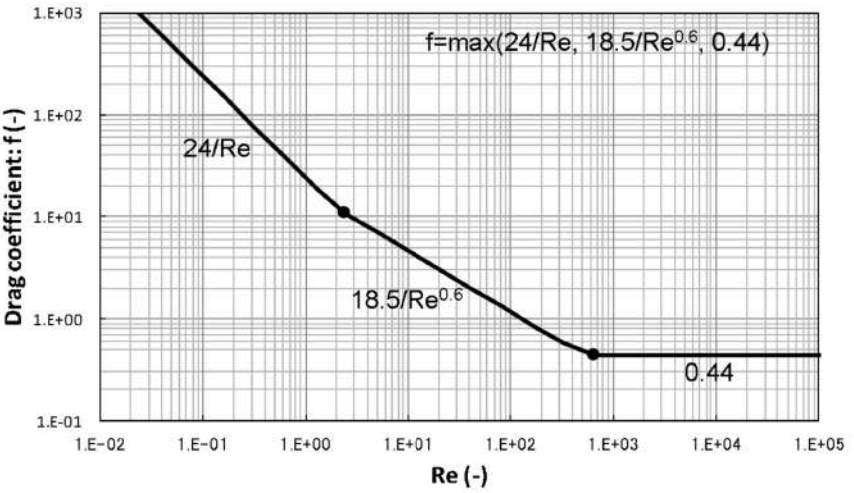
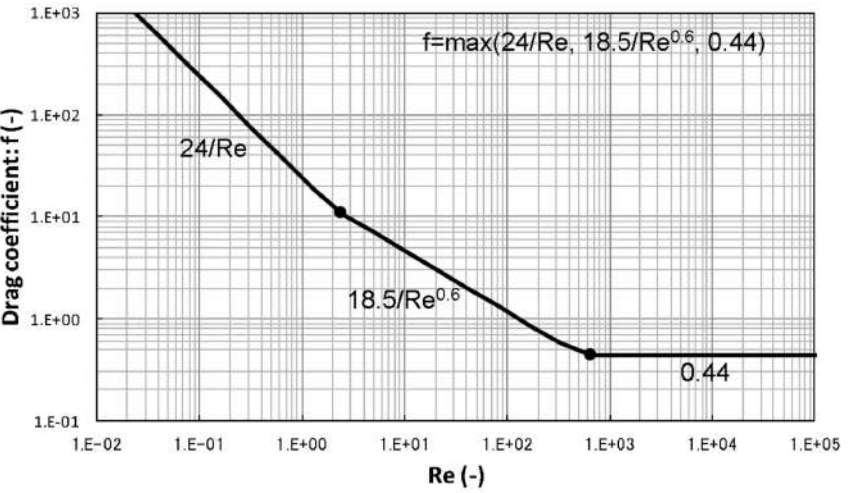
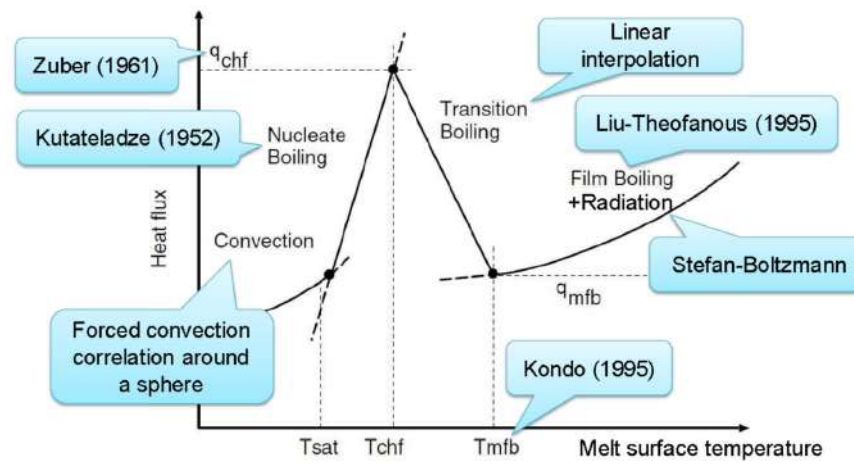
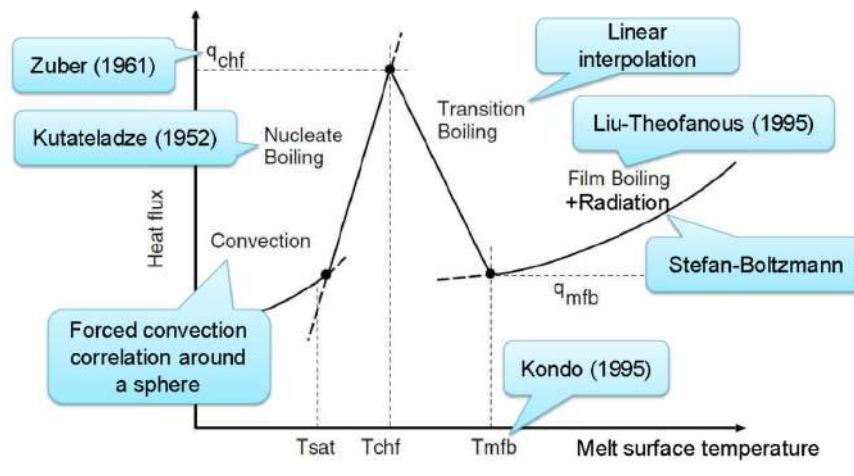
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>次に、粒子群の取り扱い手法について説明する。</p> <p>図2-7に、物理的に非現実的な状況の発生を回避するために設けられた粒子群間のインターフェースにおける三つのモデルを示す。これらのモデルの特徴を以下に示す。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 接触する二つの粒子群の粒子の体積割合の総和が融合制限 $\alpha_{pack}(=0.6)$ 以上となる場合は、二つの粒子群は減衰係数0.5の条件で反発する。 2. 上記の条件を満たさず、かつ二つの接する粒子群が同じような特性を持つ場合、すなわち温度、粒子径、速度が20%以内の差で一致する場合は、それらは融合して一つの粒子群となる。 3. 上記二つの条件を満たさない場合、二つの粒子群は干渉を起こさずにすり抜ける。 <p>図2-8に、解析体系の境界において粒子群に適用する取扱い条件を示す。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 粒子群が中心境界に到達した場合、境界内側へ弾性衝突する。 2. 粒子群が頂部又は側部の境界に達した際は、減衰係数0.1の条件で境界内側へと反発する。 3. 粒子群が底へ到達した際、デブリプールと粒子群のどちらかが溶融している場合には粒子群はデブリプールと融合する。そうでない場合には、粒子群は冷え固まったデブリプール上に堆積し、デブリベッドを形成する。 <p>図2-9に粒子に対する抗力係数の評価条件を示す。抗力係数は球体に対する一般的な評価式を用いる。</p> <p>融体粒子に対する伝熱モデルの概要を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 粒子表面における熱伝達率は、図2-10に示す相関式により評価される。粒子が固化するかどうかは、その粒子の表面温度により判断される。 ・ 粒子群周囲のボイド及び床への粒子群堆積に伴う伝熱効果の劣化の影響が考慮される。 	<p>次に、粒子群の取扱い手法について説明する。</p> <p>図2-7に、物理的に非現実的な状況の発生を回避するために設けられた粒子群間のインターフェースにおける三つのモデルを示す。これらのモデルの特徴を以下に示す。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 接触する2つの粒子群の粒子の体積割合の総和が融合制限 $\alpha_{pack}(=0.6)$ 以上となる場合は、2つの粒子群は減衰係数0.5の条件で反発する。 2. 上記の条件を満たさず、かつ2つの接する粒子群が同じような特性を持つ場合、すなわち温度、粒子径、速度が20%以内の差で一致する場合は、それらは融合して1つの粒子群となる。 3. 上記2つの条件を満たさない場合、2つの粒子群は干渉を起こさずにすり抜ける。 <p>図2-8に、解析体系の境界において粒子群に適用する取扱い条件を示す。</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 粒子群が中心境界に到達した場合、境界内側へ弾性衝突する。 2. 粒子群が頂部又は側部の境界に達した際は、減衰係数0.1の条件で境界内側へと反発する。 3. 粒子群が底へ到達した際、デブリプールと粒子群のどちらかが溶融している場合には粒子群はデブリプールと融合する。そうでない場合には、粒子群は冷え固まったデブリプール上に堆積し、デブリベッドを形成する。 <p>図2-9に粒子に対する抗力係数の評価条件を示す。抗力係数は球体に対する一般的な評価式を用いる。</p> <p>融体粒子に対する伝熱モデルの概要を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 粒子表面における熱伝達率は、図2-10に示す相関式により評価される。粒子が固化するかどうかは、その粒子の表面温度により判断される。 ・ 粒子群周囲のボイド及び床への粒子群堆積に伴う伝熱効果の劣化の影響が考慮される。 	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>1. Bounce $\alpha_1 + \alpha_2 > \alpha_{pack} (=0.6)$ (damping factor 0.5)</p> <p>2. Merge 二つのグループが同じような特性を持つ場合 (速度, 粒子径, 温度)</p> <p>3. No interference</p> <p>図 2-7 粒子群間のインターフェースモデル ^[1]</p>	 <p>1. Bounce $\alpha_1 + \alpha_2 > \alpha_{pack} (=0.6)$ (damping factor 0.5)</p> <p>2. Merge 二つのグループが同じような特性を持つ場合 (速度, 粒子径, 温度)</p> <p>3. No interference</p> <p>図 2-7 粒子群間のインターフェースモデル ^[1]</p>	
 <p>Central axis</p> <p>1. Complete Bounce</p> <p>2. Damped Bounce (damping factor 0.1)</p> <p>Side wall</p> <p>3. Merge (melt) or stack (solid)</p> <p>Bottom</p> <p>図 2-8 粒子群の境界での取扱い ^[1]</p>	 <p>Central axis</p> <p>1. Complete Bounce</p> <p>2. Damped Bounce (damping factor 0.1)</p> <p>Side wall</p> <p>3. Merge (melt) or stack (solid)</p> <p>Bottom</p> <p>図 2-8 粒子群の境界での取扱い ^[1]</p>	

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

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料1）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>Drag coefficient: $f(-)$</p> <p>$f = \max(24/Re, 18.5/Re^{0.6}, 0.44)$</p> <p>Re (-)</p>	 <p>Drag coefficient: $f(-)$</p> <p>$f = \max(24/Re, 18.5/Re^{0.6}, 0.44)$</p> <p>Re (-)</p>	
<p>図 2-9 融体粒子の流体抗力係数</p>  <p>Heat flux</p> <p>Melt surface temperature</p> <p>Convection</p> <p>Nucleate Boiling</p> <p>Transition Boiling</p> <p>Film Boiling + Radiation</p> <p>Linear interpolation</p> <p>Liu-Theofanous (1995)</p> <p>Stefan-Boltzmann</p> <p>Forced convection correlation around a sphere</p> <p>Kondo (1995)</p> <p>Zuber (1961)</p> <p>Kutateladze (1952)</p> <p>q_{chf}</p> <p>q_{mfb}</p> <p>T_{sat} T_{chf} T_{mfb}</p>	<p>図 2-9 融体粒子の流体抗力係数</p>  <p>Heat flux</p> <p>Melt surface temperature</p> <p>Convection</p> <p>Nucleate Boiling</p> <p>Transition Boiling</p> <p>Film Boiling + Radiation</p> <p>Linear interpolation</p> <p>Liu-Theofanous (1995)</p> <p>Stefan-Boltzmann</p> <p>Forced convection correlation around a sphere</p> <p>Kondo (1995)</p> <p>Zuber (1961)</p> <p>Kutateladze (1952)</p> <p>q_{chf}</p> <p>q_{mfb}</p> <p>T_{sat} T_{chf} T_{mfb}</p>	
<p>図 2-10 各沸騰状態において用いられる伝熱モデル（粒子群）</p>	<p>図 2-10 各沸騰状態において用いられる伝熱モデル（粒子群）</p>	

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

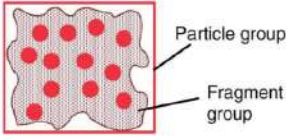
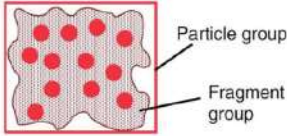
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料1）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(4) トリガリングモデル</p> <p>JASMIN Eコードを用いた解析では、粗混合計算結果を爆発計算に引き継ぐ際に、トリガリングと呼ばれる爆発のきっかけをユーザーが任意のタイミングで与えることにより、爆発解析を実施する。トリガリングモデルの特徴を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 局所的な圧力上昇と瞬時のガス膨張によりトリガリングを与える。 ・ 圧力伝播は微細化を誘発する。 <p>(5) 微細化モデル</p> <p>爆発過程は以下の概念を基本としてモデル化されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 粗混合で発生した粒子が衝撃波、即ち周囲冷却材の極端に大きな相対速度に晒されると、流体力により粒子表面の融体が微細化する。 ・ 微細化粒子はμmオーダーで熱放出が非常に早く、瞬時に水を蒸発させることで、衝撃波を増幅させる。熱放出は微細化粒子の発生率に依存する。 <p>上記過程を評価するために、図2-11に示す粒子群モデルにおいて、融体モデル構成要素として”微細粒群”が追加された。</p> <p>微細粒群は粒子群から発生した微細化粒子の集合体である。微細粒群は以下のように扱われる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 微細化粒子の発生： 微細化粒子質量は母粒子群から水力的な相互作用により分離される。質量保存則は次のように表せる。 $\frac{dm_p}{dt} = -\dot{m}_f \quad (2.2-4)$ $\frac{dM_f}{dt} = n_p \dot{m}_f \quad (2.2-5)$ <p>ここで、m_p は粒子群中の一粒子の質量、m_f は一粒子から生成する微細粒群の質量、M_f は粒子群全体から生成する微細粒群の質量、n_p は粒子群の粒子数である。一粒子からの微細化率\dot{m}_fは構成式(2.2-7)により与えられる。</p> ・ 伝熱とエネルギー保存： 微細化粒子表面の熱伝達率は非常に大きいと考えられることから、微細化粒子内の熱伝導が、この過程における伝熱量の律速となる。微細化粒子の外部の熱伝達率は非常に大きいと考えられ、定常状態でのいかなる伝熱式もこの特異に過度的な状況には適用できない。微細化粒子の単位質量当たりの熱放出量\dot{q}_fを用いて、微細化粒子のエネルギー保存は以下のように表せる。 	<p>(4) トリガリングモデル</p> <p>JASMIN Eコードを用いた解析では、粗混合計算結果を爆発計算に引き継ぐ際に、トリガリングと呼ばれる爆発のきっかけをユーザーが任意のタイミングで与えることにより、爆発解析を実施する。トリガリングモデルの特徴を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 局所的な圧力上昇と瞬時のガス膨張によりトリガリングを与える。 ・ 圧力伝播は微細化を誘発する。 <p>(5) 微細化モデル</p> <p>爆発過程は以下の概念を基本としてモデル化されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 粗混合で発生した粒子が衝撃波、すなわち周囲冷却材の極端に大きな相対速度に晒されると、流体力により粒子表面の融体が微細化する。 ・ 微細化粒子はμmオーダーで熱放出が非常に早く、瞬時に水を蒸発させることで、衝撃波を増幅させる。熱放出は微細化粒子の発生率に依存する。 <p>上記過程を評価するために、図2-11に示す粒子群モデルにおいて、融体モデル構成要素として”微細粒群”が追加された。</p> <p>微細粒群は粒子群から発生した微細化粒子の集合体である。微細粒群は以下のように扱われる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 微細化粒子の発生： 微細化粒子質量は母粒子群から水力的な相互作用により分離される。質量保存則は次のように表せる。 $\frac{dm_p}{dt} = -\dot{m}_f \quad (2.2-4)$ $\frac{dM_f}{dt} = n_p \dot{m}_f \quad (2.2-5)$ <p>ここで、m_p は粒子群中の一粒子の質量、m_f は一粒子から生成する微細粒群の質量、M_f は粒子群全体から生成する微細粒群の質量、n_p は粒子群の粒子数である。一粒子からの微細化率\dot{m}_fは構成式(2.2-7)により与えられる。</p> ・ 伝熱とエネルギー保存： 微細化粒子表面の熱伝達率は非常に大きいと考えられることから、微細化粒子内の熱伝導が、この過程における伝熱量の律速となる。微細化粒子の外部の熱伝達率は非常に大きいと考えられ、定常状態でのいかなる伝熱式もこの特異に過度的な状況には適用できない。微細化粒子の単位質量当たりの熱放出量\dot{q}_fを用いて、微細化粒子のエネルギー保存は以下のように表せる。 	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料1）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
$\frac{de_f}{dt} = e_p \frac{n_p \dot{m}_f}{M_f} - \dot{q}_f \quad (2.2-6)$ <p>ここで、e_f と e_p は微細化粒子と粒子群の粒子の比内部エネルギーである。母粒子（粒子群の粒子）の比内部エネルギーは爆発過程では一定であると仮定する。</p> <p>微細化粒子の主要な作用は急速熱放出で、運動論的な観点は重要ではないことから、微細化粒子に対する運動方程式は解かず、微細化粒子は母粒子群に付随すると仮定する。</p>  <p>図2-11 粒子群と微細粒群⁽¹⁾</p> <p>一融体粒子からの微細化\dot{m}_f は以下のように求める。</p> $\dot{m}_f = C_{frg} \frac{1}{t_b^*} \frac{\pi}{6} D_p^2 v_r (\rho_c \rho_p)^{1/2} \quad (2.2-7)$ $t_b^* = \begin{cases} 1 & \text{:Carachario s et al. model} \\ 13.7/Bo^{3/4} & \text{:Yuen et al. model} \end{cases} \quad (2.2-8)$ $Bo = \frac{3}{16} \frac{C_D \rho_c D_p v_r^2}{\sigma_p} \quad (2.2-9)$ $t_b = t_b^* \sqrt{\frac{\rho_p D_p}{\rho_c v_r}} \quad (2.2-10)$ <p>ここで、t_b は分裂時間、t_b^* は分裂の無次元時間、D_p は粒子径、v_r は粒子と冷却材間の相対速度、ρ_c と ρ_p は冷却材と融体粒子の密度、σ_p は融体粒子の表面張力である。抗力係数 C_D はニュートン域の値 0.44 を使用する。C_{frg} は実験定数である。</p> <p>(6) 二相流モデル</p> <p>JASMIN Eコードにおける二相流モデルは、二相流コードACE-3D⁽⁶⁾を基に開発された。二相流モデルの特徴を以下に示す。</p>	$\frac{de_f}{dt} = e_p \frac{n_p \dot{m}_f}{M_f} - \dot{q}_f \quad (2.2-6)$ <p>ここで、e_f と e_p は微細化粒子と粒子群の粒子の比内部エネルギーである。母粒子（粒子群の粒子）の比内部エネルギーは爆発過程では一定であると仮定する。</p> <p>微細化粒子の主要な作用は急速熱放出で、運動論的な観点は重要ではないことから、微細化粒子に対する運動方程式は解かず、微細化粒子は母粒子群に付随すると仮定する。</p>  <p>図2-11 粒子群と微細粒群⁽¹⁾</p> <p>一融体粒子からの微細化\dot{m}_f は以下のように求める。</p> $\dot{m}_f = C_{frg} \frac{1}{t_b^*} D_p^2 v_r (\rho_c \rho_p)^{1/2} \quad (2.2-7)$ $t_b^* = \begin{cases} 1 & \text{: Carachario s et al. model} \\ 18.7/Bo^{1/4} & \text{: Yuen et al. model} \end{cases} \quad (2.2-8)$ $Bo = \frac{3}{16} \frac{C_D \rho_c D_p v_r^2}{\sigma_p} \quad (2.2-9)$ $t_b = t_b^* \sqrt{\frac{\rho_p D_p}{\rho_c v_r}} \quad (2.2-10)$ <p>ここで、t_b は分裂時間、t_b^* は分裂の無次元時間、D_p は粒子径、v_r は粒子と冷却材間の相対速度、ρ_c と ρ_p は冷却材と融体粒子の密度、σ_p は融体粒子の表面張力である。抗力係数 C_D はニュートン域の値 0.44 を使用する。C_{frg} は実験定数である。</p> <p>(6) 二相流モデル</p> <p>JASMIN Eコードにおける二相流モデルは、二相流コードACE-3D⁽⁶⁾を基に開発された。二相流モデルの特徴を以下に示す。</p>	

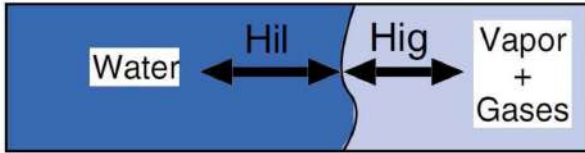
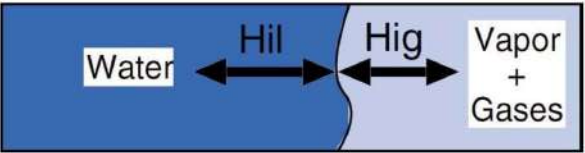
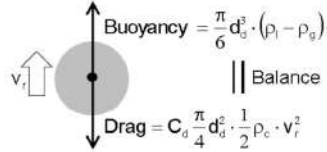
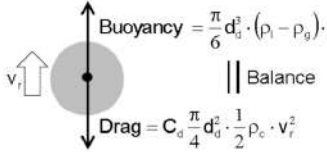
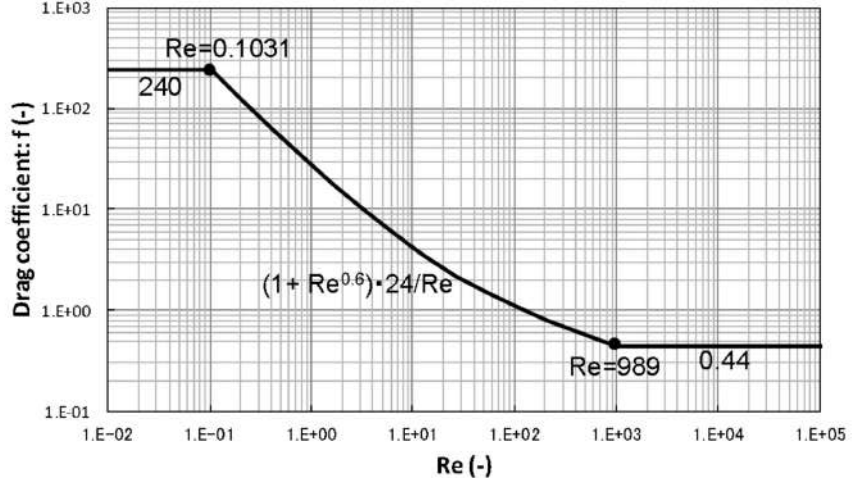
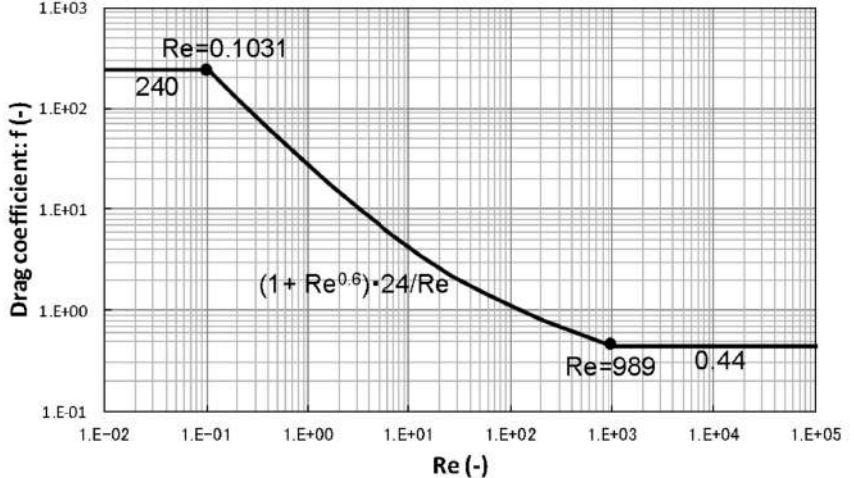
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

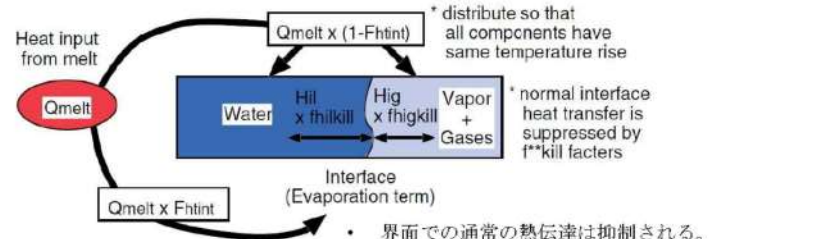
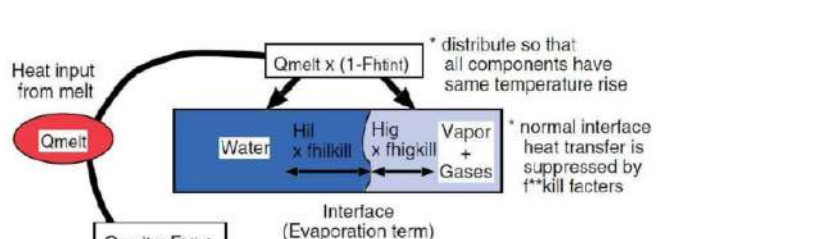
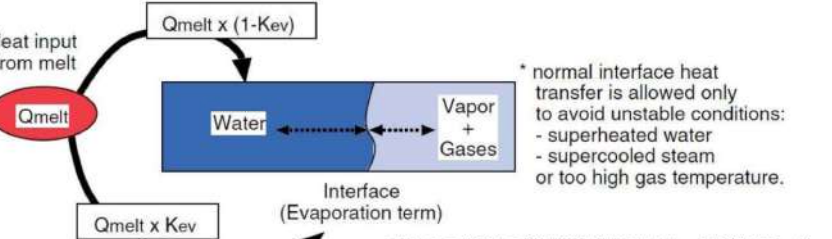
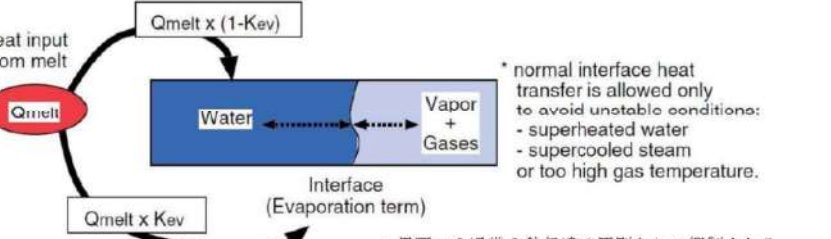
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料1）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<ul style="list-style-type: none"> ・ ACE-3Dは円筒座標系の三次元保存方程式を解くことができるが、JASMINEコードでは二次元座標系での計算機能が適用されている。 ・ 水、蒸気、非凝縮性ガスの質量及び内部エネルギー方程式が解かれる。対して、運動量方程式においては、蒸気と非凝縮性ガスは平衡状態であると仮定して、水、混合性ガスの質量及び内部エネルギー方程式を解く。 ・ 融体ブルと融体粒子、微細化粒子からの伝熱を扱うことができる。 ・ 水-ガス間の熱伝達係数（図2-12参照）は、TRAC-PF1コードの気泡流と液滴流のモデルを採用。 ・ 二相間の相対速度が終端速度に等しいと仮定（図2-13参照）。 ・ 水滴/気泡径は臨界We数を用いて評価。臨界We数は、水滴は4.0、気泡は7.5（図2-13参照）。 ・ 抗力係数は融体粒子の場合とほぼ同じ（図2-14参照）。 ・ 融体粒子から二相流への伝熱量分配機構を図2-15(a)に示す。図2-15(a)においてfhtint, fhilkill, fhigkillは粗混合解析にて冷却材の蒸発を制御するパラメータである。fhtintは、融体からの放熱量のうち、冷却材の蒸発に直接寄与する熱量の割合を示す。fhilkill, fhigkillは、それぞれサブクール水と気液界面の熱伝達係数、過熱蒸気と気液界面の熱伝達係数の乗数である。 ・ 微細化粒子から二相流への伝熱量分配機構を図2-15(b)に示す。Kevは爆発解析にて微細化粒子からの放熱量のうち、冷却材の蒸発に直接寄与する熱量の割合を表す。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ ACE-3Dは円筒座標系の三次元保存方程式を解くことができるが、JASMINEコードでは二次元座標系での計算機能が適用されている。 ・ 水、蒸気、非凝縮性ガスの質量及び内部エネルギー方程式が解かれる。対して、運動量方程式においては、蒸気と非凝縮性ガスは平衡状態であると仮定して、水、混合性ガスの質量及び内部エネルギー方程式を解く。 ・ 融体ブルと融体粒子、微細化粒子からの伝熱を扱うことができる。 ・ 水-ガス間の熱伝達係数（図2-12参照）は、TRAC-PF1コードの気泡流と液滴流のモデルを採用。 ・ 二相間の相対速度が終端速度に等しいと仮定（図2-13参照）。 ・ 水滴/気泡径は臨界We数を用いて評価。臨界We数は、水滴は4.0、気泡は7.5（図2-13参照）。 ・ 抗力係数は融体粒子の場合とほぼ同じ（図2-14参照）。 ・ 融体粒子から二相流への伝熱量分配機構を図2-15(a)に示す。図2-15(a)においてfhtint, fhilkill, fhigkillは粗混合解析にて冷却材の蒸発を制御するパラメータである。fhtintは、融体からの放熱量のうち、冷却材の蒸発に直接寄与する熱量の割合を示す。fhilkill, fhigkillは、それぞれサブクール水と気液界面の熱伝達係数、過熱蒸気と気液界面の熱伝達係数の乗数である。 ・ 微細化粒子から二相流への伝熱量分配機構を図2-15(b)に示す。Kevは爆発解析にて微細化粒子からの放熱量のうち、冷却材の蒸発に直接寄与する熱量の割合を表す。 	

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

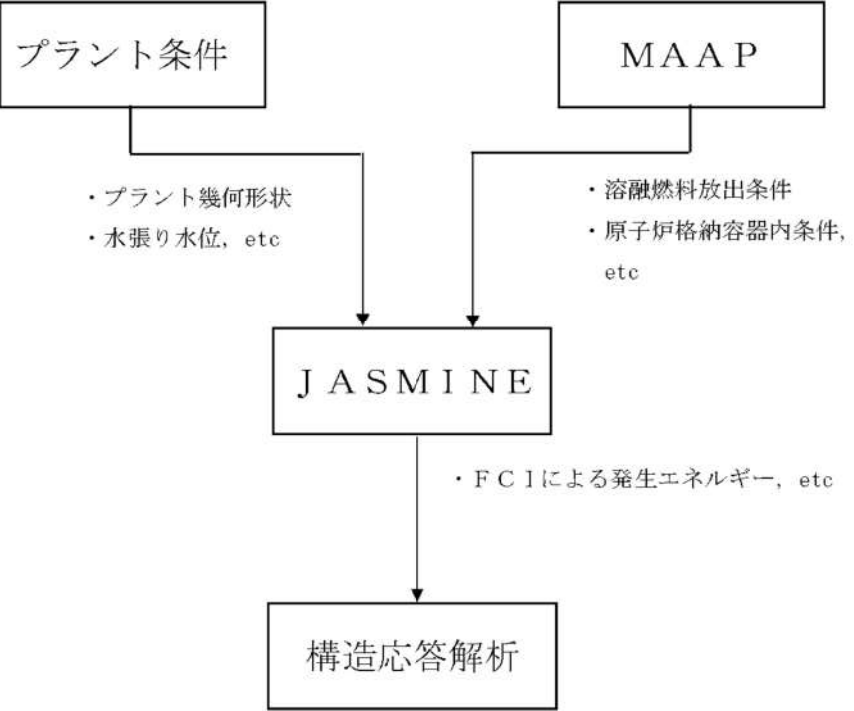
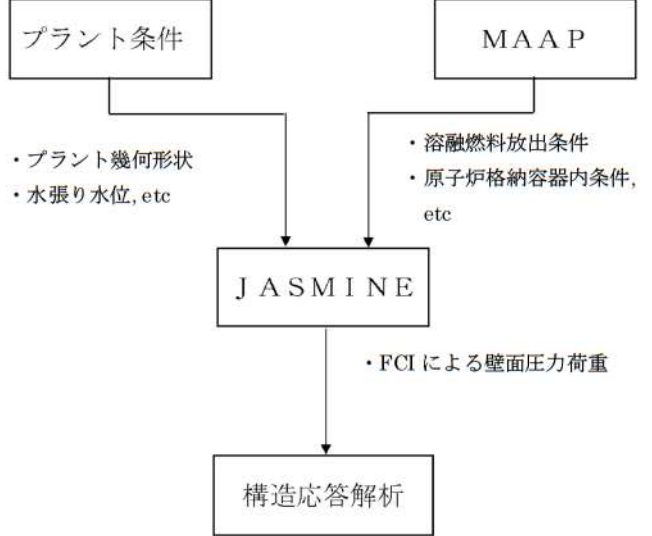
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p style="text-align: center;">Interface (Evaporation or condensation)</p>	 <p style="text-align: center;">Interface (Evaporation or condensation)</p>	
<p>図 2-12 水とガスの界面における熱伝達 ⁽¹⁾</p>	<p>図 2-12 水とガスの界面における熱伝達 ⁽¹⁾</p>	
 <p style="text-align: center;"> Balance</p> $\text{Buoyancy} = \frac{\pi}{6} d_d^3 \cdot (\rho_l - \rho_g) \cdot g$ $\text{Drag} = C_d \frac{\pi}{4} d_d^2 \cdot \frac{1}{2} \rho_c \cdot v_r^2$ $d_d = \frac{We_{cr} \cdot \sigma}{\rho_c \cdot v_r^2}$ <p>d_d: 気泡又は液滴の径, ρ_l, ρ_g: 水, ガスの密度, g: 重力加速度, C_d: 抗力係数, ρ_c: 連続相の密度, v_r: 相対速度, We_{cr}: 臨界ウエバー数 (水滴 4.0, 気泡 7.5), σ: 表面張力</p>	 <p style="text-align: center;"> Balance</p> $\text{Buoyancy} = \frac{\pi}{6} d_d^3 \cdot (\rho_l - \rho_g) \cdot g$ $\text{Drag} = C_d \frac{\pi}{4} d_d^2 \cdot \frac{1}{2} \rho_c \cdot v_r^2$ $d_d = \frac{We_{cr} \cdot \sigma}{\rho_c \cdot v_r^2}$ <p>d_d: 気泡又は液滴の径, ρ_l, ρ_g: 水, ガスの密度, g: 重力加速度, C_d: 抗力係数, ρ_c: 連続相の密度, v_r: 相対速度, We_{cr}: 臨界ウエバー数 (水滴 4.0, 気泡 7.5), σ: 表面張力</p>	
<p>図 2-13 水滴及び気泡における力のつり合い</p>	<p>図 2-13 水滴及び気泡における力のつり合い</p>	
 <p style="text-align: center;">Drag coefficient: f (-)</p> <p style="text-align: center;">Re (-)</p>	 <p style="text-align: center;">Drag coefficient: f (-)</p> <p style="text-align: center;">Re (-)</p>	
<p>図 2-14 水滴及び気泡の流体抗力係数</p>	<p>図 2-14 水滴及び気泡の流体抗力係数</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>* distribute so that all components have same temperature rise</p> <p>* normal interface heat transfer is suppressed by f**kill factors</p> <p>Interface (Evaporation term)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 界面での通常の熱伝達は抑制される。 ・ fhtint, fhikill, fhigkill は粗混合解析にて冷却材の蒸発を制御するパラメータ。 	 <p>* distribute so that all components have same temperature rise</p> <p>* normal interface heat transfer is suppressed by f**kill factors</p> <p>Interface (Evaporation term)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 界面での通常の熱伝達は抑制される。 ・ Fhtint, fhikill, fhigkill は粗混合解析にて冷却材の蒸発を制御するパラメータ。 	
<p>(a) 融体粒子から二相流への伝熱量分配機構⁽¹⁾</p>  <p>* normal interface heat transfer is allowed only to avoid unstable conditions: - superheated water - supercooled steam or too high gas temperature.</p> <p>Interface (Evaporation term)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 界面での通常の熱伝達は原則として抑制される。 ・ Kev は爆発解析にて、微細化粒子からの放熱量のうち、冷却材の蒸発に直接寄与する熱量の割合。 	<p>(a) 融体粒子から二相流への伝熱量分配機構⁽¹⁾</p>  <p>* normal interface heat transfer is allowed only to avoid unstable conditions: - superheated water - supercooled steam or too high gas temperature.</p> <p>Interface (Evaporation term)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 界面での通常の熱伝達は原則として抑制される。 ・ Kev は爆発解析にて、微細化粒子からの放熱量のうち、冷却材の蒸発に直接寄与する熱量の割合 	
<p>(b) 微細化粒子から二相流への伝熱量分配機構</p> <p>図 2-15 二相流への伝熱量分配機構⁽¹⁾</p>	<p>(b) 微細化粒子から二相流への伝熱量分配機構</p> <p>図 2-15 二相流への伝熱量分配機構⁽¹⁾</p>	

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

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料1）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2.3 入出力</p> <p>本章では、JASMIN Eコードによる水蒸気爆発解析時の入出力例を示す。</p> <p>図2-16に水蒸気爆発解析のフロー図を示す。幾何形状等のプラント固有条件や事象進展解析（MAAP）に基づく溶融燃料条件等に基づきJASMIN Eコードの入力条件の設定を行う。</p> <p>JASMIN E解析の評価結果は、水蒸気爆発時の原子炉格納容器の健全性評価を実施するための構造応答評価コードの負荷条件として用いられる。水蒸気爆発負荷として、高圧気泡を膨張させるモデルを用いる場合には、水蒸気爆発時の発生エネルギー条件や爆発時の圧力条件が構造応答評価コードに引き渡される。</p>  <p>図2-16 水蒸気爆発解析の流れ</p>	<p>2.3 入出力</p> <p>本章では、JASMIN Eコードによる水蒸気爆発解析時の入出力例を示す。</p> <p>図2-16に水蒸気爆発解析のフロー図を示す。幾何形状等のプラント固有条件や事象進展解析（MAAP）に基づく溶融燃料条件等に基づきJASMIN Eコードの入力条件の設定を行う。</p> <p>JASMIN E解析の評価結果は、水蒸気爆発時の原子炉格納容器の健全性評価を実施するための構造応答評価コードの負荷条件として用いられる。水蒸気爆発負荷を直接受け渡す場合には、動圧を含めた壁面での圧力履歴が構造応答評価コードに引き渡される。</p>  <p>図2-16 水蒸気爆発解析の流れ</p>	<p>構造応答解析手法の相違によりJASMIN Eコードから引き継ぐ入力条件が異なる（大飯と同様）</p> <p>なお、泊はJASMIN E解析で得られた水蒸気爆発負荷（壁面での圧力履歴）を構造応答解析の境界条件として直接使用するのに対し、女川はJASMIN E解析で得られた水蒸気爆発負荷を構造計算にて模擬（その手法の適切さを別途確認（LS-DYNA、添付1））している。泊は構造応答解析にて流体を模擬していないが、JASMIN Eコー</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

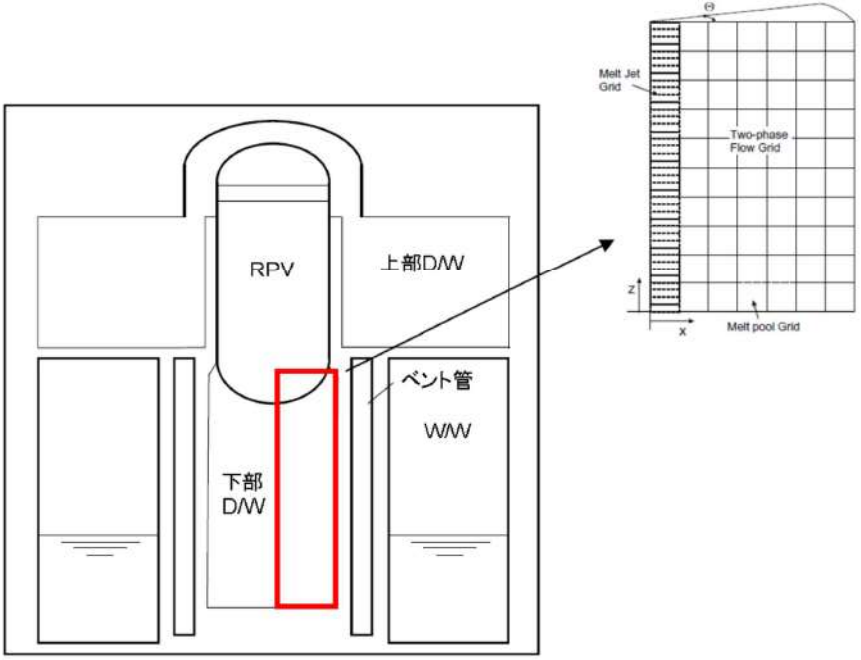
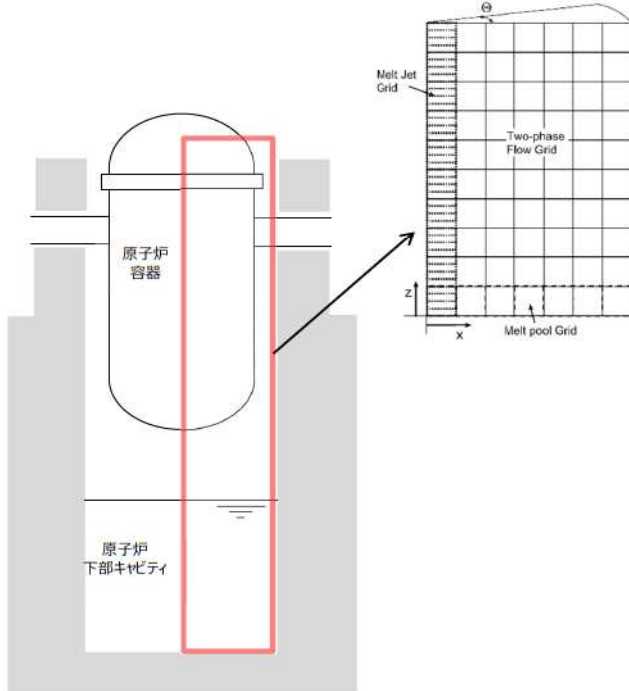
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料1）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		ドから引き継ぐ 圧力履歴に流体 運動に伴う動圧 を含めているた め、流体運動の 影響は考慮され 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（参考資料1）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2.3.1 入力例</p> <p>(1) 計算体系の幾何形状</p> <p>計算領域は、図 2-17 に示すとおり、円筒座標系における角度 θ のセクターとして定義され、体積は X-Z 平面のグリッドとして離散化される。</p> <p>原子炉圧力容器破損時におけるペDESTAL領域での水蒸気爆発解析を実施する場合、計算体系を圧力容器、ペDESTAL壁面、床面で形成される原形状の中からモデル化することができる。</p> <p>X-Z 平面でのメッシュ分割は、JASMIN Eコードの制限値【X方向(=30)、Z方向(=40)】以内で任意に設定することができ、ペDESTAL領域について、ベッセル、ペDESTAL空間（液相、気相）、ペDESTAL壁面等を定義することが可能である。図 2-18 にメッシュ分割の例を示す。</p>  <p>図 2-17 計算体系の幾何形状の例</p>	<p>2.3.1 入力例</p> <p>(1) 計算体系の幾何形状</p> <p>計算領域は、図 2-17 に示すとおり、円筒座標系における角度 θ のセクターとして定義され、体積は X-Z 平面のグリッドとして離散化される。</p> <p>原子炉容器破損時における原子炉下部キャビティ領域での水蒸気爆発解析を実施する場合、計算体系を原子炉容器、原子炉下部キャビティ壁面、床面で形成される原形状の中からモデル化することができる。</p> <p>X-Z 平面でのメッシュ分割は、JASMIN Eコードの制限値【X方向(=30)、Z方向(=40)】以内で任意に設定することができ、原子炉下部キャビティ領域について、ベッセル、原子炉下部キャビティ空間（液相、気相）、原子炉下部キャビティ壁面等を定義することが可能である。図 2-18 にメッシュ分割の例を示す。</p>  <p>図 2-17 計算体系の幾何形状の例</p>	

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

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料1）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>メッシュ分割 X方向：28 Z方向：34</p> <p>図 2-18 J A S M I N E 解析のメッシュ分割の例</p>	<p>図 2-18 J A S M I N E 解析のメッシュ分割の例</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料1）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 溶融炉心物性値</p> <p>溶融炉心物性値については、溶融コリウムの物性値ライブラリ（jasmine.corium, jasmine.corium2, jasmine.corium3）が、JASMIN Eコードに付属されており、ユーザーは目的に応じてこれらを活用することができる。各物性値ライブラリの主要な特性は以下のとおりである。表2-3にjasmine.corium2の物性値を例示する。</p> <p>jasmine.corium：FARO/KROTOS 実験条件（UO₂/ZrO₂=80/20wt%） jasmine.corium2：FARO/KROTOS 実験条件（UO₂/ZrO₂=80/20wt%）、融点、リキダス、ソリダスを実機相当条件に設定 jasmine.corium3：TRO I 実験条件（UO₂/ZrO₂=70/30wt%）</p> <p>(3) 主要入力値</p> <p>表2-4に(1),(2)以外の主要な入力例を示す。</p> <p>(4) 入力条件の設定の考え方</p> <p>入力条件は、表2-4に示された入力条件の例で示すように、代表的な水蒸気爆発実験を最適に再現するために設定した入力値をベースとし、水蒸気爆発事象に伴う不確かさを踏まえて、以下の保守性を考慮して設定している。なお、評価結果に対して各々が相互に影響し得る条件については、総合的に保守性が担保できることを考慮した設定としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・メルト放出速度：メルト放出速度は、破損口にかかるデブリ堆積圧等の圧力から計算される。メルト放出速度としては、原子炉压力容器（以下「RPV」という。）の低圧破損時に最も大きくなる条件である溶融デブリ全量が下部プレナムに堆積した場合を想定した値を設定。 ・メルト放出口径：粗混合融体質量を保守的に評価するために、RPV底部の貫通配管で最も大きい口径0.15mの値を保守的に丸めて□として設定。 ・粗混合時液滴径：既存のFCI実験（KROTOS, FARO, TROI, CCM）のザウター平均粒径は0～3mm程度⁽⁸⁾とされている。一般に粗混合時液滴径が大きい程、粒子から冷却材への伝熱が低下して粒子が固化しにくくなり、冷却材ボイド率も低下することで、粗混合融体質量が大きい傾向があると考えられ、このような傾向は、トリガリング位置を底部、トリガリングタイミングを粗混合融体質量がピークとなる条件において、感度解析により確認されている。上述のトリガ条件を前提として、爆発の強度が大きくなりやすい条件として、上述のザウター平均粒径を包絡する□を設定。 ・トリガリング位置：爆発に関与し得る融体の質量が最大に近く、爆発の強度が大きくなりやすい条件として、中心軸上の底部から軸方向2セル目を選定。 ・トリガリングタイミング：水蒸気爆発により発生する運動エネルギーが最も大きくなると考えられる条件として設定。 <p>□：本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p>	<p>(2) 溶融炉心物性値</p> <p>溶融炉心物性値については、溶融コリウムの物性値ライブラリ（jasmine.corium, jasmine.corium2, jasmine.corium3）が、JASMIN Eコードに付属されており、ユーザーは目的に応じてこれらを活用することができる。各物性値ライブラリの主要な特性は以下のとおりである。表2-3にjasmine.corium2の物性値を例示する。</p> <p>jasmine.corium：FARO/KROTOS 実験条件（UO₂/ZrO₂=80/20wt%） jasmine.corium2：FARO/KROTOS 実験条件（UO₂/ZrO₂=80/20wt%）、融点、リキダス、ソリダスを実機相当条件に設定 jasmine.corium3：TRO I 実験条件（UO₂/ZrO₂=70/30wt%）</p> <p>(3) 主要入力値</p> <p>表2-4に(1),(2)以外の主要な入力例を示す。</p> <p>(4) 入力条件の設定の考え方</p> <p>入力条件は、表2-4に示された入力条件の例で示すように、代表的な水蒸気爆発実験を最適に再現するために設定した入力値をベースとし、水蒸気爆発事象に伴う不確かさを踏まえて、以下の保守性を考慮して設定している。なお、評価結果に対して各々が相互に影響し得る条件については、総合的に保守性が担保できることを考慮した設定としている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・メルト放出速度：メルト放出速度は、破損口にかかるデブリ堆積圧等の圧力から計算される。メルト放出速度としては、原子炉容器（以下「RV」という。）の低圧破損時に溶融デブリが下部プレナムに堆積した場合を想定した値を設定。 ・メルト放出口径：粗混合融体質量を保守的に評価するために、RV底部の計装案内管口径0.038mの値を保守的に丸めて□として設定。 ・粗混合時液滴径：既存のFCI実験（KROTOS, FARO, TROI, CCM）のザウター平均粒径は0～3mm程度⁽⁸⁾とされている。一般に粗混合時液滴径が大きい程、粒子から冷却材への伝熱が低下して粒子が固化しにくくなり、冷却材ボイド率も低下することで、粗混合融体質量が大きい傾向があると考えられ、このような傾向は、トリガリング位置を底部、トリガリングタイミングを粗混合融体質量がピークとなる条件において、感度解析により確認されている。上述のトリガ条件を前提として、爆発の強度が大きくなりやすい条件として、上述のザウター平均粒径を包絡する□を設定。 ・トリガリング位置：爆発に関与し得る融体の質量が最大に近く、爆発の強度が大きくなりやすい条件として、中心軸上の底部から軸方向7セル目を選定。 ・トリガリングタイミング：水蒸気爆発により発生する運動エネルギーが最も大きくなると考えられる条件として設定。 <p>□：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料1）

女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉				相違理由	
表 2-3 JASMIN E解析における物性値				表 2-3 JASMIN E解析における物性値					
No.	項目	物性値		備考	No.	項目	物性値		備考
		数値	単位				数値	単位	
1	溶融点		[K]	組み込みライブラリ (jasmine.corium2) に基づく値	1	溶融点		[K]	組み込みライブラリ (jasmine.corium2) に基づく値
2	固相線温度		[K]		2	固相線温度		[K]	
3	液相線温度		[K]		3	液相線温度		[K]	
4	固相密度		[kg/m ³]		4	固相密度		[kg/m ³]	
5	液相密度		[kg/m ³]		5	液相密度		[kg/m ³]	
6	液相比熱		[J/(kg・K)]		6	液相比熱		[J/(kg・K)]	
7	固相比熱		[J/(kg・K)]		7	固相比熱		[J/(kg・K)]	
8	溶融潜熱		[J/kg]		8	溶融潜熱		[J/kg]	
9	熱伝導率		[W/(m・K)]		9	熱伝導率		[W/(m・K)]	
10	粘性係数		[Pa・s]		10	粘性係数		[Pa・s]	
11	表面張力		[N/m]		11	表面張力		[N/m]	
12	輻射率		[-]		12	輻射率		[-]	

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。

□：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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（参考資料1）

女川原子力発電所2号炉

表2-4 JASMININE解析における主な入力条件の例（1/2）

No.	入力	値(定義)	単位	備考
1	初期圧力		[Pa]	MAAP解析結果に基づき設定。
2	プール水温		[K]	MAAP解析結果に基づき設定。
3	落下メルト総重量		[kg]	MAAP解析結果に基づき設定。
4	メルトジェット温度		[K]	MAAP解析によると下部プレナム内の溶融デブリの酸化物層の過熱度は約 [] であることから、溶融デブリの融点は jasmine 付属のメルトの物性値パッケージ jasmine.corium2 のリキダス [] に過熱度 [] を考慮した値を設定。
5	メルト放出速度		[m/s]	MAAP解析に基づくRPV破損時のデブリ流入速度の最大値を設定。
6	メルト放出口径		[m]	RPV底部の貫通配管で最も口径の大きいCRDチューブ径 0.15mを保守的に丸めて [] を設定。
7	プール水深	2	[m]	手順上定める値を設定。
8	粗混合時液滴径		[m]	大規模FCI実験結果（FARO, COTELS等）の粒径分布から代表粒子径として設定。
9	爆発後粒子径	0.00005	[m]	文献 ⁽¹⁾ 記載のJAEAが実施した検証解析に用いられる条件を採用。
10	ブレイクアップ係数	1.0	[-]	文献 ⁽¹⁾ 記載のJAEAが実施した検証解析に用いられる条件を採用。
11	液滴速度ファクタ	5	[-]	文献 ⁽¹⁾ 記載のJAEAが実施した検証解析に用いられる条件を採用。
12	トリガリング位置	ベダスタルの中心、底から0.6m	[m]	トリガ位置には中心軸上の底部付近として底部から軸方向2セル目を選定。これは爆発に関与し得る融体の質量が最大に近く、爆発の強度が大きくなりやすい条件を選定したものである。
13	トリガリングタイミング	粗混合融体質量の最初のピークとなる時刻	[sec]	水蒸気爆発により発生する運動エネルギーが最も大きくなると考えられる条件として設定。
14	トリガ閾値	5×10^5	[Pa]	マニュアルによるトリガ圧力の設定範囲 500kPa-10MPaより、500kPaを設定。

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。

泊発電所3号炉

表2-4 JASMININE解析における主な入力条件の例（1/2）

No.	入力	値(定義)	単位	備考
1	初期圧力		[Pa]	MAAP解析結果に基づき設定。
2	プール水温		[K]	MAAP解析結果に基づき設定。
3	落下メルト総重量		[kg]	コードへは「5メルト放出速度」として入力。
4	メルトジェット温度		[K]	MAAP解析によると下部プレナム内の溶融デブリの酸化物層の過熱度は約 [] であることから、溶融デブリの融点は jasmine 付属のメルトの物性値パッケージ jasmine.corium2 のリキダス [] に、過熱度 [] に対して保守的に10Kを考慮した値を設定。
5	メルト放出速度		[m/s]	MAAP解析に基づくRV破損時の落下メルト総重量約 [] までのデブリ流入速度の最大値を設定。
6	メルト放出口径		[m]	RV底部の貫通部（計装案内管）口径 0.038mを保守的に丸めて [] を設定。
7	プール水深		[m]	MAAP解析結果に基づき設定。原子炉容器底部から原子炉下部キャビティ床面までの水深は約5m。
8	粗混合時液滴径		[m]	大規模FCI実験結果（FARO, COTELS等）の粒径分布から代表粒子径として設定。
9	爆発後粒子径	0.00005	[m]	文献 ⁽¹⁾ 記載のJAEAが実施した検証解析に用いられる条件を採用。
10	ブレイクアップ係数	1.0	[-]	文献 ⁽¹⁾ 記載のJAEAが実施した検証解析に用いられる条件を採用。
11	液滴速度ファクタ	5	[-]	文献 ⁽¹⁾ 記載のJAEAが実施した検証解析に用いられる条件を採用。
12	トリガリング位置	原子炉下部キャビティ円筒部の中心、底からから2.7m	[m]	トリガ位置には中心軸上の底部から軸方向7セル目を選定。これは爆発により発生する運動エネルギーが最も大きくなると考えられる条件を選定したものである。
13	トリガリングタイミング	粗混合融体質量の最初のピークとなる時刻	[sec]	水蒸気爆発により発生する運動エネルギーが最も大きくなると考えられる条件として設定。
14	トリガ閾値	5×10^5	[Pa]	マニュアルによるトリガ圧力の設定範囲 500kPa-10MPaより、500kPaを設定。

[]：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

相違理由

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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（参考資料1）

女川原子力発電所2号炉					泊発電所3号炉					相違理由
表2-4 JASMIN E解析における主な入力条件の例 (2/2)					表2-4 JASMIN E解析における主な入力条件の例 (2/2)					
No.	入力	値(定義)	単位	備考	No.	入力	値(定義)	単位	備考	
15	フラグメンテーションモデル	Caracharios(1983)モデル	[-]	-	15	フラグメンテーションモデル	Caracharios (1983)モデル	[-]	-	
16	フラグメンテーション条件	粒子温度の平均温度が融点以上	[-]	-	16	フラグメンテーション条件	粒子温度の平均温度が融点以上	[-]	-	
17	フラグメンテーション係数	0.35	[-]	文献 ⁽¹⁾ 記載のJAEAが実施した検証解析に用いられる条件を採用。	17	フラグメンテーション係数	0.35	[-]	文献 ⁽¹⁾ 記載のJAEAが実施した検証解析に用いられる条件を採用。	
18	フラグメンテーション時間	10 ⁻³	[sec]		18	フラグメンテーション時間	10 ⁻³	[sec]		
19	蒸発に用いられるエネルギー割合	融体の寄与：0.02 フラグメント放熱の寄与：0.7	[-]		19	蒸発に用いられるエネルギー割合	融体の寄与：0.02 フラグメント放熱の寄与：0.7	[-]		
20	フラグメンテーションにおけるボイド緩和係数	ボイド率0.3~0.75でカットオフ	[-]	文献 ⁽¹⁾ 記載のJAEAが実施した検証解析に用いられる条件を採用。	20	フラグメンテーションにおけるボイド緩和係数	ボイド率0.3~0.75でカットオフ	[-]	文献 ⁽¹⁾ 記載のJAEAが実施した検証解析に用いられる条件を採用。	
21	トリガ点圧力	1×10 ⁷	[Pa]	ピーク圧力よりも低くかつトリガ閾値圧力500kPaよりも十分大きい圧力として設定。	21	トリガ点圧力	2×10 ⁶	[Pa]	ピーク圧力よりも低くかつトリガ閾値圧力500kPaよりも十分大きい圧力として設定。	
22	トリガ点ガス割合	粗混合解析結果の引継ぎ	[-]	トリガ気相割合は、粗混合解析結果に基づきトリガ発生時点でのトリガセルでの気相割合を設定。	22	トリガ点ガス割合	粗混合解析結果の引継ぎ	[-]	トリガ気相割合は、粗混合解析結果に基づきトリガ発生時点でのトリガセルでの気相割合を設定。	
23	トリガ点ガス温度	1000	[K]	文献 ⁽¹⁾ 記載のJAEAが実施した検証解析に用いられる条件を採用。	23	トリガ点ガス温度	1000	[K]	文献 ⁽¹⁾ 記載のJAEAが実施した検証解析に用いられる条件を採用。	

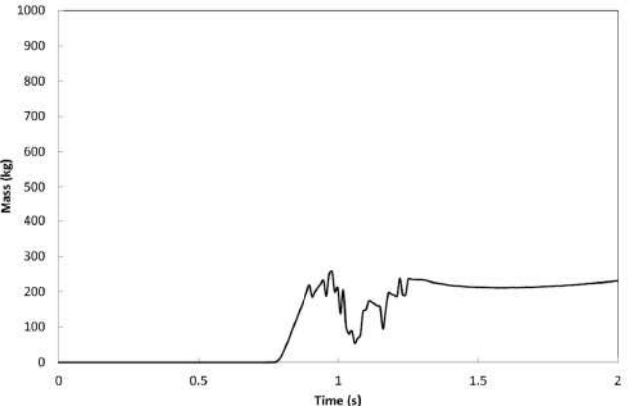
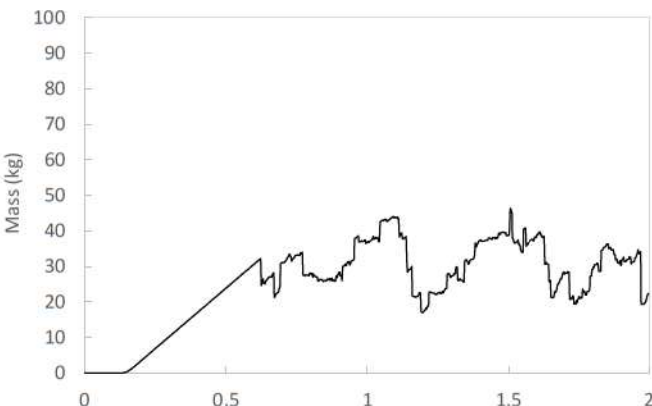
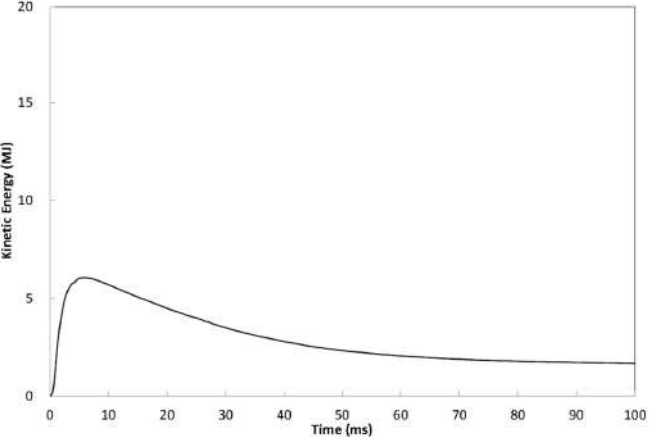
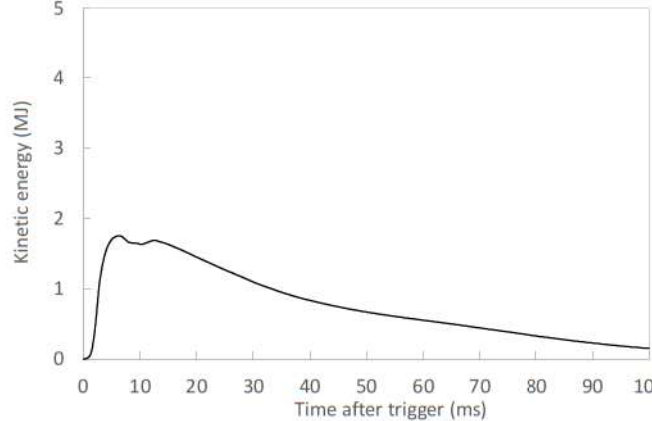
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

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（参考資料1）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2.3.2 出力例</p> <p>JASMININE解析は、「粗混合過程」と「爆発過程」の2段階に分かれている。それぞれの解析における主要な出力を以下に示す。</p> <p>(1)粗混合過程</p> <ul style="list-style-type: none"> 放出されたメルト及び粗混合領域におけるメルト粒子の全質量 <p>粗混合解析は、爆発解析の初期条件を評価するために実施する。重要な物理量は、粗混合過程において熔融状態で水中に分散した融体の質量であり、この物理量に基づきトリガリングタイミングを設定する。</p> <p>JASMININEコードではこの物理量を定量化する指標として、粗混合融体質量（ボイド率0.75以下の領域に存在し、温度が融点以上の融体質量）の時間変化を出力することができる。爆発の強度が大きくなるように粗混合融体質量が最初にピークとなったタイミングでトリガリングタイミングを設定する。</p> <p>(2)爆発過程</p> <ul style="list-style-type: none"> 流体の運動エネルギーの時間変化 <p>流体の運動エネルギーを用いて構造健全性評価を実施する場合には、水蒸気爆発発生時にトリガセルから周囲へ圧力波が伝播し、その発生エネルギーの大部分が流体の運動エネルギーに変換されると想定し、全領域の流体の運動エネルギーの時間変化からその最大値を設定することが考えられる。</p> <p>3. 解析結果の例示</p> <p>本項では、ABWR代表プラントにおけるJASMININE解析結果例を示す。 評価条件はそれぞれ以下の通りである。</p> <ul style="list-style-type: none"> 評価体系：図2-18 主な評価条件：表2-3、表2-4 <p>(1)粗混合過程</p> <p>放出されたメルト及び粗混合領域におけるメルト粒子の全質量を図3-1に示す。図3-1により、粗混合融体質量が最初にピークとなる約0.9秒後にトリガリングタイミングを設定している。</p> <p>(2)爆発過程</p> <p>流体の運動エネルギーの時間変化を図3-2に示す。図3-2より、流体の運動エネルギーのピーク値約7MJが水蒸気爆発時に発生するエネルギーと設定することができる。</p>	<p>2.3.2 出力例</p> <p>JASMININE解析は、「粗混合過程」と「爆発過程」の2段階に分かれている。それぞれの解析における主要な出力を以下に示す。</p> <p>(1)粗混合過程</p> <ul style="list-style-type: none"> 放出されたメルト及び粗混合領域におけるメルト粒子の全質量 <p>粗混合解析は、爆発解析の初期条件を評価するために実施する。重要な物理量は、粗混合過程において熔融状態で水中に分散した融体の質量であり、この物理量に基づきトリガリングタイミングを設定する。</p> <p>JASMININEコードではこの物理量を定量化する指標として、粗混合融体質量（ボイド率0.75以下の領域に存在し、温度が融点以上の融体質量）の時間変化を出力することができる。爆発の強度が大きくなるように粗混合融体質量が最初にピークとなったタイミングでトリガリングタイミングを設定する。</p> <p>(2)爆発過程</p> <ul style="list-style-type: none"> 流体の運動エネルギーの時間変化 <p>流体の運動エネルギーを用いて構造健全性評価を実施する場合には、水蒸気爆発発生時にトリガセルから周囲へ圧力波が伝播し、その発生エネルギーの大部分が流体の運動エネルギーに変換されると想定し、全領域の流体の運動エネルギーの時間変化からその最大値を設定することが考えられる。</p> <p>3. 解析結果の例示</p> <p>本項では、泊発電所3号炉におけるJASMININE解析結果例を示す。 評価条件はそれぞれ以下の通りである。</p> <ul style="list-style-type: none"> 評価体系：図2-18 主な評価条件：表2-3、表2-4 <p>(1)粗混合過程</p> <p>放出されたメルト及び粗混合領域におけるメルト粒子の全質量を図3-1に示す。図3-1により、粗混合融体質量が最初にピークとなる約0.6秒後にトリガリングタイミングを設定している。</p> <p>(2)爆発過程</p> <p>流体の運動エネルギーの時間変化を図3-2に示す。図3-2より、流体の運動エネルギーのピーク値約2MJが水蒸気爆発時に発生するエネルギーと設定することができる。</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図 3-1 粗混合融体質量 (温度が融点以上かつボイド率 0.75 以下の領域に存在する融体質量) の時間的推移</p>	 <p>図 3-1 粗混合融体質量 (温度が融点以上かつボイド率 0.75 以下の領域に存在する融体質量) の時間的推移</p>	
 <p>図 3-2 流体運動エネルギーの時間的推移</p>	 <p>図 3-2 流体運動エネルギーの時間的推移</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料1）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4. 水蒸気爆発実験への適用例</p> <p>4.1 粗混合実験解析</p> <p>粗混合に関するモデルの機能を確認するため、及び実験を最適に再現することを目的としたパラメータ調整のため、JRC-Ispra 研究所で実施された FARO 実験に関するシミュレーションを、JAEA が実施している⁽¹⁾。FARO 実験では、熔融燃料としてコリウム(UO₂とZrO₂の混合物)を使用し、これら水プールに落下させたときの、融体ジェット分裂やクエンチ時の加圧および水蒸気発生によるプール水位上昇等のデータが得られている。FARO 実験における実験装置の概要を図4-1に示す。JASMINEコードにおけるベンチマークでは、サブクール度、圧力、ジェット径等のパラメータの異なる3種類の実験ケースを選択している。これらの実験では水蒸気爆発が発生せず、かつ粗混合状態が確認できたため、粗混合に関するベンチマーク実験として選定された。以下に各ケースの特徴を簡単に述べる。</p> <p>L14 ケース：デブリの温度は3073K、水位は2.05m、サブクール度は1Kと小さく、圧力は高圧(5MPa)であり、ジェット径は92mmと大きい。雰囲気ガスは蒸気である。</p> <p>L28 ケース：デブリの温度は3053K、水位は1.44m、サブクール度は1Kと小さく、圧力は低圧(0.51MPa)であり、ジェット径は44mmと小さい。雰囲気ガスは蒸気である。</p> <p>L31 ケース：デブリの温度は2990K、水位は1.45m、サブクール度は104Kと大きく、圧力は最も低圧(0.22MPa)であり、ジェット径は48mmと小さい。雰囲気ガスはアルゴンである。</p> <p>4.1.1 解析条件</p> <p>ベンチマーク対象の実験ケース(L14, L28, L31)の実験条件及びそれぞれのベンチマーク解析条件を表4-1に示す。また、実験装置を模擬した解析モデルを図4-2に示す。</p>	<p>4. 水蒸気爆発実験への適用例</p> <p>4.1 粗混合実験解析</p> <p>粗混合に関するモデルの機能を確認するため、及び実験を最適に再現することを目的としたパラメータ調整のため、JRC-Ispra 研究所で実施された FARO 実験に関するシミュレーションを JAEA が実施している⁽¹⁾。FARO 実験では、熔融燃料としてコリウム(UO₂とZrO₂の混合物)を使用し、これら水プールに落下させたときの、融体ジェット分裂やクエンチ時の加圧及び水蒸気発生によるプール水位上昇等のデータが得られている。FARO 実験における実験装置の概要を図4-1に示す。JASMINEコードにおけるベンチマークでは、サブクール度、圧力、ジェット径等のパラメータの異なる3種類の実験ケースを選択している。これらの実験では水蒸気爆発が発生せず、かつ粗混合状態が確認できたため、粗混合に関するベンチマーク実験として選定された。以下に各ケースの特徴を簡単に述べる。</p> <p>L14 ケース：デブリの温度は3073K、水位は2.05m、サブクール度は1Kと小さく、圧力は高圧(5MPa)であり、ジェット径は92mmと大きい。雰囲気ガスは蒸気である。</p> <p>L28 ケース：デブリの温度は3053K、水位は1.44m、サブクール度は1Kと小さく、圧力は低圧(0.51MPa)であり、ジェット径は44mmと小さい。雰囲気ガスは蒸気である。</p> <p>L31 ケース：デブリの温度は2990K、水位は1.45m、サブクール度は104Kと大きく、圧力は最も低圧(0.22MPa)であり、ジェット径は48mmと小さい。雰囲気ガスはアルゴンである。</p> <p>4.1.1 解析条件</p> <p>ベンチマーク対象の実験ケース(L14, L28, L31)の実験条件及びそれぞれのベンチマーク解析条件を表4-1に示す。また、実験装置を模擬した解析モデルを図4-2に示す。</p>	

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (参考資料1)

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>相違理由</p>

図 4-1 FARO 実験装置 (9),(10)

図 4-1 FARO 実験装置 (9),(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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料1）

女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉				相違理由
表 4-1 FARO 実験 (L14, L28 及び L31) の実験条件及び解析条件				表 4-1 FARO 実験 (L14, L28 及び L31) の実験条件及び解析条件				
	L14	L28	L31		L14	L28	L31	
Melt								
Material	Corium ($T_{sol}/T_{liq} = 2830/2850(K)$, 80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂)			Corium ($T_{sol}/T_{liq} = 2830/2850(K)$, 80wt%UO ₂ -20wt%ZrO ₂)				
Released mass (kg)	125	175	92	Released mass (kg)	125	175	92	
Temperature (K)	3073	3053	2990	Temperature (K)	3073	3053	2990	
Jet diameter at inlet (mm)	92	44	48	Jet diameter at inlet (mm)	92	44	48	
Water								
Temperature (Subcool) (K)	537 (1)	424 (1)	291 (104)	Temperature (Subcool) (K)	537 (1)	424 (1)	291 (104)	
Pool depth (m)	2.05	1.44	1.45	Pool depth (m)	2.05	1.44	1.45	
Water vessel diameter (m)	0.71	0.71	0.71	Water vessel diameter (m)	0.71	0.71	0.71	
Cover gas								
Atmosphere	Steam	Steam	Argon	Atmosphere	Steam	Steam	Argon	
Initial pressure (MPa)	5.0	0.51	0.22	Initial pressure (MPa)	5.0	0.51	0.22	
Cover gas volume(m ³)	1.26	3.53	3.49	Cover gas volume(m ³)	1.26	3.53	3.49	
Results								
Pressure rise at plateau (MPa)	2.5	1.2	0.04	Pressure rise at plateau (MPa)	2.5	1.2	0.04	
Level swell (m)	~1.4	~0.6	~0.3	Level swell (m)	~1.4	~0.6	~0.3	
Agglomerated mass (kg)	20 (16%)	77 (44%)	0	Agglomerated mass (kg)	20 (16%)	77 (44%)	0	
Debris mean dia. ^{a)} (mm)	5.0	3.0	3.3	Debris mean dia. ^{a)} (mm)	5.0	3.0	3.3	
Analytical								
Grid (Water pool zone)	6×37(6×20)	8×25(6×14)		Grid (Water pool zone)	6×37(6×20)	8×25(6×14)		
Central column radius (m)	0.15	0.10	0.10	Central column radius (m)	0.15	0.10	0.10	
Time step (ms)		~0.5		Time step (ms)		~0.5		
Jet initial velocity(m/s)	3.0	~3.0	~2.7	Jet initial velocity(m/s)	3.0	~3.0	~2.7	
Jet flow-in duration(s)	0.80	5.2	2.5	Jet flow-in duration(s)	0.80	5.2	2.5	
Melt particle dia.(const.)(mm)	5.0	3.0	3.0	Melt particle dia.(const.)(mm)	5.0	3.0	3.0	
Jet break-up length model ^{b)}	Taylor type, $C_{ent} = 1$			Jet break-up length model ^{b)}	Taylor type, $C_{ent} = 1$			
Surface temperature drop model	Use			Surface temperature drop model	Use			
N_{pcr} ^{c)}	1000			N_{pcr} ^{c)}	1000			
n_{hist} ^{c)}	1000			n_{hist} ^{c)}	1000			
F_{htint} ^{d)}	0.02			F_{htint} ^{d)}	0.02			
a) mass median diameter b) see 2.2.1 c) see 2.2.3 d) see 2.3.2				a) mass median diameter b) see 2.2.1 c) see 2.2.3 d) see 2.3.2				
出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide,JAEA ⁽¹⁾				出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide,JAEA ⁽¹⁾				

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

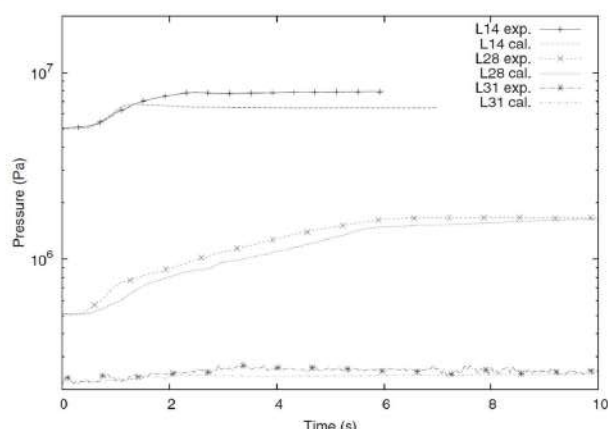
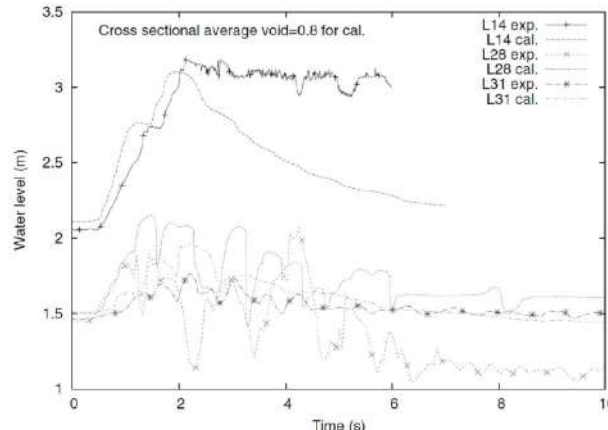
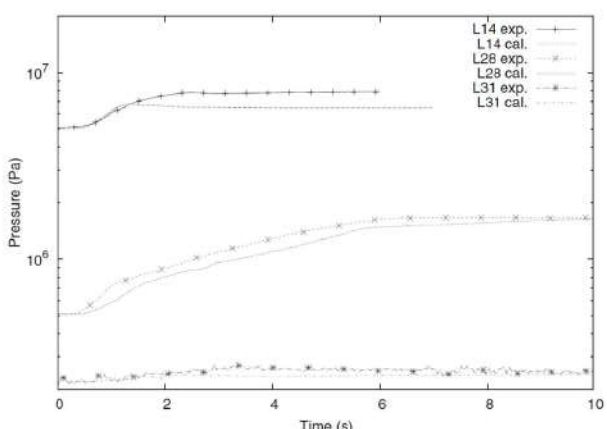
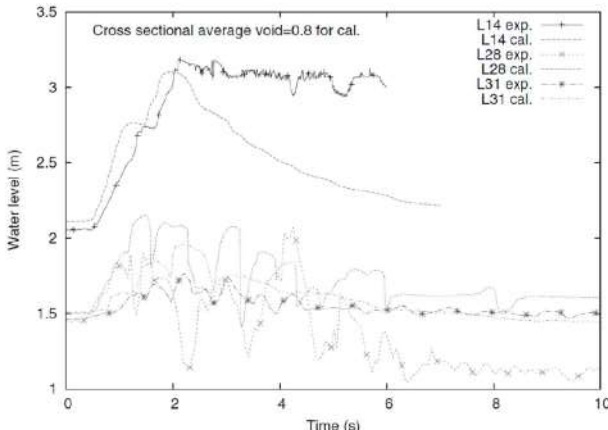
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料1）

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：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA⁽¹⁾</p> <p>図4-2 FARO L-14（左）及びFARO L28, L31（右）の解析モデル</p>	<p>出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA⁽¹⁾</p> <p>図4-2 FARO L-14（左）及びFARO L28, L31（右）の解析モデル</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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料1）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4.1.2 解析結果</p> <p>圧力履歴の解析結果を図4-3に、プール水位挙動の解析結果を図4-4に示す。図において、exp.が実験結果で、cal.が解析結果である。全体として実験結果はおおむね良く再現されている。詳細にみると、圧力がやや低めに評価されているのに対し、特に低圧実験（L28とL31）において水位は高めに評価されている。</p>  <p>出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA⁽¹⁾</p> <p>図4-3 圧力履歴比較</p>  <p>出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA⁽¹⁾</p> <p>図4-4 プール水位挙動比較</p>	<p>4.1.2 解析結果</p> <p>圧力履歴の解析結果を図4-3に、プール水位挙動の解析結果を図4-4に示す。図において、exp.が実験結果で、cal.が解析結果である。全体として実験結果はおおむね良く再現されている。詳細にみると、圧力がやや低めに評価されているのに対し、特に低圧実験（L28とL31）において水位は高めに評価されている。</p>  <p>出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA⁽¹⁾</p> <p>図4-3 圧力履歴比較</p>  <p>出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA⁽¹⁾</p> <p>図4-4 プール水位挙動比較</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

u003C/divu003E

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料1）

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 爆発実験解析</p> <p>爆発に関するモデルの機能を確認するため、及び実験を最適に再現することを目的としたパラメータ調整のため、JRC-Ispra 研究所にて実施された実験のうち、FCIに伴うエネルギーの発生が確認された KROTOS-44, 42 実験及び FARO-L33 実験に加え、エネルギーの発生が確認できなかった KROTOS-37 実験についても解析対象として選定した。これらの検証解析は、JAEAにて実施されている。⁽¹⁾</p> <p>KROTOS 実験では、1～3kg 程度の熔融アルミナ又はコリウム (UO₂ と ZrO₂ の混合物) を円柱形状の水槽に落下させ、圧縮アルゴンガスによる圧力パルスによってトリガがかけられている。FARO 実験は、大規模スケールの実験であり、100kg の熔融コリウムを水プールに落下させ、起爆装置からの圧力パルスによってトリガがかけられている。これらの実験結果から、各位置での圧力過渡変化及び微細化粒子の粒子径分布に関するデータに対する検証を実施した。</p> <p>4.2.1 解析条件</p> <p>解析条件を表 4-2 に、KROTOS 及び FARO 実験の解析メッシュモデル図を、図 4-5 に示す。水蒸気爆発解析では粗混合過程と爆発過程の2つの過程を解析する。粗混合過程では、計算モデルを調整することで実験結果を適切に模擬することが可能である。具体的には、ジェット分裂長の相関式と調整係数は、同等の状況で水蒸気爆発が発生しない場合のジェット分裂長を再現できるよう選択される。</p> <p>トリガ時刻における全体のボイド率等の実験パラメータの一致性を確認し、粗混合過程の解析結果が妥当であることを確認した。そして、それらの結果を爆発過程の初期条件に設定した。</p> <p>爆発解析では融体物質やその他の実験条件に関係なくモデルパラメータの値を一定とする。これらは、解析値が KROTOS のアルミナ実験での圧力パルス、水蒸気爆発により発生した微細化粒子の質量分率と一致するように設定している。爆発過程でのモデルパラメータの調整にアルミナを用いた実験を採用した理由を以下に示す。図 4-6 に、KROTOS 実験のアルミナとコリウムの総質量、融体質量及びボイド率 0.75 以下の融体質量についての比較結果を示す。アルミナでは粗混合過程において常に熔融状態であり、過度に水蒸気が発生することはない。そのため、理想的な粗混合条件（融体物質の大部分が固化せず、水と十分に混合されている）が達成できている。一方、コリウムではトリガ時刻における融体の大部分が固化あるいは高ボイド率領域に含まれているため、水蒸気爆発に寄与する融体量はわずかとなる。この相違は物質の物理的特性や初期温度に関係する。アルミナはコリウムと比較して、融点、初期温度及び密度が低く、潜熱が大きい。そのため、液滴径が大きくなり、融体が冷却されるまでに要する時間が長くなる。また、アルミナの融体温度が低く、体積当たりの表面積が小さいため、水への熱伝達は小さくなる。これらの理由により、コリウムではアルミナほど大規模な水蒸気爆発は発生しない。以上より、理想的な粗混合状態が得られるアルミナを用いた実験のほうが、爆発過程の微細化モデルパラメータの調整には適切と考えられる。</p> <p>外部トリガは、中心底部のセルに与える。外部トリガ条件は、KROTOS では、実験で使用したガス室の条件（15cm³、14MPa、pV=約 220kJ）から設定する。また、FARO-L33 では、起爆エネルギー 1kJ と等価な体積と圧力（28.6cm³、35MPa）から設定する。</p>	<p>4.2 爆発実験解析</p> <p>爆発に関するモデルの機能を確認するため、及び実験を最適に再現することを目的としたパラメータ調整のため、JRC-Ispra 研究所にて実施された実験のうち、FCIに伴うエネルギーの発生が確認された KROTOS-44, 42 実験及び FARO-L33 実験に加え、エネルギーの発生が確認できなかった KROTOS-37 実験についても解析対象として選定した。これらの検証解析は、JAEAにて実施されている。⁽¹⁾</p> <p>KROTOS 実験では、1～3kg 程度の熔融アルミナ又はコリウム (UO₂ と ZrO₂ の混合物) を円柱形状の水槽に落下させ、圧縮アルゴンガスによる圧力パルスによってトリガがかけられている。FARO 実験は、大規模スケールの実験であり、100kg の熔融コリウムを水プールに落下させ、起爆装置からの圧力パルスによってトリガがかけられている。これらの実験結果から、各位置での圧力過渡変化及び微細化粒子の粒子径分布に関するデータに対する検証を実施した。</p> <p>4.2.1 解析条件</p> <p>解析条件を表 4-2 に、KROTOS 及び FARO 実験の解析メッシュモデル図を図 4-5 に示す。粗混合過程では、計算モデルを調整することで実験結果を適切に模擬することが可能である。具体的には、ジェット分裂長の相関式と調整係数は、同等の状況で水蒸気爆発が発生しない場合のジェット分裂長を再現できるよう選択される。</p> <p>トリガ時刻における全体のボイド率等の実験パラメータの一致性を確認し、粗混合過程の解析結果が妥当であることを確認した。そして、それらの結果を爆発過程の初期条件に設定した。</p> <p>爆発解析では融体物質やその他の実験条件に関係なくモデルパラメータの値を一定とする。これらは、解析値が KROTOS のアルミナ実験での圧力パルス、水蒸気爆発により発生した微細化粒子の質量分率と一致するように設定している。爆発過程でのモデルパラメータの調整にアルミナを用いた実験を採用した理由を以下に示す。図 4-6 に、KROTOS 実験のアルミナとコリウムの総質量、融体質量及びボイド率 0.75 以下の融体質量についての比較結果を示す。アルミナでは粗混合過程において常に熔融状態であり、過度に水蒸気が発生することはない。そのため、理想的な粗混合条件（融体物質の大部分が固化せず、水と十分に混合されている）が達成できている。一方、コリウムではトリガ時刻における融体の大部分が固化あるいは高ボイド率領域に含まれているため、水蒸気爆発に寄与する融体量はわずかとなる。この相違は物質の物理的特性や初期温度に関係する。アルミナはコリウムと比較して、融点、初期温度及び密度が低く、潜熱が大きい。そのため、液滴径が大きくなり、融体が冷却されるまでに要する時間が長くなる。また、アルミナの融体温度が低く、体積当たりの表面積が小さいため、水への熱伝達は小さくなる。これらの理由により、コリウムではアルミナほど大規模な水蒸気爆発は発生しない。以上より、理想的な粗混合状態が得られるアルミナを用いた実験のほうが、爆発過程の微細化モデルパラメータの調整には適切と考えられる。</p> <p>外部トリガは、中心底部のセルに与える。外部トリガ条件は、KROTOS では、実験で使用したガス室の条件（15cm³、14MPa、pV=約 220kJ）から設定する。また、FARO-L33 では、起爆エネルギー 1kJ と等価な体積と圧力（28.6cm³、35MPa）から設定する。</p>	

参考 1-34

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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（参考資料1）

女川原子力発電所2号炉					泊発電所3号炉					相違理由	
表 4-2 KROTOS-37, 42, 44 及び FARO-L33 の実験条件及び解析条件					表 4-2 KROTOS-37, 42, 44 及び FARO-L33 の実験条件及び解析条件						
		K44	K42	K37	L33		K44	K42	K37	L33	
Melt	Material	Alumina ^{a)}		Corium ^{b)}		Melt	Material	Alumina ^{a)}		Corium ^{b)}	
	Released mass (kg)	1.50	1.54	3.22	100		Released mass (kg)	1.50	1.54	3.22	100
	Temperature(K)	2673	2465	3018	3070		Temperature(K)	2673	2465	3018	3070
	Jet release dia. (mm)	30			48		Jet release dia. (mm)	30			48
	Free fall height(m)	0.44			0.77		Free fall height(m)	0.44			0.77
Water	Temperature(Subcool) (K)	363(10)	293(80)	296(77)	294(124)	Water	Temperature(Subcool) (K)	363(10)	293(80)	296(77)	294(124)
	Depth (m)	1.105			1.62		Depth (m)	1.105			1.62
	Vessel diameter (m)	0.20			0.71		Vessel diameter (m)	0.20			0.71
Cover gas	Atmosphere	Steam	Argon			Cover gas	Atmosphere	Steam	Argon		
	Pressure (MPa)	0.10			0.41		Pressure (MPa)	0.10			0.41
	Cover gas volume(m ³)	0.290			3.496		Cover gas volume(m ³)	0.290			3.496
Premixing results	Level swell (cm)	12	3	30	9	Premixing results	Level swell (cm)	12	3	30	9
	Jet break-up length (m)	~0.3		~0.8	~1.1		Jet break-up length (m)	~0.3		~0.8	~1.1
Explosion results	Pressure peaks (MPa)	~50	~50	NA ^{c)}	~6	Explosion results	Pressure peaks (MPa)	~50	~50	NA ^{c)}	~6
	Half height width (ms)	~1.5	~1	NA ^{c)}	~3		Half height width (ms)	~1.5	~1	NA ^{c)}	~3
	Debris <0.106mm (%)	47	31	1.4	~8 ^{d)}		Debris <0.106mm (%)	47	31	1.4	~8 ^{d)}
Analytical conditions	Time step (μs)	~2				Analytical conditions	Time step (μs)	~2			
	Jet initial velocity(m/s)	3.0			~2.9		Jet initial velocity(m/s)	3.0			~2.9
	Jet flow-in duration(s)	0.270	0.255	0.191	2.6		Jet flow-in duration(s)	0.270	0.255	0.191	2.6
	Melt Particle dia.(mm)	10		2	3		Melt Particle dia.(mm)	10		2	3
	Jet break-up length model ^{e)}	S: $C_{ent} = 2.5$		S: $C_{ent} = 1.7$	T: $C_{ent} = 1$		Jet break-up length model ^{e)}	S: $C_{ent} = 2.5$		S: $C_{ent} = 1.7$	T: $C_{ent} = 1$
	Surface temperature drop model	Use					Surface temperature drop model	Use			
	$N_{per}^{f)}$	100			1000		$N_{per}^{f)}$	100			1000
	$n_{hist}^{f)}$	500			1000		$n_{hist}^{f)}$	500			1000
	External trigger	14.8MPa-15cm ³			35MPa-29cm ³		External trigger	14.8MPa-15cm ³			35MPa-29cm ³
	Trigger time (s)	0.9	0.5		1.12		Trigger time (s)	0.9	0.5		1.12
	$C_{frg}^{g)}$	0.35					$C_{frg}^{g)}$	0.35			
	$d_{frg}(\mu m)^{g)}$	50					$d_{frg}(\mu m)^{g)}$	50			
	$t_{triglfe}(\text{ms})^{g)}$	1.0					$t_{triglfe}(\text{ms})^{g)}$	1.0			
	$p_{trig}(\text{MPa})^{g)}$	0.2			0.5		$p_{trig}(\text{MPa})^{g)}$	0.2			0.5
	Fragmentation criterion	$T_{av} \geq T_{mp}$					Fragmentation criterion	$T_{av} \geq T_{mp}$			
$K_{ev}^{h)}$	0.7				$K_{ev}^{h)}$	0.7					
a) $T_{melt} = 2300(\text{K})$ b) $\text{UO}_2(80)\text{-ZrO}_2(20)$ (wt%), $T_{sol}/T_{liq} = 2830/2850(\text{K})$ c) Reportedly “no propagating energetic explosions” [37]. d) Extrapolated from the size distribution reported in [41]. The ratio to the melt mass in the system at the triggering time, ~40kg, is ~20%. e) S: Saito et al. correlation, T: Taylor type correlation (see 2.2.1) f) see 2.2.3 g) see 2.2.4 h) see 2.3.2					a) $T_{melt} = 2300(\text{K})$ b) $\text{UO}_2(80)\text{-ZrO}_2(20)$ (wt%), $T_{sol}/T_{liq} = 2830/2850(\text{K})$ c) Reportedly “no propagating energetic explosions” [37]. d) Extrapolated from the size distribution reported in [41]. The ratio to the melt mass in the system at the triggering time, ~40kg, is ~20%. e) S: Saito et al. correlation, T: Taylor type correlation (see 2.2.1) f) see 2.2.3 g) see 2.2.4 h) see 2.3.2						
出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA ¹⁾					出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA ¹⁾						

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>Figure 4-5 shows two analysis models for JCO Unit 2. The left model is KROTOS-37, 42, 44, and the right model is FARO-L33. Both models show a vertical vessel with a jet inlet at the top. The vertical axis is height z (m) from 0.0 to 1.5, and the horizontal axis is radius r (m) from 0.0 to 0.1. The right model has a larger radius of 0.355m. Key features include the jet inlet, initial water level, water vessel inner wall, and pressure measurement points K0 through K5. A trigger source is located at the bottom. Shaded regions indicate cells where pressure is compared, and black dots indicate P-measurement positions.</p> <p>出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide.JAEA⁽¹⁾</p>	<p>Figure 4-5 shows two analysis models for BWR Unit 3. The left model is KROTOS-37, 42, 44, and the right model is FARO-L33. Both models show a vertical vessel with a jet inlet at the top. The vertical axis is height z (m) from 0.0 to 1.5, and the horizontal axis is radius r (m) from 0.0 to 0.1. The right model has a larger radius of 0.355m. Key features include the jet inlet, initial water level, water vessel inner wall, and pressure measurement points K0 through K5. A trigger source is located at the bottom. Shaded regions indicate cells where pressure is compared, and black dots indicate P-measurement positions.</p> <p>出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide.JAEA⁽¹⁾</p>	
<p>図 4-5 解析モデル (KROTOS-37, 42, 44 及び FARO-L33)</p>	<p>図 4-5 解析モデル (KROTOS-37, 42, 44 及び FARO-L33)</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)
 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>Legend for K42: —+— K42 Total mass, - - - x - - - K42 Molten, $\alpha < 0.75$</p> <p>Legend for K37: —+— K37 Total mass, - - - x - - - K37 Molten, $\alpha < 0.75$</p>	<p>Legend for K42: —+— K42 Total mass, - - - x - - - K42 Molten, $\alpha < 0.75$</p> <p>Legend for K37: —+— K37 Total mass, - - - x - - - K37 Molten, $\alpha < 0.75$</p>	
<p>出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA⁽¹⁾</p>	<p>出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA⁽¹⁾</p>	
<p>図4-6 粗混合過程での融体質量</p>	<p>図4-6 粗混合過程での融体質量</p>	
<p>(上：アルミナ (K42)，下：コリウム (K37))</p>	<p>(上：アルミナ (K42)，下：コリウム (K37))</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料1）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4.2.2 解析結果</p> <p>図4-7及び図4-8に、KROTOSのアルミナ実験（KROTOS-44,42）における垂直に位置した各測定点での圧力履歴の実験結果と解析結果の比較を示す。解析結果は実験結果とよく一致していることが確認できる。また、水のサブクール度が相違するKROTOS-44,42の解析・実験結果の傾向が一致していることより、サブクールの影響は小さいものと考えられる。</p> <p>図4-9に、KROTOSのコリウム実験（KROTOS-37）の解析結果を示す。この実験では水蒸気爆発が生じていないことが報告されている。解析では、トリガリング圧力パルスは爆発源に近い底部のK1及びK2のみで局所的にピークとなるが、それ以外の測定点ではピーク値はない。また、K1及びK2のピーク値を過ぎるとそれ以降は減衰している。</p> <p>図4-10に、FARO-L33における垂直に位置した各測定点での圧力履歴の実験結果と解析結果の比較図を示す。図4-10より、圧力パルスの傾向が良く一致していることがわかる。なお、水面近傍である$Z=1615\text{mm}$での圧力挙動について、実験結果では大きな圧力上昇は確認されておらず、解析結果との差異が生じているが、これは解析による爆発時の水位挙動と実験結果との相違が圧力伝播挙動に影響している可能性が考えられる。図4-11及び図4-12に、KROTOS実験（44,42,37）及びFARO実験（L33）の流体運動エネルギーの解析結果と実験結果の比較図を示す。KROTOSのアルミナ実験（44,42）とFARO-L33において、解析結果と実験結果はよく一致していることがわかる。KROTOS-37では流体運動エネルギーが小さくなっており、これは実験において、水蒸気爆発が生じていない事実と一致している。</p> <p>一般的に、水蒸気爆発により粒子径0.1mmより小さい微細化粒子が発生する。解析では、この粒子径を$50\mu\text{m}$としている図4-13及び図4-14に、KROTOS実験（44,42）及びFARO実験（L33）の微細化粒子の質量分率の比較結果を示す。実験と解析で粒子径が異なる為、正確な比較はできないが、解析結果の微細化粒子の質量分率は実験結果と同程度となることが確認できる。</p>	<p>4.2.2 解析結果</p> <p>図4-7及び図4-8に、KROTOSのアルミナ実験（KROTOS-44,42）における垂直に位置した各測定点での圧力履歴の実験結果と解析結果の比較を示す。解析結果は実験結果とよく一致していることが確認できる。また、水のサブクール度が相違するKROTOS-44,42の解析・実験結果の傾向が一致していることより、サブクールの影響は小さいものと考えられる。</p> <p>図4-9に、KROTOSのコリウム実験（KROTOS-37）の解析結果を示す。この実験では水蒸気爆発が生じていないことが報告されている。解析では、トリガリング圧力パルスは爆発源に近い底部のK1及びK2のみで局所的にピークとなるが、それ以外の測定点ではピーク値はない。また、K1及びK2のピーク値を過ぎるとそれ以降は減衰している。</p> <p>図4-10に、FARO-L33における垂直に位置した各測定点での圧力履歴の実験結果と解析結果の比較図を示す。図4-10より、圧力パルスの傾向が良く一致していることがわかる。なお、水面近傍である$Z=1615\text{mm}$での圧力挙動について、実験結果では大きな圧力上昇は確認されておらず、解析結果との差異が生じているが、これは解析による爆発時の水位挙動と実験結果との相違が圧力伝播挙動に影響している可能性が考えられる。図4-11及び図4-12に、KROTOS実験（44,42,37）及びFARO実験（L33）の流体運動エネルギーの解析結果と実験結果の比較図を示す。KROTOSのアルミナ実験（44,42）とFARO-L33において、解析結果と実験結果はよく一致していることがわかる。KROTOS-37では流体運動エネルギーが小さくなっており、これは実験において、水蒸気爆発が生じていない事実と一致している。</p> <p>一般的に、水蒸気爆発により粒子径0.1mmより小さい微細化粒子が発生する。解析では、この粒子径を$50\mu\text{m}$としている図4-13及び図4-14に、KROTOS実験（44,42）及びFARO実験（L33）の微細化粒子の質量分率の比較結果を示す。実験と解析で粒子径が異なる為、正確な比較はできないが、解析結果の微細化粒子の質量分率は実験結果と同程度となることが確認できる。</p>	

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

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料1）

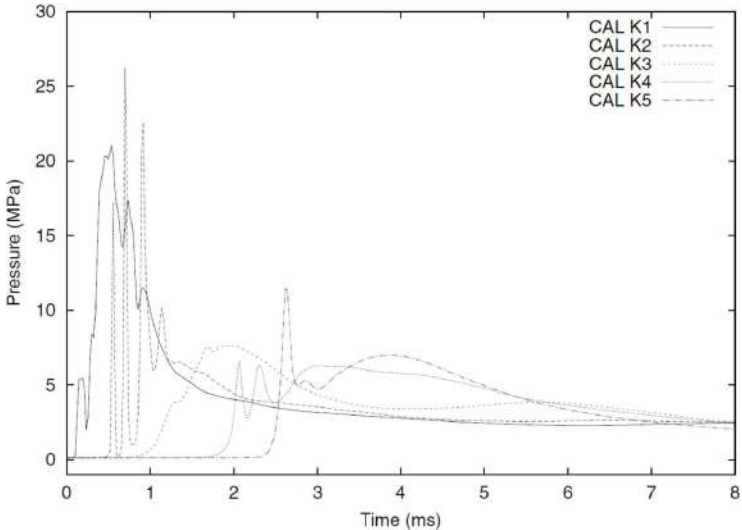
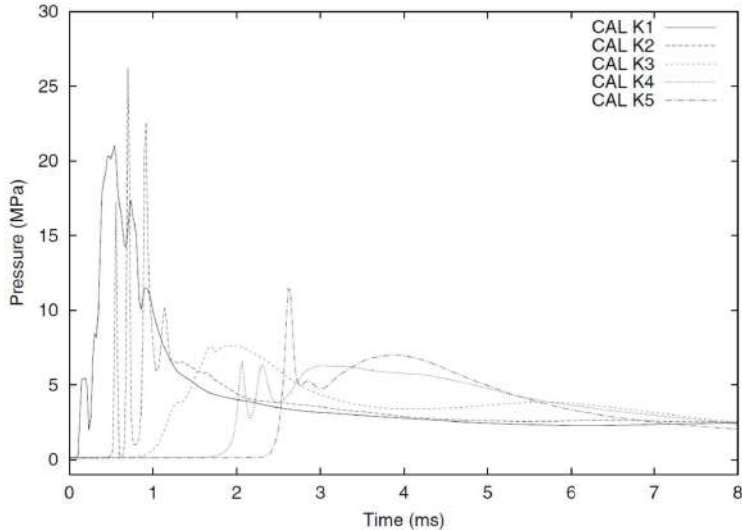
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA⁽¹⁾</p>	<p>出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA⁽¹⁾</p>	
<p>図 4-7 圧力履歴（KROTOS-44）</p>	<p>図 4-7 圧力履歴（KROTOS-44）</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)
 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：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA⁽¹⁾</p>	<p>出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA⁽¹⁾</p>	
<p>図 4-8 圧力履歴 (KROTOS-42)</p>	<p>図 4-8 圧力履歴 (KROTOS-42)</p>	

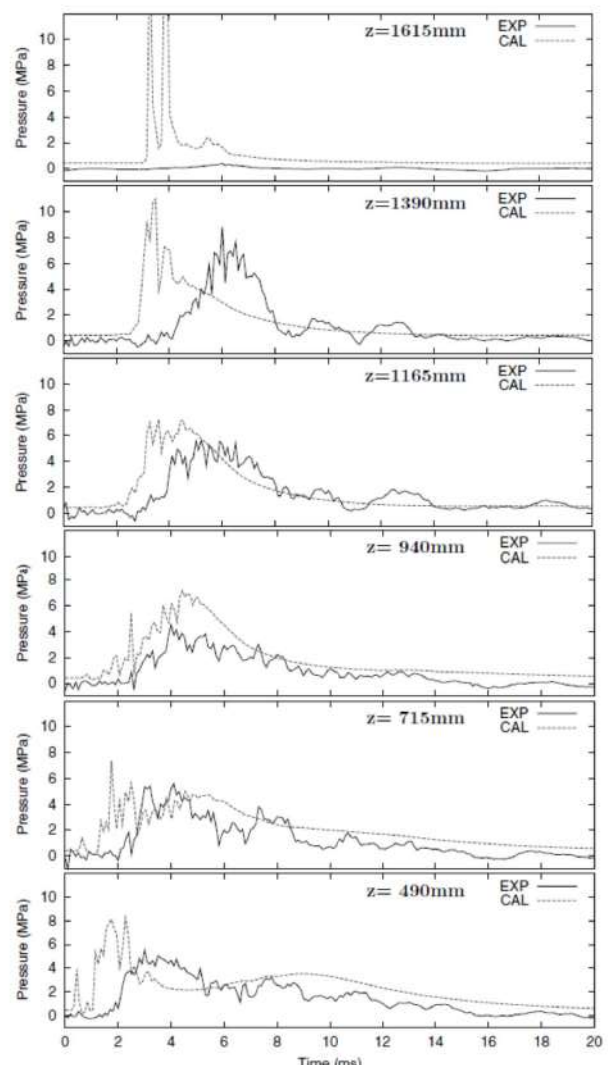
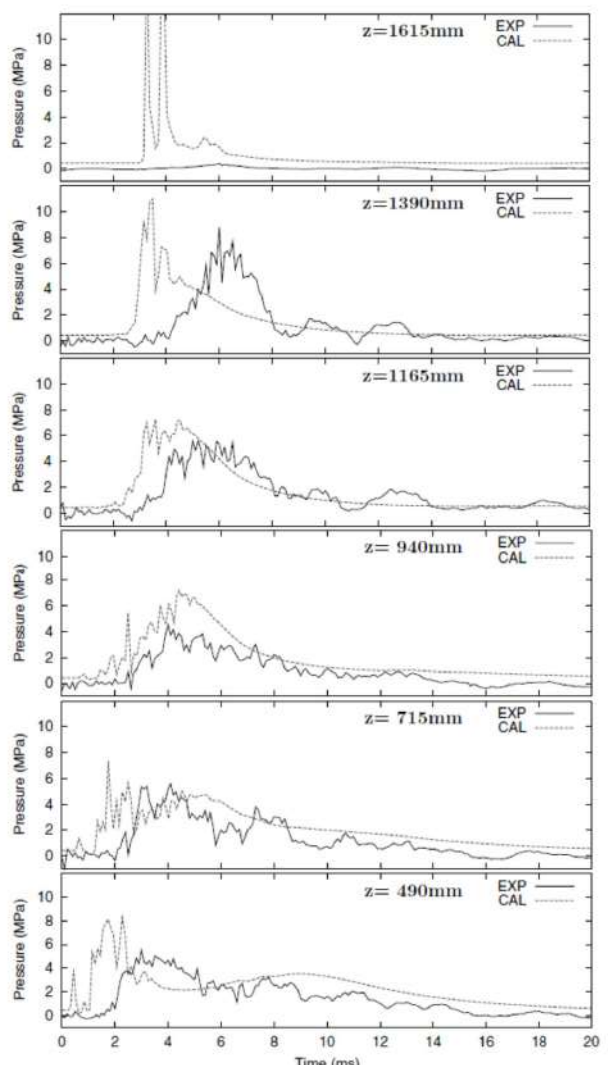
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料1）

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="481 758 974 778">出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA⁽¹⁾</p> <p data-bbox="459 798 728 821">図 4-9 圧力履歴（KROTOS-37）</p>	 <p data-bbox="1393 758 1886 778">出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA⁽¹⁾</p> <p data-bbox="1370 798 1639 821">図 4-9 圧力履歴（KROTOS-37）</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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（参考資料1）

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：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA⁽¹⁾</p>	 <p>出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA⁽¹⁾</p>	
<p>図 4-10 圧力履歴 (FARO-L33)</p>	<p>図 4-10 圧力履歴 (FARO-L33)</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)
 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：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA⁽¹⁾</p>	<p>出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA⁽¹⁾</p>	
<p>図 4-11 流体運動エネルギー (KROTOS)</p>	<p>図 4-11 流体運動エネルギー (KROTOS)</p>	
<p>出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA⁽¹⁾</p>	<p>出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA⁽¹⁾</p>	
<p>図 4-12 流体運動エネルギー (FARO-L33)</p>	<p>図 4-12 流体運動エネルギー (FARO-L33)</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA⁽¹⁾</p>	<p>出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA⁽¹⁾</p>	
<p>図 4-13 微細化粒子の質量分布 (KROTOS)</p> <p>出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA⁽¹⁾</p>	<p>図 4-13 微細化粒子の質量分布 (KROTOS)</p> <p>出典：Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA⁽¹⁾</p>	
<p>図 4-14 微細化粒子の質量分布 (FARO-L33)</p>	<p>図 4-14 微細化粒子の質量分布 (FARO-L33)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料1）

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>(1) K.Moriyama, et al, Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA-Data/Code 2008-014, July 2008.</p> <p>(2) 改良型軽水炉のシビアアクシデント対策に係る検討, 独立行政法人 原子力安全基盤機構, 平成21年度</p> <p>(3) 森山 清史 他, 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, 日本原子力研究開発機構, JAEA-Reserch-2007-072.</p> <p>(4) S.J. BOARD, R.W. HALL, R.S. HALL, Detonation of fuel coolant explosions, Nature254, 319-321, 1975.</p> <p>(5) 大貫 晃 他, 多次元二流体モデル構成方程式評価用コードACE-3D の開発, JAERI-Data/Code 96-033, 1996年11月</p> <p>(6) G.I. Taylor. The dispersion of jets of metals of low melting point in water. G.K.Batchelor, editor, The scientific papers of Sir Geoffrey Ingram Taylor, vol.3 Aerodynamics and the mechanics of projectiles and explosion, pp.304-305. Cambridge University Press, Cambridge, 1963.</p> <p>(7) M. Saito, K. Sato, S. Imahori, Experimental study on penetration behaviors of water jet into freon-11 and liquid nitrogen, ANS Proc. National Heat Transfer Conference, Houston, U.S., vol.3, pp.173--183, 1988.</p> <p>(8) R.Meignen, et al, The challenge of modeling fuel-coolant interaction: Part I - Premixing, Nucl.Eng.Des. 280 511-527, 2014.</p> <p>(9) A. Annunziato, et al, FARO TEST L-14 ON FUEL COOLANT INTERACTION AND QUENCHING Comparison Report, Volume I: Analysis of the Results, OECD/CSNI International Standaard Problem 39, 1998.</p> <p>(10) D. Magallon, Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments, Nuclear Engineering and Design 236, 1998-2009, 2006.</p>	<p>5. 参考文献</p> <p>[1] K.Moriyama, et al, Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA-Data/Code 2008-014, July 2008.</p> <p>[2] 改良型軽水炉のシビアアクシデント対策に係る検討, 独立行政法人 原子力安全基盤機構, 平成21年度</p> <p>[3] 森山 清史 他, 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, 日本原子力研究開発機構, JAEA-Reserch-2007-072.</p> <p>[4] S.J. BOARD, R.W. HALL, R.S. HALL, Detonation of fuel coolant explosions, Nature254, 319-321, 1975.</p> <p>[5] 大貫 晃 他, 多次元二流体モデル構成方程式評価用コードACE-3D の開発, JAERI-Data/Code 96-033, 1996年11月</p> <p>[6] G.I. Taylor. The dispersion of jets of metals of low melting point in water. G.K.Batchelor, editor, The scientific papers of Sir Geoffrey Ingram Taylor, vol.3 Aerodynamics and the mechanics of projectiles and explosion, pp.304-305. Cambridge University Press, Cambridge, 1963.</p> <p>[7] M. Saito, K. Sato, S. Imahori, Experimental study on penetration behaviors of water jet into freon-11 and liquid nitrogen, ANS Proc. National Heat Transfer Conference, Houston, U.S., vol.3, pp.173--183, 1988.</p> <p>[8] R.Meignen, et al, The challenge of modeling fuel-coolant interaction: Part I - Premixing, Nucl.Eng.Des. 280 511-527, 2014.</p> <p>[9] A. Annunziato, et al, FARO TEST L-14 ON FUEL COOLANT INTERACTION AND QUENCHING Comparison Report, Volume I: Analysis of the Results, OECD/CSNI International Standaard Problem 39, 1998.</p> <p>[10] D. Magallon, Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments, Nuclear Engineering and Design 236, 1998-2009, 2006.</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料1）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>添付1 水蒸気爆発時のウォーターハンマーについて</p> <p>炉外において水蒸気爆発が発生した場合、発生した気体によって水塊が急加速を受けながらピストン状に押し上げられ、この水塊衝突による衝撃力が構造物の健全性に影響を及ぼす可能性が考えられる。ウォーターハンマーは、この水塊衝突と圧力波の2つの効果に分けられるが、ペDESTALにおいては水面の上に気相部があり圧力波は問題とならないため、水塊衝突について以下に考察を示す。</p> <p>この水塊の上昇について、軽水炉のSA時を想定した気泡急成長に伴う水撃力に関する研究（稲坂ら、2004）では容器下部から注入した気泡によって、水位がピストン状に押し上げられ、気泡が水面に達して吹き抜けるまで水塊として上昇する様子が観察されている。</p> <p>水塊による水位上昇は、主に容器の径：Dと初期水位：H₀のアスペクト比（H₀/D）によって整理できるとされており、構造物をこの水塊の到達範囲外に配置することにより水撃力の影響を回避できると結論付けている。添付図1-1に実験装置、添付図1-2に水塊の到達範囲の整理結果、添付図1-3に水塊挙動の実験結果を示す。</p> <p>女川2号炉、浜岡4号炉、島根2号炉及び柏崎刈羽6号及び7号炉では、ペDESTAL径と初期水位のアスペクト比による無次元水位はそれぞれ0.6、0.5、0.65及び0.2程度である。この知見を適用した場合、添付図1-2より上記のアスペクト比において水塊群到達範囲が最も大きくなるのは島根2号炉のアスペクト比0.65であり、そのときの水塊の上昇を含む最大水位は約7.5m（ペDESTAL径の1.25倍程度）となる。これより、島根2号炉の場合、水塊はペDESTAL床から約7.5mまで上昇する可能性があるが、これはペDESTAL床面からのRPV底部高さ約9.0mよりも低いことから、RPV支持機能の健全性に与える影響はないといえる。</p> <p>本実験では、水蒸気爆発時の水塊運動の主要パラメータとして、容器径、初期水位、気泡圧力を変更したケースについて実験を実施している。これらの実験パラメータ範囲の実機条件への適用性は以下のとおりである。</p> <p>容器径については、大型容器（内径1.0m）と小型容器（内径0.428m）の実験を行い、容器径のスケール効果を考慮している。実験結果より、容器径で規格化した無次元水面上昇距離は、小型容器と大型容器で同一のアスペクト比条件における実験結果の観察結果から、ほぼ一致すると評価されている。添付図1-2の水塊到達範囲の実験相関式は、これらの実験装置のデータより整理されたものである。したがって、実機の格納容器下部領域の径は本実験装置の容器径よりも大きくなるが、実験相関式は容器のスケール効果を考慮しており、実機条件にも適用できると考えられる。</p> <p>また、この実験では、圧縮空気を水張り容器の底部から供給して水蒸気爆発による気泡運動の水位上昇への影響を調査しているが、実機では必ずしも底部から気泡が成長を始めるわけではない。しかしながら、底部から供給される気泡は一次元軸方向への運動が支配的となる一方で、実機では蒸気泡がより三次元的に運動できるため、軸方向への水位上昇を評価する観点では、この実験方法は実機と比較して保守的であると考えられる。</p> <p>初期水位は、無次元初期水位を変更したケース（0.6、0.8、1.0、1.2、1.4）の実験を行っているが、実験の実水位は最大1.4m（容器径1.0mの場合）となる。実機条件では、実験条件の実水位よ</p>	<p>【参考のため泊の補足12を再掲】</p> <p>炉外において水蒸気爆発が発生した場合、発生した気体によって水塊が急加速を受けながらピストン状に押し上げられ、この水塊衝突による衝撃力が構造物の健全性に影響を及ぼす可能性が考えられる。ウォーターハンマーは、この水塊衝突と圧力波の2つの効果に分けられるが、原子炉下部キャビティにおいては水面の上に気相部があり圧力波は問題とならないため、水塊衝突について以下に考察を示す。</p> <p>この水塊の上昇について、軽水炉のSA時を想定した気泡急成長に伴う水撃力に関する研究（稲坂ら、2004）では容器下部から注入した気泡によって、水位がピストン状に押し上げられ、気泡が水面に達して吹き抜けるまで水塊として上昇する様子が観察されている。</p> <p>この実験の2.0MPaの圧力条件は実機炉心相当で約11tの落下溶融炉心による蒸気発生量に対応するとしている¹。一方で、泊3号炉を想定した解析条件（添付資料7.2.3.1、別紙）では、溶融炉心の原子炉容器外への放出後、溶融炉心重量は百数十秒で約11tに達するが、水蒸気爆発が約0.6秒で生じることと考慮すれば、この実験条件の設定は泊3号炉で生じる事象よりも桁違いで大きな気体の発生を想定している。また、この実験研究は空気を対象としたものであるが、水蒸気を対象とした場合には、蒸気泡に対する凝縮効果のため、水塊の上昇と水撃力が抑制されるとする知見がある（稲坂ら、2007）。</p> <p>よって、泊3号炉において大規模な水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられるが、以下の通り、水蒸気爆発が発生した場合においても、発生した気体によって水塊が急加速を受けながらピストン状に押し上げられるとは考え難い。</p> <p>図1は泊3号炉を想定した解析に基づき、原子炉容器底部にかかる合計荷重をJASMINEで評価した結果である。ピーク荷重は約$2.6 \times 10^6 \text{N}$（＝約260t）であり、原子炉容器の自重（約720t）よりも十分小さく原子炉容器を上昇させるような影響はないことが確認できる。</p>	<p>※BWRでは参考文献からウォーターハンマーの影響について考察しているが、泊では爆発規模の観点から同参考文献は適用範囲外である。したがって、同等の説明とするために泊では個別解析を基に定量的な資料とした。個別解析を根拠とした説明としているため、本説明は補足12に掲載している。参考のため泊欄には泊補足12を再掲</p>

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

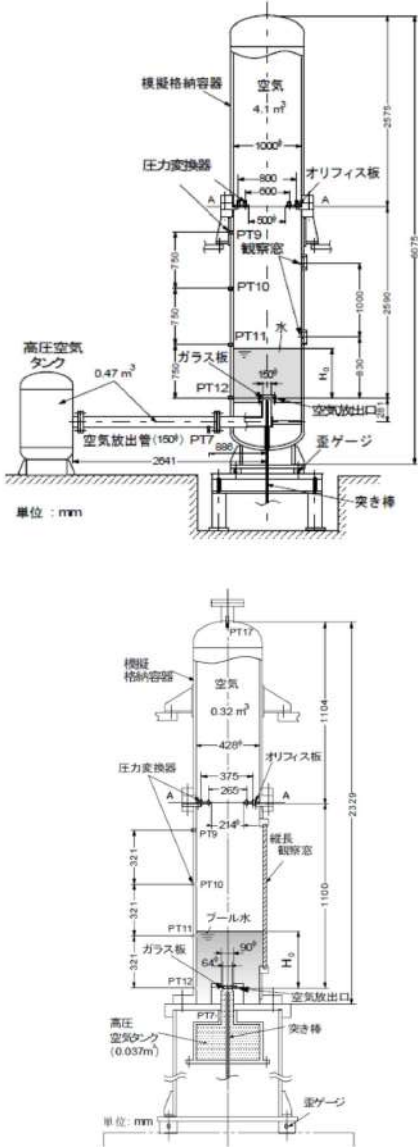
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料1）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>り高くなると想定される。しかし、初期水位と水位上昇の関係は、容器径で規格化された無次元初期水位（容器径と初期水位の比）及び無次元水塊到達範囲（容器径と水位上昇の比）で整理される（添付図1-2）。この無次元水位でみると実機条件は、実験範囲にあり、実機条件に適用できると考えられる。</p> <p>気泡の圧力条件は、気泡圧力を変更したケース（0.5MPa, 1.0MPa, 2.0MPa）を行っている。実験結果より、圧力が大きくなると気泡が吹き抜けやすくなり、水塊が押し上げられる範囲は圧力に依存しなくなる傾向がある。このため、高圧条件（10MPa以上）での水塊到達範囲はほぼ同じになるとされている。これより、実機での水蒸気爆発では、実験条件よりも圧力が高くなることが想定されるが、添付図1-2の水塊到達範囲は実機条件にも適用できると考えられる。</p> <p>なお、この実験の圧力条件は実機における落下溶融炉心の重量を想定して設定されており、2.0MPaの圧力条件は実機炉心相当で約11tの落下溶融炉心による蒸気発生量に対応している¹。表2-4に示す実機を想定した解析条件では、溶融炉心のRPV外への放出後、溶融炉心重量は数秒で約11tに達するが、水蒸気爆発が1秒前後で生じることを考慮すれば、この実験条件の設定は実機で生じる事象と同程度のオーダーであると考えられる。</p> <p>また、この実験研究は空気を対象としたものであるが、水蒸気を対象とした場合には、蒸気泡に対する凝縮効果のため、水塊の上昇と水撃力が抑制されるとする知見がある（稲坂ら、2007）。</p> <p>以上より、本実験結果による水塊運動の範囲の結果は、実機条件でも適用できると考えられる。</p> <p>【参考文献】</p> <p>(1) 稲坂、安達、汐崎、綾、成合、2004. 「軽水炉のシビアアクシデント時における気泡急成長による水撃力の研究」、海上技術安全研究報告書 第4巻 第3号, p.323-343.</p> <p>(2) 稲坂、安達、村田、綾、2007. 「軽水炉のシビアアクシデント時における蒸気急発生による水撃力」、日本原子力学会和文論文誌 6, p.289-297.</p> <p>1 溶融炉心の潜熱及び比熱をそれぞれ 323kJ/kg, 0.526kJ/(Kg-K)として、実験体系における空気容量と同等の蒸気発生量となる溶融炉心重量を概算し、実験体系と実機の空間スケール（～1/10スケール）の違いを踏まえて算出（稲坂ら、2004）</p>	<p>【参考文献】</p> <p>(1) 稲坂、安達、汐崎、綾、成合、2004. 「軽水炉のシビアアクシデント時における気泡急成長による水撃力の研究」、海上技術安全研究報告書 第4巻 第3号, p.323-344.</p> <p>(2) 稲坂、安達、村田、綾、2007. 「軽水炉のシビアアクシデント時における蒸気急発生による水撃力」、日本原子力学会和文論文誌 Vol.6 No.3, p.289-297.</p> <p>1 溶融炉心の潜熱及び比熱をそれぞれ 323kJ/kg, 0.526kJ/(Kg-K)として、実験体系における空気容量と同等の蒸気発生量となる溶融炉心重量を概算し、実験体系と実機の空間スケール（～1/10スケール）の違いを踏まえて算出（稲坂ら、2004）</p> <p>【再掲終了】</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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（参考資料1）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>添付図 1-1 水撃実験装置（上：大型容器、下：小型容器）（稲坂ら，2004）</p>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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（参考資料1）

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="291 231 884 678" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="235 694 929 726" data-label="Caption"> <p>添付図 1-2 水塊がコヒーレント性を保ったまま上昇する範囲（稲坂ら，2004）</p> </div> <div data-bbox="156 742 1019 1364" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="212 1388 963 1420" data-label="Caption"> <p>添付図 1-3 気泡の成長と水塊挙動の実験結果（$P_0=0.5\text{MPa}$, $H_0^*=0.6$）（稲坂ら，2004）</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（参考資料1）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																										
<p>添付2 水蒸気爆発実験と実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率の比較について</p> <p>1. はじめに 水蒸気爆発時の発生エネルギーを議論するうえで、デブリの持つ熱エネルギーが機械的エネルギーに変換されるエネルギー変換効率は重要なパラメータであり、各研究機関で実施された水蒸気爆発実験においても、実験時に確認されたパラメータに基づきエネルギー変換効率が評価されている。また、水蒸気爆発解析において、粗混合過程、爆発過程の解析モデルの妥当性を確認するためのベンチマークの一つとして、実験時に確認されているエネルギー変換効率との比較が実施されている。</p> <p>本資料では、水蒸気爆発実験と実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率の比較結果をまとめる。</p> <p>2. 水蒸気爆発実験でのエネルギー変換効率 (1) エネルギー変換効率について 一般的には以下の式①によりエネルギー変換効率は評価されている。 ① エネルギー変換効率(%)=機械的エネルギー/デブリの持つ熱エネルギー×100 機械的エネルギー：試験容器内の温度、圧力挙動からの評価、構造物への荷重評価等より機械的エネルギーを評価 デブリの持つ熱エネルギー：落下させる全デブリ質量、温度、比熱からデブリの持つ保有エネルギーを評価 上式①に基づくエネルギー変換効率は、粗混合過程と爆発過程の二つのプロセスが影響するパラメータとして扱う必要がある。粗混合過程は、落下デブリ質量に対して、デブリ注入速度、プール水位等といった実験条件が、粗混合融体質量に大きく影響する。一方、爆発過程は、粗混合粒子の微細化から爆発的な伝熱挙動といった物理現象であるため、体系等の実験条件の影響は低いと考えられる。</p> <p>したがって、以下の式②により定義されたエネルギー変換効率を用いることで、実験条件の影響を小さくできると考える。 ② エネルギー変換効率(%)=機械的エネルギー/粗混合融体の持つ熱エネルギー×100 粗混合融体の持つ熱エネルギー：温度がデブリ融点以上かつボイド率0.75%以下の領域に存在する融体質量のエネルギー</p> <p>(2) TROI 実験におけるエネルギー変換効率 UO2 デブリを用いた水蒸気爆発実験において、比較的高いエネルギー変換効率が確認されている TROI 実験を対象に式②でエネルギー変換効率を評価した結果を添付表 2-1 に示す。</p> <p style="text-align: center;">添付表 2-1 TROI 実験におけるエネルギー変換効率</p> <table border="1" data-bbox="152 1289 1030 1407"> <thead> <tr> <th></th> <th>TS1</th> <th>TS2</th> <th>TS3</th> <th>TS4</th> <th>TS6</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>式①</td> <td>0.12%</td> <td>0.28%</td> <td>0.22%</td> <td>0.35%</td> <td>0.66%</td> <td>参考文献(1)より</td> </tr> <tr> <td>式②</td> <td>0.36%</td> <td>0.81%</td> <td>0.54%</td> <td>1.25%</td> <td>2.49%</td> <td>参考文献(2)より</td> </tr> </tbody> </table>		TS1	TS2	TS3	TS4	TS6	備考	式①	0.12%	0.28%	0.22%	0.35%	0.66%	参考文献(1)より	式②	0.36%	0.81%	0.54%	1.25%	2.49%	参考文献(2)より	<p>添付1 水蒸気爆発実験と実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率の比較について</p> <p>1. はじめに 水蒸気爆発時の発生エネルギーを議論するうえで、デブリの持つ熱エネルギーが機械的エネルギーに変換されるエネルギー変換効率は重要なパラメータであり、各研究機関で実施された水蒸気爆発実験においても、実験時に確認されたパラメータに基づきエネルギー変換効率が評価されている。また、水蒸気爆発解析において、粗混合過程、爆発過程の解析モデルの妥当性を確認するためのベンチマークの一つとして、実験時に確認されているエネルギー変換効率との比較が実施されている。</p> <p>本資料では、水蒸気爆発実験と実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率の比較結果をまとめる。</p> <p>2. 水蒸気爆発実験でのエネルギー変換効率 (1) エネルギー変換効率について 一般的には以下の式①によりエネルギー変換効率は評価されている。 ① エネルギー変換効率(%) = 機械的エネルギー / デブリの持つ熱エネルギー × 100 機械的エネルギー：試験容器内の温度、圧力挙動からの評価、構造物への荷重評価等より機械的エネルギーを評価 デブリの持つ熱エネルギー：落下させる全デブリ質量、温度、比熱からデブリの持つ保有エネルギーを評価 上式①に基づくエネルギー変換効率は、粗混合過程と爆発過程の2つのプロセスが影響するパラメータとして扱う必要がある。粗混合過程は、落下デブリ質量に対して、デブリ注入速度、プール水位等といった実験条件が、粗混合融体質量に大きく影響する。一方、爆発過程は、粗混合粒子の微細化から爆発的な伝熱挙動といった物理現象であるため、体系等の実験条件の影響は低いと考えられる。</p> <p>したがって、以下の式②により定義されたエネルギー変換効率を用いることで、実験条件の影響を小さくできると考える。 ② エネルギー変換効率(%) = 機械的エネルギー / 粗混合融体の持つ熱エネルギー × 100 粗混合融体の持つ熱エネルギー：温度がデブリ融点以上かつボイド率 0.75%以下の領域に存在する融体質量のエネルギー</p> <p>(2) TROI 実験におけるエネルギー変換効率 UO₂ デブリを用いた水蒸気爆発実験において、比較的高いエネルギー変換効率が確認されている TROI 実験を対象に式②でエネルギー変換効率を評価した結果を表 1 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 1 TROI 実験におけるエネルギー変換効率</p> <table border="1" data-bbox="1124 1327 1890 1430"> <thead> <tr> <th></th> <th>TS1</th> <th>TS2</th> <th>TS3</th> <th>TS4</th> <th>TS6</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>式①</td> <td>0.12%</td> <td>0.28%</td> <td>0.22%</td> <td>0.35%</td> <td>0.66%</td> <td>参考文献[1]より</td> </tr> <tr> <td>式②</td> <td>0.36%</td> <td>0.81%</td> <td>0.54%</td> <td>1.25%</td> <td>2.49%</td> <td>参考文献[2]より</td> </tr> </tbody> </table>		TS1	TS2	TS3	TS4	TS6	備考	式①	0.12%	0.28%	0.22%	0.35%	0.66%	参考文献[1]より	式②	0.36%	0.81%	0.54%	1.25%	2.49%	参考文献[2]より	<p>※泊は補足 6 を改めて参考資料 JASMINE の添付 1 として記載</p>
	TS1	TS2	TS3	TS4	TS6	備考																																						
式①	0.12%	0.28%	0.22%	0.35%	0.66%	参考文献(1)より																																						
式②	0.36%	0.81%	0.54%	1.25%	2.49%	参考文献(2)より																																						
	TS1	TS2	TS3	TS4	TS6	備考																																						
式①	0.12%	0.28%	0.22%	0.35%	0.66%	参考文献[1]より																																						
式②	0.36%	0.81%	0.54%	1.25%	2.49%	参考文献[2]より																																						

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料1）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
<p>3. 実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率との比較</p> <p>実プラントの水蒸気爆発評価結果に基づき式①と式②より算出したエネルギー変換効率を添付表 2-2 にまとめる。</p> <p>ここで、TROI 実験並びに実プラントの条件におけるジェット分裂長を評価した結果、TROI 実験 (TS1～TS4, TS6) の実験条件におけるジェット分裂長は約 1m であり、プール水位は 1m であるため、TS1～TS4, TS6 はプール底部到達までにジェットがほぼ完全に分裂すると推測される。また、A BWRプラント実機体系におけるジェット分裂長は、約 4～5m であり、7m 水位ではジェットが完全に分裂すると推測される。</p> <p>したがって、ジェットがほぼ完全に分裂する条件となっている TS1～TS4, TS6 と A BWRプラント実機体系 7m 水位条件について、式②によるエネルギー変換効率で比較を行うと、TS1～TS4, TS6 にて確認されたエネルギー変換効率を A BWRプラント実機体系が上回る結果となることが確認できた。</p> <p>上記より A BWRプラント実機体系における J A S M I N E 解析においては、同等の条件の実験と比較するとエネルギー変換率は保守的な結果を与えていることが確認できた。</p> <p>添付表 2-2 A BWRプラント実機体系におけるエネルギー変換効率</p> <table border="1" data-bbox="389 703 801 810"> <thead> <tr> <th></th> <th>水位 7m</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>式①</td> <td>0.8%</td> </tr> <tr> <td>式②</td> <td>3.0%</td> </tr> </tbody> </table> <p>4. 参考文献</p> <p>(1) NEA/CSNI/R(2014)15, OECD/SERENA Project Report Summary and Conclusions</p> <p>(2) 堀田, 森田, 梶本, 丸山, 2017. 「JASMIN Version 3 による溶融燃料-冷却材相互作用 SERENA2 実験解析」, 日本原子力学会和文論文誌 (2017)</p>		水位 7m	式①	0.8%	式②	3.0%	<p>3. 実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率との比較</p> <p>実プラントの水蒸気爆発評価結果に基づき式①と式②より算出したエネルギー変換効率を表 2 にまとめる。</p> <p>ここで、TROI 実験並びに実プラントの条件におけるジェット分裂長を評価した結果、TROI 実験 (TS1～TS4, TS6) の実験条件におけるジェット分裂長は約 1m であり、プール水位は 1m であるため、TS1～TS4, TS6 はプール底部到達までにジェットがほぼ完全に分裂すると推測される。また、泊 3号の水蒸気爆発評価におけるジェット分裂長は、約 1.4m であり、原子炉下部キャビティに 4.1m の水張りがされている場合、原子炉下部キャビティ床面到達までにジェットが完全に分裂されることが推定される。</p> <p>したがって、実験条件の影響の小さい式②によるエネルギー変換効率で比較を行うと、TS1～TS4, TS6 にて確認されたエネルギー変換効率を泊 3号の水蒸気爆発評価が上回る結果となることが確認できた。</p> <p>上記より泊 3号の水蒸気爆発評価においては、同等の条件の実験と比較するとエネルギー変換率は保守的な結果を与えていることが確認できた。</p> <p>表 2 泊 3号の水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率</p> <table border="1" data-bbox="1332 711 1675 802"> <thead> <tr> <th></th> <th>水位 4.1m</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>式①</td> <td>約 2.5%</td> </tr> <tr> <td>式②</td> <td>約 3.3%</td> </tr> </tbody> </table> <p>4. 参考文献</p> <p>[1] NEA/CSNI/R (2014) 15, OECD/SERENA Project Report Summary and Conclusions</p> <p>[2] 堀田, 森田, 梶本, 丸山. 「JASMIN Version 3 による溶融燃料-冷却材相互作用 SERENA2 実験解析」, 日本原子力学会和文論文誌 (2017)</p>		水位 4.1m	式①	約 2.5%	式②	約 3.3%	
	水位 7m													
式①	0.8%													
式②	3.0%													
	水位 4.1m													
式①	約 2.5%													
式②	約 3.3%													

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料2）

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;">LS-DYNA</p> <p style="text-align: right;">参考資料3</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. はじめに 2. 適用対象事象及び適用実績 3. 解析モデルと解析結果の例示 <ol style="list-style-type: none"> 3.1 計算要素 3.2 境界条件 3.3 材料モデル 3.4 爆発源の設定方法 3.5 解析フロー 3.6 入出力 3.7 解析結果の例示 4. 解析結果の検証 5. 参考文献 <p>添付1 運動エネルギーから圧力として伝わる時の考え方について</p> <p>添付2 反射波の考慮について</p> <p>添付3 ペDESTAL構造応答評価における判定基準について</p>	<p style="text-align: center;"><u>LS-DYNA</u> コード</p> <p style="text-align: right;">参考資料2</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. はじめに 2. 適用対象事象及び適用実績 3. 解析モデルと解析結果の例示 <ol style="list-style-type: none"> 3.1 計算要素 3.2 境界条件 3.3 材料モデル 3.4 衝撃圧力の設定方法 3.5 解析フロー 3.6 入出力 3.7 解析結果の例示 4. 解析結果の検証 5. 参考文献 <p>添付1 反射波の考慮について</p> <p>添付2 原子炉下部キャビティ構造応答評価における判定基準について</p>	<p>※資料の記載が先行と同等であることを確認するため、先行の記載を参考とした</p> <p>PWRではJASMINEで圧力まで解析するため、該当する資料は不要</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料2）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1. はじめに</p> <p>本資料は、格納容器破損防止に関する重大事故対策の有効性評価（以下、「有効性評価」と称す。）において、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用」（以下、「FCI」と称す。）に対して参考として示した水蒸気爆発の発生を仮定した場合の格納容器の健全性への影響評価に適用するコードのうち、LS-DYNAコードについて、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・適用対象事象及び適用実績 ・解析モデルと解析結果の例示 ・解析結果の検証 <p>に関してまとめたものである。</p> <p>なお、JASMINCODEコードの計算結果をインプットする必要があるが、このJASMINCODEコードに対する説明は別資料（解析コード（JASMINCODE）説明資料（参考資料））にて行う。</p>	<p>1. はじめに</p> <p>本資料は、格納容器破損防止に関する重大事故対策の有効性評価（以下、「有効性評価」という。）において、格納容器破損モード「原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用」（以下、「FCI」という。）に対して参考として示した水蒸気爆発の発生を仮定した場合の原子炉格納容器の健全性への影響評価に適用するコードのうち、LS-DYNAコードについて、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・適用対象事象及び適用実績 ・解析モデルと解析結果の例示 ・解析結果の検証 <p>に関してまとめたものである。</p> <p>なお、JASMINCODEコードの計算結果をインプットする必要があるが、このJASMINCODEコードに対する説明は別資料（解析コード（JASMINCODE）説明資料（参考資料））にて行う。</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（参考資料2）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 適用対象事象及び適用実績</p> <p>LS-DYNAコードは、原子炉圧力容器外においてFCIによる水蒸気爆発の発生を想定した場合、圧力容器の支持構造物であるベDESTALへの荷重を評価し、その健全性を確認することを目的として使用する。</p> <p>(1) 適用対象事象</p> <p>シビアアクシデント発生時に原子炉圧力容器の破損を想定する場合、熔融炉心・コンクリート相互作用の緩和策として、格納容器下部への水張りが実施される。原子炉圧力容器から熔融炉心が落下した場合において、この格納容器下部の冷却水と熔融炉心の接触による水蒸気爆発事象発生の可能性は、これまでの知見からも極めて低いと考えられる。しかしながら、水蒸気爆発が発生した場合についても考慮し、原子炉格納容器の健全性に対する影響を確認しておくことは、原子炉格納容器下部への水張り等の格納容器破損防止対策の適切性を確認する上でも有益な参考情報になると考える。</p> <p>この炉外におけるFCIによる水蒸気爆発発生時の評価は、水蒸気爆発解析コードJASMINにより実施し、水蒸気爆発現象に伴う流体の圧力及び運動エネルギー並びに融体デブリの振る舞いを評価する。</p> <p>LS-DYNAコードでは、このJASMINコードによって得られた評価結果に基づき、水蒸気爆発発生時の爆発源の状態を入力条件として与え、流体中を伝播する圧力波がベDESTAL構造材に荷重として作用する構造応答を評価する。</p> <p>(2) 適用実績</p> <p>LS-DYNAコードは、ローレンスリバモア国立研究所(LLNL)で開発されたDYNA3Dコードに基づき、リバモアソフトウェアテクノロジー社(LSTC)が開発した汎用有限要素解析コードである^[1]。</p> <p>DYNA3Dコードは、重量物の構造材衝撃問題を対象として開発されており、衝撃波による非線形動的応答評価を目的とするため、陽解法による解析を採用している。LS-DYNAコードは、自動車の衝突安全解析への適用を目的として開発されており、DYNA3Dと同様に、衝撃問題に対して陽解法を適用する。</p> <p>LS-DYNAコードは、自動車製造分野への適用を主目的として開発されているが、時間と共に接触条件や構造物形状が変化するような非線形解析が可能であり、衝撃や爆発的燃焼による圧力伝播、構造物の塑性歪み、健全性の解析に対応している。このため、自動車産業に限らず、航空宇宙、防衛、電気機器、建設・土木分野等にも応用されており、原子炉圧力容器外において水蒸気爆発が発生した際のベDESTAL構造材への荷重応答評価にも適していると言える。</p> <p>原子力分野における爆発及び爆轟に伴う衝撃荷重の構造材応答評価にLS-DYNAコードを適用した例について概要を以下に示す。</p> <p>a. BWR配管における混合ガス(水素・酸素)の燃焼による配管健全性評価^[2]</p> <p>BWR配管の主蒸気の放射線分解により生じる可燃性混合ガス(水素・酸素)の燃焼による配管内での爆轟を模擬した強度試験に対し、LS-DYNAコードにより試験模擬解析を実施している。LS</p>	<p>2. 適用対象事象及び適用実績</p> <p>LS-DYNAコードは、原子炉容器外においてFCIによる水蒸気爆発の発生を想定した場合、原子炉容器の支持構造物である原子炉下部キャビティ壁への荷重を評価し、その健全性を確認することを目的として使用する。</p> <p>(1) 適用対象事象</p> <p>シビアアクシデント発生時に原子炉容器の破損を想定する場合、熔融炉心・コンクリート相互作用の緩和策として、原子炉格納容器下部への水張りが実施される。原子炉容器から熔融炉心が落下した場合において、この原子炉格納容器下部の冷却水と熔融炉心の接触による水蒸気爆発事象発生の可能性は、これまでの知見からも極めて低いと考えられる。しかしながら、水蒸気爆発が発生した場合についても考慮し、原子炉格納容器の健全性に対する影響を確認しておくことは、原子炉格納容器下部への水張り等の格納容器破損防止対策の適切性を確認する上でも有益な参考情報になると考える。</p> <p>この炉外におけるFCIによる水蒸気爆発発生時の評価は、水蒸気爆発解析コードJASMINにより実施し、水蒸気爆発現象に伴う流体の圧力及び運動エネルギー並びに融体デブリの振る舞いを評価する。</p> <p>LS-DYNAコードでは、このJASMINコードによって得られた評価結果に基づき、水蒸気爆発発生時の原子炉下部キャビティ壁に作用する圧力履歴を入力条件として与え、原子炉下部キャビティ壁の構造応答を評価する。</p> <p>(2) 適用実績</p> <p>LS-DYNAコードは、ローレンスリバモア国立研究所(LLNL)で開発されたDYNA3Dコードに基づき、リバモアソフトウェアテクノロジー社(LSTC)が開発した汎用有限要素解析コードである^[1]。</p> <p>DYNA3Dコードは、重量物の構造材衝撃問題を対象として開発されており、衝撃波による非線形動的応答評価を目的とするため、陽解法による解析を採用している。LS-DYNAコードは、自動車の衝突安全解析への適用を目的として開発されており、DYNA3Dと同様に、衝撃問題に対して陽解法を適用する。</p> <p>LS-DYNAコードは、自動車製造分野への適用を主目的として開発されているが、時間と共に接触条件や構造物形状が変化するような非線形解析が可能であり、衝撃や爆発的燃焼による圧力伝播、構造物の塑性歪み、健全性の解析に対応している。このため、自動車産業に限らず、航空宇宙、防衛、電気機器、建設・土木分野等にも応用されており、原子炉容器外において水蒸気爆発が発生した際の原子炉下部キャビティ壁への荷重応答評価にも適しているといえる。</p> <p>原子力分野における爆発、爆轟及び飛来物の衝突に伴う衝撃荷重の構造材応答評価にLS-DYNAコードを適用した例について概要を以下に示す。</p> <p>a. 竜巻飛来物の衝突による原子力施設防護対策評価^[2]</p> <p>この研究は原子力発電所施設等における竜巻防護施設の鋼板試験体に竜巻飛来物の1つである鋼製パイプを衝突させる鋼板貫通試験に対して、LS-DYNAコードによる試験模擬解析を実施している。耐</p>	<p>原子炉容器支持構造の相違による</p> <p>炉型の相違により適用事例が異なる</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（参考資料2）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>—DYNAコードによる強度解析は、試験体の周方向ひずみを良好に再現することが確認されている。</p> <p>b. 原子力発電施設等に係る構造物の爆発衝撃挙動解析^[3] この研究は原子力発電所施設等での爆発衝撃荷重に対する構造物の堅牢性を評価するための解析モデルを構築する目的で実施されており、水中爆轟バブル挙動解析手法の確立と地中に設置された構造物の衝撃荷重に対する挙動評価手法の確立を主課題として検討されている。LS-DYNAコードによるこれらの課題に対する評価の結果、水中爆轟バブル挙動については、必要な時間スケールでの解析が適切に実施できることが確認され、地中構造物に対する堅牢性評価については、試験結果とトレース解析の比較から、爆発衝撃問題に対する解析モデルが構築可能であるとの知見が得られている。</p> <p>3. 解析モデルと解析結果の例示 LS-DYNAコードは、構造物などの大変形応答を解析するための非線形動的構造解析ソフトウェアであり、静的問題から準静的な塑性加工問題、波動の伝播を考慮するような衝撃問題などの解析が可能である。時刻歴応答解析では、時間積分に中央差分による収束計算が不要な陽解法を用いて解析するため、落下・衝突のような非線形性の強い問題でも解が発散せず、安定して解が得られる。 またLS-DYNAコードの使用実績としては、自動車・航空宇宙・造船などの産業で製品の安全性対応や高品質化などに幅広く活用されている。 陽解法の特徴は、着目している要素の隣接する過去の要素情報しか現在の状態に影響を与えないということである。したがって衝撃解析では、波動の伝搬速度である音速cが重要な意味を持っており、いま着目する要素（要素サイズ△e）で、音速cの影響による現象を陽解法で安定に実行するためには、時間積分の刻み幅（△t）にCourant条件と言われる制約がある。</p> $\Delta t = \frac{\Delta e}{c}$ <p>ここで連続体が構造物の場合、ヤング率E、密度ρとすると、構造物内での音速cは、</p> $c = \sqrt{\frac{E}{\rho}}$ <p>連続体が流体の場合、体積弾性率K、密度ρとすると、流体内での音速cは、</p>	<p>貫通防護設計評価手法として、解析で得られた、飛来物の衝突荷重により鋼板に生じる相当塑性ひずみとSAガイドラインで提案されている局所的な破損のひずみ制限値を比較する手法が有用であることが確認されており、LS-DYNAコードによる耐貫通性能問題への適用が可能であるとの知見が得られている。</p> <p>b. 原子力発電施設等に係る構造物の爆発衝撃挙動解析^[3] この研究では、原子力発電所施設等での爆発衝撃荷重に対する構造物の堅牢性を評価するための解析モデルを構築する目的で実施されており、水中爆轟バブル挙動解析手法の確立と地中に設置された構造物の衝撃荷重に対する挙動評価手法の確立を主課題として検討されている。LS-DYNAコードによるこれらの課題に対する評価の結果、水中爆轟バブル挙動については、必要な時間スケールでの解析が適切に実施できることが確認され、地中構造物に対する堅牢性評価については、試験結果とトレース解析の比較から、爆発衝撃問題に対する解析モデルが構築可能であるとの知見が得られている。</p> <p>3. 解析モデルと解析結果の例示 LS-DYNAコードは、構造物等の大変形応答を解析するための非線形動的構造解析ソフトウェアであり、静的問題から準静的な塑性加工問題、波動の伝播を考慮するような衝撃問題等の解析が可能である。時刻歴応答解析では、時間積分に中央差分による収束計算が不要な陽解法を用いて解析するため、落下・衝突のような非線形性の強い問題でも解が発散せず、安定して解が得られる。 またLS-DYNAコードの使用実績としては、自動車・航空宇宙・造船等の産業で製品の安全性対応や高品質化等に幅広く活用されている。 陽解法の特徴は、着目している要素の隣接する過去の要素情報しか現在の状態に影響を与えないということである。したがって衝撃解析では、波動の伝搬速度である音速cが重要な意味を持っており、いま着目する要素（要素サイズ△e）で、音速cの影響による現象を陽解法で安定に実行するためには、時間積分の刻み幅（△t）にCourant条件と言われる制約がある。</p> $\Delta t = \frac{\Delta e}{c}$ <p>ここで連続体が構造物の場合、ヤング率E、密度ρとすると、構造物内での音速cは、</p> $c = \sqrt{\frac{E}{\rho}}$	<p>解析手法の相違により、流体内での音速は使用しない</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（参考資料2）

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;">$c = \sqrt{\frac{K}{\rho}}$</p> <p>である。FCI 時の構造応答解析で扱う連続体のおよその音速 c は、鋼材で 5000 m/s、コンクリートで 3400 m/s、水中で 1500m/s、空気中で 330 m/s である。</p> <p>LS-DYNAコードでは、時間積分の刻み幅 Δt を、すべての要素で決定される時間増分の中で最小のものを自動的に用いている。</p> <p>3.1 計算要素</p> <p>一般的に連続体（流体・固体）を記述するための手法的な観点から分類すると、LS-DYNAコードでは以下の3種類がある。このうちALE要素を用いた手法は、流体構造連成解析手法としては、LS-DYNAコードでは最も実績があるものの一つである。各要素の概念を図3-1に示す。</p> <p>(a) Euler 要素</p> <p>空間に固定した座標を用い、各瞬間における速度、圧力などの物理量の変化の様子を空間座標と時間の関数として記述する。（メッシュの中を物質が移動）流体の場合、特定箇所を追跡し、その位置を確認することが難しいことから、Euler要素を用いることが一般的である。</p> <p>(b) Lagrange 要素</p> <p>物質の位置、速度、圧力などの物理量の時間変化と共に座標が変形する。境界面が移動または変形しても、メッシュが追従するので主として固体に対して適用性がある。</p> <p>(c) ALE 要素</p> <p>Euler要素とLagrange要素の中間的な座標を用いる。物体の変形や流動とは無関係に任意に動かすことのできる参照座標系を用いて連続体の運動を記述する方法。Euler要素では移動境界を表現するには特別な工夫を必要とするが、ALE要素では、移動境界を比較的容易に表せる。また、幾何形状から分類すると、以下の代表的な2種類がある。</p> <p>(d) Solid 要素</p> <p>標準的な三次元体積要素。8 節点 6 面体 Solid 要素や 6 節点 5 面体 Solid 要素などがある。</p> <p>(e) Shell 要素</p> <p>三次元モデルでは、3 節点あるいは 4 節点の薄板シェル要素として、板厚方向の寸法がそれ以外の寸法よりもきわめて小さい構造物をモデル化するのに使用される。二次元モデルでは、平面ひずみ要素や軸対称要素などに使用される。</p> <p>LS-DYNAコードでは、三次元のベDESTALの構造応答の観点から、構造材に力を伝える流体にはALE Solid要素、構造材にはLagrange Solid要素を用いる。構造材の各メッシュ分割は、ベDESTALの壁厚方向、周方向及び高さ方向に十分に解析精度を確保できるサイズとする。流体側のメッシュサイズは、力のやり取りの関係から構造側と同サイズにすることが推奨されていることから、流体と構造の連成境界面では同サイズとなるように設定する。</p>	<p>である。FCI 時の構造応答解析で扱う連続体のおよその音速 c は、鋼材で 5000 m/s、コンクリートで 3400m/s である。</p> <p>LS-DYNAコードでは、時間積分の刻み幅 Δt をすべての要素で決定される時間増分の中で最小のものを自動的に用いている。</p> <p>3.1 計算要素</p> <p>LS-DYNAコードでは、構造物を記述する一般的な手法としてLagrange要素を用いる。また、原子炉下部キャビティの3次元な幾何形状をモデル化するためにSolid要素、Shell要素を用いる。各要素の概要を以下に示す。</p> <p>(a) Lagrange 要素</p> <p>物質の位置、速度、圧力等の物理量の時間変化と共に座標が変形する。境界面が移動または変形しても、メッシュが追従するので主として固体に対して適用性がある。</p> <p>(b) Solid 要素</p> <p>標準的な三次元体積要素。8 節点 6 面体 Solid 要素や 6 節点 5 面体 Solid 要素などがある。</p> <p>(c) Shell 要素</p> <p>三次元モデルでは、3 節点あるいは 4 節点の薄板シェル要素として、板厚方向の寸法がそれ以外の寸法よりもきわめて小さい構造物をモデル化するのに使用される。二次元モデルでは、平面ひずみ要素や軸対称要素等に使用される。</p> <p>構造材の各メッシュ分割は、原子炉下部キャビティ壁の壁厚方向、周方向及び高さ方向に十分に解析精度を確保できるサイズとする。</p>	<p>解析手法の相違により、流体内の音速は使用しない</p> <p>解析手法の相違により、流体を記述する要素は使用しない</p>

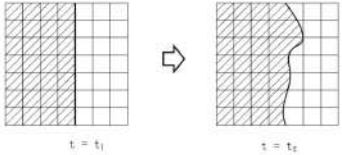
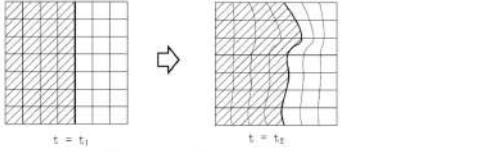

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

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（参考資料2）

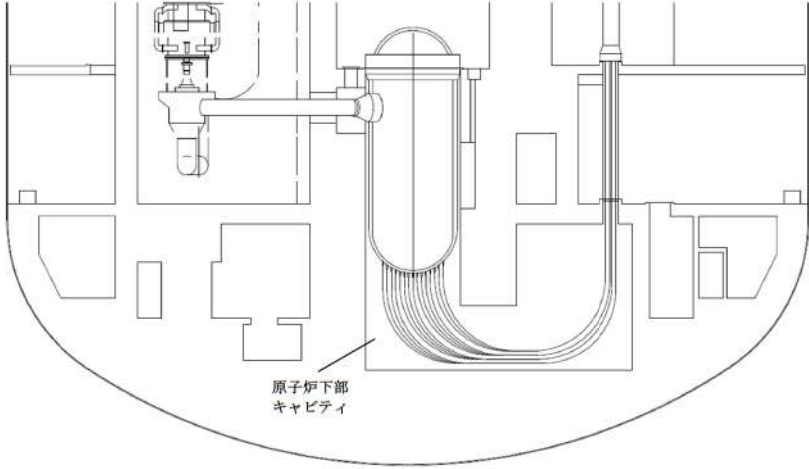
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>流体や固体の連続体の挙動を記述する基礎式としては、連続の式（質量保存則）・運動方程式（運動量保存則）・エネルギー保存式の3式が必要となる。この3式と物質の性質を表現するための状態方程式や材料構成式とが連立して解かれることにより、連続体の運動、すなわち、流体と固体の移動、変形及び動的な相互作用を求めることができる。数値解法上は、有限要素法による空間の離散化・中心差分に基づく、陽解法と呼ばれる極めて微小な時間幅で数値的に積分する方法が用いられている。</p>	<p>固体の連続体の挙動を記述する基礎式としては、連続の式（質量保存則）・運動方程式（運動量保存則）・エネルギー保存式の3式が必要となる。この3式と物質の性質を表現するための材料構成式とが連立して解かれることにより、連続体の運動、すなわち、固体の移動、変形を求めることができる。数値解法上は、有限要素法による空間の離散化・中心差分に基づく、陽解法と呼ばれる極めて微小な時間幅で数値的に積分する方法が用いられている。</p>	<p>原子炉容器支持構造の相違 解析手法の相違により、流体はモデル化しない</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div style="text-align: center;">  <p>(a) Euler 要素の概念</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>(b) Lagrange 要素の概念</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>(c) ALE 要素の概念</p> </div> <p style="text-align: center;">図3-1 各要素タイプのご概念</p>		<p>解析手法の相違により、流体はモデル化しない</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

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料2）

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 境界条件</p> <p>原子炉圧力容器を支持するペDESTAL内のリブ配置構造を考慮して、解析モデルは三次元体系とする。図3-2に示すようにペDESTAL基部はPCV底部コンクリート内に埋没されており、構造的には剛体と見なせることから、図3-3に示すFCI解析時の拘束条件として、PCV底部コンクリート内に埋没しているペDESTAL鋼板は完全拘束とする。</p> <div data-bbox="170 403 1025 1238" style="border: 1px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">図3-2 ペDESTALの設置構造</p> <div data-bbox="430 1358 1003 1394" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;"> <p>本資料のうち、枠囲み部分は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	<p>3.2 境界条件</p> <p>原子炉容器を支持する原子炉下部キャビティ壁の構造を考慮して、解析モデルは三次元体系とする。図3-1に示すように原子炉下部キャビティ底部は十分厚い基礎コンクリートであること、及び側面は十分な広がりを持つ平面であることから、図3-2に示す構造応答解析時の拘束条件として、原子炉下部キャビティの底面は鉛直方向拘束とし、側面は完全拘束とする。</p> <div data-bbox="1106 727 1912 1198" style="text-align: center;">  <p style="text-align: center;">原子炉下部 キャビティ</p> </div> <p style="text-align: center;">図3-1 原子炉下部キャビティの構造</p>	<p>原子炉容器支持構造の相違</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（参考資料2）

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="161 220 1034 1329" style="border: 2px solid black; height: 695px; width: 390px;"></div> <div data-bbox="465 1358 728 1385" style="text-align: center;"> <p>図3-3 FCI 解析時の拘束条件</p> </div> <div data-bbox="454 1401 1025 1441" style="border: 1px solid black; padding: 2px; text-align: center;"> <p>本資料のうち、枠囲み部分は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	<div data-bbox="1070 794 1944 1289" style="border: 2px solid black; height: 310px; width: 390px;"></div> <div data-bbox="1361 1326 1659 1353" style="text-align: center;"> <p>図3-2 構造応答解析時の拘束条件</p> </div> <div data-bbox="1384 1358 1951 1385" style="text-align: center;"> <p>：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	<p>原子炉容器支持構造、及び解析手法の相違</p>

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

u003c/divu003e

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料2）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																				
<p>3.3 材料モデル</p> <p>3.3.1 計算体系</p> <p>今回の評価では三次元モデルを用い、 で評価を実施している。本評価では、気相部、液相部、爆発源、鋼板及びびコンクリートをモデル化しており、縦リブ鋼板も想定している。また、開口部の影響を考慮するため、CRD 搬入口高さ位置に開口部を設定している。</p> <p>3.3.2 流体モデル</p> <p>流体の影響を考慮する際、特定の粒子の運動を知るより、空間に固定されたメッシュ内での流動状態や時間変化を知る方が重要である。また、構造材との連成を考慮した場合、流体は移動境界を比較的容易に表せるALE要素を用いるのが適当である。以下に流体要素のプロパティ一覧を示す。なお、想定したセル形状を考慮し、Solidモデルを採用する。</p> <p style="text-align: center;">表3-1 要素プロパティ一覧</p> <table border="1" data-bbox="412 628 777 815"> <thead> <tr> <th>部位</th> <th>要素</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>爆発源</td> <td>ALE要素 (Solid)</td> </tr> <tr> <td>液相</td> <td>ALE要素 (Solid)</td> </tr> <tr> <td>気相</td> <td>ALE要素 (Solid)</td> </tr> </tbody> </table> <p>3.3.3 構造材モデル</p> <p>構造材の変形を考慮する際、構造材メッシュの変形を考慮する必要がある。メッシュ自体の変形を考慮する場合、粒子の集まりが時間とともに、どのように動いていくか（メッシュ点がどのように動いていくか）に着目するLagrange手法を用いるのが適当である。以下に構造材要素のプロパティ一覧を示す。なお、厚さ方向の影響も確認するため、鋼板についてもSolidモデルを採用する。</p> <p style="text-align: center;">表3-2 要素プロパティ一覧</p> <table border="1" data-bbox="371 1094 810 1265"> <thead> <tr> <th>部位</th> <th>要素</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>コンクリート</td> <td>Lagrange要素 (Solid)</td> </tr> <tr> <td>鋼板</td> <td>Lagrange要素 (Solid)</td> </tr> </tbody> </table> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px; text-align: center;"> 本資料のうち、枠囲み部分は商業機密に属しますので公開できません。 </div>	部位	要素	爆発源	ALE要素 (Solid)	液相	ALE要素 (Solid)	気相	ALE要素 (Solid)	部位	要素	コンクリート	Lagrange要素 (Solid)	鋼板	Lagrange要素 (Solid)	<p>3.3 材料モデル</p> <p>3.3.1 計算体系</p> <p>今回の評価では三次元モデルを用い、1/1体系で評価を実施している。本評価では、鉄筋及びびコンクリートをモデル化している。</p> <p>3.3.2 構造材モデル</p> <p>構造材の変形を考慮する際、構造材メッシュの変形を考慮する必要がある。メッシュ自体の変形を考慮する場合、粒子の集まりが時間とともに、どのように動いていくか（メッシュ点がどのように動いていくか）に着目するLagrange手法を用いるのが適当である。以下に構造材要素のプロパティ一覧を示す。なお、鉄筋には、縦方向と横方向それぞれの断面積をピッチで除した等価板厚のShellモデルを採用し、コンクリートのSolidモデルとカップリングする構成とする。</p> <p style="text-align: center;">表3-1 要素プロパティ一覧</p> <table border="1" data-bbox="1285 1110 1711 1281"> <thead> <tr> <th>部位</th> <th>要素</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>コンクリート</td> <td>Lagrange要素 (Solid)</td> </tr> <tr> <td>鉄筋</td> <td>Lagrange要素 (Shell)</td> </tr> </tbody> </table>	部位	要素	コンクリート	Lagrange要素 (Solid)	鉄筋	Lagrange要素 (Shell)	<p>原子炉容器支持構造、及び解析手法の相違</p> <p>解析手法の相違により、流体はモデル化しない</p>
部位	要素																					
爆発源	ALE要素 (Solid)																					
液相	ALE要素 (Solid)																					
気相	ALE要素 (Solid)																					
部位	要素																					
コンクリート	Lagrange要素 (Solid)																					
鋼板	Lagrange要素 (Solid)																					
部位	要素																					
コンクリート	Lagrange要素 (Solid)																					
鉄筋	Lagrange要素 (Shell)																					

参考 2-10


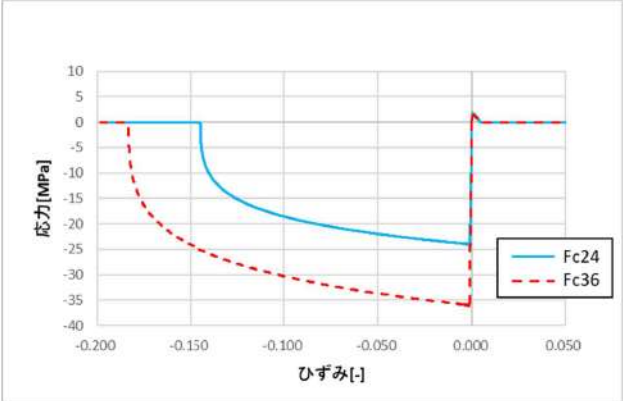
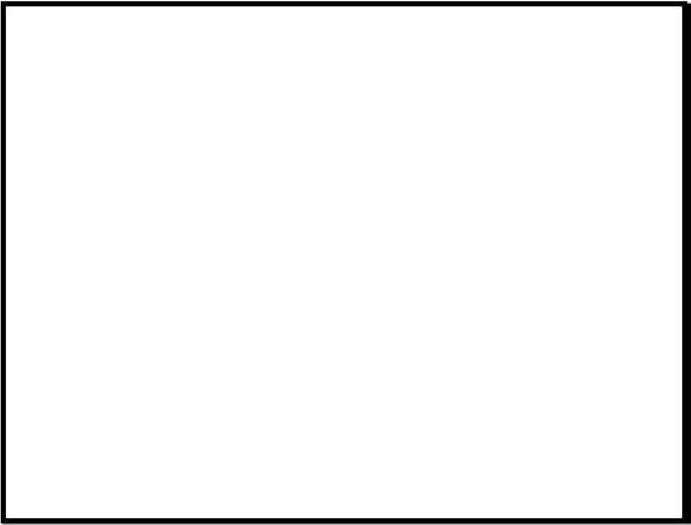
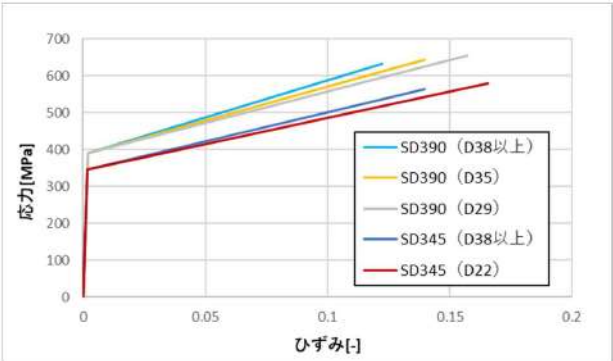
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料2）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																												
<p>3.3.4 材料モデル</p> <p>表3-3 と表3-4 に鋼材とコンクリートの材料特性を示す。表3-1 及び表3-2 の設定の基づき、解析にあたっては個別プラントの密度、ヤング率、降伏応力等を入力する。</p> <p>流体から構造材に力が掛かることで応力が発生する。この応力により構造材に歪みが発生する。このときの応力歪み曲線をコンクリート及び鋼板について図3-4 及び図3-5 に示す。なお、コンクリートに関しては、最大の力を受ける圧縮方向の応力歪み曲線で代表する。</p> <p style="text-align: center;">表 3-3 鋼材の材料特性</p> <table border="1" data-bbox="360 464 831 767"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>設定</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>構成則</td> <td>等方硬化則</td> </tr> <tr> <td>破壊則</td> <td>— (入力では考慮せず、解析結果を見て判断)</td> </tr> <tr> <td>密度</td> <td rowspan="4">SPV490 の値</td> </tr> <tr> <td>ヤング率</td> </tr> <tr> <td>降伏応力</td> </tr> <tr> <td>塑性ひずみ特性</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">表 3-4 コンクリートの材料特性</p> <table border="1" data-bbox="367 836 826 1131"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>設定</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>構成則</td> <td>等方硬化則で近似</td> </tr> <tr> <td>破壊則</td> <td>— (強度部材では無く考慮しない)</td> </tr> <tr> <td>密度</td> <td rowspan="4">個別プラントの設計強度による値</td> </tr> <tr> <td>ヤング率</td> </tr> <tr> <td>降伏応力</td> </tr> <tr> <td>塑性ひずみ特性</td> </tr> </tbody> </table>	項目	設定	構成則	等方硬化則	破壊則	— (入力では考慮せず、解析結果を見て判断)	密度	SPV490 の値	ヤング率	降伏応力	塑性ひずみ特性	項目	設定	構成則	等方硬化則で近似	破壊則	— (強度部材では無く考慮しない)	密度	個別プラントの設計強度による値	ヤング率	降伏応力	塑性ひずみ特性	<p>3.3.3 材料モデル</p> <p>表3-2 と表3-3 に鉄筋とコンクリートの材料特性を示す。表3-1 の設定に基づき、解析にあたっては個別プラントの密度、ヤング率、降伏応力等を入力する。</p> <p>構造材に力が掛かることで応力が発生する。この応力により構造材に歪みが発生する。このときの応力歪み曲線をコンクリート及び鉄筋について図3-3 及び図3-4 に示す。なお、コンクリートに関しては、引張・圧縮の軟化挙動を考慮した非線形材料モデル（KCCモデル⁽⁴⁾）を適用する。</p> <p style="text-align: center;">表 3-2 鉄筋の材料特性</p> <table border="1" data-bbox="1245 448 1805 799"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>設定</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>構成則</td> <td>等方硬化則</td> </tr> <tr> <td>破壊則</td> <td>— (入力では考慮せず、解析結果を見て判断)</td> </tr> <tr> <td>密度</td> <td rowspan="4">個別プラントの設計強度による値(建屋強度設計により部位ごとに異なる材料を使用) 例：SD390, 345 (部位の使い分けについては図3-9を参照)</td> </tr> <tr> <td>ヤング率</td> </tr> <tr> <td>降伏応力</td> </tr> <tr> <td>塑性ひずみ特性</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">表 3-3 コンクリートの材料特性</p> <table border="1" data-bbox="1245 868 1805 1294"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>設定</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>構成則</td> <td>引張・圧縮の軟化特性を考慮した非線形材料モデル（KCCモデル）</td> </tr> <tr> <td>破壊則</td> <td>— (入力では考慮せず、解析結果を見て判断)</td> </tr> <tr> <td>密度</td> <td rowspan="4">個別プラントの設計強度による値(建屋強度設計により部位ごとに異なる材料を使用) 例：Fc24,36 (部位の使い分けについては図3-9を参照)</td> </tr> <tr> <td>ヤング率</td> </tr> <tr> <td>降伏応力</td> </tr> <tr> <td>塑性ひずみ特性</td> </tr> </tbody> </table>	項目	設定	構成則	等方硬化則	破壊則	— (入力では考慮せず、解析結果を見て判断)	密度	個別プラントの設計強度による値(建屋強度設計により部位ごとに異なる材料を使用) 例：SD390, 345 (部位の使い分けについては図3-9を参照)	ヤング率	降伏応力	塑性ひずみ特性	項目	設定	構成則	引張・圧縮の軟化特性を考慮した非線形材料モデル（KCCモデル）	破壊則	— (入力では考慮せず、解析結果を見て判断)	密度	個別プラントの設計強度による値(建屋強度設計により部位ごとに異なる材料を使用) 例：Fc24,36 (部位の使い分けについては図3-9を参照)	ヤング率	降伏応力	塑性ひずみ特性	<p>原子炉容器支持構造、及び解析手法の相違</p>
項目	設定																																													
構成則	等方硬化則																																													
破壊則	— (入力では考慮せず、解析結果を見て判断)																																													
密度	SPV490 の値																																													
ヤング率																																														
降伏応力																																														
塑性ひずみ特性																																														
項目	設定																																													
構成則	等方硬化則で近似																																													
破壊則	— (強度部材では無く考慮しない)																																													
密度	個別プラントの設計強度による値																																													
ヤング率																																														
降伏応力																																														
塑性ひずみ特性																																														
項目	設定																																													
構成則	等方硬化則																																													
破壊則	— (入力では考慮せず、解析結果を見て判断)																																													
密度	個別プラントの設計強度による値(建屋強度設計により部位ごとに異なる材料を使用) 例：SD390, 345 (部位の使い分けについては図3-9を参照)																																													
ヤング率																																														
降伏応力																																														
塑性ひずみ特性																																														
項目	設定																																													
構成則	引張・圧縮の軟化特性を考慮した非線形材料モデル（KCCモデル）																																													
破壊則	— (入力では考慮せず、解析結果を見て判断)																																													
密度	個別プラントの設計強度による値(建屋強度設計により部位ごとに異なる材料を使用) 例：Fc24,36 (部位の使い分けについては図3-9を参照)																																													
ヤング率																																														
降伏応力																																														
塑性ひずみ特性																																														

赤字：設備、運用又は体制の相違(設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違(記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違(実質的な相違なし)
 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="338 695 842 721">図 3-4 コンクリートの応力歪み曲線(設計強度: 30MPa)</p>	 <p data-bbox="1193 627 1814 652">図 3-3 コンクリートの応力歪み曲線(設計基準強度 F_c: 24MPa/36MPa)</p>	
 <p data-bbox="472 1289 723 1315">図 3-5 鋼板の応力歪み曲線</p>	 <p data-bbox="1384 1219 1635 1244">図 3-4 鉄筋の応力歪み曲線</p>	
<p data-bbox="367 1361 878 1386">本資料のうち、枠囲み部分は商業機密に属しますので公開できません。</p>		

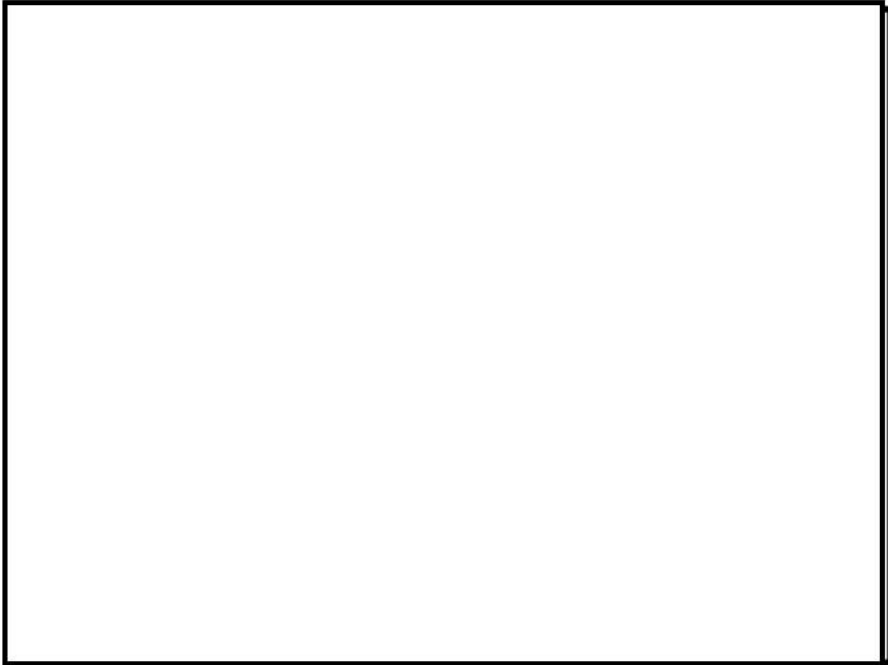
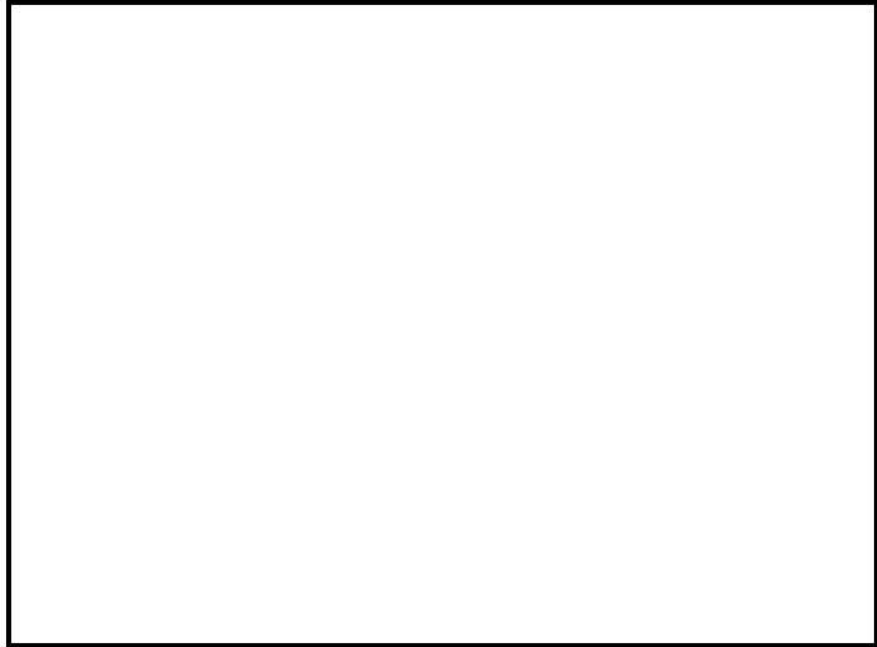
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料2）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.3.5 メッシュ分割</p> <p>図3-6～図3-10に各部のメッシュ分割について示す。ペDESTALの構造応答の観点から、爆発荷重に対する変形挙動を精度よく模擬できるよう、高さ方向及び壁厚方向に十分な分割数が確保できる寸法として要素幅 <input type="text"/> mm 程度で基本的な要素数を設定する。なお、LS-DYNAコードでは三次元の構造材を模擬するため、構造材の形状に則してより詳細な要素幅も考慮している。また、構造材に力を伝える流体（ALE要素）のメッシュサイズは、ALE法を用いることを考慮し、境界面における伝達ロスが生じないように構造材（Lagrange要素）のメッシュサイズと同等とする。以下に各要素のメッシュ分割例を示す。</p> <div data-bbox="159 539 1032 1187" style="border: 1px solid black; height: 400px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">図3-6 コンクリート部のメッシュ例</p> <div data-bbox="383 1326 954 1362" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 20px;"> 本資料のうち、枠囲み部分は商業機密に属しますので公開できません。 </div>	<p>3.3.4 メッシュ分割</p> <p>図3-5～図3-6に各部のメッシュ分割について示す。原子炉下部キャビティの構造応答の観点から、爆発荷重に対する変形挙動を精度よく模擬できるよう、高さ方向及び壁厚方向に十分な分割数が確保できる寸法として要素幅 <input type="text"/> mm 程度で基本的な要素数を設定する。なお、LS-DYNAコードでは三次元の構造材を模擬するため、構造材の形状に則してより詳細な要素幅も考慮している。以下に各要素のメッシュ分割例を示す。</p> <div data-bbox="1084 544 1951 1254" style="border: 1px solid black; height: 445px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">図3-5 コンクリート部のメッシュ例</p> <div data-bbox="1384 1326 1951 1362" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 20px;"> <input type="text"/>：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </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3-7 鋼板部のメッシュ例</p>	<p>図3-6 鉄筋部のメッシュ例</p>	
	<p>□：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p>解析手法の相違により爆発源はモデル化しない</p>
<p>図3-8 爆発源のメッシュ例</p> <p>本資料のうち、枠囲み部分は商業機密に属しますので公開できません。</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料2）

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="174 172 1016 612" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="465 624 721 652" data-label="Caption"> <p>図3-9 水相部のメッシュ例</p> </div> <div data-bbox="165 665 1016 1335" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="461 1356 728 1385" data-label="Caption"> <p>図3-10 気相部のメッシュ例</p> </div> <div data-bbox="450 1401 1025 1441" data-label="Text"> <p>本資料のうち、枠囲み部分は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>		<p>解析手法の相違 により爆発源は モデル化しない</p>

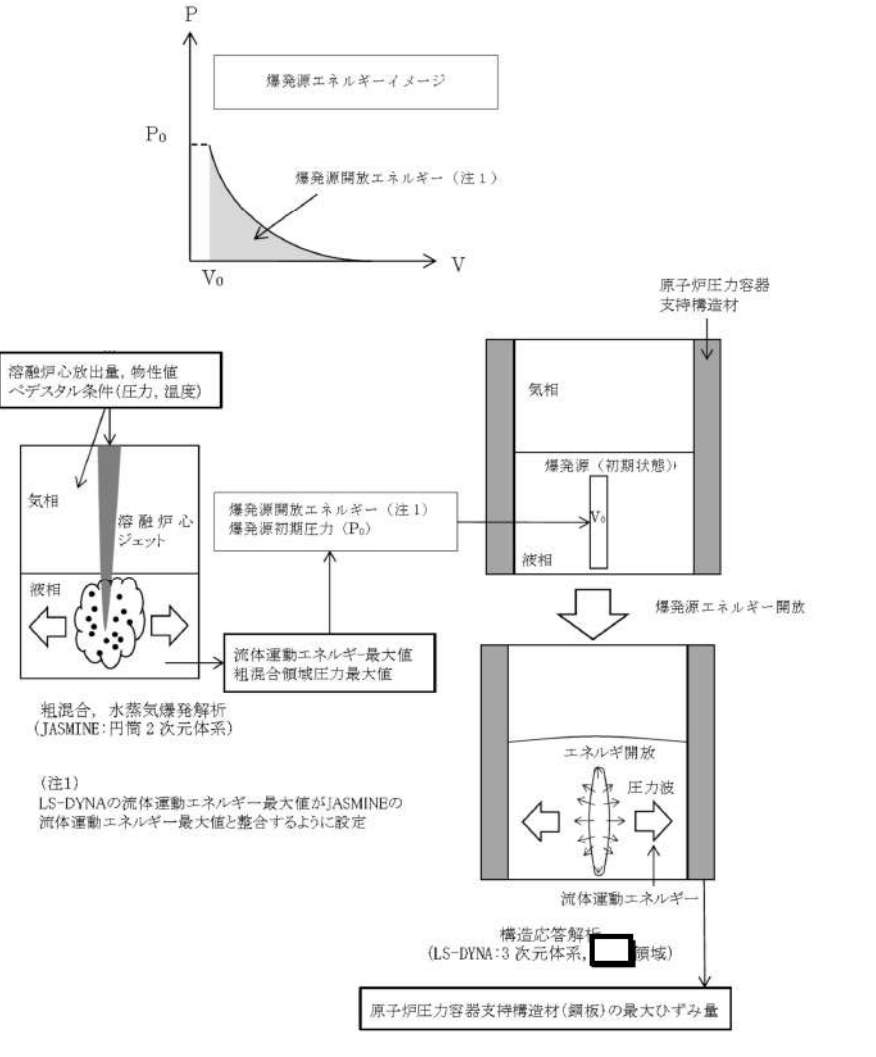
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料2）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="145 220 1041 805" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="324 837 884 861" data-label="Caption"> <p>図 3-12 JASMIN解析による粗混合領域の圧力履歴の例</p> </div> <div data-bbox="145 901 436 925" data-label="Section-Header"> <p>3.4.3 爆発源の開放エネルギー</p> </div> <div data-bbox="145 941 1041 1173" data-label="Text"> <p>JASMINコードの解析による流体の運動エネルギーは、LS-DYNAコードで直接入力することはできない。そのため、今回の評価では、この流体運動エネルギーを再現するため、爆発源の開放エネルギーを適切に設定し、LS-DYNAコードの解析結果としての流体運動エネルギーの最大値がJASMINコードの解析の最大運動エネルギー相当となるよう調節している。これらの設定方法を図3-13に示す。</p> <p>なお、この流体の最大運動エネルギーを保存する解析手法は、添付1に示す通り保守的な評価となる。</p> </div>		<p>解析手法の相違</p>

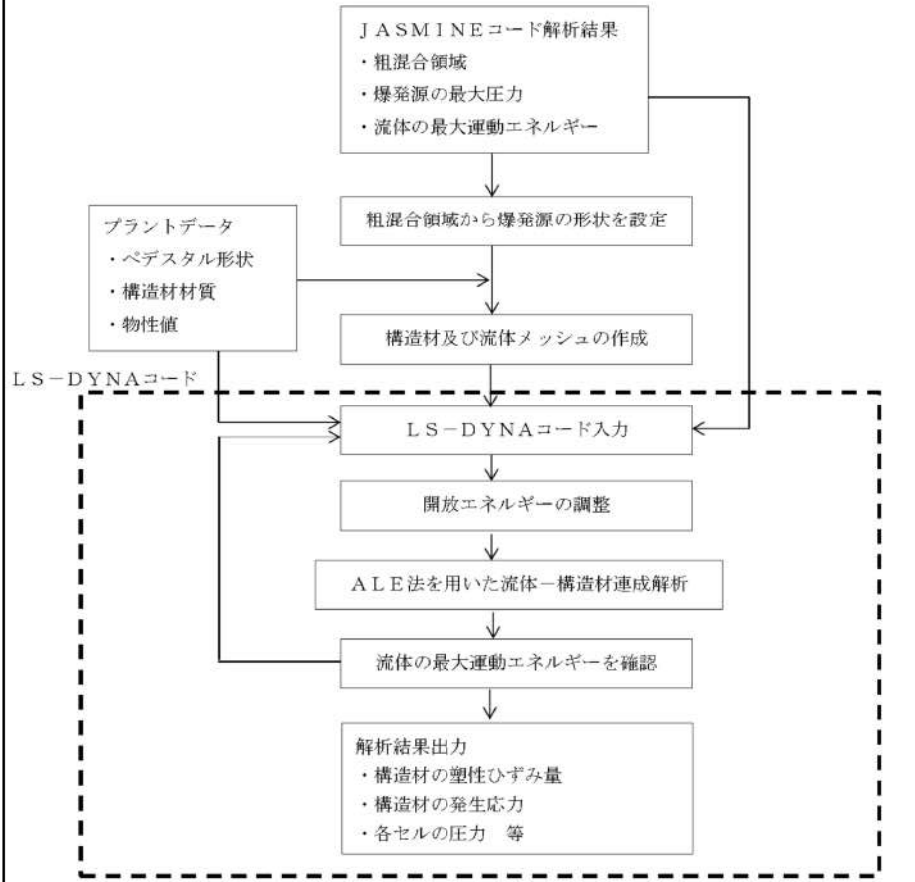
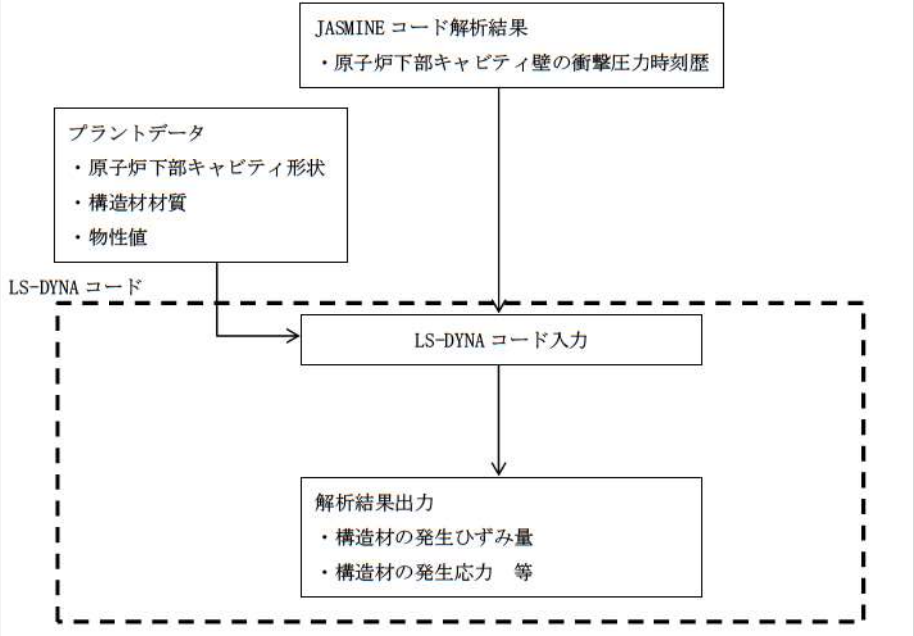
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

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（参考資料2）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図3-13 LS-DYNAコードにおける流体運動エネルギー設定方法</p> <p>本資料のうち、枠囲み部分は商業機密に属しますので公開できません。</p>		解析手法の相違

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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（参考資料2）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.5 解析フロー</p> <p>LS-DYNAコードの入力は、JASMINEコードの解析結果である粗混合領域の形状、爆発源の最大圧力、流体の運動エネルギーを入力条件として引き継ぎ、解析を実施する。なお、流体の運動エネルギーをLS-DYNAコードに直接入力することはできないため、爆発源の開放エネルギーを調節することで、JASMINEコードから出力される流体の運動エネルギーを再現している。解析フローを図3-14に示す。</p>  <p>図3-14 LS-DYNAコード解析フロー図</p>	<p>3.5 解析フロー</p> <p>LS-DYNAコードの入力は、JASMINEコードの解析結果である原子炉下部キャビティ壁の衝撃圧力時刻歴を入力条件として引き継ぎ、解析を実施する。解析フローを図3-8に示す。</p>  <p>図3-8 LS-DYNAコード解析フロー図</p>	<p>解析手法の相違によりJASMINEコードから引き継ぐ入力条件が異なる。JASMINEコードから、爆発により原子炉下部キャビティ壁に作用する圧力時刻歴を引き継ぐため、LS-DYNAコードでの運動エネルギーの再現は不要。また、各セルの圧力はJASMINEコードから引き継ぐ入力条件としてしているため、LS-DYNAコードでの出力は不要。</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料2）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.6 入出力</p> <p>LS-DYNAコードの主要な入出力は図3-14に示した解析フロー図にも示されるとおりである。LS-DYNAコードの入力データは以下のとおり構成される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① ベDESTAL構造物の幾何形状 ② 各構造物に対する拘束条件 ③ 構造物及び流体の物性値 ④ 流体及び構造材のメッシュデータ ⑤ 流体及び構造材の要素タイプ ⑥ 爆発源の形状（JASMIN Eコードによる評価結果に基づく） ⑦ 爆発源の初期圧力及びエネルギー（JASMIN Eコードによる評価結果に基づく） <p>上記を入力データとして、水蒸気爆発発生時の構造材衝撃荷重応答を評価し、以下の主要なアウトプットデータを得る。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 構造材の塑性ひずみ量 ② 構造材の発生応力 ③ 各セルの圧力 	<p>3.6 入出力</p> <p>LS-DYNAコードの主要な入出力は図3-8に示した解析フロー図にも示されるとおりである。LS-DYNAコードの入力データは以下のとおり構成される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 原子炉下部キャビティ構造物の幾何形状 ② 各構造物に対する拘束条件 ③ 構造物の物性値 ④ 構造材のメッシュデータ ⑤ 構造材の要素タイプ ⑥ 原子炉下部キャビティ壁の衝撃圧力時刻歴（JASMIN Eコードによる評価結果に基づく） <p>上記を入力データとして、水蒸気爆発発生時の構造材衝撃荷重応答を評価し、以下の主要なアウトプットデータを得る。</p> <ul style="list-style-type: none"> ① 構造材の発生ひずみ量 ② 構造材の発生応力 	<p>原子炉容器支持構造、及び解析手法の相違による</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（参考資料2）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																	
<p>3.7 解析結果の例示</p> <p>代表プラントの解析入力条件と解析結果について例示する。</p> <p>(1) 解析モデル及び境界条件</p> <p>LS-DYNAコードによる解析モデルについて図3-15に示す。この図に示す通り、気相部、液相部、爆発源、鋼板、コンクリート及び縦リブ鋼板を模擬している。拘束条件については、図3-15に示すΔで示したコンクリートで埋設されている部分は全方位で拘束されているとし、\squareで示したベダスタル頂部、液相底面（ベダスタル床面）、気相頂部は、Z方向のみ拘束されているとした。</p> <p>模擬する部位毎の要素タイプと要素数について、表3-5に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 3-5 要素分割の詳細</p> <table border="1" data-bbox="331 528 857 852"> <thead> <tr> <th>部位</th> <th>要素</th> <th>要素数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>爆発源</td> <td>ALE 要素 (Solid)</td> <td rowspan="6" style="border: 2px solid black;"></td> </tr> <tr> <td>液相</td> <td>ALE 要素 (Solid)</td> </tr> <tr> <td>気相</td> <td>ALE 要素 (Solid)</td> </tr> <tr> <td>コンクリート</td> <td>Lagrange 要素 (Solid)</td> </tr> <tr> <td>鋼板</td> <td>Lagrange 要素 (Solid)</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 材料物性</p> <p>代表プラントのベダスタルの構成材料（充填コンクリート及び鋼板）の密度、ヤング率、ポアソン比を表3-6に示す。また、これらの構造材の応力歪み曲線については、図3-4及び図3-5に示すとおりである。</p> <p style="text-align: center;">表 3-6 ベダスタルの構成材料の物性値</p> <table border="1" data-bbox="150 1118 1032 1297"> <thead> <tr> <th>材料</th> <th>密度 (g/cm³)</th> <th>ヤング率 (Pa)</th> <th>ポアソン比</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>充填コンクリート</td> <td colspan="3" style="border: 2px solid black;"></td> </tr> <tr> <td>鋼板</td> <td colspan="3" style="border: 2px solid black;"></td> </tr> </tbody> </table> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 10px;">本資料のうち、枠囲み部分は商業機密に属しますので公開できません。</p>	部位	要素	要素数	爆発源	ALE 要素 (Solid)		液相	ALE 要素 (Solid)	気相	ALE 要素 (Solid)	コンクリート	Lagrange 要素 (Solid)	鋼板	Lagrange 要素 (Solid)			材料	密度 (g/cm ³)	ヤング率 (Pa)	ポアソン比	充填コンクリート				鋼板				<p>3.7 解析結果の例示</p> <p>代表プラントの解析入力条件と解析結果について例示する。</p> <p>(1) 解析モデル及び境界条件</p> <p>LS-DYNAコードによる解析モデルについて図3-9に示す。この図に示す通り、コンクリート及び鉄筋を模擬している。拘束条件については、図3-9に示すようにコンクリート底面はZ方向のみ拘束とし、側面部は完全拘束されているとした。</p> <p>模擬する部位ごとの要素タイプと要素数について、表3-4に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 3-4 要素分割の詳細</p> <table border="1" data-bbox="1223 517 1845 687"> <thead> <tr> <th>部位</th> <th>要素</th> <th>要素数</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>コンクリート</td> <td>Lagrange 要素 (Solid)</td> <td rowspan="2" style="border: 2px solid black;"></td> </tr> <tr> <td>鉄筋</td> <td>Lagrange 要素 (Shell)</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center; margin-top: 20px;">\square：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> <p>(2) 材料物性</p> <p>代表プラントの原子炉下部キャビティの構成材料（コンクリート及び鉄筋）の密度、ヤング率、ポアソン比を表3-5に示す。また、これらの構造材の応力歪み曲線については、図3-3及び図3-4に示すとおりである。</p> <p style="text-align: center;">表 3-5 原子炉下部キャビティの構成材料の物性値</p> <table border="1" data-bbox="1066 1107 1957 1305"> <thead> <tr> <th>材料</th> <th>密度 (g/cm³)</th> <th>ヤング率 (Pa)</th> <th>ポアソン比</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">コンクリート</td> <td rowspan="2">2.35*¹</td> <td>2.27E+10 (Fc24) *¹</td> <td rowspan="2">0.2*¹</td> </tr> <tr> <td>2.59E+10 (Fc36) *¹</td> </tr> <tr> <td>鉄筋</td> <td>7.85*²</td> <td>2.05E+11*¹</td> <td>0.3*³</td> </tr> </tbody> </table> <p>* 1：鉄筋コンクリート構造計算規準^[5]による。 * 2：JIS G 3193^[6]による。 * 3：鋼構造設計規準^[7]による。</p>	部位	要素	要素数	コンクリート	Lagrange 要素 (Solid)		鉄筋	Lagrange 要素 (Shell)	材料	密度 (g/cm ³)	ヤング率 (Pa)	ポアソン比	コンクリート	2.35* ¹	2.27E+10 (Fc24) * ¹	0.2* ¹	2.59E+10 (Fc36) * ¹	鉄筋	7.85* ²	2.05E+11* ¹	0.3* ³	<p>原子炉容器支持構造、及び解析手法の相違</p>
部位	要素	要素数																																																	
爆発源	ALE 要素 (Solid)																																																		
液相	ALE 要素 (Solid)																																																		
気相	ALE 要素 (Solid)																																																		
コンクリート	Lagrange 要素 (Solid)																																																		
鋼板	Lagrange 要素 (Solid)																																																		
材料	密度 (g/cm ³)	ヤング率 (Pa)	ポアソン比																																																
充填コンクリート																																																			
鋼板																																																			
部位	要素	要素数																																																	
コンクリート	Lagrange 要素 (Solid)																																																		
鉄筋	Lagrange 要素 (Shell)																																																		
材料	密度 (g/cm ³)	ヤング率 (Pa)	ポアソン比																																																
コンクリート	2.35* ¹	2.27E+10 (Fc24) * ¹	0.2* ¹																																																
		2.59E+10 (Fc36) * ¹																																																	
鉄筋	7.85* ²	2.05E+11* ¹	0.3* ³																																																

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

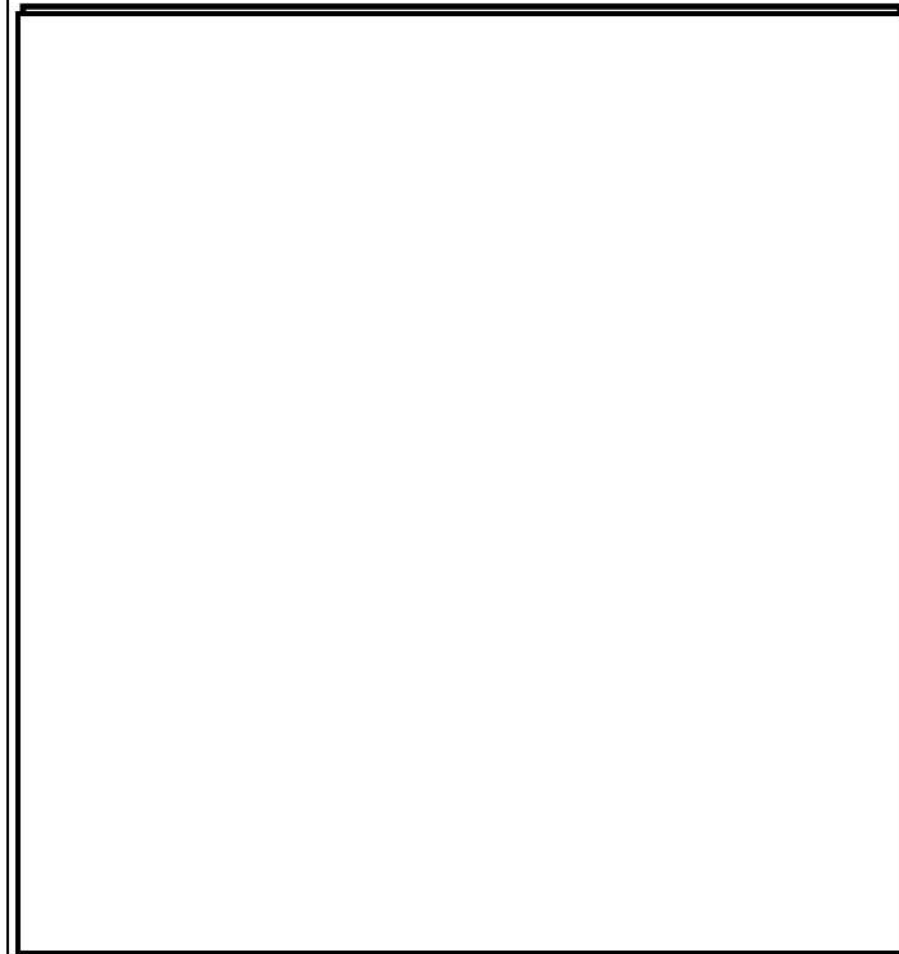
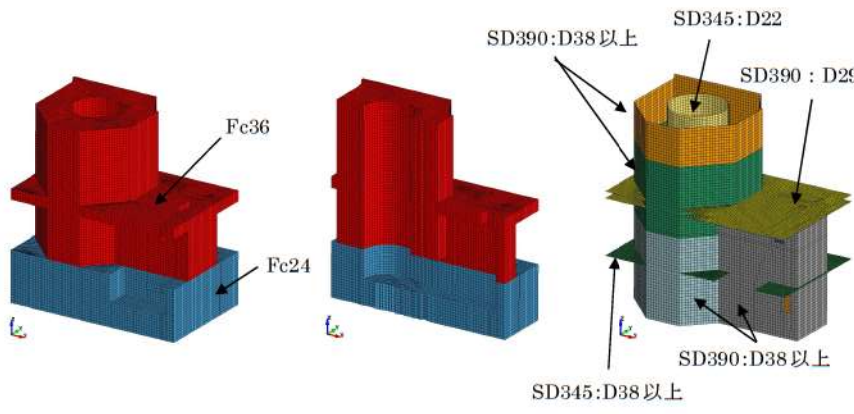
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料2）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由											
<p>(3) 爆発源の条件 爆発源の仕様を表3-7に示す。</p> <p style="text-align: center;">表3-7 爆発源の仕様</p> <table border="1" data-bbox="161 322 1025 778"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>値</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>初期半径</td> <td rowspan="4" style="border: 2px solid black;"></td> <td>JASMIN Eコード解析結果の粗混合粒子の空間分布に基づいて設定</td> </tr> <tr> <td>初期体積</td> </tr> <tr> <td>最大圧力（初期圧力）</td> <td>JASMIN Eコード解析結果の爆発源の最大圧力より設定</td> </tr> <tr> <td>流体の運動エネルギー*</td> <td>JASMIN Eコード解析結果の流体の運動エネルギーの最大値を再現する値を設定 JASMIN Eコード解析結果に基づく値</td> </tr> </tbody> </table> <p>*) LS-DYNAコードへの入力値ではなく、開放エネルギーの調整の結果として確認される</p> <p>(4) 解析結果 (1)～(3)の入力条件に基づき、解析を実施した結果について、爆発発生から0.01秒後の内外鋼板の塑性ひずみの分布及び内外鋼板の発生応力が最大となる位置での応力の時刻歴を図3-16及び図3-17にそれぞれ示す。また、発生応力が最大となる時間での応力分布を内側鋼板及び外側鋼板について、図3-18及び図3-19にそれぞれ示す。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px; text-align: center;"> <p>本資料のうち、枠囲み部分は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	項目	値	設定根拠	初期半径		JASMIN Eコード解析結果の粗混合粒子の空間分布に基づいて設定	初期体積	最大圧力（初期圧力）	JASMIN Eコード解析結果の爆発源の最大圧力より設定	流体の運動エネルギー*	JASMIN Eコード解析結果の流体の運動エネルギーの最大値を再現する値を設定 JASMIN Eコード解析結果に基づく値	<p>(3) 衝撃圧力の条件 JASMIN Eコード解析結果より引き継ぐ原子炉下部キャビティ壁の衝撃圧力時刻歴を図3-10に示す。</p> <p>(4) 解析結果 (1)～(3)の入力条件に基づき、解析を実施した結果について、爆発発生から0.2秒後までの鉄筋の相当塑性ひずみの最大値分布を図3-11に、コンクリートのせん断ひずみの最大値分布及び最大値発生位置でのせん断ひずみの時刻歴を図3-12及び図3-13にそれぞれ示す。また、コンクリートの最小主ひずみの最小値分布及び最小値発生位置での最小主ひずみの時刻歴を図3-14及び図3-15にそれぞれ示す。</p>	<p>相違理由 解析手法の相違により、JASMIN Eコードから引き継ぐ条件が異なる</p>
項目	値	設定根拠											
初期半径		JASMIN Eコード解析結果の粗混合粒子の空間分布に基づいて設定											
初期体積													
最大圧力（初期圧力）		JASMIN Eコード解析結果の爆発源の最大圧力より設定											
流体の運動エネルギー*		JASMIN Eコード解析結果の流体の運動エネルギーの最大値を再現する値を設定 JASMIN Eコード解析結果に基づく値											

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

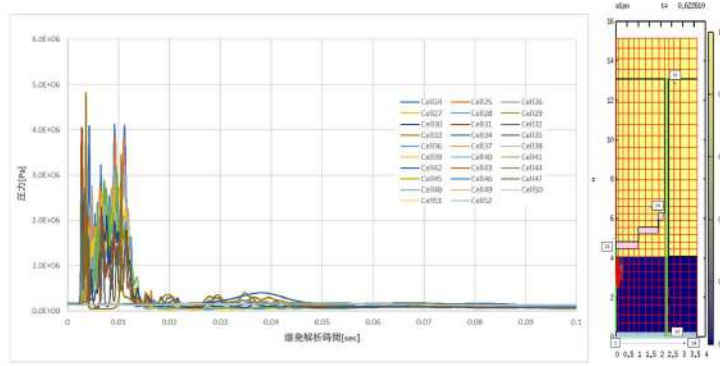
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料2）

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="1131 215 1892 327">平板に近い構造である基礎板に比べ、原子炉下部キャビティは自立した長尺構造であり、基礎板との接続部にて地震荷重に耐えるため高強度の材料が必要となっている。また、鉄筋についても上記に応じて部位毎に使用部材を設定している。</p>  <p data-bbox="1131 766 1892 790">【コンクリート全体図】 【コンクリート断面図】 【鉄筋全体図】</p>	
<p data-bbox="324 1181 862 1204">図3-15 代表プラントのLS-DYNAコードの解析モデル</p> <div data-bbox="347 1292 929 1340" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p data-bbox="369 1300 907 1332">本資料のうち、枠囲み部分は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	<p data-bbox="1265 1252 1758 1276">図3-9 代表プラントのLS-DYNAコードの解析モデル</p> <div data-bbox="1377 1348 1960 1396" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p data-bbox="1388 1356 1948 1388">□：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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（参考資料2）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由											
<p>【比較のために再掲】</p> <p>表3-7 爆発源の仕様</p> <table border="1" data-bbox="161 287 1025 742"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>値</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>初期半径</td> <td rowspan="4" style="border: 2px solid black;"></td> <td>JASMIN Eコード解析結果の粗混合粒子の空間分布に基づいて設定</td> </tr> <tr> <td>初期体積</td> </tr> <tr> <td>最大圧力（初期圧力）</td> <td>JASMIN Eコード解析結果の爆発源の最大圧力より設定</td> </tr> <tr> <td>流体の運動エネルギー*</td> <td>JASMIN Eコード解析結果の流体の運動エネルギーの最大値を再現する値を設定 JASMIN Eコード解析結果に基づく値</td> </tr> </tbody> </table> <p>*) LS-DYNAコードへの入力値ではなく、開放エネルギーの調整の結果として確認される</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>本資料のうち、枠囲み部分は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	項目	値	設定根拠	初期半径		JASMIN Eコード解析結果の粗混合粒子の空間分布に基づいて設定	初期体積	最大圧力（初期圧力）	JASMIN Eコード解析結果の爆発源の最大圧力より設定	流体の運動エネルギー*	JASMIN Eコード解析結果の流体の運動エネルギーの最大値を再現する値を設定 JASMIN Eコード解析結果に基づく値	 <p>図3-10 原子炉下部キャビティ壁の衝撃圧力時刻歴</p>	<p>原子炉容器支持構造、及び解析手法の相違</p>
項目	値	設定根拠											
初期半径		JASMIN Eコード解析結果の粗混合粒子の空間分布に基づいて設定											
初期体積													
最大圧力（初期圧力）		JASMIN Eコード解析結果の爆発源の最大圧力より設定											
流体の運動エネルギー*		JASMIN Eコード解析結果の流体の運動エネルギーの最大値を再現する値を設定 JASMIN Eコード解析結果に基づく値											

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

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料2）

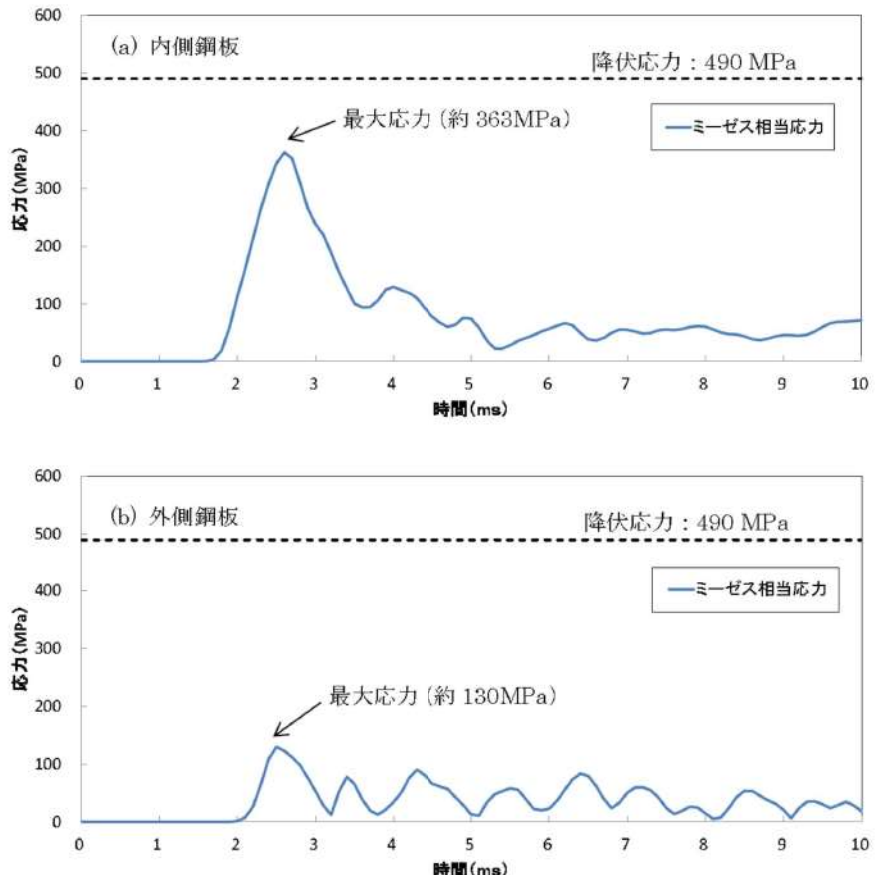
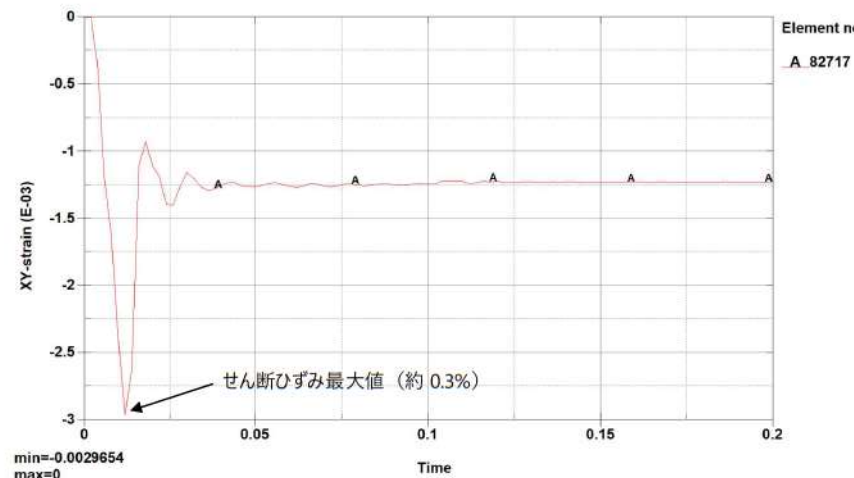
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="179 228 1001 730" style="border: 1px solid black; height: 315px; width: 367px;"></div> <div data-bbox="179 767 1001 1270" style="border: 1px solid black; height: 315px; width: 367px;"></div> <div data-bbox="306 1286 882 1351" style="text-align: center;"> <p>図 3-16 爆発発生から 0.01 秒後の内外鋼板の塑性ひずみの分布 （上：内側鋼板，下：外側鋼板）</p> </div> <div data-bbox="465 1393 981 1420" style="border: 1px solid black; padding: 2px; text-align: center;"> <p>本資料のうち、枠囲み部分は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	<div data-bbox="1120 244 1881 786" style="text-align: center;"> <p>Time = 0.2 Contours of Effective Plastic Strain (maxima@state#1) max IP. value min=0, at elem# 174818 max=0, at elem# 174818</p> <p>相当塑性ひずみ 0.0%</p> </div> <div data-bbox="1171 798 1839 826" style="text-align: center;"> <p>図 3-11 爆発発生から 0.2 秒後までの鉄筋の相当塑性ひずみの最大値分布</p> </div>	

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

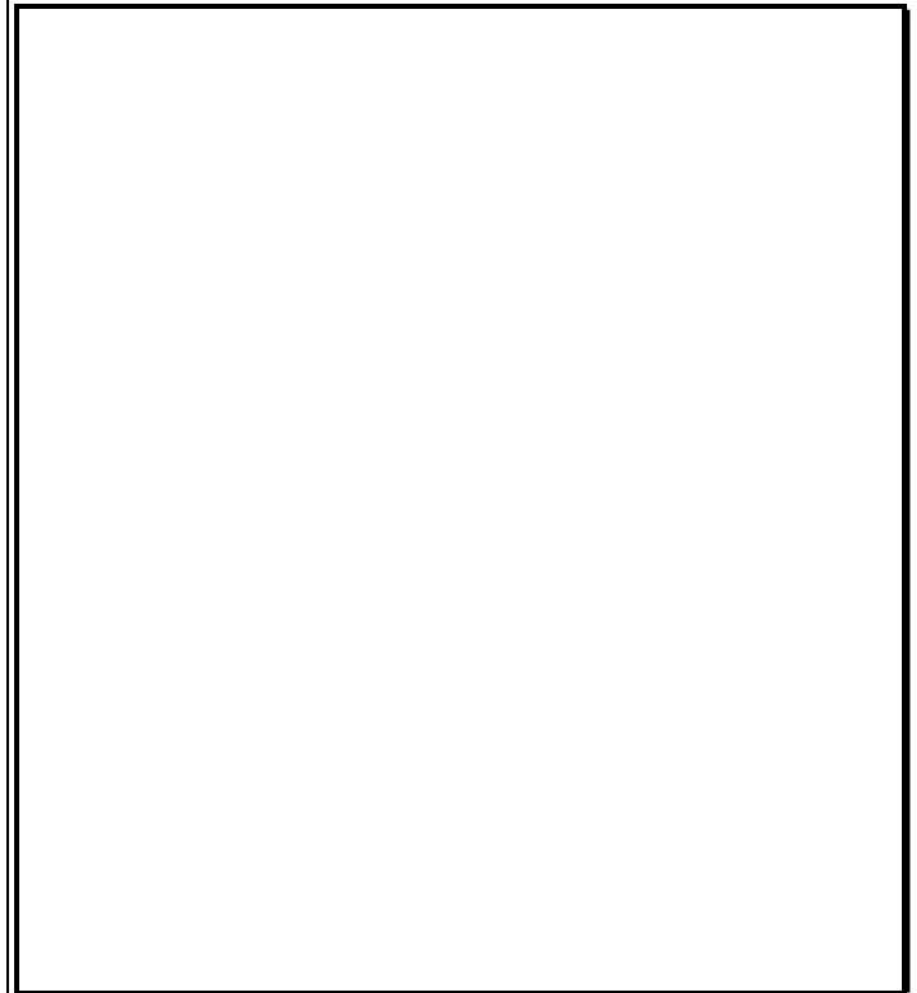
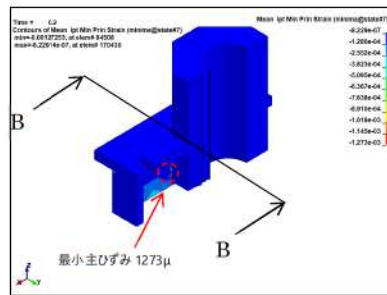
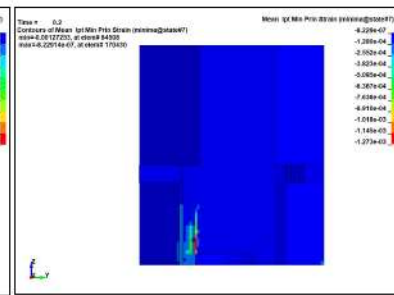
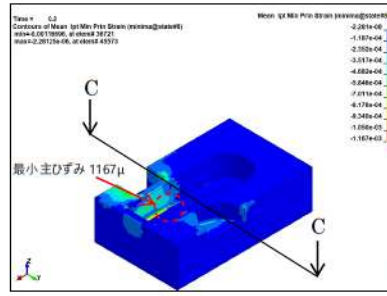
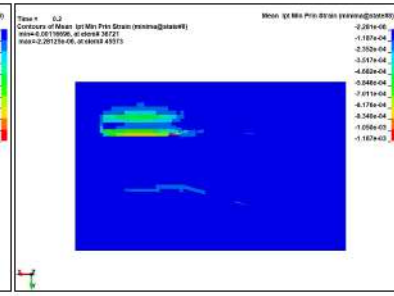
女川原子力発電所 2号炉	泊発電所 3号炉	相違理由
	<div data-bbox="1160 183 1861 671"> <p>Time = 0 Contours of Mean Ipt XY-strain (minima@state#7) min=-0.0029654, at elem# 82717 max=0, at elem# 72775</p> <p>せん断ひずみ 0.3%</p> </div> <p data-bbox="1346 694 1659 719">(a)最大発生箇所 (絶対最大値評価)</p> <div data-bbox="1160 762 1861 1246"> <p>Time = 0 Contours of Mean Ipt XY-strain (minima@state#7) min=-0.0029654, at elem# 82717 max=0, at elem# 72775</p> </div> <p data-bbox="1451 1254 1563 1279">(b)A-A 断面</p>	

図 3-12 爆発発生から 0.2 秒後までのコンクリートのせん断ひずみの最大値分布

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)
 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>(a) 内側鋼板 降伏応力：490 MPa 最大応力 (約 363MPa)</p> <p>(b) 外側鋼板 降伏応力：490 MPa 最大応力 (約 130MPa)</p>	 <p>せん断ひずみ最大値 (約 0.3%)</p> <p>Element no. A_82717</p> <p>min=-0.0029654 max=0</p>	
<p>図 3-17 内外鋼板の発生応力が最大となる位置での応力の時刻歴 (上：内側鋼板，下：外側鋼板)</p>	<p>図 3-13 コンクリートのせん断ひずみ最大値発生位置でのせん断ひずみの時刻歴</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)
 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 style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div data-bbox="1115 383 1500 678">  <p>(a)最小値発生箇所</p> </div> <div data-bbox="1500 383 1892 678">  <p>(b)B-B断面</p> </div> </div> <p style="text-align: center;">【上部コンクリート】</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div data-bbox="1115 805 1500 1101">  <p>(a)最小値発生箇所</p> </div> <div data-bbox="1500 805 1892 1101">  <p>(b)C-C断面</p> </div> </div> <p style="text-align: center;">【下部コンクリート】</p>	
<p>図3-18 発生応力が最大となる時間での応力分布 (内側鋼板)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px; text-align: center;"> 本資料のうち、枠囲み部分は商業機密に属しますので公開できません。 </div>	<p>図3-14 爆発発生から0.2秒後までのコンクリートの最小主ひずみの最小値の分布 (上：上部コンクリート、下：下部コンクリート)</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="152 210 1010 890" style="border: 2px solid black; height: 426px; width: 383px;"></div> <p data-bbox="315 903 860 932">図3-19 発生応力が最大となる時間での応力分布 (外側鋼板)</p> <div data-bbox="421 1070 992 1110" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p data-bbox="443 1077 969 1104">本資料のうち、枠囲み部分は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	<div data-bbox="1144 204 1861 651"> <p data-bbox="1413 659 1599 687">【上部コンクリート】</p> </div> <div data-bbox="1144 730 1861 1177"> <p data-bbox="1413 1150 1599 1179">【下部コンクリート】</p> </div> <p data-bbox="1144 1219 1868 1281">図3-15 コンクリートの最小主ひずみ最小値発生位置での最小主ひずみの時刻歴 (上：上部コンクリート，下：下部コンクリート)</p>	

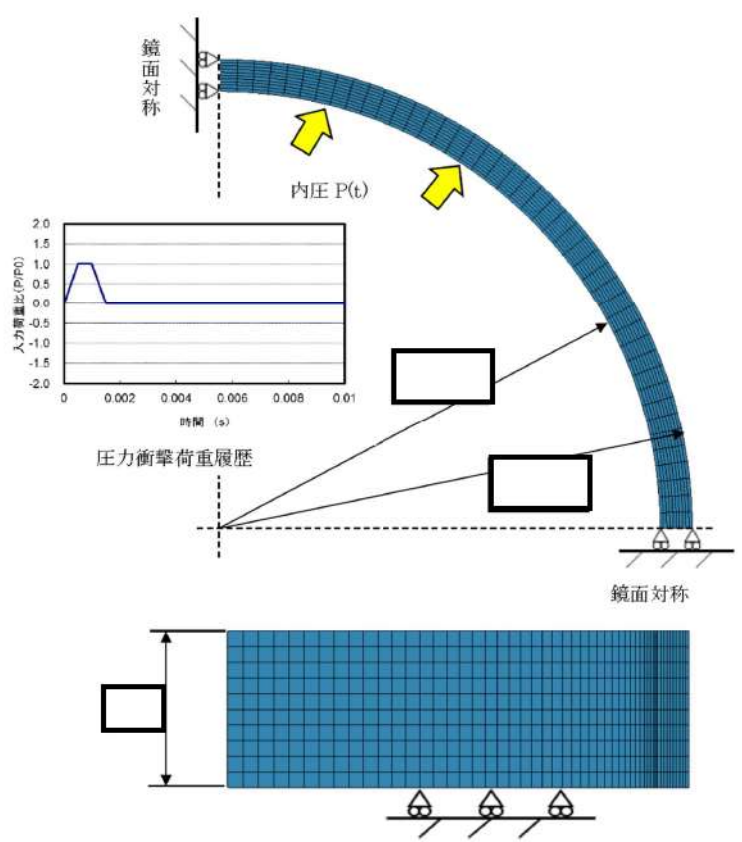
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料2）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由															
<p>4. 解析結果の検証</p> <p>本章では、LS-DYNAコードを用いた解析解と理論解の比較検証結果を示す。LS-DYNAコードを用いたベDESTALの構造応答解析は、鋼板、放射状リブ及びコンクリート部を三次元ソリッド要素でモデル化して実施していることから、検証はベDESTAL構造とほぼ同形状をモデル化したソリッド要素とする。</p> <p>(1) 理論解との比較</p> <p>連続体要素を扱う動的解析の基本的な例題として、リング（円環）の面内振動を取り上げた。衝撃荷重が作用する構造物の応答では、図4-1に示すように構造物の固有周波数 f が大きく関係し^[4]、弾性範囲では図4-1に示されるような動的倍率（静的変位に対する倍率）の理論解が与えられる^[5]。</p> <p>図4-1 衝撃荷重に対する応答（動的倍率）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>時間区分</th> <th>荷重の式</th> <th>動的倍率（=動的変位 u / 静的変位 δ_0）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>① $0 \leq t \leq t_0$</td> <td>$P(t) = \frac{P_0}{t_0} t$</td> <td>$\frac{u}{\delta_0} = \frac{t}{t_0} \frac{\sin \omega t}{\omega t_0}$</td> </tr> <tr> <td>② $t_0 \leq t \leq 2t_0$</td> <td>$P(t) = P_0$</td> <td>$\frac{u}{\delta_0} = 1 + \frac{1}{\omega t_0} \{ \sin \omega (t - t_0) - \sin \omega t \}$</td> </tr> <tr> <td>③ $2t_0 \leq t \leq 3t_0$</td> <td>$P(t) = \frac{P_0}{t_0} (3t_0 - t)$</td> <td>$\frac{u}{\delta_0} = 3 - \frac{t}{t_0} - \frac{1}{\omega t_0} \{ \sin \omega (t - 2t_0) + \sin \omega (t - t_0) - \sin \omega t \}$</td> </tr> <tr> <td>④ $3t_0 \leq t$</td> <td>$P(t) = 0$</td> <td>$\frac{u}{\delta_0} = \frac{1}{\omega t_0} \{ \sin \omega (t - t_0) - \sin \omega (t - 3t_0) + \sin \omega (t - 2t_0) - \sin \omega t \}$</td> </tr> </tbody> </table>	時間区分	荷重の式	動的倍率（=動的変位 u / 静的変位 δ_0 ）	① $0 \leq t \leq t_0$	$P(t) = \frac{P_0}{t_0} t$	$\frac{u}{\delta_0} = \frac{t}{t_0} \frac{\sin \omega t}{\omega t_0}$	② $t_0 \leq t \leq 2t_0$	$P(t) = P_0$	$\frac{u}{\delta_0} = 1 + \frac{1}{\omega t_0} \{ \sin \omega (t - t_0) - \sin \omega t \}$	③ $2t_0 \leq t \leq 3t_0$	$P(t) = \frac{P_0}{t_0} (3t_0 - t)$	$\frac{u}{\delta_0} = 3 - \frac{t}{t_0} - \frac{1}{\omega t_0} \{ \sin \omega (t - 2t_0) + \sin \omega (t - t_0) - \sin \omega t \}$	④ $3t_0 \leq t$	$P(t) = 0$	$\frac{u}{\delta_0} = \frac{1}{\omega t_0} \{ \sin \omega (t - t_0) - \sin \omega (t - 3t_0) + \sin \omega (t - 2t_0) - \sin \omega t \}$	<p>4. 解析結果の検証</p> <p>本章では、LS-DYNAコードを用いた解析解と試験結果の比較検証結果を示す。LS-DYNAコードを用いた原子炉下部キャビティ壁の構造応答解析では、鉄筋の弾塑性挙動やコンクリートが一部破損するような挙動を評価するため、検証には同様の事象が発生する山口らの鉄筋コンクリート製ロックシェッド模型への重錘落下試験の結果^[8]を用いる。</p> <p>(1) 試験との比較</p> <p>山口らの試験におけるロックシェッド模型及び重錘の概略図を図4-1に示す。原子炉下部キャビティ壁と同条件となるように、ロックシェッド模型はコンクリートをソリッド要素、鉄筋を等価板厚のシェル要素でモデル化し、ソリッド要素でモデル化した重錘の落下高さに相当する入力エネルギーに対するコンクリートの挙動を試験結果と比較する。解析モデル図を図4-2に示す。</p> <p>図4-1 ロックシェッド模型及び重錘の概略図</p> <p>図4-2 解析モデル図</p>	<p>検証手法の相違</p>
時間区分	荷重の式	動的倍率（=動的変位 u / 静的変位 δ_0 ）															
① $0 \leq t \leq t_0$	$P(t) = \frac{P_0}{t_0} t$	$\frac{u}{\delta_0} = \frac{t}{t_0} \frac{\sin \omega t}{\omega t_0}$															
② $t_0 \leq t \leq 2t_0$	$P(t) = P_0$	$\frac{u}{\delta_0} = 1 + \frac{1}{\omega t_0} \{ \sin \omega (t - t_0) - \sin \omega t \}$															
③ $2t_0 \leq t \leq 3t_0$	$P(t) = \frac{P_0}{t_0} (3t_0 - t)$	$\frac{u}{\delta_0} = 3 - \frac{t}{t_0} - \frac{1}{\omega t_0} \{ \sin \omega (t - 2t_0) + \sin \omega (t - t_0) - \sin \omega t \}$															
④ $3t_0 \leq t$	$P(t) = 0$	$\frac{u}{\delta_0} = \frac{1}{\omega t_0} \{ \sin \omega (t - t_0) - \sin \omega (t - 3t_0) + \sin \omega (t - 2t_0) - \sin \omega t \}$															

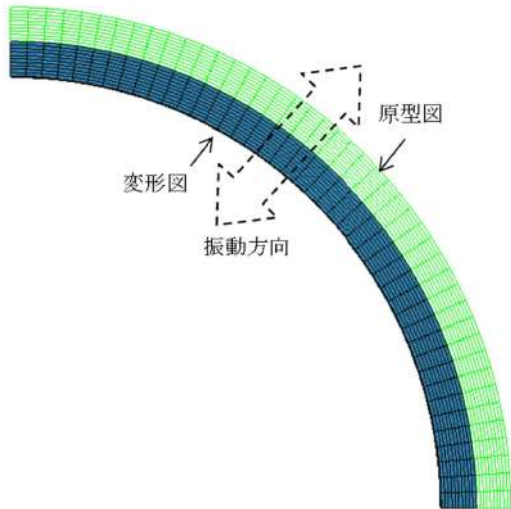
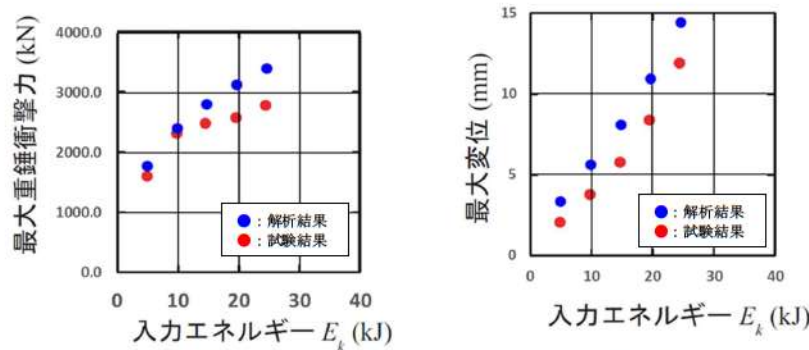
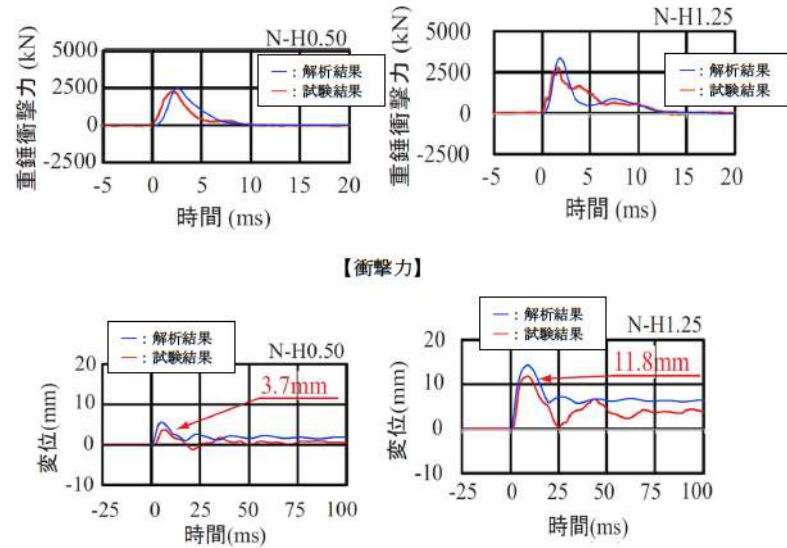
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

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（参考資料2）

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に解析モデルを示す。リング形状は内半径 <input type="text"/> m, 外半径 <input type="text"/> m で解析モデルは対称性から1/4モデルとした。拘束条件としてリング周方向端部は鏡面对称、径方向には自由で、高さ方向は片側が固定されている。計算に用いた材料物性、内圧の最大値は以下の数値を用いた。図4-2に示す圧力衝撃荷重履歴は、最大圧力荷重を1としたときの荷重比の履歴として表している。</p> <p>縦弾性係数 E : <input type="text"/> (MPa) 質量密度 ρ : <input type="text"/> (kg/m³) ポアソン比 ν : <input type="text"/> (-)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 2px; width: fit-content; margin: 5px auto;"> 本資料のうち、枠囲み部分は商業機密に属しますので公開できません。 </div> <p>内圧 P₀ : 1.0 (MPa)</p>  <p>図4-2 解析対象モデル</p>		

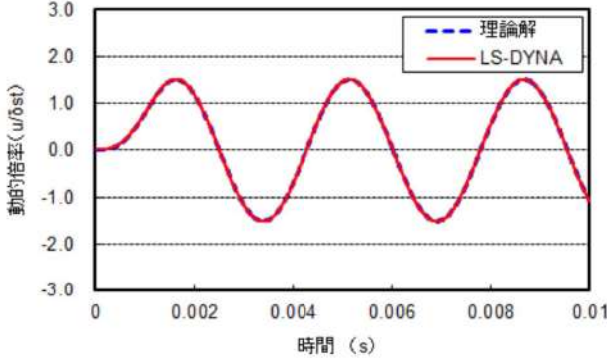
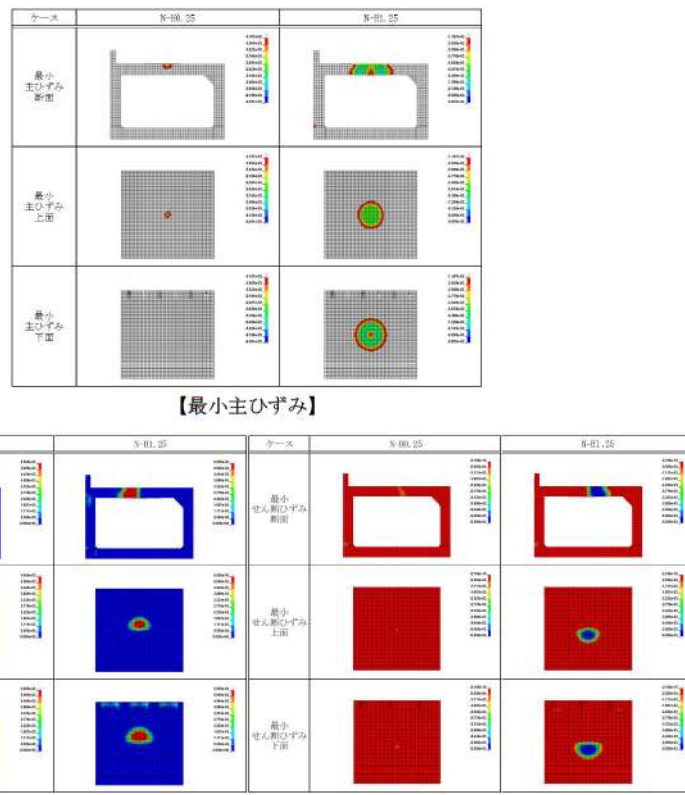
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料2）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
<p>(a) 円形リングの面内振動の固有振動数</p> <p>参考文献⁽⁴⁾より円形リングの固有振動数の理論値は、表4-1に示すように283.80Hzである。</p> <p>表4-1 円形リングの固有振動数（理論値）</p> <table border="1" data-bbox="331 316 853 566"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>縦弾性係数 E (MPa)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>ポアソン比</td> <td></td> </tr> <tr> <td>密度 (kg/m³)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>固有周波数 (Hz)</td> <td>283.80</td> </tr> <tr> <td>周期 T (s)</td> <td>3.52×10^{-3}</td> </tr> </tbody> </table> <p>LS-DYNAコードの固有値計算値は、図4-3に示すように283.37Hzであり、誤差-0.15%で理論値と良く一致している。</p>  <p>図4-3 LS-DYNAコードの固有値解析結果 (径方向に振動する固有値モード)</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> 本資料のうち、枠囲み部分は商業機密に属しますので公開できません。 </div>	項目		縦弾性係数 E (MPa)		ポアソン比		密度 (kg/m ³)		固有周波数 (Hz)	283.80	周期 T (s)	3.52×10^{-3}	<p>(a) コンクリートに作用する最大衝撃力と最大変位</p> <p>鉄筋コンクリートの落下高さに対応する入力エネルギーに対する最大衝撃力とコンクリートの最大変位の比較を図4-3に、衝撃力と変位の時刻歴の比較を図4-4にそれぞれ示す。試験と解析結果は概ね一致しており、解析結果は試験結果より保守的な値となっている。</p>  <p>図4-3 衝撃力と変位の最大値の試験結果と解析結果の比較</p>  <p>図4-4 衝撃力と変位の時刻歴の試験結果と解析結果の比較</p>	<p>検証手法の相違</p>
項目														
縦弾性係数 E (MPa)														
ポアソン比														
密度 (kg/m ³)														
固有周波数 (Hz)	283.80													
周期 T (s)	3.52×10^{-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

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料2）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(b) 台形荷重に対する応答</p> <p>次に参考文献⁽⁵⁾による動的倍率の理論解と解析解を比較する。入力する衝撃荷重の条件を図4-2に示すような台形荷重で時間t_0は0.5ms、最大荷重P_0は1MPaとした。理論解による最大動的倍率は1.505倍である。</p> <p>LS-DYNAコードによる動的解析結果のリング内面位置での時刻歴変位を理論解とあわせて図4-4に示す。LS-DYNAコードの動的解析結果による最大動的倍率は1.514倍で、理論解との誤差0.6%と良く一致しており、衝撃荷重に対する問題にLS-DYNAコードを用いることは妥当である。</p>  <p>図4-4 動的倍率の理論解とLS-DYNAコードによる解析結果の比較</p>	<p>(b) コンクリートに作用する最大衝撃力と最大変位</p> <p>ロックシェッド模型頂版コンクリートの上面と下面におけるひずみの分布を図4-5に示す。最小主ひずみの分布では、着色した圧縮強度を超えるひずみ発生箇所に、最大及び最小せん断ひずみ分布では、赤色又は青色で着色した絶対値が許容せん断ひずみ0.5%を超える範囲に、コンクリートの損傷が発生すると考えられる。これらは図4-6に示す試験結果の押し抜きせん断破壊の範囲と概ね一致しており、衝撃荷重に対する問題にLS-DYNAコードを用いることは妥当である。</p>  <p>図4-5 ロックシェッド模型頂版コンクリートのひずみ分布</p>	<p>検証手法の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)
 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4-6 試験のひび割れ状況</p>	


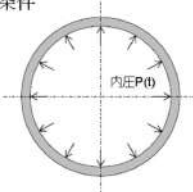
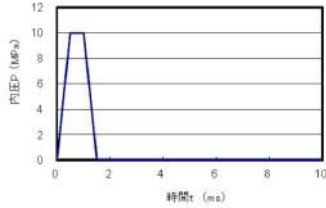


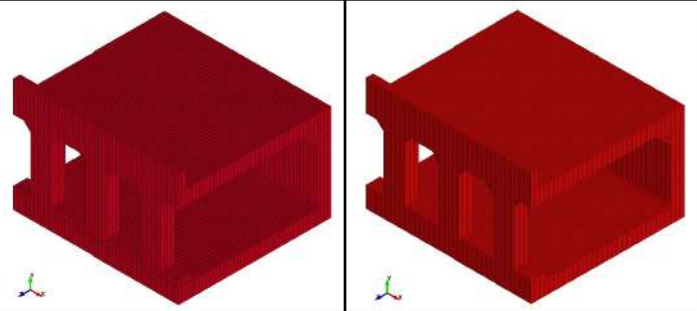

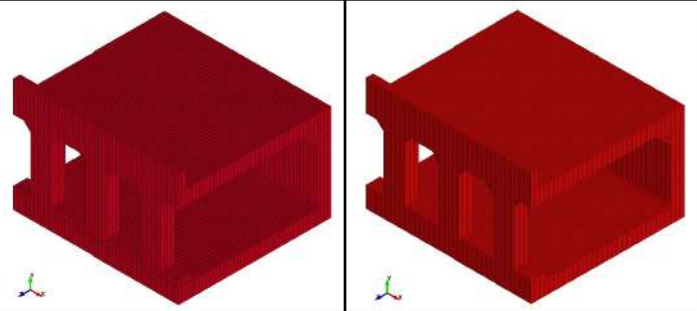


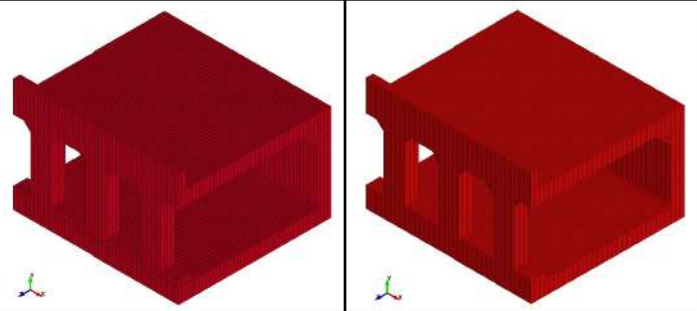
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

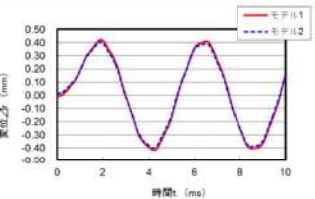
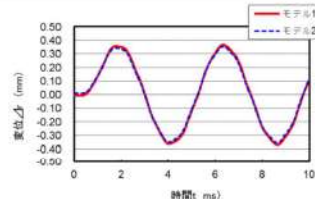
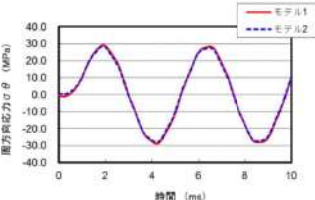
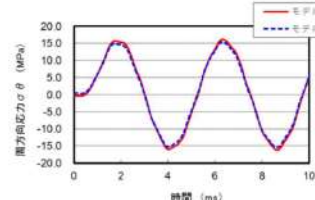
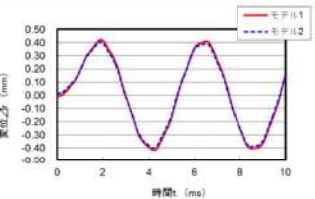
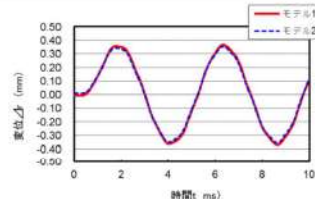
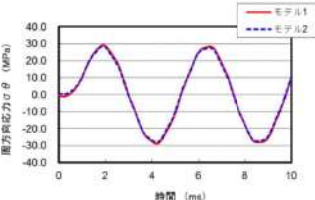
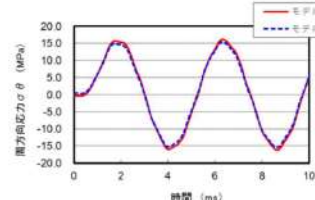
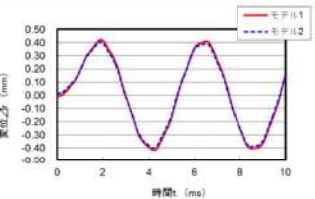
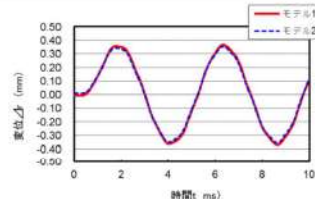
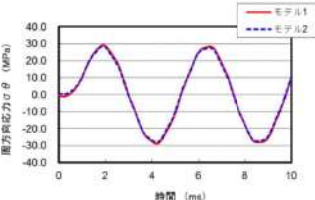
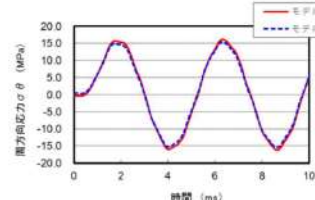
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料2）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) メッシュ分割の感度解析</p> <p>今回のFCI時のRPVペDESTALの構造評価では、構造体を模擬するLagrange Solid要素（要素幅約 <input type="text"/> ）、流体を模擬するALE Solid要素（要素幅約 <input type="text"/> ）を設定している。</p> <p>ここで、設定したメッシュ分割が適切なのかを確かめるために、ペDESTAL壁の一部を模擬した円環モデルにてメッシュ分割数の異なる二つのモデルに対して動的解析を行い、解析結果を比較した。図4-5に検討した円環モデルの概要、図4-6に解析結果の比較を示す。図4-6に示すように、FCI時の設定した要素サイズ（モデル1）と各要素辺長さを1/2とした詳細モデル（モデル2）の内外壁面における径方向変位の数値誤差*は内外面で+4%、周方向応力の解析結果の数値誤差は内面で+3%、外面で+5%であり、解析結果に対して影響を与えるような大きな差は無く、メッシュ分割は妥当である。</p> <p>*）数値誤差の定義は、（モデル1-モデル2）/モデル2+(プラス)は、モデル1の方が解析結果の数値が大きいことを示す。</p> <p><input type="text"/> 本資料のうち、枠囲み部分は商業機密に属しますので公開できません。</p>	<p>(2) メッシュ分割の感度解析</p> <p>ロックシェッド落錘試験との比較解析では、構造体を模擬するLagrange Solid要及びLagrange Shell要素の要素幅を <input type="text"/> に設定している。</p> <p>ここで、設定したメッシュ分割が適切なのかを確かめるために、試験との比較解析モデルにてメッシュ分割数の異なる2つのモデルに対して落錘試験の解析を行い、解析結果を比較した。図4-7に検討した解析モデルの概要、図4-8に解析結果の比較を示す。図4-8に示すように、落錘試験との比較解析時に設定した要素サイズ（モデル1）と各要素辺長さを1/2としたモデル（モデル2）の衝撃力と変位の時刻歴、及び最小主ひずみ分布は概ね一致しており、解析結果に対して影響を与えるような大きな差は無く、 <input type="text"/> でメッシュ分割は妥当である。</p> <p><input type="text"/> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p>検証手法の相違</p>

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)
 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 style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> 検討した円環の概略寸法 内径：ϕ <input type="text"/> m 壁厚：t <input type="text"/> m 高さ：<input type="text"/> m </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> 検討した円環の物性 ヤング率：<input type="text"/> Pa 密度：<input type="text"/> kg/m³ ポアソン比：<input type="text"/> </div> </div> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;"></th> <th style="width: 45%;">モデル1 (FCI評価時と同等の要素サイズ)</th> <th style="width: 45%;">モデル2 (FCI評価時の約1/2の要素サイズ)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>要素分割数</td> <td colspan="2" rowspan="3" style="text-align: center; vertical-align: middle;">  </td> </tr> <tr> <td>横断面</td> </tr> <tr> <td>縦断面</td> </tr> </tbody> </table> <div style="display: flex; align-items: flex-start;"> <div style="margin-right: 20px;"> <p>荷重条件</p>  </div> <div>  <p style="font-size: small;">FCIと同程度の荷重作用時間</p> </div> </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin-left: 20px;"> 本資料のうち、枠囲み部分は商業機密に属しますので公開できません。 </div>		モデル1 (FCI評価時と同等の要素サイズ)	モデル2 (FCI評価時の約1/2の要素サイズ)	要素分割数			横断面	縦断面	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;"></th> <th style="width: 45%;">モデル1</th> <th style="width: 45%;">モデル2</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>要素幅</td> <td colspan="2" style="text-align: center;">  </td> </tr> <tr> <td>解析モデル</td> <td colspan="2" style="text-align: center;">  </td> </tr> </tbody> </table> <div style="text-align: center; margin-top: 20px;"> <p>図 4-7 要素サイズの比較検討に用いた解析モデルの概要</p> </div> <div style="text-align: right; margin-top: 20px;"> : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </div>		モデル1	モデル2	要素幅			解析モデル			<p>検証手法の相違</p>
	モデル1 (FCI評価時と同等の要素サイズ)	モデル2 (FCI評価時の約1/2の要素サイズ)																	
要素分割数																			
横断面																			
縦断面																			
	モデル1	モデル2																	
要素幅																			
解析モデル																			

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)
 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="241 247 913 550" data-label="Image"> </div> <table border="1" data-bbox="206 598 1025 1093"> <tr> <td></td> <td>評価点：A (内壁)</td> <td>評価点：B (外壁)</td> </tr> <tr> <td>径方向変位</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>周方向応力</td> <td></td> <td></td> </tr> </table>		評価点：A (内壁)	評価点：B (外壁)	径方向変位			周方向応力			<div data-bbox="1164 231 1848 454" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1198 478 1803 742" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1064 837 1915 1045" data-label="Figure"> </div>	<p>検証手法の相違</p>
	評価点：A (内壁)	評価点：B (外壁)									
径方向変位											
周方向応力											
<p>図 4-6 要素サイズの異なるモデルの動的解析結果の比較</p>	<p>【モデル1】 【最小主ひずみ分布】 【モデル2】</p>										
	<p>図 4-8 要素サイズの異なるモデルの解析結果の比較</p>										

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料2）

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>[1] Livermore Software Technology Corporation, LS-DYNA KEYWORD USER' S MANUAL VOLUME I, 2007</p> <p>[2] 「BWR 配管における混合ガス（水素・酸素）の燃焼による配管損傷防止に関するガイドライン（第3版）」, 平成22年3月, 日本原子力技術協会</p> <p>[3] 「原子力発電施設等に係る構造物の爆発衝撃荷重挙動解析」, 平成20年11月, 原子力安全基盤機構</p> <p>[4] 「新版 工業振動学」, チモシェンコ, pp.428 ~ pp.429, 1977年1月, コロナ社</p> <p>[5] 「基礎からの衝撃工学」, 石川, pp.86 ~ pp.87, 2008年3月, 森北出版</p>	<p>5. 参考文献</p> <p>[1] Livermore Software Technology Corporation, LS-DYNA KEYWORD USER' S MANUAL VOLUME I, 2007</p> <p>[2] 「竜巻飛来物の衝突による原子力施設防護対策評価手法」, 2019年, 電力中央研究所</p> <p>[3] 「原子力発電施設等に係る構造物の爆発衝撃荷重挙動解析」, 平成20年11月, 原子力安全基盤機構</p> <p>[4] “Use and Validation of the Release III K&C Concrete Material Model in LS-DYNA”, Technical Report TR-11-36.5, 2011, Crawford, J. E., Wu, Y., Choi, H. J., Magallanes, J. M., Lan, S.</p> <p>[5] 「鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 一許容応力度設計法一」, 1999, (社)日本建築学会</p> <p>[6] 「熱間圧延鋼板及び鋼帯の形状, 寸法, 質量及びその許容差」, JIS G 3193:2019, 日本産業規格</p> <p>[7] 「鋼構造設計規準 一許容応力度設計法一」, 2005, (社)日本建築学会</p> <p>[8] 「敷砂緩衝材の有無によるRC製ロックシェッド模型(2/5)の重錘落下衝撃実験」, 2011年5月, 山口 悟, 西弘明, 今野 久志, 岸 徳光</p>	<p>炉型の相違により適用事例が異なる</p> <p>炉型の相違により使用材料が異なる</p> <p>検証手法の相違</p>

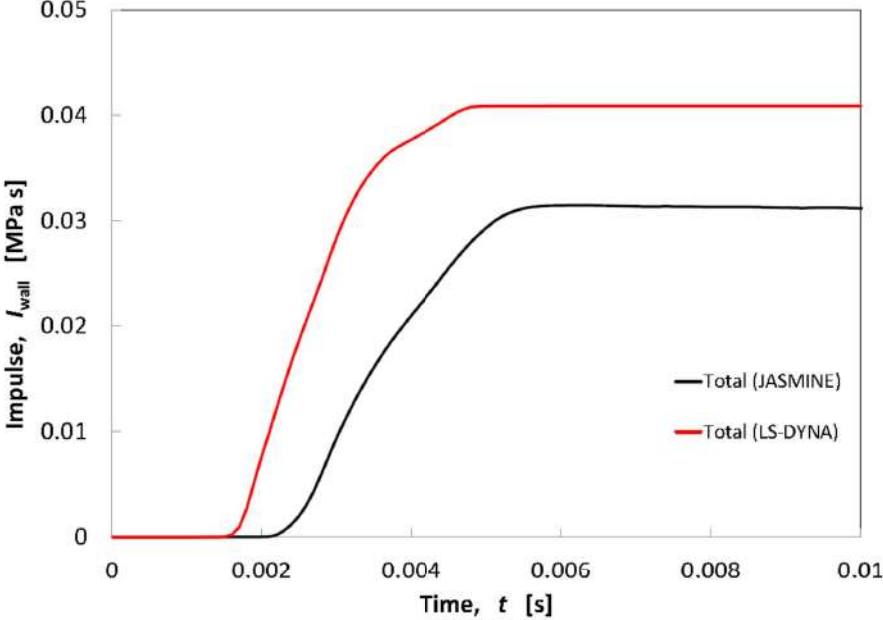
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料2）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>添付1 運動エネルギーから圧力として伝わる時の考え方について</p> <p>3.4節に示したように、LS-DYNAコードの評価は、JASMINEコードの解析結果に基づき設定した水蒸気爆発時の流体の最大運動エネルギーに基づいて実施している。すなわち、LS-DYNAコードの評価での水蒸気爆発時の流体最大運動エネルギーがJASMINEコードの評価における全領域の流体運動エネルギーの最大値と同等となるように設定している。これは、水蒸気爆発発生時には溶融デブリからの熱エネルギーが、爆発による圧力波を介して流体側に運動エネルギーとして伝わりこれが構造材のペDESTAL壁に作用するためであり、この運動エネルギーの最大値を解析条件としてLS-DYNAコードの評価に引き渡すことにより、ペDESTALの構造健全性を適切に評価できると考えられるためである。</p> <p>上記の考え方の妥当性を確認するために、JASMINEコードの解析による水蒸気爆発時の壁面力積履歴とLS-DYNAコードの解析における壁面力積履歴を比較した。添付図1-1に示すとおり、LS-DYNAコードの解析における壁面力積履歴はJASMINEコードの解析よりも大きく、解析条件として保守的であることが確認できる。</p> <p>また、爆発源の形状については、3.4節に示したように、JASMINEコードの解析による粗混合領域の分布形状に合わせて円柱状に設定している。LS-DYNAコードの解析では、円柱状に設定した爆発源の領域の中で、JASMINEコードの解析の結果、最も大きくなる圧力を爆発源全体の初期圧力として設定しており、構造応答評価が保守的となるように配慮している。</p> <p>一方で、爆発源の位置及び形状に関して、水相部の底部付近の小さな領域を爆発源として設定するよりは、3.4節に示した円柱状の爆発源は、その上部が水面に近いため、爆発源のエネルギーが水面より上方の気相部に伝搬しやすいと考えられる。添付図1-2には、ペDESTALの側壁に隣接する各軸方向位置における力積履歴について、JASMINEコードの結果とLS-DYNAコードの結果を比較した。この図に示されるように、水面以下の力積について、軸方向高さが高い位置の力積はLS-DYNAコードの方がやや大きいものの、下層部と比較してJASMINEコードとの差異が小さくなっていることが分かる。このように、爆発源の形状を円柱状として設定することにより、爆発源のエネルギーの一部が気相部に伝搬されやすくなり、軸方向高さが高い位置では、LS-DYNAコードの力積が小さくなりやすい可能性があるものの、全体としては、JASMINEコードの力積履歴と比較して保守的であり、爆発源を円柱状とした場合であっても、LS-DYNAコードの解析条件の保守性を確認できる。</p>	<p>【該当項目なし】</p>	<p>解析手法の相違によりLS-DYNAコードで運動エネルギーから圧力への変換は行っていない</p>

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="376 871 819 895">添付図 1-1 水蒸気爆発による壁面力積履歴の比較</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
<div data-bbox="152 204 1016 810" style="border: 2px solid black; height: 380px; width: 386px;"></div> <div data-bbox="174 826 922 1348"> <p>添付図 1-2 ペDESTAL側壁の局所位置における力積のコード間比較</p> </div> <div data-bbox="436 1401 1008 1441" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>本資料のうち、枠囲み部分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

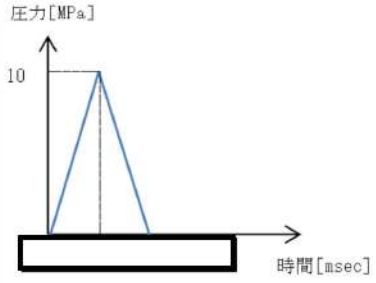
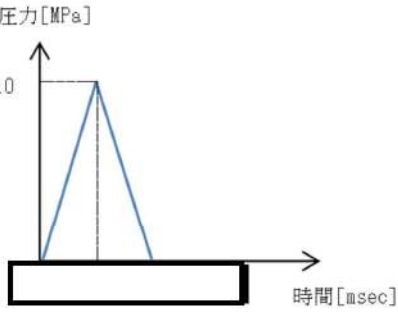
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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（参考資料2）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>添付2 反射波の考慮について</p> <p>LS-DYNAコードは非線形動的構造解析ソフトウェアであり、時刻歴応答計算では陰解法を採用した有限要素法解析ツールとは異なり、収束計算を必要としない陽解法を採用しているため、特に爆発荷重・衝撃荷重のような非線形性の強い問題を扱うことが可能である。</p> <p>今回のFCI時のRPVペダスタルの構造応答は、構造体を模擬するLagrange要素（要素幅約 <input type="text"/> mm）と流体を模擬するALE要素（要素幅約 <input type="text"/> mm）を設定し、両者の相互作用による流体-構造連成解析によって計算している。</p> <p>Lagrange要素の幅は、ペダスタルの構造応答の観点から、爆発荷重に対する変形挙動を精度よく模擬できるよう、壁厚方向に十分な分割数が確保できる寸法として設定したものである。一方、ALE要素は、Lagrange要素との力のやり取りの関係からLagrange要素と同等の設定をすることが推奨されており、要素幅を <input type="text"/> mm と設定している。</p> <p>なお、一般的に陽解法では、荷重等の伝播速度と要素サイズから自動的に時間刻みを計算することで、解析の精度を確保している。</p> <p>したがって、今回の解析体系においても、要素サイズ、時間刻みは適切に設定されており、流体-構造間、及び構造体内部での圧力伝播や反射の影響については適切に模擬できているものと考えている。</p> <p>ここで、反射波の影響確認を目的として、単純なLagrange要素のモデルにパルス状の荷重を負荷した場合の構造物内部の応力履歴を調査した。解析体系と荷重条件を添付図2-1に示す。</p> <p>添付図2-1に示す条件で圧力波の伝播挙動を解析した結果として、代表点のLagrange要素の応力時刻歴を抽出した結果を添付図2-2に、時刻毎の応力分布を添付図2-3に示す。添付図2-2に示す通り、圧力波の進行と反射の影響により、要素が受ける応力の時刻歴は圧縮応力と引張応力が周期的に変動しており、境界面で圧力波の反射が考慮されていることを確認した。</p> <p>また、同様のモデルを用いて反射波の重量の効果についても確認した。解析モデルと荷重条件を添付図2-4に示す。添付図2-4に示す条件で圧力伝播挙動を解析した結果として、圧力測定点のLagrange要素の圧力時刻歴を抽出した結果の比較を添付図2-5に示す。</p> <p>添付図2-5に示す通り、ケース1とケース2の入力を重ね合わせたケース3の解析結果は、ケース1とケース2の解析で得られた個々の圧力波形の重ね合わせとして表現されていることが確認された。これにより、LS-DYNAコードでは圧力伝播と反射、及び反射波の重量が適切に模擬されていることを確認した。</p> <p>また、添付図2-6に3章に示すペダスタル構造解析において没水部のペダスタル外側壁面に負荷される圧力荷重の時刻歴を示す。</p> <p>今回の解析対象である水蒸気爆発は、高い圧力の荷重がごくわずかな時間（ミリ秒単位）で作用する事象であり、爆発エネルギーの開放直後の圧力波による発生応力が支配的となると考えられる。実際の解析評価においても、添付図2-6に示したように、水蒸気爆発によって生じる圧力波の第一ピーク</p> <p style="text-align: center;"><input type="text"/> 本資料のうち、枠囲み部分は商業秘密に属しますので公開できません。</p>	<p>添付1 反射波の考慮について</p> <p>LS-DYNAコードは非線形動的構造解析ソフトウェアであり、時刻歴応答計算では陰解法を採用した有限要素法解析ツールとは異なり、収束計算を必要としない陽解法を採用しているため、特に爆発荷重・衝撃荷重のような非線形性の強い問題を扱うことが可能である。</p> <p>今回のFCI時の原子炉下部キャビティ壁の構造応答は、構造体を模擬するLagrange要素（要素幅約 <input type="text"/> mm）を設定し解析している。</p> <p>Lagrange要素の幅は、原子炉下部キャビティ壁の構造応答の観点から、爆発荷重に対する変形挙動を精度よく模擬できるよう、壁厚方向に十分な分割数が確保できる寸法として設定したものである。</p> <p>なお、一般的に陽解法では、荷重等の伝播速度と要素サイズから自動的に時間刻みを計算することで、解析の精度を確保している。</p> <p>したがって、今回の解析体系においても、要素サイズ、時間刻みは適切に設定されており、構造体内部での圧力伝播や反射の影響については適切に模擬できているものと考えている。</p> <p>ここで、反射波の影響確認を目的として、単純なLagrange要素のモデルにパルス状の荷重を負荷した場合の構造物内部の応力履歴を調査した。解析体系と荷重条件を添付図1-1に示す。</p> <p>添付図1-1に示す条件で圧力波の伝播挙動を解析した結果として、代表点のLagrange要素の応力時刻歴を抽出した結果を添付図1-2に、時刻ごとの応力分布を添付図1-3に示す。添付図1-2に示す通り、圧力波の進行と反射の影響により、要素が受ける応力の時刻歴は圧縮応力と引張応力が周期的に変動しており、境界面で圧力波の反射が考慮されていることを確認した。</p> <p>また、同様のモデルを用いて反射波の重量の効果についても確認した。解析モデルと荷重条件を添付図1-4に示す。添付図1-4に示す条件で圧力伝播挙動を解析した結果として、圧力測定点のLagrange要素の圧力時刻歴を抽出した結果の比較を添付図1-5に示す。</p> <p>添付図1-5に示す通り、ケース1とケース2の入力を重ね合わせたケース3の解析結果は、ケース1とケース2の解析で得られた個々の圧力波形の重ね合わせとして表現されていることが確認された。これにより、LS-DYNAコードでは圧力伝播と反射、及び反射波の重量が適切に模擬されていることを確認した。</p> <p>また、添付図1-6に3章に示す原子炉下部キャビティ構造解析において原子炉下部キャビティ外側壁面に負荷される圧力荷重の時刻歴を示す。</p> <p>今回の解析対象である水蒸気爆発は、高い圧力の荷重がごくわずかな時間（ミリ秒単位）で作用する事象であり、爆発エネルギーの開放直後の圧力波による発生応力が支配的となると考えられる。</p> <p style="text-align: center;"><input type="text"/> : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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（参考資料2）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>クによる圧力が、以降の反射波による圧力ピークに比べて大きく、爆発初期の圧力波が構造応答評価に対して支配的となることを確認できる。</p> <div data-bbox="190 284 660 813" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>  <p>添付図 2-1 解析モデルと荷重条件</p> <div data-bbox="392 1053 963 1093" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> 本資料のうち、枠囲み部分は商業機密に属しますので公開できません。 </div>	<p>実際の解析評価においても、添付図 1-6 に示したように、水蒸気爆発によって生じる圧力波の爆発初期のピークによる圧力が、以降の反射波による圧力ピークに比べて大きく、爆発初期の圧力波が構造応答評価に対して支配的となることを確認できる。</p> <div data-bbox="1064 276 1534 1109" style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>  <p>添付図 1-1 解析モデルと荷重条件</p> <div data-bbox="1377 1212 1948 1252" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> □：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </div>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="152 223 1025 638"> </div> <div data-bbox="336 654 851 686"> <p>添付図 2-2 Lagrange 要素の代表点における応力場の履歴</p> </div> <div data-bbox="168 702 1025 1085"> </div> <div data-bbox="448 1101 739 1133"> <p>添付図 2-3 応力場分布の推移</p> </div> <div data-bbox="421 1244 990 1284"> <p>本資料のうち、枠囲み部分は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	<div data-bbox="1064 271 1960 622"> </div> <div data-bbox="1232 654 1769 686"> <p>添付図 1-2 Lagrange 要素の代表点における応力場の履歴</p> </div> <div data-bbox="1075 718 1960 1085"> </div> <div data-bbox="1366 1101 1657 1133"> <p>添付図 1-3 応力場分布の推移</p> </div> <div data-bbox="1377 1173 1948 1212"> <p>□：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	

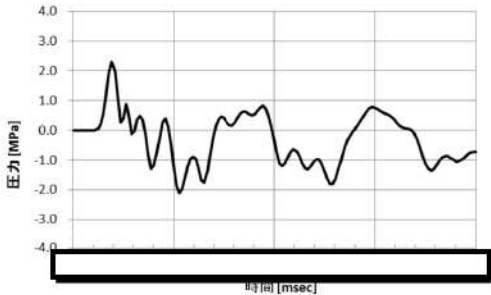

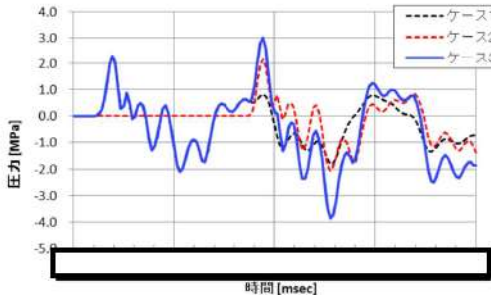
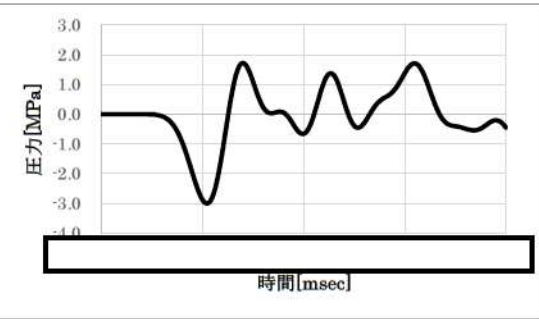
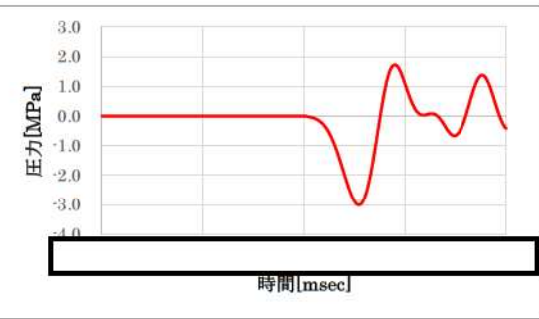
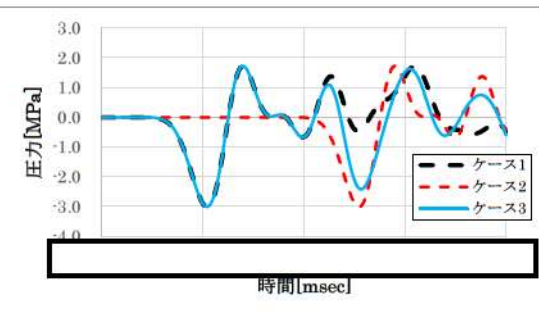
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (参考資料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
<div data-bbox="159 220 1025 1054" style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="443 1082 748 1104">添付図 2-4 解析モデルと荷重条件</p> <div data-bbox="421 1254 994 1289" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 20px;"> 本資料のうち、枠囲み部分は商業機密に属しますので公開できません。 </div>	<div data-bbox="1066 188 1962 1054" style="border: 2px solid black; height: 500px; width: 100%;"></div> <p data-bbox="1357 1082 1662 1104">添付図 1-4 解析モデルと荷重条件</p> <p data-bbox="1384 1219 1948 1248">□：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="241 220 362 244"><ケース1></p>  <p data-bbox="241 566 362 590"><ケース2></p>  <p data-bbox="241 909 362 933"><ケース3></p>  <p data-bbox="459 1284 739 1308">添付図 2-5 各ケースの圧力履歴</p> <div data-bbox="459 1380 1019 1412" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>本資料のうち、枠囲み部分は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	<p data-bbox="1064 172 1164 196"><ケース1></p>  <p data-bbox="1064 550 1164 574"><ケース2></p>  <p data-bbox="1064 933 1164 957"><ケース3></p>  <p data-bbox="1366 1324 1646 1348">添付図 1-5 各ケースの圧力履歴</p> <div data-bbox="1377 1356 1948 1388" style="border: 1px solid black; padding: 2px;"> <p>□：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料2）

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="168 236 1032 847" style="border: 2px solid black; height: 383px; width: 386px;"></div> <p data-bbox="331 871 869 895">添付図 2-6 圧力によってペダスタル外側壁面に作用する荷重</p> <div data-bbox="226 930 965 978" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p data-bbox="264 943 927 967">本資料のうち、枠囲み部分は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	<div data-bbox="1064 312 1960 826" style="border: 2px solid black; height: 322px; width: 399px;"></div> <p data-bbox="1189 871 1832 895">添付図 1-6 圧力によって原子炉下部キャビティ外側壁面に作用する荷重</p> <p data-bbox="1384 906 1944 930">□：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料2）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>添付3 ペDESTAL構造応答評価における判定基準について</p> <p>1. ペDESTALの支持機能について</p> <p>炉外FCIの水蒸気爆発評価においては、爆発による衝撃荷重により、ペDESTALが圧力容器等を支持する機能を損なわないことが健全性の判断基準となる。</p> <p>保守的な想定として、内側鋼板、コンクリート及び縦リブ構造材を無視し、ペDESTALの外側鋼板のみを考慮した場合の降伏強度について以下に評価する。</p> <p>ペDESTALの外側鋼板の断面積は、</p> $A_0 = \pi/4 \times (D_0^2 - D_1^2) = \boxed{} \text{ mm}^2$ <p>外側鋼板の降伏応力は、</p> $S_y = 490 \text{ MPa}$ <p>よって、外側鋼板の降伏耐力は、</p> $P_y = \boxed{} \text{ mm}^2 \times 490 \text{ MPa} = \boxed{} \text{ kN}$ <p>となる。一方、ペDESTAL評価箇所に加わる主な荷重としては、</p> <p>① 圧力容器からの作用荷重（約 $\boxed{}$ ton） ② 原子炉遮へい壁からの作用荷重（約 $\boxed{}$ ton） ③ ペDESTALの基礎に直接作用する荷重（約 $\boxed{}$ ton）</p> <p>があり、鉛直方向の荷重は合計で約 $\boxed{}$ kN（$\boxed{}$ ton）である。したがって、外側鋼板のみでもペDESTALに加わる荷重に対して降伏することはない。</p> <p>以上に示すように、ペDESTALの支持機能は外側鋼板のみで成立するため、炉外FCI時の水蒸気爆発評価においては、衝撃荷重によるペDESTAL外側鋼板の健全性への影響を確認する。</p> <p>2. 許容ひずみについて</p> <p>鋼板の健全性は、爆発荷重によって生じるひずみが許容ひずみ範囲内であることをもって確認する。</p> <p>炉外FCI評価に用いるペDESTAL鋼板の許容ひずみは、材料データの既往知見（NUPEC試験^[1]）の最大荷重点でのひずみより10%としている。以下ではその設定の考え方について示す。</p> <p>ペDESTAL鋼板の材質はSPV490である。SPV490のJIS規格では破断ひずみを19%以上である。これに対して、既往知見の一つであるNUPEC試験データにSPV490の最大荷重点でのひずみ10%がある。</p> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px; display: inline-block;">本資料のうち、枠囲み部分は商業秘密に属しますので公開できません。</p>	<p>添付2 原子炉下部キャビティ構造応答評価における判定基準について</p> <p>1. 原子炉下部キャビティ壁の支持機能について</p> <p>炉外FCIの水蒸気爆発評価においては、爆発による衝撃荷重により、原子炉下部キャビティ壁が原子炉容器等を支持する機能を損なわないことが健全性の判断基準となる。</p> <p>2. 許容ひずみについて</p> <p>鉄筋コンクリート構造の破壊モードとしては、引張側の鉄筋が破断する曲げ引張破壊、コンクリートにせん断力が作用し脆性的に破壊されるせん断破壊、及び圧縮側のコンクリートが圧壊する曲げ圧縮破壊が考えられ、鉄筋コンクリートの健全性は、爆発荷重によって生じるひずみを各破壊モードにおける許容値と比較評価し、構造が全体的に崩壊する挙動とならないことをもって確認する。</p> <p>曲げ引張破壊モードにおいては、JSME S NX3-2015^[1]で示される破断ひずみを真値に換算した値11.9%を鉄筋の相当塑性ひずみの許容ひずみとして採用する。</p>	<p>原子炉容器支持構造、及び評価手法の相違</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（参考資料2）

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の機能維持の観点からは、耐力が低下せず、外力の増加に対応できる範囲であれば荷重負担能力が維持できることから、FCI 時の荷重に対して発生するひずみが最大荷重時ひずみ未満であることが機能維持の判定基準であると考えられる。このため、SPV490 の最大荷重点でのひずみ 10%を許容ひずみとして採用する。</p> <p>3. 代表的な解析結果と判断基準に対する傾向の確認</p> <p>今回の評価結果では添付図 3-1 に示すように、外側鋼板の応力は最も厳しい局所位置においても約 130MPa であり、鋼板の大半の領域では応力の最大値は 30MPa 程度である。また、局所的に降伏応力を上回る応力が発生して塑性ひずみが生じたとしても問題となることはなく、外側鋼板の局所以外の大部分に生じる塑性ひずみ量が判断基準を十分に下回っていれば、ペDESTALの支持機能は維持される。</p> <p>以上のように、外側鋼板は炉外 FCI 時の水蒸気爆発荷重に対し、最も厳しい局所位置においても弾性変形の範囲内であり、その他の大部分の領域の発生応力は降伏応力に対しても十分に余裕があることから、ペDESTALの支持機能としての健全性には影響がないと判断できる。</p> <p>4. 参考文献</p> <p>[1] 「平成7年度 溶接部等熱影響部信頼性実証試験（原子炉格納容器）に関する報告書」, 原子力安全基盤機構, 平成8年3月</p>	<p>せん断破壊モードにおいては、NEI07-13^[2]で示される許容せん断ひずみ 0.5%をコンクリートのせん断ひずみの許容ひずみとして採用する。</p> <p>曲げ圧縮破壊モードにおいては、コンクリートが圧縮強度に達するひずみ (Fc24:1114μ, Fc36:1349μ) をコンクリートの最小主ひずみの許容ひずみとして採用する。</p> <p>3. 代表的な解析結果と判断基準に対する傾向の確認</p> <p>今回の評価結果を添付表 3-1 に示す。曲げ引張破壊モードにおいては、原子炉下部キャビティ壁の鉄筋に塑性ひずみは発生しておらず、許容ひずみ 11.9%を超過していない。また、せん断破壊モードにおいては、コンクリートのせん断ひずみが最大 0.3%に達しているものの、許容せん断ひずみ 0.5%を超過していない。曲げ圧縮破壊モードについては、最小主ひずみが下部コンクリートで最大 1167μ に達しており、許容ひずみ 1114μ を超過しているものの、添付図 3-1 に示す通りトンネル内壁及び階段室の表層に限定されており、全断面では許容値を超過していない。</p> <p>以上より、コンクリートは表層部の限定された範囲以外の部分が許容値である圧縮強度相当のひずみ以内であり、鉄筋には塑性ひずみが発生しておらず弾性範囲内であることから、水蒸気爆発による衝撃荷重により原子炉下部キャビティ壁の鉄筋コンクリート構造が全体的に崩壊する挙動とはならず、構造健全性が維持され原子炉格納容器の健全性が保たれると判断できる。</p> <p>4. 参考文献</p> <p>[1] 「シビアアクシデント時の構造健全性評価ガイドライン（PWR プレストレスコンクリート製格納容器編）」, 日本機械学会, JSME S NX3-2015, 2015年9月</p> <p>[2] “Methodology for Performing Aircraft Impact Assessments for New Plant Design”, Nuclear Energy Institute (NEI), NEI07-13 (Rev. 8P), 2011.4</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																		
<div data-bbox="369 212 878 667" style="border: 1px solid black; height: 285px; width: 227px; margin-bottom: 20px;"></div> <div data-bbox="264 724 936 1155"> </div> <p data-bbox="230 1185 947 1246">添付図 3-1 炉外 FCI 評価における外側鋼板の応力カウンター図 (最大応力発生時) 及び代表位置における応力履歴</p> <div data-bbox="450 1321 1023 1358" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 20px;"> <p>本資料のうち、枠囲み部分は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	<p data-bbox="1375 209 1641 231">添付表 3-1 LS-DYNA 解析結果</p> <table border="1" data-bbox="1108 236 1912 523"> <thead> <tr> <th>部位</th> <th>評価パラメータ</th> <th>発生値</th> <th>許容値</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>鉄筋</td> <td>塑性ひずみ</td> <td>0%</td> <td>11.9%</td> </tr> <tr> <td rowspan="3">コンクリート</td> <td>せん断ひずみ</td> <td>0.3%</td> <td>0.5%</td> </tr> <tr> <td>最小主ひずみ (下部 (Fc24))</td> <td>1167 μ (トンネル内壁及び階段室の表層のみ)</td> <td>1次遮蔽壁全断面で 1114 μ 以上とならないこと</td> </tr> <tr> <td>最小主ひずみ (上部 (Fc36))</td> <td>1273 μ</td> <td>1次遮蔽壁全断面で 1349 μ 以上とならないこと</td> </tr> </tbody> </table> <div data-bbox="1120 639 1899 928"> </div> <p data-bbox="1128 1016 1890 1040">添付図 3-1 爆発発生から 0.2 秒後までのコンクリートの最小主ひずみの最小値の分布</p>	部位	評価パラメータ	発生値	許容値	鉄筋	塑性ひずみ	0%	11.9%	コンクリート	せん断ひずみ	0.3%	0.5%	最小主ひずみ (下部 (Fc24))	1167 μ (トンネル内壁及び階段室の表層のみ)	1次遮蔽壁全断面で 1114 μ 以上とならないこと	最小主ひずみ (上部 (Fc36))	1273 μ	1次遮蔽壁全断面で 1349 μ 以上とならないこと	
部位	評価パラメータ	発生値	許容値																	
鉄筋	塑性ひずみ	0%	11.9%																	
コンクリート	せん断ひずみ	0.3%	0.5%																	
	最小主ひずみ (下部 (Fc24))	1167 μ (トンネル内壁及び階段室の表層のみ)	1次遮蔽壁全断面で 1114 μ 以上とならないこと																	
	最小主ひずみ (上部 (Fc36))	1273 μ	1次遮蔽壁全断面で 1349 μ 以上とならないこと																	

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE10-9 r.5.0
提出年月日	令和5年12月22日

泊発電所3号炉
重大事故等対策の有効性評価
比較表

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関する
エアロゾル粒子の捕集効果の設定について

令和5年12月
北海道電力株式会社

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

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;">付録4</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器からの漏えいに関する エアロゾル粒子の捕集効果の設定について</p>	<p style="text-align: right;">付録4</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器からの漏えいに関する エアロゾル粒子の捕集効果の設定について</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">目次</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. はじめに 2. 原子炉格納容器の構造と原子炉建屋への漏えい経路 <ol style="list-style-type: none"> 2.1 原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所 3. 漏えい経路におけるエアロゾル粒子のDFに関する既存の知見 <ol style="list-style-type: none"> 3.1 NUPEC 試験概要 3.2 NUPEC 試験結果 4. NUPEC 試験の実機への適用性 <ol style="list-style-type: none"> 4.1 エアロゾル粒子の粒径に対する考察 4.2 シール材の差異に対する考察 4.3 圧力条件に対する考察 4.4 蒸気条件に対する考察 4.5 破損時と健全時の電気配線貫通部及びフランジ・ガスケットに対する考察 5. まとめ 	<p style="text-align: center;">目次</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. はじめに 2. 原子炉格納容器の構造と原子炉建屋への漏えい経路 <ol style="list-style-type: none"> 2.1 原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所 3. 漏えい経路におけるエアロゾル粒子のDFに関する既存の知見 <ol style="list-style-type: none"> 3.1 NUPEC 試験概要 3.2 NUPEC 試験結果 4. NUPEC 試験の実機への適用性 <ol style="list-style-type: none"> 4.1 エアロゾル粒子の粒径に対する考察 4.2 シール材の差異に対する考察 4.3 圧力条件に対する考察 4.4 蒸気条件に対する考察 4.5 破損時と健全時の電線貫通部及びフランジ・ガスケットに対する考察 5. まとめ 	<p>設備名称の相違 ・実機の電気配線貫通部を示す場合は、他条文と名称の整合性を図るために「電線貫通部」と記載(以降、相違理由は省略)</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1. はじめに</p> <p>重大事故等時の被ばく評価等における環境への放射性物質の放出量評価においては、原子炉格納容器の限界温度、限界圧力を下回る領域において、最高使用圧力に応じた設計漏えい率を考慮し原子炉格納容器からの漏えい量を評価している。</p> <p>ここで、原子炉格納容器からのエアロゾル粒子の漏えいは、原子炉格納容器フランジのシール部や電気配線貫通部のシール部において重大事故等時の条件下で漏えい孔が生じた場合、これを主たる経路として発生すると考えられる。</p> <p>漏えい経路は非常に狭く複雑な形状を示すことから、エアロゾル粒子が捕集される効果が期待される。</p> <p>本資料は、重大事故等時の BWR の原子炉格納容器（Mark-I、Mark-II 及びそれぞれの改良型並びに RCCV）からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果を表す捕集係数（以下「DF」という。）に関し、「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（原子力発電技術機構平成15年3月）」で報告されている放射性物質捕集特性試験の実機への適用性の確認及び適用可能な DF についてまとめたものである。</p>	<p>1. はじめに</p> <p>重大事故等時の被ばく評価等における環境への放射性物質の放出量評価においては、原子炉格納容器の限界温度、限界圧力を下回る領域において、最高使用圧力に応じた設計漏えい率を考慮し原子炉格納容器からの漏えい量を評価している。</p> <p>ここで、原子炉格納容器からのエアロゾル粒子の漏えいは、原子炉格納容器フランジのシール部や電線貫通部のシール部において重大事故等時の条件下で漏えい孔が生じた場合、これを主たる経路として発生すると考えられる。</p> <p>漏えい経路は非常に狭く複雑な形状を示すことから、エアロゾル粒子が捕集される効果が期待される。</p> <p>本資料は、重大事故等時の PWR の原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果を表す除染係数（以下「DF」という。）に関し、「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書（原子力発電技術機構平成15年3月）」（以下「NUPEC 総括報告書」という。）で報告されている放射性物質捕集特性試験の実機への適用性の確認及び適用可能な DF についてまとめたものである。</p>	<p>設備の相違 記載表現の相違 ・泊では「除染係数」で統一</p>

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

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 原子炉格納容器の構造と原子炉建屋への漏えい経路</p> <p>BWRの原子炉格納容器はMark-I、Mark-II及びそれぞれの改良型並びにABWRで採用している鉄筋コンクリート一体型のRCCVといった種類があり、その構造は前者が鋼鉄製の容器、後者が鉄筋コンクリートの表面を鋼材でライニングした構造であるかの違いはあるが、そのバウンダリ部は溶接又はガスケット等でシールされており、放射性物質を閉じ込めるための気密性の高い構造となっている。</p> <p>そのため放射性物質が原子炉格納容器外へ放出される際には、これらのガスケット等のシール部から漏えいするものと考えられる。以下に実機の構造と漏えい想定箇所についてMark-I改良型で示す。 (その他型式は別添参照)</p> <p>2.1 原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所</p> <p>原子炉格納容器の構造から漏えい箇所を想定するにあたり、Mark-I改良型の原子炉格納容器の概要図を図2-1に示す。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリの構成部について、重大事故等時における放射性物質の閉じ込め機能を喪失させる要因（以下「機能喪失要因」という。）として、原子炉格納容器内の温度、圧力条件や原子炉格納容器本体の変形に伴う以下の要因が想定される。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリの構成部を機能喪失要因別に分類し表2-1に示す。</p>	<p>2. 原子炉格納容器の構造と原子炉建屋への漏えい経路</p> <p>PWRの原子炉格納容器は鋼製円筒型格納容器（鋼製CV）及びプレストレストコンクリート製格納容器（PCCV）といった種類があり、その構造は前者が鋼鉄製の容器、後者が鉄筋コンクリートの表面を鋼材でライニングした構造であるかの違いはあるが、そのバウンダリ部は溶接又はガスケット等でシールされており、放射性物質を閉じ込めるための気密性の高い構造となっている。</p> <p>そのため放射性物質が原子炉格納容器外へ放出される際には、これらのガスケット等のシール部から漏えいするものと考えられる。以下に実機の構造と漏えい想定箇所について泊発電所3号炉で採用している鋼製CVで示す。</p> <p>2.1 原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所</p> <p>原子炉格納容器の構造から漏えい箇所を想定するにあたり、鋼製CVの概要図を図2-1に示す。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリの構成部について、重大事故等時における放射性物質の閉じ込め機能を喪失させる要因（以下「機能喪失要因」という。）として、原子炉格納容器内の温度、圧力条件や原子炉格納容器本体の変形に伴う以下の要因が想定される。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリの構成部を機能喪失要因別に分類し表2-1に示す。</p>	<p>設備の相違</p> <p>設備の相違 記載方針の相違 ・泊は採用している鋼製CVについてのみ記載</p> <p>設備の相違</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）

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>※赤線は原子炉格納容器のバウンダリを示す</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 原子炉格納容器本体（ドライウエル、サブプレッションチェンバ、ベント管（ベント管ベローズ含む）） b. ドライウエル主フランジ c. 機器搬出入用ハッチ d. 所員用エアロック e. 逃がし安全弁搬出入口 f. 配管貫通部 g. 電気配線貫通部 h. 原子炉格納容器隔離弁 <p>図 2-1 BWR（Mark-I 改良型）の原子炉格納容器の概要図 （女川原子力発電所2号炉の場合）</p>	<p>※赤線は原子炉格納容器のバウンダリを示す</p> <ul style="list-style-type: none"> a. 原子炉格納容器本体（一般部及び局部） b. 機器搬入口 c. エアロック d. 配管貫通部 e. 電線貫通部 f. 原子炉格納容器隔離弁 <p>図 2-1 PWR（鋼製CV）の原子炉格納容器の概要図 （泊発電所3号炉の場合）</p>	<p>設備の相違</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）

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉				相違理由
表2-1 BWR (Mark-I改良型)の原子炉格納容器バウンダリの構成部における機能喪失要因 (女川原子力発電所2号炉の場合)				表2-1 PWRの原子炉格納容器(鋼製CV)バウンダリの構成部における機能喪失要因 (泊発電所3号炉の場合)				設備の相違
構成部		機能喪失要因		構成部		機能喪失要因		
		構造部	シール部			構造部	シール部	
a. 原子炉格納容器本体	胴部等及びドライウェル基部	延性破壊	—	a. 原子炉格納容器本体	一般部及び局部	延性破壊	—	
	ベント管ペローズ	疲労破壊	—		蓋	座屈	—	
b. ドライウェル主フランジ	フランジ	延性破壊	開口、シール能力低下	b. 機器搬入口	フランジ	延性破壊	—	
	締付ボルト	延性破壊	—		ボルト	延性破壊	—	
c. 機器搬出入用ハッチ	円筒胴取付部	延性破壊	—		シール部	—	変形、高温劣化	
	円筒胴	延性破壊	変形、シール能力低下	c. エアロック	隔壁	延性破壊	—	
	鏡板	座屈	—		シール部	—	変形、高温劣化	
d. 所員用エアロック	扉及び隔壁	延性破壊	変形、シール能力低下	d. 配管貫通部	貫通配管	延性破壊	—	
	円筒胴	延性破壊	—		スリーブ	延性破壊	—	
	シール部(扉以外)	—	シール能力低下		端板	延性破壊	—	
e. 逃がし安全弁搬出入口	円筒胴	延性破壊	—	e. 電線貫通部	閉止フランジ	延性破壊	シール能力不足による漏えい	
	鏡板	延性破壊	—		閉止板	延性破壊	—	
	フランジ	延性破壊	開口、シール能力低下		伸縮継手	疲労破壊	—	
f. 配管貫通部	貫通配管	延性破壊	—		短管	圧壊	—	
	スリーブ	延性破壊、座屈	—		f. 原子炉格納容器隔離弁	本体及び端板	延性破壊	—
	端板	延性破壊	—			モジュール	—	エポキシ樹脂付着力低下、 Oリング変形
	ボルト締付平板	延性破壊	—	耐圧部材	延性破壊	—		
	フランジ	延性破壊	開口、シール能力低下		シール部	—	変形	
	締付ボルト	延性破壊	—	g. 電気配線貫通部	スリーブ	延性破壊	—	
閉止板	延性破壊	—	アダプタ		延性破壊	—		
伸縮継手	疲労破壊	—	ヘッド		延性破壊	—		
短管	延性破壊	—	モジュール		—	シール能力低下		
g. 電気配線貫通部	スリーブ	延性破壊	—	h. 原子炉格納容器隔離弁	耐圧部材	延性破壊	—	
	アダプタ	延性破壊	—		シール部	—	シール能力低下	
	ヘッド	延性破壊	—	上記の原子炉格納容器バウンダリの構成部のうち、構造部については鋼材で構成されており連続構造であることから漏えいが生じる可能性は極めて低いと考えられる。				
	モジュール	—	シール能力低下	一方、シール部については、シール材と鋼材を密着させることによりシールしており、連続構造ではないことから、漏えいが生じる可能性は否定できない。				
h. 原子炉格納容器隔離弁	耐圧部材	延性破壊	—	ここで、各構成部のシール部はその構造及び漏えいのメカニズムから、以下の三つに分類できる。(女川原子力発電所2号炉を例に主なシール部の構造を図2-2から図2-9に示す。)				
	シール部	—	シール能力低下	① フランジ構造のシール部 (b. ドライウェル主フランジ, c. 機器搬出入用ハッチ, d. 所員用エアロック, e. 逃がし安全弁搬出入口, f. 配管貫通部)				
上記の原子炉格納容器バウンダリの構成部のうち、構造部については鋼材で構成されており連続構造であることから漏えいが生じる可能性は極めて低いと考えられる。				上記の原子炉格納容器バウンダリの構成部のうち、構造部については鋼材で構成されており連続構造であることから漏えいが生じる可能性は極めて低いと考えられる。				設備の相違
一方、シール部については、シール材と鋼材を密着させることによりシールしており、連続構造ではないことから、漏えいが生じる可能性は否定できない。				ここで、各構成部のシール部はその構造及び漏えいのメカニズムから、以下の三つに分類できる。(泊発電所3号炉を例に主なシール部の構造を図2-2から図2-6に示す。)				
① フランジ構造のシール部 (b. ドライウェル主フランジ, c. 機器搬出入用ハッチ, d. 所員用エアロック, e. 逃がし安全弁搬出入口, f. 配管貫通部)				① フランジ構造のシール部 (b. 機器搬入口, c. エアロック, d. 配管貫通部)				

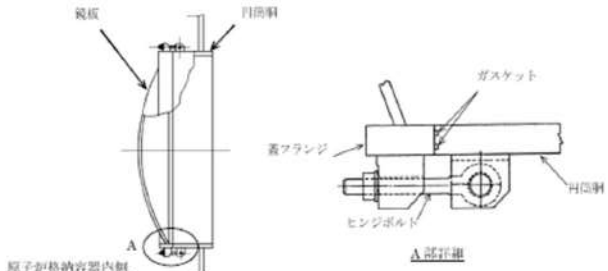
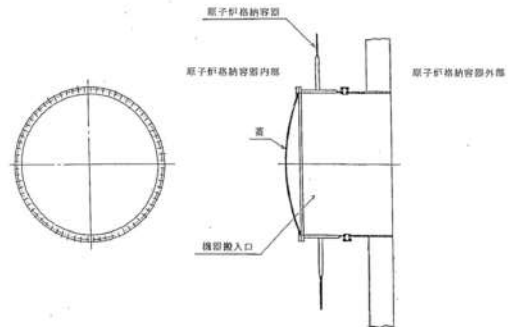
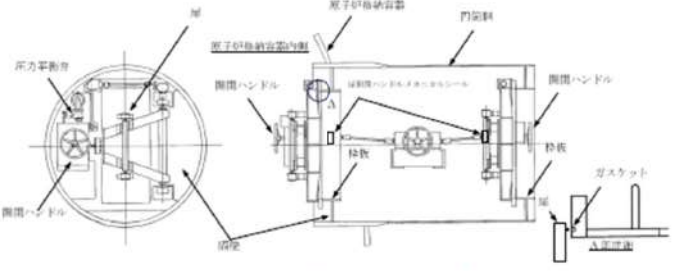
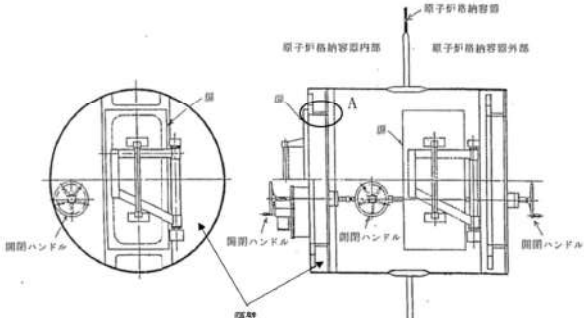
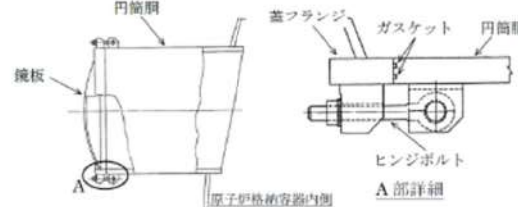
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

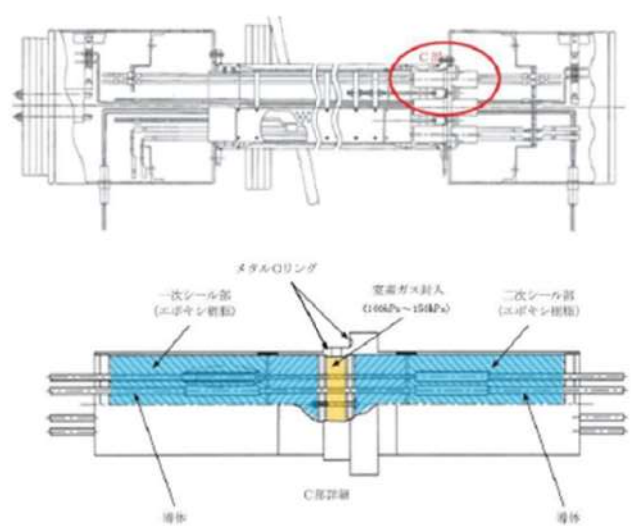
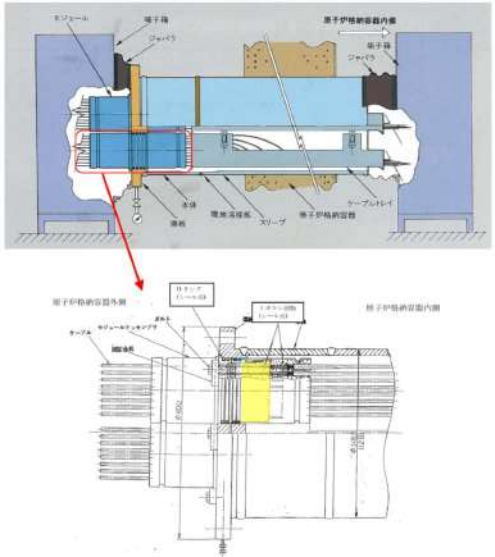
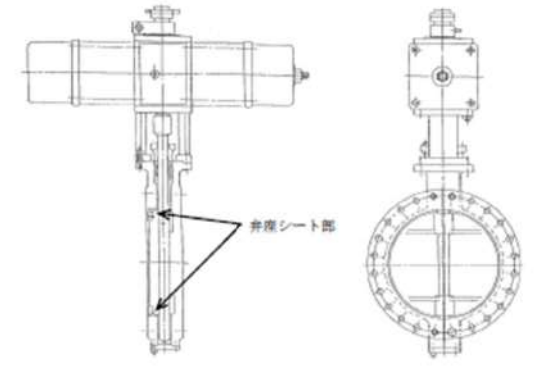
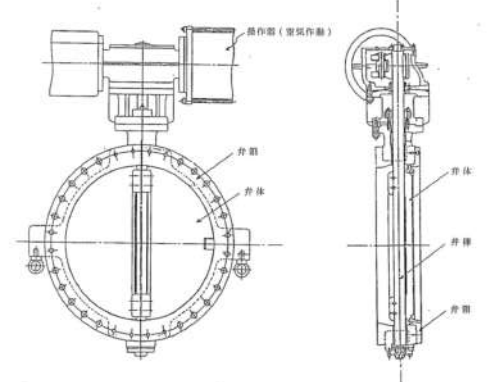
付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>② 電気配線貫通部のシール部 (g. 電気配線貫通部)</p> <p>③ 原子炉格納容器隔離弁のシール部 (h. 原子炉格納容器隔離弁)</p> <p>重大事故等環境下での原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定という本資料の目的に照らすと、前記①から③のうち原子炉格納容器の気相部から原子炉建屋の空間への漏えいが評価の対象となる。本資料で適用している実機想定試験でのエアロゾル粒子の捕集効果は、フランジ構造や電気配線貫通部のシール部の漏えい経路において測定したものであり、原子炉格納容器全体の漏えい率に相当する大きな経路のものとなっている。</p> <p>さらに、原子炉格納容器隔離弁のシール部は、以下の a.～d. のような配管構成等であり、原子炉格納容器隔離弁漏えい率試験^{※1}の実績も踏まえると、フランジ構造や電気配線貫通部のシール部からの漏えいに着目することが適切である。</p> <p>a. 液相に接続する配管（封水の効果を期待できる）</p> <p>b. 原子炉格納容器の内外で閉じた系を構成する配管</p> <p>c. 気相に接続する配管のうち事故時に閉となる隔離弁を持つ配管（原子炉格納容器の限界温度及び圧力に対する健全性を確認した二つの隔離弁を設けている）</p> <p>d. 気相に接続する配管のうち事故時に開となる隔離弁を持つ配管（計装等）（原子炉建屋への漏えい経路となり得る計器等と配管の取り合い部は、シール材を使用しており、また少数かつ小口径である）</p> <p>※1 一般社団法人日本電気協会 原子炉格納容器の漏えい率試験規程（JEAC4203）</p> <div data-bbox="203 914 958 1249"> </div> <p>図 2-2 ドライウェル主フランジシール部概要図 (女川原子力発電所2号炉の場合)</p>	<p>② 電線貫通部のシール部 (e. 電線貫通部)</p> <p>③ 原子炉格納容器隔離弁のシール部 (f. 原子炉格納容器隔離弁)</p> <p>重大事故等環境下での原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定という本資料の目的に照らすと、前記①から③のうち原子炉格納容器の気相部から原子炉格納容器外への漏えいが評価の対象となる。本資料で適用している実機想定試験でのエアロゾル粒子の捕集効果は、フランジ構造や電線貫通部のシール部の漏えい経路において測定したものであり、原子炉格納容器全体の漏えい率に相当する大きな経路のものとなっている。</p> <p>さらに、原子炉格納容器隔離弁のシール部は、以下の a.～d. のような配管構成等であり、原子炉格納容器隔離弁漏えい率試験^{※1}の実績も踏まえると、フランジ構造や電線貫通部のシール部からの漏えいに着目することが適切である。</p> <p>a. 液相に接続する配管（封水の効果を期待できる）</p> <p>b. 原子炉格納容器の内外で閉じた系を構成する配管</p> <p>c. 気相に接続する配管のうち事故時に閉となる隔離弁を持つ配管（原子炉格納容器の限界温度及び圧力に対する健全性を確認した二つの隔離弁を設けている）</p> <p>d. 気相に接続する配管のうち事故時に開となる隔離弁を持つ配管（計装等）（原子炉建屋への漏えい経路となり得る計器等と配管の取り合い部は、シール材を使用しており、また少数かつ小口径である）</p> <p>※1 一般社団法人日本電気協会 原子炉格納容器の漏えい率試験規程（JEAC4203）</p>	<p>記載表現の相違</p> <p>・PWRはBWRと異なり、原子炉格納容器からの漏えい先がアニュラス部及びアニュラス部外（環境へ直接漏えい）の2経路があるため、「原子炉格納容器外」と記載</p> <p>設備の相違</p>

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図2-3 機器搬出入用ハッチシール部概要図 (女川原子力発電所2号炉の場合)</p>	 <p>図2-2 機器搬入口概略図 (泊発電所3号炉の場合)</p>	<p>設備の相違</p>
 <p>図2-4 所員用エアロックシール部概要図 (女川原子力発電所2号炉の場合)</p>	 <p>図2-3 エアロック概略図 (泊発電所3号炉の場合)</p>	
 <p>図2-5 逃がし安全弁搬出入口シール部概要図 (女川原子力発電所2号炉の場合)</p>		

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図2-8 電気配線貫通部（低電圧）シール部概要図 (女川原子力発電所2号炉の場合)</p>	 <p>図2-5 電線貫通部（モジュール型/低電圧）シール部概要図 (泊発電所3号炉の場合)</p>	<p>設備の相違</p>
 <p>図2-9 原子炉格納容器隔離弁シール部概要図（例） (女川原子力発電所2号炉の場合)</p>	 <p>図2-6 空調用バタフライ弁（例） (泊発電所3号炉の場合)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. 漏えい経路におけるエアロゾル粒子のDFに関する既存の知見</p> <p>漏えい経路を通るエアロゾル輸送の理論的及び実験的研究に関しては、米国サンディア国立研究所報告書「SAND2009-1701」^{*1}において文献が調査されている。ここではエアロゾルによる流路の閉塞に関する実験データをレビューしてエアロゾル輸送を予測するための簡易モデルを提唱した「Morewitz, et al.の研究」^{*2}をはじめ、毛細管やスロットなどでの小規模実験、コンクリートクラックや原子炉格納容器貫通部からの漏えい試験などが報告されている。</p> <p>また、軽水炉のシビアアクシデント安全研究分野でのヨーロッパ及び各国の研究結果をまとめた「Nuclear Safety in Light Water Reactors Severe Accident Phenomenology」^{*3}においても核分裂生成物の輸送と放出についていくつかの試験データが報告されている。原子炉格納容器からの漏えいに係るエアロゾルの捕集特性に関連する試験を表3-1にまとめる。</p> <p>これらの試験はその目的に応じ様々な条件下において漏えい経路でのエアロゾルの捕集効果、蒸気の凝縮やエアロゾルによる閉塞効果が確認されている。また、近年ではコンクリートクラックを通るエアロゾル輸送をモデル化する研究^{*4}が進められており、エアロゾルの捕集には、原子炉格納容器内部の圧力や温度などの熱水力学の特性や亀裂の幾何学的特性、エアロゾルの濃度や粒径分布等が考慮すべきパラメータとされている。</p> <p>重大事故等時に原子炉格納容器貫通部に漏えいが生じた場合の漏えい部でのエアロゾル捕集効果については、実機と同様の貫通部を用いた試験は行われていなかった。そのような背景から、旧原子力安全・保安院の委託事業「原子炉格納容器信頼性実証事業」において、原子力発電技術機構により「放射性物質捕集特性試験^{*5}」（以下「NUPEC試験」という。）が行われ、原子炉格納容器のフランジや電気配線貫通部のシール部の実機模擬試験体を用いて実証試験が実施された。</p> <p>以上のことから、原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果を検討する本資料においては、実機の原子炉格納容器貫通部のシール部からの漏えいに着目し重大事故等時の環境下を想定して実験を行ったNUPEC試験について確認することとした。</p>	<p>3. 漏えい経路におけるエアロゾル粒子のDFに関する既存の知見</p> <p>漏えい経路を通るエアロゾル輸送の理論的及び実験的研究に関しては、米国サンディア国立研究所報告書「SAND2009-1701」^{*1}において文献が調査されている。ここではエアロゾルによる流路の閉塞に関する実験データをレビューしてエアロゾル輸送を予測するための簡易モデルを提唱した「Morewitz, et al.の研究」^{*2}をはじめ、毛細管やスロットなどでの小規模実験、コンクリートクラックや原子炉格納容器貫通部からの漏えい試験などが報告されている。</p> <p>また、軽水炉のシビアアクシデント安全研究分野でのヨーロッパ及び各国の研究結果をまとめた「Nuclear Safety in Light Water Reactors Severe Accident Phenomenology」^{*3}においても核分裂生成物の輸送と放出についていくつかの試験データが報告されている。原子炉格納容器からの漏えいに係るエアロゾルの捕集特性に関連する試験を表3-1にまとめる。</p> <p>これらの試験はその目的に応じ様々な条件下において漏えい経路でのエアロゾルの捕集効果、蒸気の凝縮やエアロゾルによる閉塞効果が確認されている。また、近年ではコンクリートクラックを通るエアロゾル輸送をモデル化する研究^{*4}が進められており、エアロゾルの捕集には、原子炉格納容器内部の圧力や温度などの熱水力学の特性や亀裂の幾何学的特性、エアロゾルの濃度や粒径分布等が考慮すべきパラメータとされている。</p> <p>重大事故等時に原子炉格納容器貫通部に漏えいが生じた場合の漏えい部でのエアロゾル捕集効果については、実機と同様の貫通部を用いた試験は行われていなかった。そのような背景から、旧原子力安全・保安院の委託事業「原子炉格納容器信頼性実証事業」において、原子力発電技術機構により「放射性物質捕集特性試験^{*5}」（以下「NUPEC試験」という。）が行われ、原子炉格納容器のフランジや電線貫通部のシール部の実機模擬試験体を用いて実証試験が実施された。</p> <p>以上のことから、原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果を検討する本資料においては、実機の原子炉格納容器貫通部のシール部からの漏えいに着目し重大事故等時の環境下を想定して実験を行ったNUPEC試験について確認することとした。</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）

表 3-1 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集特性に関する試験

試験名	概要	試験体	主な条件	得られた知見と適用性の考察
CSE試験 ^{※1} (米国) (1964年～1970年)	原子炉格納容器内のFPの自然捕集、スプレッド捕集及び漏えい経路での除去等による環境への漏えい量の検証を評価	1000MPa級PWR格納容器1/5モデル 漏えい経路（ステンレス鋼管（直径4.57cm）、ニードル弁で構成） （図3-1参照）	122°C 0.24 MPa [gage] Cs-137エアロゾル 通気時間10～120分	・捕集の相違は漏えい経路の幾何学的形状、材料並びにFPの化学的・物理的形態に依存するとの知見が得られた。 ・DF10から100程度と評価されているが、漏えい経路の形状、規模、材質が今回検討の対象とする原子炉格納容器貫通部と異なるため適用できない。 ・高濃度で生成された大きな粒子が閉塞に効果的であるとの知見が得られた。 ・エアロゾル濃度と毛細管サイズによる閉塞までの時間に着目しておりDFは評価していないため適用できない。
Nelsonらの試験 ^{※2} (米国) (1975年)	毛細管を通るエアロゾルの閉塞までの時間等を評価	様々なサイズの毛細管 直径0.52～1.57mm、長さ4.9～7.6cm （図3-2参照）	NaOH等エアロゾル エアロゾル濃度 数mg/m ³ ～20g/m ³	・高濃度では閉塞までの時間が非常に短い（数秒）との知見が得られた。 ・閉塞までの時間とリーク量に着目しておりDFは評価していないため適用できない。
Morewitzらの試験 ^{※3} (米国) (1978年)	複雑な経路を通るエアロゾルの閉塞試験から簡易モデルを構築	幅0.79～1.25mmの複雑流路 （図3-3参照）	Na ₂ O、Na ₂ CO ₃ エアロゾル エアロゾル濃度 数百g/m ³	・DF10～1000以上（低電圧モジュールとフランジ・ガスケットのDFの違いは漏えい経路の形状の違いによる）であり、重大事故発生の環境下での実機試験による定量的な知見が得られた。 ・本資料での適用性を4.で確認する。
NUPEC試験 ^{※4} (日本) (1989年～1997年)	重大事故発生の原子炉格納容器貫通部の漏えい及びエアロゾル捕集特性を評価	電気配線貫通部及びフランジ・ガスケットのシール部を損傷させ漏えい経路を設定 コンクリート壁（幅128cm×高さ75cm×厚さ10cm）にせん断応力により亀裂を発生 （図3-4参照）	100～200°C ドライ条件 0.11～0.60 MPa [gage] CaIエアロゾル エアロゾル濃度10～300mg/m ³ 通気時間4～5時間 フルオロセイン粒子を異なる粒径で実験 （50nm, 0.8, 1.1, 4.1, 1.1μm）	・入口からの距離に応じ損傷物の組成を分析、ほとんどのエアロゾルが亀裂の始まり10cm以内で捕集されたとの知見が得られた。 ・捕集率95%(DF20)と評価されているが、漏えい経路の形状、規模、材質が今回検討の対象とする原子炉格納容器貫通部と異なるため適用できない。
IRSN試験 ^{※5} (欧州) (2000年代)	シビアアクシデント条件下でコンクリート壁下のエアロゾル捕集を評価	円筒形コンクリート（直径13cm×高さ30cm）を分割・亀裂（幅0.5mm 範囲13cm 長さ30cm）を設定 （図3-5参照）	110°C ドライ条件 コリウム由来エアロゾル（I, Cs, Te等） 通気時間5～10分	・入口からの距離に応じ損傷物の組成を分析、ほとんどのエアロゾルが亀裂の始まり10cm以内で捕集されたとの知見が得られた。 ・捕集率95%(DF20)と評価されているが、漏えい経路の形状、規模、材質が今回検討の対象とする原子炉格納容器貫通部と異なるため適用できない。

表 3-1 原子炉格納容器からの漏えい経路でのエアロゾル粒子の捕集特性に関する試験

泊発電所3号炉

試験名	概要	試験体	主な条件	得られた知見と適用性の考察
CSE試験 ^{※1} (米国) (1964年～1970年)	原子炉格納容器内のFPの自然捕集、スプレッド捕集及び漏えい経路での除去等による環境への漏えい量の検証を評価	1000MPa級PWR格納容器1/5モデル 漏えい経路（ステンレス鋼管（直径4.57cm）、ニードル弁で構成） （図3-1参照）	250°F(121°C)、約50psia(0.345 MPa)、Cs-137エアロゾル 通気時間10～120分	・捕集の相違は漏えい経路の幾何学的形状、材料並びにFPの化学的・物理的形態に依存するとの知見が得られた。 ・DF10から100程度と評価されているが、漏えい経路の形状、規模、材質が今回検討の対象とする原子炉格納容器貫通部と異なるため適用できない。
Nelsonらの試験 ^{※2} (米国) (1975年)	毛細管を通るエアロゾルの閉塞までの時間等を評価	様々なサイズの毛細管 直径0.52～1.57mm、長さ4.9～7.6cm （図3-2参照）	NaOH等エアロゾル エアロゾル濃度 ～約20g/m ³	・高濃度で生成された大きな粒子が閉塞に効果的であるとの知見が得られた。 ・エアロゾル濃度と毛細管サイズによる閉塞までの時間に着目しておりDFは評価していないため適用できない。
Morewitzらの試験 ^{※3} (米国) (1978年)	複雑な経路を通るエアロゾルの閉塞試験から簡易モデルを構築	幅0.79～1.25mmの複雑流路 （図3-3参照）	Na ₂ O、Na ₂ CO ₃ エアロゾル UO ₂ エアロゾル等 エアロゾル濃度 ～数百g/m ³	・DF10～1000以上（低電圧モジュールとフランジ・ガスケットのDFの違いは漏えい経路の形状の違いによる）であり、重大事故発生の環境下での実機試験による定量的な知見が得られた。 ・本資料での適用性を4.で確認する。
NUPEC試験 ^{※4} (日本) (1989年～1997年)	重大事故発生の原子炉格納容器貫通部の漏えい及びエアロゾル捕集特性を評価	電気配線貫通部及びフランジ・ガスケットのシール部を損傷させ漏えい経路を設定 コンクリート壁（幅128cm×高さ75cm×厚さ10cm）にせん断応力により亀裂を発生 （図3-4参照）	100～200°C ドライ条件 0.11～0.60 MPa [gage] CaIエアロゾル エアロゾル濃度10～300mg/m ³ 通気時間4～5時間 フルオロセイン粒子を異なる粒径で実験 （50nm, 0.8, 1.1, 4.1, 1.1μm）	・入口からの距離に応じ損傷物の組成を分析、ほとんどのエアロゾルが亀裂の始まり10cm以内で捕集されたとの知見が得られた。 ・捕集率95%(DF20)と評価されているが、漏えい経路の形状、規模、材質が今回検討の対象とする原子炉格納容器貫通部と異なるため適用できない。
IRSN試験 ^{※5} (欧州) (2000年代)	シビアアクシデント条件下でコンクリート壁下のエアロゾル捕集を評価	円筒形コンクリート（直径13cm×高さ30cm）を分割・亀裂（幅0.5mm 範囲13cm 長さ30cm）を設定 （図3-5参照）	110°C ドライ条件 コリウム由来エアロゾル（I, Cs, Te等） 通気時間5～10分	・入口からの距離に応じ損傷物の組成を分析、ほとんどのエアロゾルが亀裂の始まり10cm以内で捕集されたとの知見が得られた。 ・捕集率95%(DF20)と評価されているが、漏えい経路の形状、規模、材質が今回検討の対象とする原子炉格納容器貫通部と異なるため適用できない。

相違理由

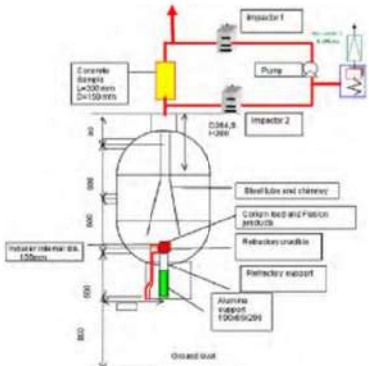
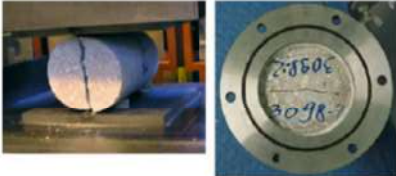
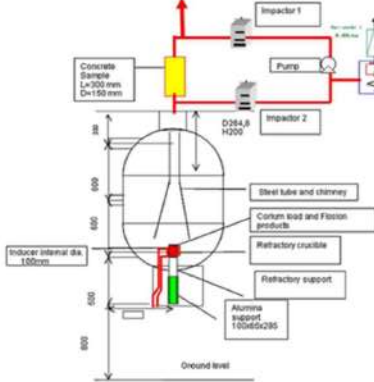
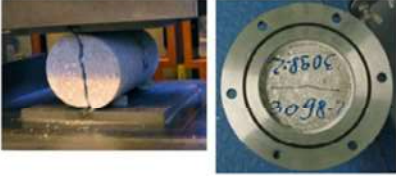
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>CONTAINMENT VESSEL 7.6-m DIAM, 20.3-m OVERALL HEIGHT, 850 m³</p> <p>FP SAMPLER (15 LOCATIONS)</p> <p>THERMAL INSULATION</p> <p>MAIN ROOM</p> <p>DECK</p> <p>MIDDLE ROOM</p> <p>LOWER ROOM</p> <p>SUMPS</p> <p>FP SIMULANT GENERATOR</p> <p>STEAM</p> <p>Fig. 3. Schematic arrangement for FP transport tests.</p> <p>Fig. 9. Sampling train used to collect leaked FP.</p>	<p>CONTAINMENT VESSEL 7.6-m DIAM, 20.3-m OVERALL HEIGHT, 850 m³</p> <p>FP SAMPLER (15 LOCATIONS)</p> <p>THERMAL INSULATION</p> <p>MAIN ROOM</p> <p>DECK</p> <p>MIDDLE ROOM</p> <p>LOWER ROOM</p> <p>SUMPS</p> <p>FP SIMULANT GENERATOR</p> <p>STEAM</p> <p>Fig. 3. Schematic arrangement for FP transport tests.</p> <p>Fig. 9. Sampling train used to collect leaked FP.</p>	
<p>図3-1 CSE試験体系とサンプリング装置²⁶⁾</p> <p>FIGURE 1. TEST VESSEL</p> <p>FIGURE 2. SAMPLE MANIFOLD</p> <p>FIGURE 3. FALLOUT CHAMBER</p>	<p>図3-1 CSE試験体系とサンプリング装置</p> <p>FIGURE 1. TEST VESSEL</p> <p>FIGURE 2. SAMPLE MANIFOLD</p> <p>FIGURE 3. FALLOUT CHAMBER</p>	
<p>図3-2 Nelsonらの試験体系とサンプリング装置²⁸⁾</p>	<p>図3-2 Nelsonらの試験体系とサンプリング装置²⁸⁾</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>Figure 5. Schematic of Experimental Equipment for CSTF</p>	<p>Figure 5. Schematic of Experimental Equipment for CSTF</p>	<p>相違理由</p>
<p>Figure 6 - IRSN experimental facility for aerosol retention measurement in concrete cracks.</p> <p>Figure 7 - The cracks network reproduced in IRSN test.</p>	<p>Figure 7 - The cracks network reproduced in IRSN test.</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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>Fig. 1. Schematization of the test COLIMA on the concrete crack sample.</p>  <p>Fig. 2. Instant of the splitting of one of the cylindrical samples (left), and view of the hole of a crack sample positioned and sealed in the flanged steel holder (right).</p> <p>図 3-5 COLIMA 試験体系とコンクリートサンプル^{※10}</p>	 <p>Fig. 1. Schematization of the test COLIMA on the concrete crack sample.</p>  <p>Fig. 2. Instant of the splitting of one of the cylindrical samples (left), and view of the hole of a crack sample positioned and sealed in the flanged steel holder (right).</p> <p>図 3-5 COLIMA 試験体系とコンクリートサンプル^{※10}</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

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 Dana A.Powers, “Aerosol Penetration of Leak Pathways -An Examination of the Available Data and Models”, SAND2009-1701,2009</p> <p>2 H.A.Morewitz, et al., “Attenuation of Airborne Debris from Liquid-metal Fast Breeder Reactor Accidents”, HEDL-SA-1665,Hanford Engineering Development Laboratory,1978.</p> <p>3 Bal Raj Sehgal(Ed.), “Nuclear Safety in Light Water Reactors Severe Accident Phenomenology”, 1st ed., Support Provided by the SARNET (Severe Accident Network)in the Framework Programmes of Research of the European Commission,2012.</p> <p>4 F.Parozzi, et al., “Investigations on Aerosol Transport in Containment Cracks”, International Conference on Nuclear Energy for New Europe 2005, Bled, Slovenia, September 5-8, 2005.</p> <p>5 「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書」（原子力発電技術機構 平成15年3月）</p> <p>6 R.K.Hilliard, A.K.Postma, “Large-Scale Fission Product Containment Tests”, Nuclear Technology,vol.53, n.2, (1981)163-175.</p> <p>7 M.E.Witherspoon, A.K.Postma, “Leakage of Fission Products from Artificial Leaks in the Containment System Experiment”, BNWL-1582, Battelle-Pacific Northwest Laboratories, 1971.</p> <p>8 C.T.Nelson, R.P.Johnson, “Aerosol Leakage Tests”, Status of Safety Technology for Radiological Consequence Assessment of Postulated Accidents in Liquid Metal Fast Breeder Reactors, Energy Research and Development Administration, ERDA-56, 1975.</p> <p>9 T.Gelain, J.Vendel, “Research Works on Contamination Transfers Through Cracked Concrete Walls”, Nuclear Engineering and Design, 238 (2008) 1159-1165.</p> <p>10 F.Parozzi, et al., “The COLIMA Experiment on Aerosol Retention in Containment Leak Paths Under Severe Nuclear Accidents”, Nuclear Engineering and Design, 261 (2013) 346-351.</p>	<p>※参考文献</p> <p>1 Dana A.Powers, “Aerosol Penetration of Leak Pathways -An Examination of the Available Data and Models”, SAND2009-1701,2009</p> <p>2 H.A.Morewitz, et al., “Attenuation of Airborne Debris from Liquid-metal Fast Breeder Reactor Accidents”, HEDL-SA-1665,Hanford Engineering Development Laboratory,1978.</p> <p>3 Bal Raj Sehgal(Ed.), “Nuclear Safety in Light Water Reactors Severe Accident Phenomenology”, 1st ed., Support Provided by the SARNET (Severe Accident Network)in the Framework Programmes of Research of the European Commission,2012.</p> <p>4 F.Parozzi, et al., “Investigations on Aerosol Transport in Containment Cracks”, International Conference on Nuclear Energy for New Europe 2005, Bled, Slovenia, September 5-8, 2005.</p> <p>5 「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書」（原子力発電技術機構 平成15年3月）</p> <p>6 R.K.Hilliard, A.K.Postma, “Large-Scale Fission Product Containment Tests”, Nuclear Technology,vol.53, n.2, (1981)163-175.</p> <p>7 M.E.Witherspoon, A.K.Postma, “Leakage of Fission Products from Artificial Leaks in the Containment System Experiment”, BNWL-1582, Battelle-Pacific Northwest Laboratories, 1971.</p> <p>8 C.T.Nelson, R.P.Johnson, “Aerosol Leakage Tests”, Status of Safety Technology for Radiological Consequence Assessment of Postulated Accidents in Liquid Metal Fast Breeder Reactors, Energy Research and Development Administration, ERDA-56, 1975.</p> <p>9 T.Gelain, J.Vendel, “Research Works on Contamination Transfers Through Cracked Concrete Walls”, Nuclear Engineering and Design, 238 (2008) 1159-1165.</p> <p>10 F.Parozzi, et al., “The COLIMA Experiment on Aerosol Retention in Containment Leak Paths Under Severe Nuclear Accidents”, Nuclear Engineering and Design, 261 (2013) 346-351.</p>	

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

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

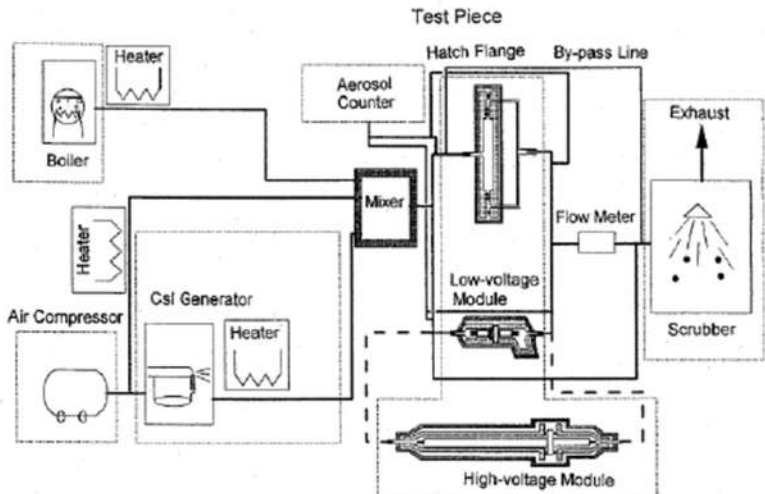
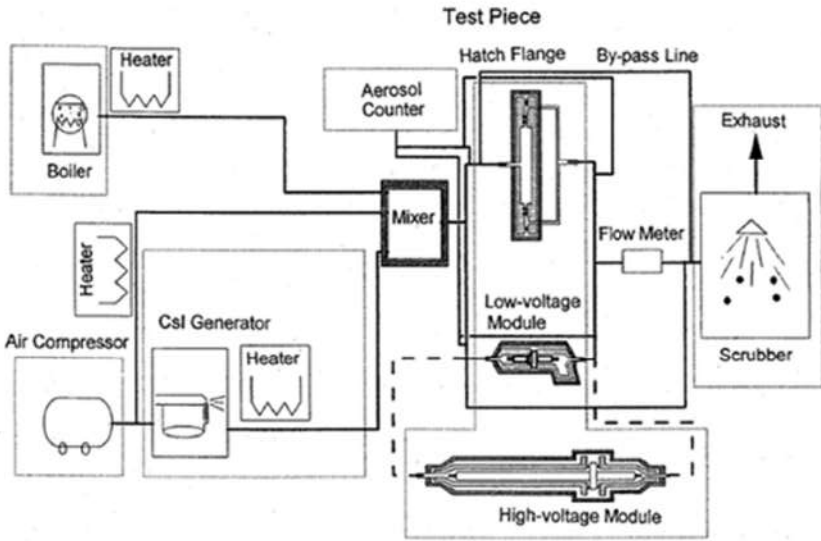
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																
<p>3.1 NUPEC 試験概要</p> <p>シビアアクシデント条件下での原子炉格納容器シール部の漏えい経路におけるエアロゾルの捕集特性を評価するに先立って、アクシデントマネジメント条件下での健全性を確認するため、加熱モード、雰囲気ガス、放射線エージング等をパラメータにとり、原子炉格納容器貫通部の健全性確認試験を実施している。その後、破損温度を把握することを目的にリーク発生条件評価試験を行い、リークが生じた試験体（電気配線貫通部（低電圧モジュール）及びフランジ・ガスケット）について、その試験体に対しエアロゾルを供給し、入口及び出口のエアロゾル濃度等を測定することで漏えい経路におけるエアロゾル捕集特性を確認している。</p> <p>NUPEC 試験条件を表 3-2～表 3-4 に、試験装置の概略図を図 3-6 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 3-2 NUPEC 試験における試験条件（健全性確認試験）</p> <table border="1" data-bbox="277 563 904 948"> <thead> <tr> <th colspan="2">NUPEC 試験における試験条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>試験対象</td> <td>電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット</td> </tr> <tr> <td>シール材の材質</td> <td>電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム</td> </tr> <tr> <td>環境条件</td> <td>定温度加熱：200℃/230℃で20h以上保持、 圧力0.8MPa一定 周期的温度加熱：120～200℃で数h加熱、 圧力0.1～0.8MPaで変化 雰囲気ガス：水蒸気、空気 放射線エージング：800kGy、0kGy</td> </tr> </tbody> </table>	NUPEC 試験における試験条件		試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット	シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム	環境条件	定温度加熱：200℃/230℃で20h以上保持、 圧力0.8MPa一定 周期的温度加熱：120～200℃で数h加熱、 圧力0.1～0.8MPaで変化 雰囲気ガス：水蒸気、空気 放射線エージング：800kGy、0kGy	<p>3.1 NUPEC 試験概要</p> <p>シビアアクシデント条件下での原子炉格納容器シール部の漏えい経路におけるエアロゾルの捕集特性を評価するに先立って、アクシデントマネジメント条件下での健全性を確認するため、加熱モード、雰囲気ガス、放射線エージング等をパラメータにとり、原子炉格納容器貫通部の健全性確認試験を実施している。その後、破損温度を把握することを目的にリーク発生条件評価試験を行い、リークが生じた試験体（電気配線貫通部（低電圧モジュール）及びフランジ・ガスケット）について、その試験体に対しエアロゾルを供給し、入口及び出口のエアロゾル濃度等を測定することで漏えい経路におけるエアロゾル捕集特性を確認している。</p> <p>NUPEC 試験条件を表 3-2～表 3-4 に、試験装置の概略図を図 3-6 に示す。</p> <p style="text-align: center;">表 3-2 NUPEC 試験における試験条件（健全性確認試験）</p> <table border="1" data-bbox="1200 582 1843 970"> <thead> <tr> <th colspan="2">NUPEC 試験における試験条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>試験対象</td> <td>電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット</td> </tr> <tr> <td>シール材の材質</td> <td>電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム</td> </tr> <tr> <td>環境条件</td> <td>定温度加熱：200℃/230℃で20h以上保持、 圧力0.8MPa一定 周期的温度加熱：120～200℃で数h加熱、 圧力0.1～0.8MPaで変化 雰囲気ガス：水蒸気、空気 放射線エージング：800kGy、0kGy</td> </tr> </tbody> </table>	NUPEC 試験における試験条件		試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット	シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム	環境条件	定温度加熱：200℃/230℃で20h以上保持、 圧力0.8MPa一定 周期的温度加熱：120～200℃で数h加熱、 圧力0.1～0.8MPaで変化 雰囲気ガス：水蒸気、空気 放射線エージング：800kGy、0kGy	
NUPEC 試験における試験条件																		
試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット																	
シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム																	
環境条件	定温度加熱：200℃/230℃で20h以上保持、 圧力0.8MPa一定 周期的温度加熱：120～200℃で数h加熱、 圧力0.1～0.8MPaで変化 雰囲気ガス：水蒸気、空気 放射線エージング：800kGy、0kGy																	
NUPEC 試験における試験条件																		
試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット																	
シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム																	
環境条件	定温度加熱：200℃/230℃で20h以上保持、 圧力0.8MPa一定 周期的温度加熱：120～200℃で数h加熱、 圧力0.1～0.8MPaで変化 雰囲気ガス：水蒸気、空気 放射線エージング：800kGy、0kGy																	

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

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																								
<p>表 3-3 NUPEC 試験における試験条件（リーク発生条件評価試験）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">NUPEC 試験における試験条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>試験対象</td> <td>電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット</td> </tr> <tr> <td>シール材の材質</td> <td>電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム</td> </tr> <tr> <td>環境条件</td> <td>圧力：0.4～1.0MPa 雰囲気ガス：水蒸気、空気 放射線エージング：800kGy、0kGy 昇温速度：約0.5℃/min^{*1}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 25℃毎に1時間程度保持させた後、リークが生じなければさらに加温した。加温は最大400℃までとしている。また、シビアアクシデント時の原子炉格納容器内外の温度差を模擬するため、試験体の入口側のみを加熱し、出口側は保温のみとした</p>	NUPEC 試験における試験条件		試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット	シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム	環境条件	圧力：0.4～1.0MPa 雰囲気ガス：水蒸気、空気 放射線エージング：800kGy、0kGy 昇温速度：約0.5℃/min ^{*1}	<p>表 3-3 NUPEC 試験における試験条件（リーク発生条件評価試験）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">NUPEC 試験における試験条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>試験対象</td> <td>電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット</td> </tr> <tr> <td>シール材の材質</td> <td>電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム</td> </tr> <tr> <td>環境条件</td> <td>圧力：0.4～1.0MPa 雰囲気ガス：水蒸気、空気 放射線エージング：800kGy、0kGy 昇温速度：約0.5℃/min^{*1}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 25℃毎に1時間程度保持させた後、リークが生じなければさらに加温した。加温は最大400℃までとしている。また、シビアアクシデント時の原子炉格納容器内外の温度差を模擬するため、試験体の入口側のみを加熱し、出口側は保温のみとした。</p>	NUPEC 試験における試験条件		試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット	シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム	環境条件	圧力：0.4～1.0MPa 雰囲気ガス：水蒸気、空気 放射線エージング：800kGy、0kGy 昇温速度：約0.5℃/min ^{*1}									
NUPEC 試験における試験条件																										
試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット																									
シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム																									
環境条件	圧力：0.4～1.0MPa 雰囲気ガス：水蒸気、空気 放射線エージング：800kGy、0kGy 昇温速度：約0.5℃/min ^{*1}																									
NUPEC 試験における試験条件																										
試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） 電気配線貫通部（高電圧モジュール） フランジ・ガスケット																									
シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 （高電圧モジュール）：エチレンプロピレンゴム フランジ・ガスケット：シリコンゴム																									
環境条件	圧力：0.4～1.0MPa 雰囲気ガス：水蒸気、空気 放射線エージング：800kGy、0kGy 昇温速度：約0.5℃/min ^{*1}																									
<p>表 3-4 NUPEC 試験における試験条件（エアロゾル捕集特性試験）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">NUPEC 試験における試験条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>試験対象</td> <td>電気配線貫通部（低電圧モジュール） フランジ・ガスケット</td> </tr> <tr> <td>シール材の材質</td> <td>電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 フランジ・ガスケット：シリコンゴム</td> </tr> <tr> <td>エアロゾル濃度</td> <td>10～300 mg/m³ (CsI)</td> </tr> <tr> <td>エアロゾル粒子の粒径</td> <td>1～2 μm (CsI)</td> </tr> <tr> <td>環境条件</td> <td>温度：100～200℃^{*1} 圧力：0.11～0.60MPa （ドライ条件）^{*2}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 貫通部のシール機能が健全な場合においてはエアロゾルのリークが生じないため、試験体を200℃以上（最大約270～350℃まで）の環境で約20時間以上曝露し、リークの発生を確認した後に温度を低下させて試験を実施している</p> <p>※2 NUPEC 試験での試験条件ではエアロゾル粒子のサンプリング測定中の水蒸気凝縮による測定誤差を避けるためにドライ条件を用いている</p>	NUPEC 試験における試験条件		試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） フランジ・ガスケット	シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 フランジ・ガスケット：シリコンゴム	エアロゾル濃度	10～300 mg/m ³ (CsI)	エアロゾル粒子の粒径	1～2 μm (CsI)	環境条件	温度：100～200℃ ^{*1} 圧力：0.11～0.60MPa （ドライ条件） ^{*2}	<p>表 3-4 NUPEC 試験における試験条件（エアロゾル捕集特性試験）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">NUPEC 試験における試験条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>試験対象</td> <td>電気配線貫通部（低電圧モジュール） フランジ・ガスケット</td> </tr> <tr> <td>シール材の材質</td> <td>電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 フランジ・ガスケット：シリコンゴム</td> </tr> <tr> <td>エアロゾル濃度</td> <td>10～300 mg/m³ (CsI)</td> </tr> <tr> <td>エアロゾル粒子の粒径</td> <td>1～2 μm (CsI)</td> </tr> <tr> <td>環境条件</td> <td>温度：100～200℃^{*1} 圧力：0.11～0.60MPa （ドライ条件）^{*2}</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 貫通部のシール機能が健全な場合においてはエアロゾルのリークが生じないため、試験体を200℃以上（最大約270～350℃まで）の環境で約20時間以上曝露し、リークの発生を確認した後に温度を低下させて試験を実施している</p> <p>※2 NUPEC 試験での試験条件ではエアロゾル粒子のサンプリング測定中の水蒸気凝縮による測定誤差を避けるためにドライ条件を用いている</p>	NUPEC 試験における試験条件		試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） フランジ・ガスケット	シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 フランジ・ガスケット：シリコンゴム	エアロゾル濃度	10～300 mg/m ³ (CsI)	エアロゾル粒子の粒径	1～2 μm (CsI)	環境条件	温度：100～200℃ ^{*1} 圧力：0.11～0.60MPa （ドライ条件） ^{*2}	
NUPEC 試験における試験条件																										
試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） フランジ・ガスケット																									
シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 フランジ・ガスケット：シリコンゴム																									
エアロゾル濃度	10～300 mg/m ³ (CsI)																									
エアロゾル粒子の粒径	1～2 μm (CsI)																									
環境条件	温度：100～200℃ ^{*1} 圧力：0.11～0.60MPa （ドライ条件） ^{*2}																									
NUPEC 試験における試験条件																										
試験対象	電気配線貫通部（低電圧モジュール） フランジ・ガスケット																									
シール材の材質	電気配線貫通部 （低電圧モジュール）：エポキシ樹脂 フランジ・ガスケット：シリコンゴム																									
エアロゾル濃度	10～300 mg/m ³ (CsI)																									
エアロゾル粒子の粒径	1～2 μm (CsI)																									
環境条件	温度：100～200℃ ^{*1} 圧力：0.11～0.60MPa （ドライ条件） ^{*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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図 3-6 試験装置概略図 (NUPEC 試験)</p>	 <p>図 3-6 試験装置概略図 (NUPEC 試験)</p>	<p>3.2 NUPEC 試験結果</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）

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 NUPEC 試験結果</p> <p>3.2.1 健全性確認試験</p> <p>リーク発生条件評価試験に先立って行った健全性確認試験の結果を表3-5に示す。アクシデントマネジメント条件下ではいずれの試験体においても、加熱試験中にリークは見られなかった。</p> <p style="text-align: center;">表3-5 NUPEC 試験での健全性確認試験結果¹⁾</p> <table border="1" data-bbox="179 391 974 981"> <thead> <tr> <th>試験体</th> <th>放射線 エージング</th> <th>加熱ガス</th> <th>温度 (℃)</th> <th>試験時間 (hr)</th> <th>漏えい の有無</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="6">低電圧モジュール</td> </tr> <tr> <td>0.9mm²</td> <td>無</td> <td>空気</td> <td>230</td> <td>24</td> <td>無²⁾</td> </tr> <tr> <td>0.9mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>120~200³⁾</td> <td>27</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>0.9mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>200</td> <td>20</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>同軸ケーブル</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>200</td> <td>20</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>100mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>200</td> <td>20</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>2mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>200</td> <td>20</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td colspan="6">高電圧モジュール</td> </tr> <tr> <td>500mm²</td> <td>無</td> <td>空気</td> <td>230</td> <td>24</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>500mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>200</td> <td>20</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>500mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>120~200³⁾</td> <td>42</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td colspan="6">フランジ・ガスケット</td> </tr> <tr> <td>甲丸タイプ</td> <td>無</td> <td>空気</td> <td>230</td> <td>24</td> <td>無²⁾</td> </tr> <tr> <td>甲丸タイプ</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>120~200³⁾</td> <td>50</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>グループ&タンクタイプ</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>120~200³⁾</td> <td>54</td> <td>無</td> </tr> </tbody> </table> <p>1) 圧力：0.8MPa 2) 室温降下時に微小漏えいが発生 3) 圧力：0.1~0.8MPaに相当</p> <p>3.2.2 リーク発生条件評価試験</p> <p>リーク発生条件評価試験の結果を表3-6に示す。リーク発生温度条件は、低電圧モジュールで266~324℃であり、フランジ・ガスケットで276~349℃であった。 高電圧モジュールの場合は、400℃までの加熱の間ではリークは確認されなかった。</p>	試験体	放射線 エージング	加熱ガス	温度 (℃)	試験時間 (hr)	漏えい の有無	低電圧モジュール						0.9mm ²	無	空気	230	24	無 ²⁾	0.9mm ²	有	水蒸気	120~200 ³⁾	27	無	0.9mm ²	有	水蒸気	200	20	無	同軸ケーブル	有	水蒸気	200	20	無	100mm ²	有	水蒸気	200	20	無	2mm ²	有	水蒸気	200	20	無	高電圧モジュール						500mm ²	無	空気	230	24	無	500mm ²	有	水蒸気	200	20	無	500mm ²	有	水蒸気	120~200 ³⁾	42	無	フランジ・ガスケット						甲丸タイプ	無	空気	230	24	無 ²⁾	甲丸タイプ	有	水蒸気	120~200 ³⁾	50	無	グループ&タンクタイプ	有	水蒸気	120~200 ³⁾	54	無	<p>3.2.1 健全性確認試験</p> <p>リーク発生条件評価試験に先立って行った健全性確認試験の結果を表3-5に示す。アクシデントマネジメント条件下ではいずれの試験体においても、加熱試験中にリークは見られなかった。</p> <p style="text-align: center;">表3-5 NUPEC 試験での健全性確認試験結果¹⁾</p> <table border="1" data-bbox="1097 351 1881 965"> <thead> <tr> <th>試験体</th> <th>放射線 エージング</th> <th>加熱ガス</th> <th>温度 (℃)</th> <th>試験時間 (hr)</th> <th>漏えい の有無</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="6">低電圧モジュール</td> </tr> <tr> <td>0.9mm²</td> <td>無</td> <td>空気</td> <td>230</td> <td>24</td> <td>無²⁾</td> </tr> <tr> <td>0.9mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>120~200³⁾</td> <td>27</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>0.9mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>200</td> <td>20</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>同軸ケーブル</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>200</td> <td>20</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>100mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>200</td> <td>20</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>2mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>200</td> <td>20</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td colspan="6">高電圧モジュール</td> </tr> <tr> <td>500mm²</td> <td>無</td> <td>空気</td> <td>230</td> <td>24</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>500mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>200</td> <td>20</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>500mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>120~200³⁾</td> <td>42</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td colspan="6">フランジ・ガスケット</td> </tr> <tr> <td>甲丸タイプ</td> <td>無</td> <td>空気</td> <td>230</td> <td>24</td> <td>無²⁾</td> </tr> <tr> <td>甲丸タイプ</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>120~200³⁾</td> <td>50</td> <td>無</td> </tr> <tr> <td>グループ&タンクタイプ</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>120~200³⁾</td> <td>54</td> <td>無</td> </tr> </tbody> </table> <p>1) 圧力：0.8MPa 2) 室温降下時に微小漏えいが発生 3) 圧力：0.1~0.8MPaに相当</p> <p>3.2.2 リーク発生条件評価試験</p> <p>リーク発生条件評価試験の結果を表3-6に示す。リーク発生温度条件は、低電圧モジュールで266~324℃であり、フランジ・ガスケットで276~349℃であった。 高電圧モジュールの場合は、400℃までの加熱の間ではリークは確認されなかった。</p>	試験体	放射線 エージング	加熱ガス	温度 (℃)	試験時間 (hr)	漏えい の有無	低電圧モジュール						0.9mm ²	無	空気	230	24	無 ²⁾	0.9mm ²	有	水蒸気	120~200 ³⁾	27	無	0.9mm ²	有	水蒸気	200	20	無	同軸ケーブル	有	水蒸気	200	20	無	100mm ²	有	水蒸気	200	20	無	2mm ²	有	水蒸気	200	20	無	高電圧モジュール						500mm ²	無	空気	230	24	無	500mm ²	有	水蒸気	200	20	無	500mm ²	有	水蒸気	120~200 ³⁾	42	無	フランジ・ガスケット						甲丸タイプ	無	空気	230	24	無 ²⁾	甲丸タイプ	有	水蒸気	120~200 ³⁾	50	無	グループ&タンクタイプ	有	水蒸気	120~200 ³⁾	54	無	
試験体	放射線 エージング	加熱ガス	温度 (℃)	試験時間 (hr)	漏えい の有無																																																																																																																																																																																													
低電圧モジュール																																																																																																																																																																																																		
0.9mm ²	無	空気	230	24	無 ²⁾																																																																																																																																																																																													
0.9mm ²	有	水蒸気	120~200 ³⁾	27	無																																																																																																																																																																																													
0.9mm ²	有	水蒸気	200	20	無																																																																																																																																																																																													
同軸ケーブル	有	水蒸気	200	20	無																																																																																																																																																																																													
100mm ²	有	水蒸気	200	20	無																																																																																																																																																																																													
2mm ²	有	水蒸気	200	20	無																																																																																																																																																																																													
高電圧モジュール																																																																																																																																																																																																		
500mm ²	無	空気	230	24	無																																																																																																																																																																																													
500mm ²	有	水蒸気	200	20	無																																																																																																																																																																																													
500mm ²	有	水蒸気	120~200 ³⁾	42	無																																																																																																																																																																																													
フランジ・ガスケット																																																																																																																																																																																																		
甲丸タイプ	無	空気	230	24	無 ²⁾																																																																																																																																																																																													
甲丸タイプ	有	水蒸気	120~200 ³⁾	50	無																																																																																																																																																																																													
グループ&タンクタイプ	有	水蒸気	120~200 ³⁾	54	無																																																																																																																																																																																													
試験体	放射線 エージング	加熱ガス	温度 (℃)	試験時間 (hr)	漏えい の有無																																																																																																																																																																																													
低電圧モジュール																																																																																																																																																																																																		
0.9mm ²	無	空気	230	24	無 ²⁾																																																																																																																																																																																													
0.9mm ²	有	水蒸気	120~200 ³⁾	27	無																																																																																																																																																																																													
0.9mm ²	有	水蒸気	200	20	無																																																																																																																																																																																													
同軸ケーブル	有	水蒸気	200	20	無																																																																																																																																																																																													
100mm ²	有	水蒸気	200	20	無																																																																																																																																																																																													
2mm ²	有	水蒸気	200	20	無																																																																																																																																																																																													
高電圧モジュール																																																																																																																																																																																																		
500mm ²	無	空気	230	24	無																																																																																																																																																																																													
500mm ²	有	水蒸気	200	20	無																																																																																																																																																																																													
500mm ²	有	水蒸気	120~200 ³⁾	42	無																																																																																																																																																																																													
フランジ・ガスケット																																																																																																																																																																																																		
甲丸タイプ	無	空気	230	24	無 ²⁾																																																																																																																																																																																													
甲丸タイプ	有	水蒸気	120~200 ³⁾	50	無																																																																																																																																																																																													
グループ&タンクタイプ	有	水蒸気	120~200 ³⁾	54	無																																																																																																																																																																																													

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

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 3-6 リーク発生条件評価試験結果 (NUPEC 試験)</p> <table border="1" data-bbox="143 279 851 906"> <thead> <tr> <th>試験体</th> <th>放射線 エージング</th> <th>加熱ガス</th> <th>圧力 (MPa)</th> <th>破損温度 (°C)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>低電圧モジュール</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>0.9mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>0.8</td> <td>303</td> </tr> <tr> <td>0.9mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>0.8</td> <td>284</td> </tr> <tr> <td>0.9mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>0.4</td> <td>284</td> </tr> <tr> <td>0.9mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>1.0</td> <td>266</td> </tr> <tr> <td>0.9mm²(T/C) ※1</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>0.8</td> <td>324</td> </tr> <tr> <td>0.9mm²(T/C)</td> <td>無</td> <td>水蒸気</td> <td>0.8</td> <td>285</td> </tr> <tr> <td>同軸ケーブル</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>0.8</td> <td>301</td> </tr> <tr> <td>100mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>0.8</td> <td>280</td> </tr> <tr> <td>2mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>0.8</td> <td>286</td> </tr> <tr> <td>高電圧モジュール</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>500mm²</td> <td>無</td> <td>空気</td> <td>0.8</td> <td>400℃まで昇温後室温 降下時に微小漏えい</td> </tr> <tr> <td>500mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>0.8</td> <td>400℃まで漏えい無し</td> </tr> <tr> <td>フランジ・ガスケット</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>甲丸タイプ</td> <td>無</td> <td>空気</td> <td>0.8</td> <td>310</td> </tr> <tr> <td>甲丸タイプ</td> <td>無</td> <td>水蒸気</td> <td>0.8</td> <td>276</td> </tr> <tr> <td>甲丸タイプ</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>0.8</td> <td>303</td> </tr> <tr> <td>甲丸タイプ</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>0.8</td> <td>324</td> </tr> <tr> <td>甲丸タイプ</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>0.4</td> <td>349</td> </tr> <tr> <td>グループ&タンクタイプ</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>0.8</td> <td>345</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 熱電対</p> <p>3.2.3 エアロゾル捕集特性試験</p> <p>NUPEC 試験により得られた、電気配線貫通部とフランジ・ガスケットでの DF の試験結果を図 3-7、図 3-8、表 3-7 に示す。</p> <p>低電圧モジュールの DF は 40～22000 の範囲、フランジ・ガスケットの DF は 11～25 の範囲との結果が得られている。この DF の違いは、リークパスの形状の複雑さの違いに起因するものと考えられる。</p> <p>すなわち、低電圧モジュールの場合には、シール材のエポキシ樹脂が繊維フィルタ状となっているため DF が大きくなったと考えられる。一方、フランジ・ガスケットの場合は、リークパスが比較的単純な構造（シリコンゴムに亀裂が入った状態で損傷）となっているため、DF は低電圧モジュールほどは大きくならなかったと考えられる。</p> <p>NUPEC 試験の結論として、リークパスでのエアロゾル捕集効果に関して、DF として少なくとも 10 以上を考慮することが可能であると報告している。</p>	試験体	放射線 エージング	加熱ガス	圧力 (MPa)	破損温度 (°C)	低電圧モジュール					0.9mm ²	有	水蒸気	0.8	303	0.9mm ²	有	水蒸気	0.8	284	0.9mm ²	有	水蒸気	0.4	284	0.9mm ²	有	水蒸気	1.0	266	0.9mm ² (T/C) ※1	有	水蒸気	0.8	324	0.9mm ² (T/C)	無	水蒸気	0.8	285	同軸ケーブル	有	水蒸気	0.8	301	100mm ²	有	水蒸気	0.8	280	2mm ²	有	水蒸気	0.8	286	高電圧モジュール					500mm ²	無	空気	0.8	400℃まで昇温後室温 降下時に微小漏えい	500mm ²	有	水蒸気	0.8	400℃まで漏えい無し	フランジ・ガスケット					甲丸タイプ	無	空気	0.8	310	甲丸タイプ	無	水蒸気	0.8	276	甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	303	甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	324	甲丸タイプ	有	水蒸気	0.4	349	グループ&タンクタイプ	有	水蒸気	0.8	345	<p style="text-align: center;">表 3-6 リーク発生条件評価試験結果 (NUPEC 試験)</p> <table border="1" data-bbox="1137 247 1848 861"> <thead> <tr> <th>試験体</th> <th>放射線 エージング</th> <th>加熱ガス</th> <th>圧力 (MPa)</th> <th>破損温度 (°C)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>低電圧モジュール</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>0.9mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>0.8</td> <td>303</td> </tr> <tr> <td>0.9mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>0.8</td> <td>284</td> </tr> <tr> <td>0.9mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>0.4</td> <td>284</td> </tr> <tr> <td>0.9mm²</td> <td>無</td> <td>水蒸気</td> <td>1.0</td> <td>266</td> </tr> <tr> <td>0.9mm²(T/C) ※1</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>0.8</td> <td>324</td> </tr> <tr> <td>0.9mm²(T/C)</td> <td>無</td> <td>水蒸気</td> <td>0.8</td> <td>285</td> </tr> <tr> <td>同軸ケーブル</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>0.8</td> <td>301</td> </tr> <tr> <td>100mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>0.8</td> <td>280</td> </tr> <tr> <td>2mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>0.8</td> <td>286</td> </tr> <tr> <td>高電圧モジュール</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>500mm²</td> <td>無</td> <td>空気</td> <td>0.8</td> <td>400℃まで昇温後室温 降下時に微小漏えい</td> </tr> <tr> <td>500mm²</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>0.8</td> <td>400℃まで漏えい無し</td> </tr> <tr> <td>フランジ・ガスケット</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>甲丸タイプ</td> <td>無</td> <td>空気</td> <td>0.8</td> <td>310</td> </tr> <tr> <td>甲丸タイプ</td> <td>無</td> <td>水蒸気</td> <td>0.8</td> <td>276</td> </tr> <tr> <td>甲丸タイプ</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>0.8</td> <td>303</td> </tr> <tr> <td>甲丸タイプ</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>0.8</td> <td>324</td> </tr> <tr> <td>甲丸タイプ</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>0.4</td> <td>349</td> </tr> <tr> <td>グループ&タンクタイプ</td> <td>有</td> <td>水蒸気</td> <td>0.8</td> <td>345</td> </tr> </tbody> </table> <p>※1 熱電対</p> <p>3.2.3 エアロゾル捕集特性試験</p> <p>NUPEC 試験により得られた、電気配線貫通部とフランジ・ガスケットでの DF の試験結果を図 3-7、図 3-8、表 3-7 に示す。</p> <p>低電圧モジュールの DF は 40～22000 の範囲、フランジ・ガスケットの DF は 11～25 の範囲との結果が得られている。この DF の違いは、リークパスの形状の複雑さの違いに起因するものと考えられる。</p> <p>すなわち、低電圧モジュールの場合には、シール材のエポキシ樹脂が繊維フィルタ状となっているため DF が大きくなったと考えられる。一方、フランジ・ガスケットの場合は、リークパスが比較的単純な構造（シリコンゴムに亀裂が入った状態で損傷）となっているため、DF は低電圧モジュールほどは大きくならなかったと考えられる。</p> <p>NUPEC 試験の結論として、リークパスでのエアロゾル捕集効果に関して、DF として少なくとも 10 以上を考慮することが可能であると報告している。</p>	試験体	放射線 エージング	加熱ガス	圧力 (MPa)	破損温度 (°C)	低電圧モジュール					0.9mm ²	有	水蒸気	0.8	303	0.9mm ²	有	水蒸気	0.8	284	0.9mm ²	有	水蒸気	0.4	284	0.9mm ²	無	水蒸気	1.0	266	0.9mm ² (T/C) ※1	有	水蒸気	0.8	324	0.9mm ² (T/C)	無	水蒸気	0.8	285	同軸ケーブル	有	水蒸気	0.8	301	100mm ²	有	水蒸気	0.8	280	2mm ²	有	水蒸気	0.8	286	高電圧モジュール					500mm ²	無	空気	0.8	400℃まで昇温後室温 降下時に微小漏えい	500mm ²	有	水蒸気	0.8	400℃まで漏えい無し	フランジ・ガスケット					甲丸タイプ	無	空気	0.8	310	甲丸タイプ	無	水蒸気	0.8	276	甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	303	甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	324	甲丸タイプ	有	水蒸気	0.4	349	グループ&タンクタイプ	有	水蒸気	0.8	345	
試験体	放射線 エージング	加熱ガス	圧力 (MPa)	破損温度 (°C)																																																																																																																																																																																																																
低電圧モジュール																																																																																																																																																																																																																				
0.9mm ²	有	水蒸気	0.8	303																																																																																																																																																																																																																
0.9mm ²	有	水蒸気	0.8	284																																																																																																																																																																																																																
0.9mm ²	有	水蒸気	0.4	284																																																																																																																																																																																																																
0.9mm ²	有	水蒸気	1.0	266																																																																																																																																																																																																																
0.9mm ² (T/C) ※1	有	水蒸気	0.8	324																																																																																																																																																																																																																
0.9mm ² (T/C)	無	水蒸気	0.8	285																																																																																																																																																																																																																
同軸ケーブル	有	水蒸気	0.8	301																																																																																																																																																																																																																
100mm ²	有	水蒸気	0.8	280																																																																																																																																																																																																																
2mm ²	有	水蒸気	0.8	286																																																																																																																																																																																																																
高電圧モジュール																																																																																																																																																																																																																				
500mm ²	無	空気	0.8	400℃まで昇温後室温 降下時に微小漏えい																																																																																																																																																																																																																
500mm ²	有	水蒸気	0.8	400℃まで漏えい無し																																																																																																																																																																																																																
フランジ・ガスケット																																																																																																																																																																																																																				
甲丸タイプ	無	空気	0.8	310																																																																																																																																																																																																																
甲丸タイプ	無	水蒸気	0.8	276																																																																																																																																																																																																																
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	303																																																																																																																																																																																																																
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	324																																																																																																																																																																																																																
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.4	349																																																																																																																																																																																																																
グループ&タンクタイプ	有	水蒸気	0.8	345																																																																																																																																																																																																																
試験体	放射線 エージング	加熱ガス	圧力 (MPa)	破損温度 (°C)																																																																																																																																																																																																																
低電圧モジュール																																																																																																																																																																																																																				
0.9mm ²	有	水蒸気	0.8	303																																																																																																																																																																																																																
0.9mm ²	有	水蒸気	0.8	284																																																																																																																																																																																																																
0.9mm ²	有	水蒸気	0.4	284																																																																																																																																																																																																																
0.9mm ²	無	水蒸気	1.0	266																																																																																																																																																																																																																
0.9mm ² (T/C) ※1	有	水蒸気	0.8	324																																																																																																																																																																																																																
0.9mm ² (T/C)	無	水蒸気	0.8	285																																																																																																																																																																																																																
同軸ケーブル	有	水蒸気	0.8	301																																																																																																																																																																																																																
100mm ²	有	水蒸気	0.8	280																																																																																																																																																																																																																
2mm ²	有	水蒸気	0.8	286																																																																																																																																																																																																																
高電圧モジュール																																																																																																																																																																																																																				
500mm ²	無	空気	0.8	400℃まで昇温後室温 降下時に微小漏えい																																																																																																																																																																																																																
500mm ²	有	水蒸気	0.8	400℃まで漏えい無し																																																																																																																																																																																																																
フランジ・ガスケット																																																																																																																																																																																																																				
甲丸タイプ	無	空気	0.8	310																																																																																																																																																																																																																
甲丸タイプ	無	水蒸気	0.8	276																																																																																																																																																																																																																
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	303																																																																																																																																																																																																																
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	324																																																																																																																																																																																																																
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.4	349																																																																																																																																																																																																																
グループ&タンクタイプ	有	水蒸気	0.8	345																																																																																																																																																																																																																

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>試験体出入口濃度及びリーク流量</p> <p>DF値</p> <p>図3-7 エアロゾル濃度、漏えいガス（空気）流量、DFの経時変化（電気配線貫通部の一例）（NUPEC試験）</p>	<p>試験体出入口濃度及びリーク流量</p> <p>DF値</p> <p>図3-7 エアロゾル濃度、漏えいガス（空気）流量、DFの経時変化（電気配線貫通部の一例）（NUPEC試験）</p>	
<p>試験体出入口濃度及びリーク流量</p> <p>DF値</p> <p>図3-8 エアロゾル濃度、漏えいガス（空気）流量、DFの経時変化（フランジ・ガスケットの一例）（NUPEC試験）</p>	<p>試験体出入口濃度及びリーク流量</p> <p>DF値</p> <p>図3-8 エアロゾル濃度、漏えいガス（空気）流量、DFの経時変化（フランジ・ガスケットの一例）（NUPEC試験）</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）

女川原子力発電所2号炉						泊発電所3号炉						相違理由
表3-7 試験により得られたDF (NUPEC試験)						表3-7 試験により得られたDF (NUPEC試験)						
試験体	放射線エージング ^{※1}	加熱ガス ^{※2}	圧力 ^{※2} (MPa)	破損温度 ^{※2} (°C)	DF	試験体	放射線エージング ^{※1}	加熱ガス ^{※2}	圧力 ^{※2} (MPa)	破損温度 ^{※2} (°C)	DF	相違理由
					全粒径範囲 (0.5~5µm)						全粒径範囲 (0.5~5µm)	
低電圧モジュール						低電圧モジュール						
0.9mm ²	有	水蒸気	0.8	303	1300	0.9mm ²	有	水蒸気	0.8	303	1300	
0.9mm ²	有	水蒸気	0.8	284	620	0.9mm ²	有	水蒸気	0.8	284	620	
0.9mm ²	有	水蒸気	0.4	284	22000	0.9mm ²	有	水蒸気	0.4	284	22000	
0.9mm ²	無	水蒸気	1.0	266	2500	0.9mm ²	無	水蒸気	1.0	266	2500	
0.9mm ² (T/C) ^{※1}	有	水蒸気	0.8	324	280	0.9mm ² (T/C) ^{※1}	有	水蒸気	0.8	324	280	
0.9mm ² (T/C)	無	水蒸気	0.8	285	160	0.9mm ² (T/C)	無	水蒸気	0.8	285	160	
同軸ケーブル	有	水蒸気	0.8	301	270	同軸ケーブル	有	水蒸気	0.8	301	270	
100mm ²	有	水蒸気	0.8	280	340	100mm ²	有	水蒸気	0.8	280	340	
2mm ²	有	水蒸気	0.8	286	40	2mm ²	有	水蒸気	0.8	286	40	
フランジ・ガスケット						フランジ・ガスケット						
甲丸タイプ	無	水蒸気	0.8	276	11	甲丸タイプ	無	水蒸気	0.8	276	11	
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	303	11	甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	303	11	
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	324	13	甲丸タイプ	有	水蒸気	0.8	324	13	
甲丸タイプ	有	水蒸気	0.4	349	20	甲丸タイプ	有	水蒸気	0.4	349	20	
グループ&タンクタイプ	有	水蒸気	0.8	345	25	グループ&タンクタイプ	有	水蒸気	0.8	345	25	

※1 熱電対

※2 3.2.2 リーク発生条件評価試験時の試験条件

※1 熱電対

※2 3.2.2 リーク発生条件評価試験時の試験条件

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

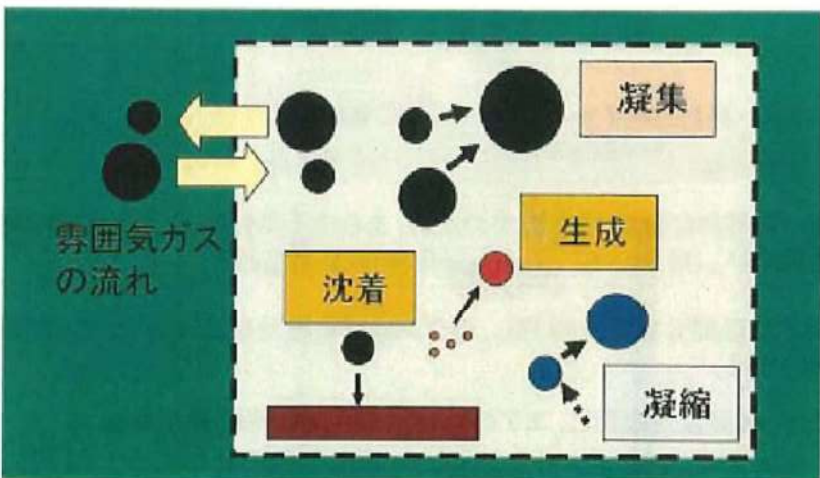
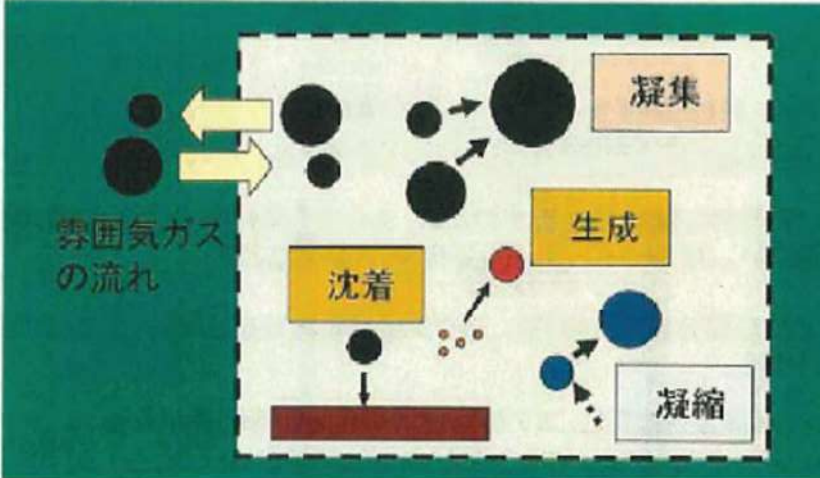
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4. NUPEC 試験の実機への適用性</p> <p>NUPEC 試験での試験条件と、BWRの原子炉格納容器の構造及び重大事故等時の条件を比較し、実機への適用性を確認した。</p> <p>条件比較の結果を表4-1にまとめ、条件ごと（漏えいを想定する対象、エアロゾル粒子の粒径、シール材の材質、環境条件（温度条件、圧力条件、蒸気条件））に適用性について考察した。</p>	<p>4. NUPEC 試験の実機への適用性</p> <p>NUPEC 試験での試験条件と、PWRの原子炉格納容器の構造及び重大事故等時の条件を比較し、実機への適用性を確認した。</p> <p>条件比較の結果を表4-1にまとめ、条件ごと（漏えいを想定する対象、エアロゾル粒子の粒径、シール材の材質、環境条件（温度条件、圧力条件、蒸気条件））に適用性について考察した。</p>	<p>設備の相違</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）

表 4-1 NIPPEC 試験での試験条件と BWR 原子炉格納容器の構造及び重大事故等時の条件の比較				表 4-1 NIPPEC 試験での試験条件と PWR 原子炉格納容器の構造及び重大事故等時の条件の比較				相違理由
女川原子力発電所 2号炉		泊発電所 3号炉		比較結果・考察		比較結果・考察		
漏えい想定 する対象	・ NIPPEC 試験における 試験条件 ・ 電気配線貫通部 ・ フランジ・ガスケット	・ Mark-II (改良型含む) ・ ROCV ・ 電気配線貫通部 ・ フランジ・ガスケット	・ Mark-I (改良型含む) ・ 電気配線貫通部 ・ フランジ・ガスケット	・ PCCV ・ 電気配線貫通部 ・ フランジ・ガスケット	・ 漏えい想定箇所は、「2.1 原子炉格納容器の構造及び重大事故等時の条件」と記載のとおりで、試験条件と同等である。 ・ 重大事故等時における粒径分布として放出量に支配的な事象初期（格納容器スプレイ実施前）では数 μm 程度を想定している。NIPPEC 試験では DF を 0.5~5 μm で評価しており、重大事故等時の条件と同等であることから適用可能である。 【4.1 エアロゾル粒子の粒径に対する考察】 ・ 電気配線貫通部について、試験で用いたシール材と実際のシール材が同様であることを確認した。 ・ フランジ・ガスケットについては、試験の材質よりも、実際の材質が異なるが、試験の材質よりも、実際の材質の方が長期にわたり高温環境下においてシール機能を維持できると考えられる。 【4.2 シール材の差異に対する考察】 ・ 重大事故等時に想定する温度条件は、試験における測定時の条件とほぼ同等であることを確認した。 ・ 実験に用いたシール材は最大約 270~350℃ の環境で導出し、リークが発生したものをを用いている。一方、実験においては 200℃ 以下であり、導出環境試験においても漏えいがないことを確認している。 【4.2 シール材の差異に対する考察】 ・ 重大事故等時に想定する圧力は、試験における測定時の圧力と差異があるが、NIPPEC 試験による DF と流量には明確な依存性がないことから、DF と圧力に対しては明確な依存性がないと考えられ、NIPPEC 試験結果は適用可能である。 【4.3 圧力条件に対する考察】 ・ 試験環境はドライ条件であるが、実験で想定する環境はウェット条件であるため、水蒸気凝縮やエアロゾル粒子の凝集・凝縮効果に期待でき、実際のほうが大きくなると考えられる。 【4.1 蒸気条件に対する考察】 ・ 10 リングはメタル製又はエチレンプロピレンゴム製 0 リングを使用しているが、重大事故等時の環境下においてシール機能を維持できると確認している。 ※2 貫通部のシール構造が健全な場合においてはエアロゾルのリークが生じないため、試験体を 200℃ 以上（最大約 270~350℃ まで）の環境で約 20 時間以上導出し、リークの発生を確認した後に温度を低下させて試験を実施している。 ※3 NIPPEC 試験での試験条件ではエアロゾル粒子のサンプリング測定中の水蒸気凝縮による測定誤差を避けるためにドライ条件を用いている。	・ 漏えい想定箇所は、「2.1 原子炉格納容器の構造及び重大事故等時の条件」と記載のとおりで、試験条件と同等である。 ・ 重大事故等時における粒径分布として放出量に支配的な事象初期（格納容器スプレイ実施前）では数 μm 程度を想定している。NIPPEC 試験では DF を 0.5~5 μm で評価しており、重大事故等時の条件と同等であることから適用可能である。 【4.1 エアロゾル粒子の粒径に対する考察】 ・ フランジ・ガスケットについて、試験で用いたシール材と実際のシール材が同様であることを確認した。 ・ 電気配線貫通部については、試験の材質よりも、実際の材質が異なるが、試験の材質よりも、実際の材質の方が長期にわたり高温環境下においてシール機能を維持できると考えられる。 【4.2 シール材の差異に対する考察】 ・ 重大事故等時に想定する温度条件は、試験における測定時の条件とほぼ同等であることを確認した。 ・ 実験に用いたシール材は最大約 270~350℃ の環境で導出し、リークが発生したものをを用いている。一方、実験においては 200℃ 以下であり、導出環境試験においても漏えいがないことを確認している。 【4.2 シール材の差異に対する考察】 ・ 重大事故等時に想定する圧力は、試験における測定時の圧力と差異があるが、NIPPEC 試験による DF と流量には明確な依存性がないことから、DF と圧力に対しては明確な依存性がないと考えられ、NIPPEC 試験結果は適用可能である。 【4.3 圧力条件に対する考察】 ・ 試験環境はドライ条件であるが、実験で想定する環境はウェット条件であるため、水蒸気凝縮やエアロゾル粒子の凝集・凝縮効果に期待でき、実際のほうが大きくなると考えられる。 【4.1 蒸気条件に対する考察】 ・ 10 リングはメタル製又はエチレンプロピレンゴム製 0 リングを使用しているが、重大事故等時の環境下においてシール機能を維持できると確認している。 ※2 貫通部のシール構造が健全な場合においてはエアロゾルのリークが生じないため、試験体を 200℃ 以上（最大約 270~350℃ まで）の環境で約 20 時間以上導出し、リークの発生を確認した後に温度を低下させて試験を実施している。 ※3 NIPPEC 試験での試験条件ではエアロゾル粒子のサンプリング測定中の水蒸気凝縮による測定誤差を避けるためにドライ条件を用いている。		
エアロゾル 粒径	1~2 μm (CsI) DF 評価範囲 0.5~5 μm	数 μm (事象初期（格納容器スプレイ実施前）)	数 μm (事象初期（格納容器スプレイ実施前）)	数 μm (事象初期（格納容器スプレイ実施前）)	数 μm (事象初期（格納容器スプレイ実施前）)	数 μm (事象初期（格納容器スプレイ実施前）)	数 μm (事象初期（格納容器スプレイ実施前）)	
シール材の 材質	電気配線貫通部： （高電圧）エチレンプロピレンゴム （低電圧）エポキシ樹脂、 メタル製又はエチレンプロピレンゴム製 0 リング ^{※1} フランジ・ガスケット： シリコンゴム	電気配線貫通部： （高電圧）エチレンプロピレンゴム （低電圧）エポキシ樹脂、 メタル製又はエチレンプロピレンゴム製 0 リング ^{※1} フランジ・ガスケット： 改良 EPDM	電気配線貫通部： （高電圧）エポキシ樹脂 （低電圧）エポキシ樹脂、 エチレンプロピレンゴム製 0 リング フランジ・ガスケット： シリコンゴム	電気配線貫通部： （高電圧）エポキシ樹脂 （低電圧）エポキシ樹脂、 エチレンプロピレンゴム製 0 リング フランジ・ガスケット： シリコンゴム	電気配線貫通部： （高電圧）エポキシ樹脂 （低電圧）エポキシ樹脂、 エチレンプロピレンゴム製 0 リング フランジ・ガスケット： シリコンゴム	電気配線貫通部： （高電圧）エポキシ樹脂 （低電圧）エポキシ樹脂、 エチレンプロピレンゴム製 0 リング フランジ・ガスケット： シリコンゴム	電気配線貫通部： （高電圧）エポキシ樹脂 （低電圧）エポキシ樹脂、 エチレンプロピレンゴム製 0 リング フランジ・ガスケット： シリコンゴム	
環境条件	温度：100~200℃ ^{※1} 圧力：0.11 ~0.6MPa[gage] (ドライ条件) ^{※2}	温度：~200℃ 圧力：~0.85 MPa[gage] ~0.854 MPa[gage] (ウェット条件) ^{※2}	温度：~200℃ 圧力：~0.85 MPa[gage] ~0.854 MPa[gage] (ウェット条件) ^{※2}	温度：~200℃ 圧力：~0.85 MPa[gage] ~0.854 MPa[gage] (ウェット条件) ^{※2}	温度：~200℃ 圧力：~0.8 MPa[gage] (ウェット条件) ^{※2}	温度：~200℃ 圧力：~0.8 MPa[gage] (ウェット条件) ^{※2}	温度：~200℃ 圧力：~0.8 MPa[gage] (ウェット条件) ^{※2}	

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4.1 エアロゾル粒子の粒径に対する考察</p> <p>エアロゾル粒子の粒径分布は事故の状態、事象進展によっても変化していくものである。エアロゾル粒子の粒径分布変化の機構としては、図4-1に示すように原子炉格納容器内でのエアロゾル粒子の凝集や壁面への沈着等によるものと考えられる。凝集は拡散と重力沈降の過程でエアロゾル粒子が衝突することで、小粒径のエアロゾル粒子が集まり、より粒径の大きい粒子がつくられ、粒径分布はより大きい方向にシフトする。沈着は、重力沈降によりエアロゾル粒子が壁面等に沈着することであり、粒径が大きいエアロゾル粒子ほど沈着し易いため、大粒径のエアロゾル粒子ほど多く除去され、粒径分布はより小さい方向にシフトする。</p>  <p>図4-1 エアロゾル粒子の粒径分布変化の機構</p> <p>重大事故等時における原子炉格納容器内で発生する放射性物質を含むエアロゾル粒子の粒径分布として0.1μm～5μmの範囲であることは、粒径分布に関して実施されている既往の研究から知られている。</p> <p>重大事故等時には原子炉格納容器内にスプレイ等による注水が実施されることから、重大事故等時の粒径分布を想定し、「原子炉格納容器内でのエアロゾルの挙動」及び「原子炉格納容器内の水の存在の考慮」といった観点で実施された表4-2の②、⑤に示す試験等を調査した。さらに、重大事故等時のエアロゾル粒子の粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために、海外の規制機関（NRC等）や各国の合同で実施されている重大事故等時のエアロゾルの挙動の試験等（表4-2の①、③、④）を調査した。以上の調査結果を表4-2に示す。</p> <p>この表で整理した試験等は、想定するエアロゾル発生源、存在する場所（原子炉格納容器、1次冷却材配管等）、水分の有無等に違いがあるが、エアロゾル粒子の粒径の範囲に大きな違いはなく、原</p>	<p>4.1 エアロゾル粒子の粒径に対する考察</p> <p>エアロゾル粒子の粒径分布は事故の状態、事象進展によっても変化していくものである。エアロゾル粒子の粒径分布変化の機構としては、図4-1に示すように原子炉格納容器内でのエアロゾル粒子の凝集や壁面への沈着等によるものと考えられる。凝集は拡散と重力沈降の過程でエアロゾル粒子が衝突することで、小粒径のエアロゾル粒子が集まり、より粒径の大きい粒子がつくられ、粒径分布はより大きい方向にシフトする。沈着は、重力沈降によりエアロゾル粒子が壁面等に沈着することであり、粒径が大きいエアロゾル粒子ほど沈着し易いため、大粒径のエアロゾル粒子ほど多く除去され、粒径分布はより小さい方向にシフトする。</p>  <p>図4-1 エアロゾル粒子の粒径分布変化の機構</p> <p>重大事故等時における原子炉格納容器内で発生する放射性物質を含むエアロゾル粒子の粒径分布として0.1μm～5μmの範囲であることは、粒径分布に関して実施されている既往の研究から知られている。</p> <p>重大事故等時には原子炉格納容器内にスプレイ等による注水が実施されることから、重大事故等時の粒径分布を想定し、「原子炉格納容器内でのエアロゾルの挙動」及び「原子炉格納容器内の水の存在の考慮」といった観点で実施された表4-2の②、⑤に示す試験等を調査した。さらに、重大事故等時のエアロゾル粒子の粒径に対する共通的な知見とされている情報を得るために、海外の規制機関（NRC等）や各国の合同で実施されている重大事故等時のエアロゾルの挙動の試験等（表4-2の①、③、④）を調査した。以上の調査結果を表4-2に示す。</p> <p>この表で整理した試験等は、想定するエアロゾル発生源、存在する場所（原子炉格納容器、1次冷却材配管等）、水分の有無等に違いがあるが、エアロゾル粒子の粒径の範囲に大きな違いはなく、原</p>	

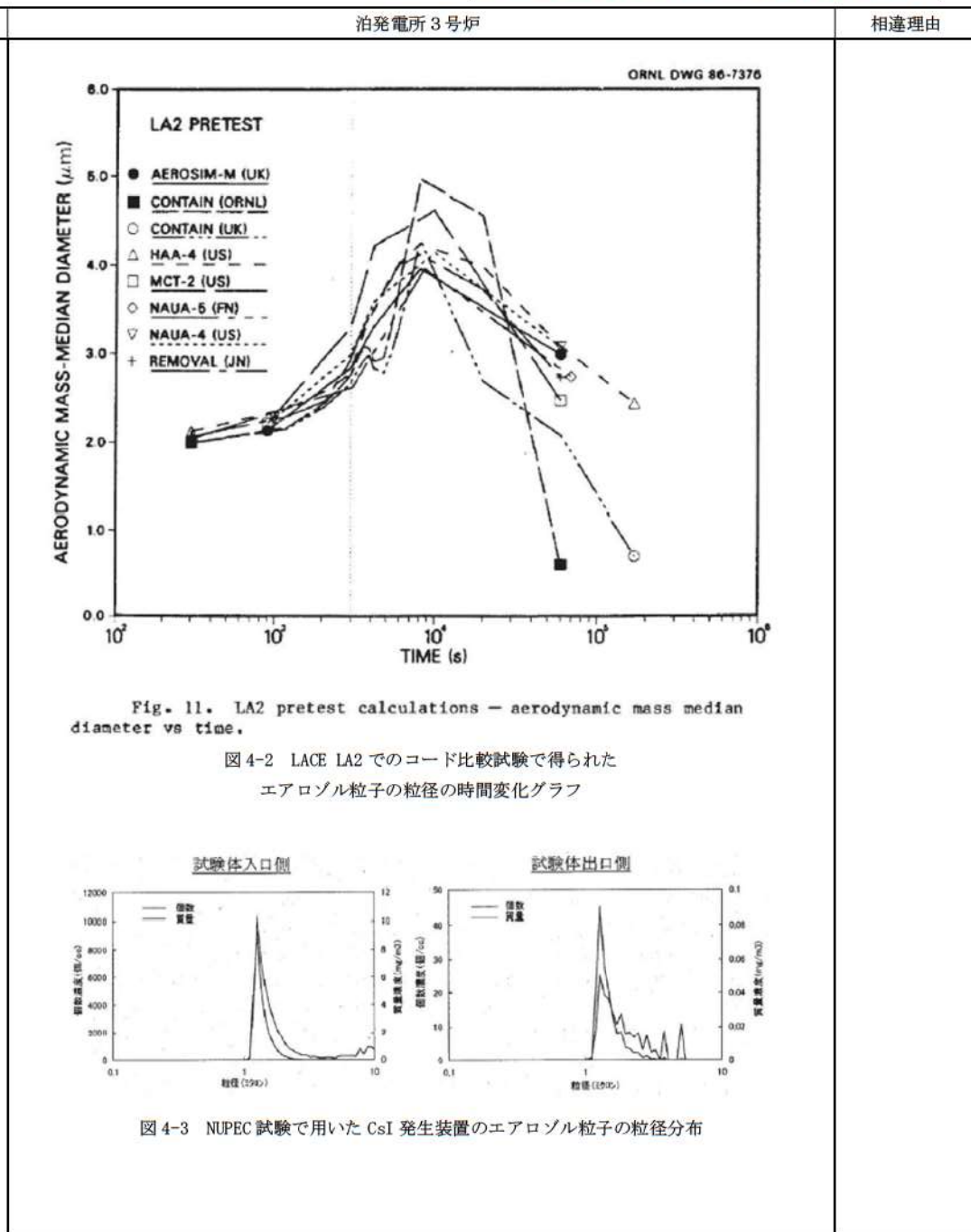
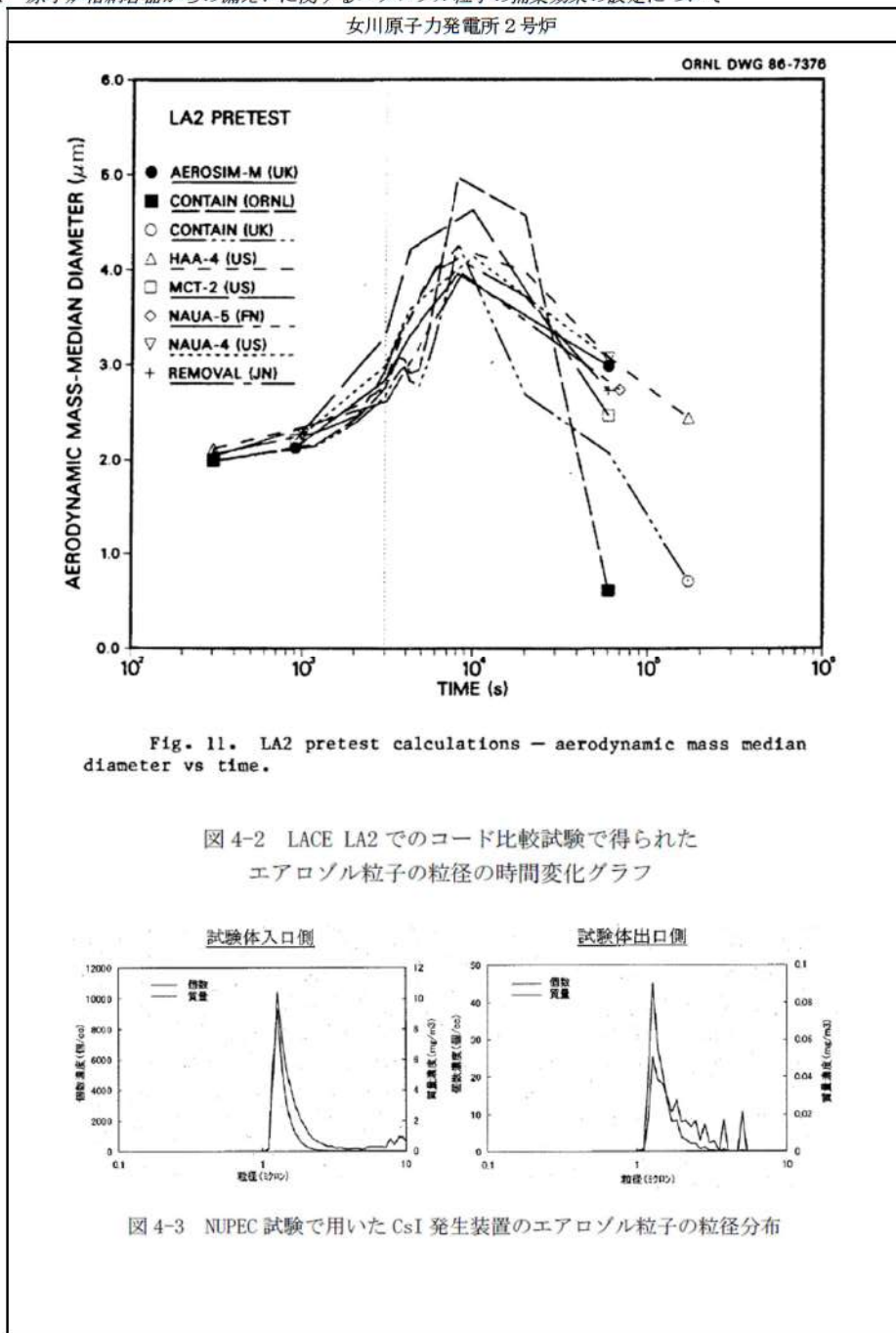
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																
<p>子炉格納容器内環境でのエアロゾル粒子の粒径はこれらのエアロゾル粒子の粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。</p> <p>また、実機の解析結果によると重大事故等時における原子炉格納容器からの放出に支配的な事象初期（格納容器スプレイ実施前）では、エアロゾル粒子の粒径分布は数μm程度である。</p> <p>NUPEC試験においても、重大事故等時を想定し、1~2μmの粒径を目標としてCsIエアロゾル粒子を生成し、リーク発生条件評価試験においてリークの発生した試験体に供給し、試験体前後のエアロゾル濃度を測定し（図4-3「NUPEC試験で用いたCsI発生装置のエアロゾル粒子の粒径分布」）、0.5~5μmの範囲でDFを評価している。</p> <p>以上より、NUPEC試験で評価している粒径の範囲は、実機で想定される重大事故等時における原子炉格納容器から放出されるエアロゾル粒子の粒径分布の支配的な範囲を包含しており、NUPEC試験の結果は適用可能と考える。</p>	<p>子炉格納容器内環境でのエアロゾル粒子の粒径はこれらのエアロゾル粒子の粒径と同等な分布範囲を持つものと推定できる。</p> <p>また、実機の解析結果によると重大事故等時における原子炉格納容器からの放出に支配的な事象初期（格納容器スプレイ実施前）では、エアロゾル粒子の粒径分布は数μm程度である。</p> <p>NUPEC試験においても、重大事故等時を想定し、1~2μmの粒径を目標としてCsIエアロゾル粒子を生成し、リーク発生条件評価試験においてリークの発生した試験体に供給し、試験体前後のエアロゾル濃度を測定し（図4-3「NUPEC試験で用いたCsI発生装置のエアロゾル粒子の粒径分布」）、0.5~5μmの範囲でDFを評価している。</p> <p>以上より、NUPEC試験で評価している粒径の範囲は、実機で想定される重大事故等時における原子炉格納容器から放出されるエアロゾル粒子の粒径分布の支配的な範囲を包含しており、NUPEC試験の結果は適用可能と考える。</p>																																																	
<p>表4-2 重大事故等時に著しい炉心の損傷が発生した場合のエアロゾル粒径についての文献調査結果</p> <table border="1" data-bbox="165 662 987 1141"> <thead> <tr> <th>番号</th> <th>試験名又は報告書名等</th> <th>エアロゾル粒径 (μm)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①</td> <td>LACE LA2^{※1}</td> <td>約0.5~5 (図4-2参照)</td> <td>重大事故等時の評価に使用されるコードでの原子炉格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件で実施した比較試験</td> </tr> <tr> <td>②</td> <td>NUREG/CR-5901^{※2}</td> <td>0.25~2.5 (参考1-1)</td> <td>原子炉格納容器内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート</td> </tr> <tr> <td>③</td> <td>AECLが実施した試験^{※3}</td> <td>0.1~3.0 (参考1-2)</td> <td>重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験</td> </tr> <tr> <td>④</td> <td>PBF-SFD^{※3}</td> <td>0.29~0.56 (参考1-2)</td> <td>重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験</td> </tr> <tr> <td>⑤</td> <td>PHEBUS-FP^{※3}</td> <td>0.5~0.65 (参考1-2)</td> <td>重大事故等時のFP挙動の実験（左記のエアロゾル粒子の粒径はPHEBUS FP実験の原子炉格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果）</td> </tr> </tbody> </table>	番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考	①	LACE LA2 ^{※1}	約0.5~5 (図4-2参照)	重大事故等時の評価に使用されるコードでの原子炉格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件で実施した比較試験	②	NUREG/CR-5901 ^{※2}	0.25~2.5 (参考1-1)	原子炉格納容器内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート	③	AECLが実施した試験 ^{※3}	0.1~3.0 (参考1-2)	重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験	④	PBF-SFD ^{※3}	0.29~0.56 (参考1-2)	重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験	⑤	PHEBUS-FP ^{※3}	0.5~0.65 (参考1-2)	重大事故等時のFP挙動の実験（左記のエアロゾル粒子の粒径はPHEBUS FP実験の原子炉格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果）	<p>表4-2 重大事故等時に著しい炉心の損傷が発生した場合のエアロゾル粒径についての文献調査結果</p> <table border="1" data-bbox="1077 654 1892 1157"> <thead> <tr> <th>番号</th> <th>試験名又は報告書名等</th> <th>エアロゾル粒径 (μm)</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>①</td> <td>LACE LA2^{※1}</td> <td>約0.5~5 (図4-2参照)</td> <td>重大事故等時の評価に使用されるコードでの原子炉格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件で実施した比較試験</td> </tr> <tr> <td>②</td> <td>NUREG/CR-5901^{※2}</td> <td>0.25~2.5 (参考1-1)</td> <td>原子炉格納容器内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート</td> </tr> <tr> <td>③</td> <td>AECLが実施した試験^{※3}</td> <td>0.1~3.0 (参考1-2)</td> <td>重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次冷却系内のエアロゾル挙動に着目した実験</td> </tr> <tr> <td>④</td> <td>PBF-SFD^{※3}</td> <td>0.29~0.56 (参考1-2)</td> <td>重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次冷却系内のエアロゾル挙動に着目した実験</td> </tr> <tr> <td>⑤</td> <td>PHEBUS-FP^{※3}</td> <td>0.5~0.65 (参考1-2)</td> <td>重大事故等時のFP挙動の実験（左記のエアロゾル粒子の粒径はPHEBUS FP実験の原子炉格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果）</td> </tr> </tbody> </table>	番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考	①	LACE LA2 ^{※1}	約0.5~5 (図4-2参照)	重大事故等時の評価に使用されるコードでの原子炉格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件で実施した比較試験	②	NUREG/CR-5901 ^{※2}	0.25~2.5 (参考1-1)	原子炉格納容器内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート	③	AECLが実施した試験 ^{※3}	0.1~3.0 (参考1-2)	重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次冷却系内のエアロゾル挙動に着目した実験	④	PBF-SFD ^{※3}	0.29~0.56 (参考1-2)	重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次冷却系内のエアロゾル挙動に着目した実験	⑤	PHEBUS-FP ^{※3}	0.5~0.65 (参考1-2)	重大事故等時のFP挙動の実験（左記のエアロゾル粒子の粒径はPHEBUS FP実験の原子炉格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果）	
番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考																																															
①	LACE LA2 ^{※1}	約0.5~5 (図4-2参照)	重大事故等時の評価に使用されるコードでの原子炉格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件で実施した比較試験																																															
②	NUREG/CR-5901 ^{※2}	0.25~2.5 (参考1-1)	原子炉格納容器内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート																																															
③	AECLが実施した試験 ^{※3}	0.1~3.0 (参考1-2)	重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験																																															
④	PBF-SFD ^{※3}	0.29~0.56 (参考1-2)	重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次系内のエアロゾル挙動に着目した実験																																															
⑤	PHEBUS-FP ^{※3}	0.5~0.65 (参考1-2)	重大事故等時のFP挙動の実験（左記のエアロゾル粒子の粒径はPHEBUS FP実験の原子炉格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果）																																															
番号	試験名又は報告書名等	エアロゾル粒径 (μm)	備考																																															
①	LACE LA2 ^{※1}	約0.5~5 (図4-2参照)	重大事故等時の評価に使用されるコードでの原子炉格納容器閉じ込め機能喪失を想定した条件で実施した比較試験																																															
②	NUREG/CR-5901 ^{※2}	0.25~2.5 (参考1-1)	原子炉格納容器内に水が存在し、溶融炉心を覆っている場合のスクラビング効果のモデル化を紹介したレポート																																															
③	AECLが実施した試験 ^{※3}	0.1~3.0 (参考1-2)	重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次冷却系内のエアロゾル挙動に着目した実験																																															
④	PBF-SFD ^{※3}	0.29~0.56 (参考1-2)	重大事故等時の炉心損傷を考慮した1次冷却系内のエアロゾル挙動に着目した実験																																															
⑤	PHEBUS-FP ^{※3}	0.5~0.65 (参考1-2)	重大事故等時のFP挙動の実験（左記のエアロゾル粒子の粒径はPHEBUS FP実験の原子炉格納容器内のエアロゾル挙動に着目した実験の結果）																																															
<p>参考文献</p> <p>※1 J. H. Wilson and P. C. Arwood, "Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) Test LA2", ORNL/M-331, 1987.</p> <p>※2 D. A. Powers and J. L. Sprung, "A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete", NUREG/CR-5901, 1993.</p> <p>※3 H. J. Allelein, et al., "State-of-the-art Report on Nuclear Aerosols", NEA/CSNI/R (2009)5, 2009.</p>	<p>参考文献</p> <p>※1 J. H. Wilson and P. C. Arwood, "Summary of Pretest Aerosol Code Calculations for LWR Aerosol Containment Experiments (LACE) Test LA2", ORNL/M-331, 1987.</p> <p>※2 D. A. Powers and J. L. Sprung, "A Simplified Model of Aerosol Scrubbing by a Water Pool Overlying Core Debris Interacting With Concrete", NUREG/CR-5901, 1993.</p> <p>※3 H. J. Allelein, et al., "State-of-the-art Report on Nuclear Aerosols", NEA/CSNI/R (2009)5, 2009.</p>																																																	

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



女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>参考 1-1 NUREG/CR-5901 の抜粋</p> <p>so-called "quench" temperature. At temperatures below this quench temperature the kinetics of gas phase reactions among CO, CO₂, H₂, and H₂O are too slow to maintain chemical equilibrium on useful time scales. In the sharp temperature drop created by the water pool, very hot gases produced by the core debris are suddenly cooled to temperatures such that the gas composition is effectively "frozen" at the equilibrium composition for the "quench" temperature. Experimental evidence suggest that the "quench" temperature is 1300 to 1000 K. The value of the quench temperature was assumed to be uniformly distributed over this temperature range for the calculations done here.</p> <p>(6) <u>Solute Mass</u>. The mass of solutes in water pools overlying core debris attacking concrete has not been examined carefully in the experiments done to date. It is assumed here that the logarithm of the solute mass is uniformly distributed over the range of $\ln(0.05 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = -3.00$ to $\ln(100 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = 4.61$.</p> <p>(7) <u>Volume Fraction Suspended Solids</u>. The volume fraction of suspended solids in the water pool will increase with time. Depending on the available facilities for replenishing the water, this volume fraction could become quite large. Models available for this study are, however, limited to volume fractions of 0.1. Consequently, the volume fraction of suspended solids is taken to be uniformly distributed over the range of 0 to 0.1.</p> <p>(8) <u>Density of Suspended Solids</u>. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are Ca(OH)₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) or SiO₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) from the concrete and UO₂ ($\rho = 10 \text{ g/cm}^3$) or ZrO₂ ($\rho = 5.9 \text{ g/cm}^3$) from the core debris or any of a variety of aerosol materials. It is assumed here that the material density of the suspended solids is uniformly distributed over the range of 2 to 6 g/cm³. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO₂ will hydrate, thus reducing its effective density. Otherwise, gas sparging will not keep such a dense material suspended.</p> <p>(9) <u>Surface Tension of Water</u>. The surface tension of the water can be increased or decreased by dissolved materials. The magnitude of the change is taken here to be $S\sigma(w)$ where S is the weight fraction of dissolved solids. The sign of the change is taken to be minus or plus depending on whether a random variable ϵ is less than 0.5 or greater than or equal to 0.5. Thus, the surface tension of the liquid is:</p> $\sigma_1 = \begin{cases} \sigma(w) (1-S) & \text{for } \epsilon < 0.5 \\ \sigma(w) (1+S) & \text{for } \epsilon \geq 0.5 \end{cases}$ <p>where $\sigma(w)$ is the surface tension of pure water.</p> <p>(10) <u>Mean Aerosol Particle Size</u>. The mass mean particle size for aerosols produced during melt/concrete interactions is known only for situations in which no water is present. There is reason to believe smaller particles will be produced if a water pool is present. Examination of aerosols produced during melt/concrete interactions shows that the primary particles are about 0.1 μm in diameter. Even with a water pool present, smaller particles would not be expected.</p>	<p>参考 1-1 NUREG/CR-5901 の抜粋</p> <p>so-called "quench" temperature. At temperatures below this quench temperature the kinetics of gas phase reactions among CO, CO₂, H₂, and H₂O are too slow to maintain chemical equilibrium on useful time scales. In the sharp temperature drop created by the water pool, very hot gases produced by the core debris are suddenly cooled to temperatures such that the gas composition is effectively "frozen" at the equilibrium composition for the "quench" temperature. Experimental evidence suggest that the "quench" temperature is 1300 to 1000 K. The value of the quench temperature was assumed to be uniformly distributed over this temperature range for the calculations done here.</p> <p>(6) <u>Solute Mass</u>. The mass of solutes in water pools overlying core debris attacking concrete has not been examined carefully in the experiments done to date. It is assumed here that the logarithm of the solute mass is uniformly distributed over the range of $\ln(0.05 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = -3.00$ to $\ln(100 \text{ g/kilogram H}_2\text{O}) = 4.61$.</p> <p>(7) <u>Volume Fraction Suspended Solids</u>. The volume fraction of suspended solids in the water pool will increase with time. Depending on the available facilities for replenishing the water, this volume fraction could become quite large. Models available for this study are, however, limited to volume fractions of 0.1. Consequently, the volume fraction of suspended solids is taken to be uniformly distributed over the range of 0 to 0.1.</p> <p>(8) <u>Density of Suspended Solids</u>. Among the materials that are expected to make up the suspended solids are Ca(OH)₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) or SiO₂ ($\rho = 2.2 \text{ g/cm}^3$) from the concrete and UO₂ ($\rho = 10 \text{ g/cm}^3$) or ZrO₂ ($\rho = 5.9 \text{ g/cm}^3$) from the core debris or any of a variety of aerosol materials. It is assumed here that the material density of the suspended solids is uniformly distributed over the range of 2 to 6 g/cm³. The upper limit is chosen based on the assumption that suspended UO₂ will hydrate, thus reducing its effective density. Otherwise, gas sparging will not keep such a dense material suspended.</p> <p>(9) <u>Surface Tension of Water</u>. The surface tension of the water can be increased or decreased by dissolved materials. The magnitude of the change is taken here to be $S\sigma(w)$ where S is the weight fraction of dissolved solids. The sign of the change is taken to be minus or plus depending on whether a random variable ϵ is less than 0.5 or greater than or equal to 0.5. Thus, the surface tension of the liquid is:</p> $\sigma_1 = \begin{cases} \sigma(w) (1-S) & \text{for } \epsilon < 0.5 \\ \sigma(w) (1+S) & \text{for } \epsilon \geq 0.5 \end{cases}$ <p>where $\sigma(w)$ is the surface tension of pure water.</p> <p>(10) <u>Mean Aerosol Particle Size</u>. The mass mean particle size for aerosols produced during melt/concrete interactions is known only for situations in which no water is present. There is reason to believe smaller particles will be produced if a water pool is present. Examination of aerosols produced during melt/concrete interactions shows that the primary particles are about 0.1 μm in diameter. Even with a water pool present, smaller particles would not be expected.</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>Consequently, the natural logarithm of the mean particle size is taken here to be uniformly distributed over the range from $\ln(0.25 \mu\text{m}) = -1.39$ to $\ln(2.5 \mu\text{m}) = 0.92$.</p> <p>(11) <u>Geometric Standard Deviation of the Particle Size Distribution</u>. The aerosols produced during core debris-concrete interactions are assumed to have lognormal size distributions. Experimentally determined geometric standard deviations for the distributions in cases with no water present vary between 1.6 and 3.2. An argument can be made that the geometric standard deviation is positively correlated with the mean size of the aerosol. Proof of this correlation is difficult to marshal because of the sparse data base. It can also be argued that smaller geometric standard deviations will be produced in situations with water present. It is unlikely that data will ever be available to demonstrate this contention. The geometric standard deviation of the size distribution is assumed to be uniformly distributed over the range of 1.6 to 3.2. Any correlation of the geometric standard deviation with the mean size of the aerosol is neglected.</p> <p>(12) <u>Aerosol Material Density</u>. Early in the course of core debris interactions with concrete, UO_2 with a solid density of around 10 g/cm^3 is the predominant aerosol material. As the interaction progresses, oxides of iron, manganese and chromium with densities of about 5.5 g/cm^3 and condensed products of concrete decomposition such as Na_2O, K_2O, Al_2O_3, SiO_2, and CaO with densities of 1.3 to 4 g/cm^3 become the dominant aerosol species. Condensation and reaction of water with the species may alter the apparent material densities. Coagglomeration of aerosolized materials also complicates the prediction of the densities of materials that make up the aerosol. As a result the material density of the aerosol is considered uncertain. The material density used in the calculation of aerosol trapping is taken to be an uncertain parameter uniformly distributed over the range of 1.5 to 10.0 g/cm^3.</p> <p>Note that the mean aerosol particle size predicted by the VANESA code [6] is correlated with the particle material density to the $-1/3$ power. This correlation of aerosol particle size with particle material density was taken to be too weak and insufficiently supported by experimental evidence to be considered in the uncertainty analyses done here.</p> <p>(13) <u>Initial Bubble Size</u>. The initial bubble size is calculated from the Davidson-Schular equation:</p> $D_b = \epsilon \left(\frac{6}{\pi} \right)^{1/3} \frac{V_s^{0.4}}{g^{0.2}} \text{ cm}$ <p>where ϵ is assumed to be uniformly distributed over the range of 1 to 1.54. The minimum bubble size is limited by the Fritz formula to be:</p> $D_b = 0.0105 \Psi[\sigma_t / g(\rho_t - \rho_g)]^{1/2}$ <p>where the contact angle is assumed to be uniformly distributed over the range of 20 to 120°. The maximum bubble size is limited by the Taylor instability model to be:</p>	<p>Consequently, the natural logarithm of the mean particle size is taken here to be uniformly distributed over the range from $\ln(0.25 \mu\text{m}) = -1.39$ to $\ln(2.5 \mu\text{m}) = 0.92$.</p> <p>(11) <u>Geometric Standard Deviation of the Particle Size Distribution</u>. The aerosols produced during core debris-concrete interactions are assumed to have lognormal size distributions. Experimentally determined geometric standard deviations for the distributions in cases with no water present vary between 1.6 and 3.2. An argument can be made that the geometric standard deviation is positively correlated with the mean size of the aerosol. Proof of this correlation is difficult to marshal because of the sparse data base. It can also be argued that smaller geometric standard deviations will be produced in situations with water present. It is unlikely that data will ever be available to demonstrate this contention. The geometric standard deviation of the size distribution is assumed to be uniformly distributed over the range of 1.6 to 3.2. Any correlation of the geometric standard deviation with the mean size of the aerosol is neglected.</p> <p>(12) <u>Aerosol Material Density</u>. Early in the course of core debris interactions with concrete, UO_2 with a solid density of around 10 g/cm^3 is the predominant aerosol material. As the interaction progresses, oxides of iron, manganese and chromium with densities of about 5.5 g/cm^3 and condensed products of concrete decomposition such as Na_2O, K_2O, Al_2O_3, SiO_2, and CaO with densities of 1.3 to 4 g/cm^3 become the dominant aerosol species. Condensation and reaction of water with the species may alter the apparent material densities. Coagglomeration of aerosolized materials also complicates the prediction of the densities of materials that make up the aerosol. As a result the material density of the aerosol is considered uncertain. The material density used in the calculation of aerosol trapping is taken to be an uncertain parameter uniformly distributed over the range of 1.5 to 10.0 g/cm^3.</p> <p>Note that the mean aerosol particle size predicted by the VANESA code [6] is correlated with the particle material density to the $-1/3$ power. This correlation of aerosol particle size with particle material density was taken to be too weak and insufficiently supported by experimental evidence to be considered in the uncertainty analyses done here.</p> <p>(13) <u>Initial Bubble Size</u>. The initial bubble size is calculated from the Davidson-Schular equation:</p> $D_b = \epsilon \left(\frac{6}{\pi} \right)^{1/3} \frac{V_s^{0.4}}{g^{0.2}} \text{ cm}$ <p>where ϵ is assumed to be uniformly distributed over the range of 1 to 1.54. The minimum bubble size is limited by the Fritz formula to be:</p> $D_b = 0.0105 \Psi[\sigma_t / g(\rho_t - \rho_g)]^{1/2}$ <p>where the contact angle is assumed to be uniformly distributed over the range of 20 to 120°. The maximum bubble size is limited by the Taylor instability model to be:</p>	
<p>参考1-2 “State-of-the-art Report on Nuclear Aerosols”, NEA/CSNI/R(2009)5 の抜粋及び試験</p>	<p>参考1-2 “State-of-the-art Report on Nuclear Aerosols”, NEA/CSNI/R(2009)5 の抜粋及び試験</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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
の概要		の概要		
<p>9.2.1 Aerosols in the RCS</p> <p>9.2.1.1 AECL</p> <p>The experimenters conclude that spherical particles of around 0.1 to 0.3 μm formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0 μm in size at the point of measurement. The composition of the particles was found to be dominated by Cs, Sn and U: while the Cs and Sn mass contributions remained constant and very similar in mass, U was relatively minor in the first hour at 1860 K evolving to be the main contributor in the third (very approximately: 42 % U, 26 % Sn, 33 % Cs). Neither break down of composition by particle size nor statistical size information was measured.</p> <p>9.2.1.2 PBF-SFD</p> <p>Further interesting measurements for purposes here were six isokinetic, sequential, filtered samples located about 13 m from the bundle outlet. These were used to follow the evolution of the aerosol composition and to examine particle size (SEM). Based on these analyses the authors state that particle geometrical-mean diameter varied over the range 0.29-0.56 μm (elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56 μm) while standard deviation fluctuated between 1.6 and 2.06. In the images of filter deposits needle-like forms are seen. Turning to composition, if the first filter sample is eliminated and “below detection limit” is taken as zero, for the structural components and volatile fission products we have in terms of percentages the values given in Table 9.2-1.</p> <p>9.2.2 Aerosols in the containment</p> <p>9.2.2.1 PHEBUS FP</p> <p>The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4 μm at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5 μm before stabilizing at 3.35 μm; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0 μm. Geometric-mean diameter (d_{50}) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65 μm; a SEM image of a deposit is shown in Fig. 9.2-2. In both tests the geometric standard deviation of the lognormal distribution was fairly constant at a value of around 2.0. There was clear evidence that aerosol composition varied very little as a function of particle size except for the late settling phase of the FPT1 test: during this period, the smallest particles were found to be cesium-rich. In terms of chemical speciation, X-ray techniques were used on some deposits and there also exist many data on the solubilities of the different elements in numerous deposits giving a clue as to the potential forms of some of the elements. However, post-test oxidation of samples cannot be excluded since storage times were long (months) and the value of speculating on potential speciation on the basis of the available information is debatable. Nevertheless, there is clear evidence that some elements reached higher states of oxidation in the containment when compared to their chemical form in the circuit.</p>		<p>9.2.1 Aerosols in the RCS</p> <p>9.2.1.1 AECL</p> <p>The experimenters conclude that spherical particles of around 0.1 to 0.3 μm formed (though their composition was not established) then these agglomerated giving rise to a mixture of compact particles between 0.1 and 3.0 μm in size at the point of measurement. The composition of the particles was found to be dominated by Cs, Sn and U: while the Cs and Sn mass contributions remained constant and very similar in mass, U was relatively minor in the first hour at 1860 K evolving to be the main contributor in the third (very approximately: 42 % U, 26 % Sn, 33 % Cs). Neither break down of composition by particle size nor statistical size information was measured.</p> <p>9.2.1.2 PBF-SFD</p> <p>Further interesting measurements for purposes here were six isokinetic, sequential, filtered samples located about 13 m from the bundle outlet. These were used to follow the evolution of the aerosol composition and to examine particle size (SEM). Based on these analyses the authors state that particle geometrical-mean diameter varied over the range 0.29-0.56 μm (elimination of the first filter due to it being early with respect to the main transient gives the range 0.32-0.56 μm) while standard deviation fluctuated between 1.6 and 2.06. In the images of filter deposits needle-like forms are seen. Turning to composition, if the first filter sample is eliminated and “below detection limit” is taken as zero, for the structural components and volatile fission products we have in terms of percentages the values given in Table 9.2-1.</p> <p>9.2.2 Aerosols in the containment</p> <p>9.2.2.1 PHEBUS FP</p> <p>The aerosol size distributions were fairly lognormal with an average size (AMMD) in FPT0 of 2.4 μm at the end of the 5-hour bundle-degradation phase growing to 3.5 μm before stabilizing at 3.35 μm; aerosol size in FPT1 was slightly larger at between 3.5 and 4.0 μm. Geometric-mean diameter (d_{50}) of particles in FPT1 was seen to be between 0.5 and 0.65 μm; a SEM image of a deposit is shown in Fig. 9.2-2. In both tests the geometric standard deviation of the lognormal distribution was fairly constant at a value of around 2.0. There was clear evidence that aerosol composition varied very little as a function of particle size except for the late settling phase of the FPT1 test: during this period, the smallest particles were found to be cesium-rich. In terms of chemical speciation, X-ray techniques were used on some deposits and there also exist many data on the solubilities of the different elements in numerous deposits giving a clue as to the potential forms of some of the elements. However, post-test oxidation of samples cannot be excluded since storage times were long (months) and the value of speculating on potential speciation on the basis of the available information is debatable. Nevertheless, there is clear evidence that some elements reached higher states of oxidation in the containment when compared to their chemical form in the circuit.</p>		
試験名又は報告書名等	試験の概要	試験名又は報告書名等	試験の概要	
AECLが実施した試験	CANDUのジルカロイ被覆管燃料を使用した、1次系での核分裂生成物の挙動についての試験	AECLが実施した試験	CANDUのジルカロイ被覆管燃料を使用した、1次冷却系での核分裂生成物の挙動についての試験	
PBF-SFD	米国のアイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい並びに核分裂生成物及び水素の放出についての試験	PBF-SFD	米国のアイダホ国立工学環境研究所で実施された炉心損傷状態での燃料棒及び炉心のふるまい並びに核分裂生成物及び水素の放出についての試験	
PHEBUS-FP	フランスのカダラッシュ研究所のPHEBUS研究炉で実施された、重大事故等時の条件下での炉心燃料から1次系を経て原子炉格納容器に至るまでの核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験	PHEBUS-FP	フランスのカダラッシュ研究所のPHEBUS研究炉で実施された、重大事故等時の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核分裂生成物の挙動を調べる実機燃料を用いた総合試験	

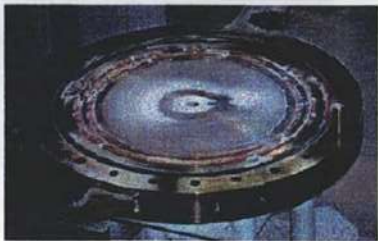


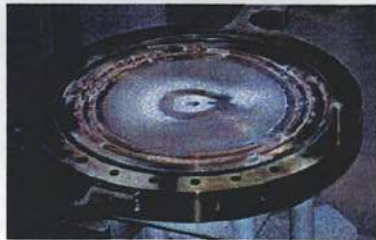

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

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 シール材の差異に対する考察</p> <p>4.2.1 フランジ・ガスケット</p> <p>NUPEC 試験ではフランジ・ガスケットとしてシリコンゴムを使用したシール材を用いて試験を実施している。</p> <p>また、NUPEC 試験ではリーク発生条件評価試験に先立って、健全性確認試験が行われ、温度 120～200℃（圧力 0.1～0.8MPa）の加熱温度の範囲において、フランジ・ガスケットのシール材の健全性が確認されている。リーク発生条件評価試験では、200℃を超える環境下でフランジ・ガスケットからのリーク発生条件が確認されている。そのシール材の損傷状態は図 4-4 で示すように劣化によって発生したひびがシール材の内側から外側に向けて貫通している。エアロゾル捕集特性試験は、リーク発生条件評価試験によりシール材が破損した試験体に対して実施され、エアロゾル粒子の DF が確認されている。</p> <p>実機では、従前は NUPEC 試験で用いたシール材と同様にシリコンゴムを使用したシール材を用いていたが、東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の知見を踏まえ、ドライウェル主フランジ、機器搬出入用ハッチ等について高温耐性に優れた改良 EPDM を使用したシール材へ交換することとしている。</p> <p>これら原子炉格納容器の各シール部の健全性については、原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価において、重大事故等時の環境下において放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを確認している。^{※1}</p> <p>なお、NUPEC 試験及び原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価において確認した実機フランジ模擬試験は、実機のフランジ部の内側から加圧されることによるフランジ合わせ面の開きを模擬し、ガスケットとフランジ部が僅かに接触した状態において試験を行っている。NUPEC 試験及び実機フランジ模擬試験におけるフランジ断面形状を表 4-3 に示す。</p> <p>以上のとおり、実機のフランジシール部については NUPEC 試験で使用している従来のシール材よりも長期にわたり、高温条件下においてシール機能を維持できる。その場合、漏えい経路は狭くなり、より大きな DF を期待できることから、NUPEC 試験の試験結果は適用可能と考える。</p> <p>※1 「重大事故等対策の有効性評価について 付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」</p>	<p>4.2 シール材の差異に対する考察</p> <p>4.2.1 フランジ・ガスケット</p> <p>NUPEC 試験ではフランジ・ガスケットとしてシリコンゴムを使用したシール材を用いて試験を実施している。</p> <p>また、NUPEC 試験ではリーク発生条件評価試験に先立って、健全性確認試験が行われ、温度 120～200℃（圧力 0.1～0.8MPa）の加熱温度の範囲において、フランジ・ガスケットのシール材の健全性が確認されている。リーク発生条件評価試験では、200℃を超える環境下でフランジ・ガスケットからのリーク発生条件が確認されている。そのシール材の損傷状態は図 4-4 で示すように劣化によって発生したひびがシール材の内側から外側に向けて貫通している。エアロゾル捕集特性試験は、リーク発生条件評価試験によりシール材が破損した試験体に対して実施され、エアロゾル粒子の DF が確認されている。</p> <p>PWR 実機では、いずれのプラントについても NUPEC 試験と同様のシール材が用いられており、材質に差異はない。</p> <p>また、NUPEC 試験では 200℃を超える環境下で発生したリークに対し DF を測定しているが、実機の原子炉格納容器各シール部の健全性については、原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価において、重大事故等時の環境下（200℃、2Pd）において放射性物質の閉じ込め機能を確保できることを確認している^{※1}。</p> <p>なお、NUPEC 試験のフランジは、フランジ部の内側から加圧されることによるフランジ合わせ面の開きを模擬し、ガスケットとフランジ部が僅かに接触した状態において試験を行っているが、PWR 実機フランジにおいては、CV 内圧が上昇するとフランジ間の隙間が小さくなる方向に圧力がかかるため、実機におけるフランジ面の開きは NUPEC 試験体よりも小さくなると考えられる。NUPEC 試験及び実機におけるフランジ断面形状を表 4-3 に示す。</p> <p>以上のとおり、実機のフランジシール部については NUPEC 試験よりも漏えい経路は狭くなり、より大きな DF を期待できることから、NUPEC 試験の試験結果は適用可能と考える。</p> <p>※1 「重大事故等対策の有効性評価 付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」</p>	<p>相違理由</p> <p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・200℃2Pd でのシリコンゴムの耐環境性は確認済みであり、かつ原子炉格納容器内圧上昇時にフランジ部が狭まる。以上より、PWR では EPDM ではなくシリコンゴムを使用 <p>記載内容の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>設備の相違</p> <p>記載内容の相違</p> <p>記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWR の場合、フランジシール部は圧着形状であるため、BWR と同様に長期にわたり高温条件下

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

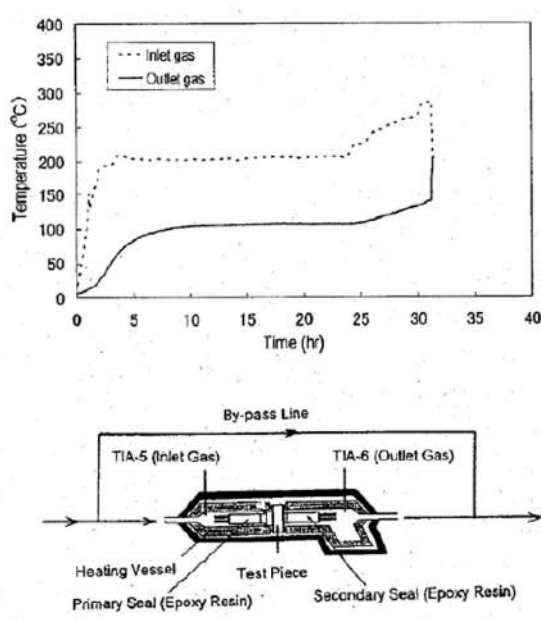
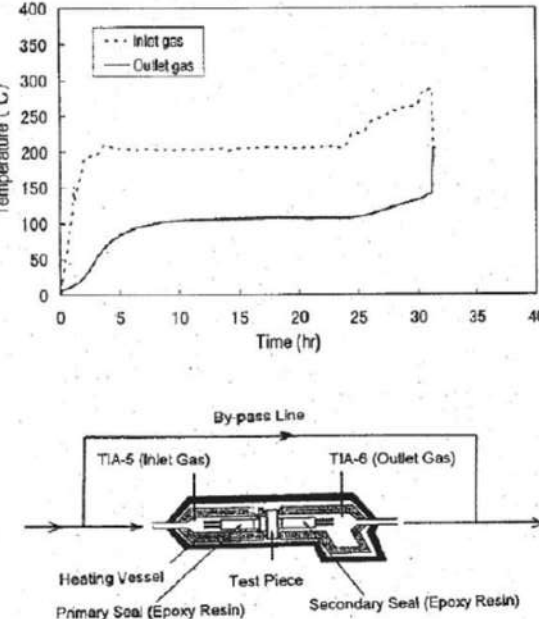
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;">  <p>試験体入口側 (白い粉末はCsIエアロゾル)</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>試験体出口側 (白い粉末はCsIエアロゾル)</p> </div> </div> <div style="text-align: center; margin-top: 20px;">  <p>ガスケット拡大部分 (白い粉はCsIエアロゾル)</p> </div> <p>図4-4 試験で用いたフランジ・ガスケットの損傷状態 (200℃を超過して約0.5℃/minの昇温速度で加熱、漏えい発生後、 温度を低下させ、エアロゾル捕集特性試験を実施した後の状態)</p>	<div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;">  <p>試験体入口側 (白い粉末はCsIエアロゾル)</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>試験体出口側 (白い粉末はCsIエアロゾル)</p> </div> </div> <div style="text-align: center; margin-top: 20px;">  <p>ガスケット拡大部分 (白い粉はCsIエアロゾル)</p> </div> <p>図4-4 NUPEC試験で用いたフランジ・ガスケットの損傷状態 (200℃を超過して約0.5℃/minの昇温速度で加熱、漏えい発生後、温度を低下させ、エアロゾル捕集 特性試験を実施した後の状態)</p>	<p>においてシール機 能を維持できる</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）

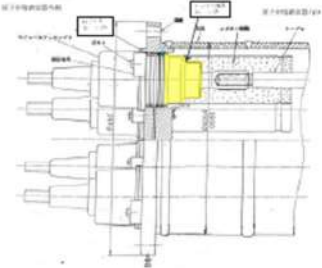
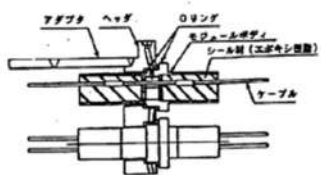
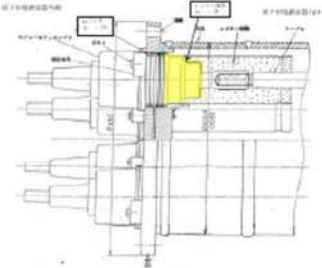
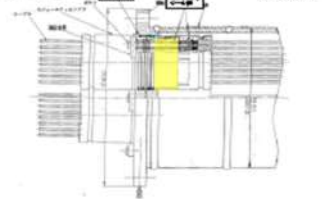
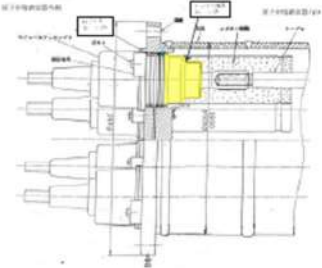
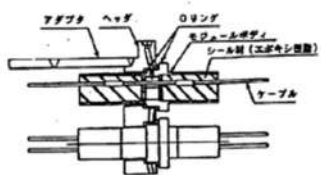
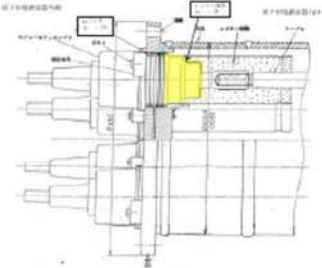
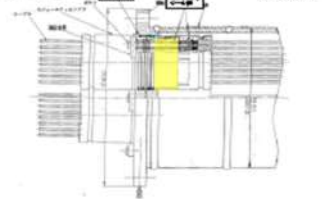
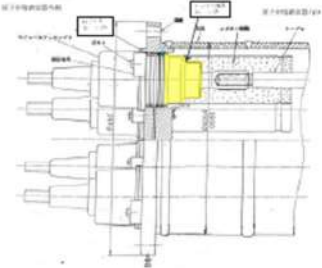
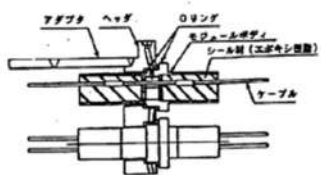
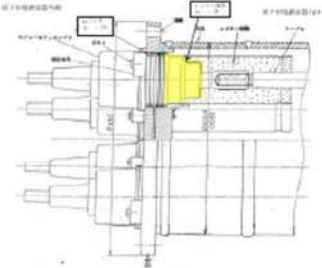
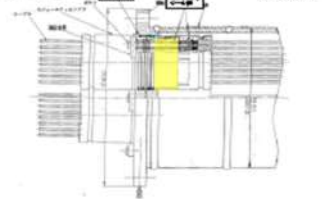
付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
<p>表 4-3 NUPEC 試験及び実機フランジ模擬試験におけるフランジ断面形状</p>		<p>表 4-3 NUPEC 試験及び実機フランジにおけるフランジ断面形状</p>		<p>設備の相違</p>
フランジ断面形状	<p>NUPEC 試験^{※1}</p> <p>実機フランジ模擬試験^{※2}</p>	<p>NUPEC 試験^{※1}</p> <p>実機フランジ</p>		
フランジ面の開きの模擬	<p>フランジ面に勾配を設けることで開きを模擬。勾配は内側ガスケットと上部フランジが接触する程度として1/25を設定。</p>	<p>フランジ面間に調整シムを設置することで開きを模擬。ガスケットの押し込み量は、リークが発生しない程度に設定。</p>	<p>フランジ面に勾配を設けることで開きを模擬。勾配は内側ガスケットと上部フランジが接触する程度として1/25を設定。</p> <p>実機では CV 内圧が上昇すると、フランジ間の隙間が小さくなる方向に圧力がかかるため、実機におけるフランジ面の開きは NUPEC 試験体よりも小さくなると思われる。</p>	
<p>※1 原子力発電技術機構の報告書「溶接部等熱影響部信頼性実証試験（原子炉格納容器）に関する報告書（平成6年3月）」</p> <p>※2 「重大事故等対策の有効性評価について 付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」</p>		<p>※1 原子力発電技術機構の報告書「溶接部等熱影響部信頼性実証試験（原子炉格納容器）に関する報告書（平成6年3月）」</p>		
<p>4.2.2 電気配線貫通部</p> <p>NUPEC 試験ではリーク発生条件評価試験に先立って、健全性確認試験が行われ、温度 120～200℃（圧力 0.1～0.8MPa）の加熱温度の範囲において、電気配線貫通部の健全性が確認されている。リーク発生条件評価試験では、電気配線貫通部についても 200℃を超える環境下で曝露し、シール材が損傷した際の状態について確認している。電気配線貫通部（低電圧モジュール）のリーク発生条件評価の試験装置概要及び試験結果を図 4-5 に示す。漏えいが発生するまで入口側の温度を上昇させた結果、約 300℃近くで漏えいが発生している。</p>		<p>4.2.2 電気配線貫通部</p> <p>NUPEC 試験ではリーク発生条件評価試験に先立って、健全性確認試験が行われ、温度 120～200℃（圧力 0.1～0.8MPa）の加熱温度の範囲において、電気配線貫通部の健全性が確認されている。リーク発生条件評価試験では、電気配線貫通部についても 200℃を超える環境下で曝露し、シール材が損傷した際の状態について確認している。電気配線貫通部（低電圧モジュール）のリーク発生条件評価の試験装置概要及び試験結果を図 4-5 に示す。漏えいが発生するまで入口側の温度を上昇させた結果、約 300℃近くで漏えいが発生している。</p>		

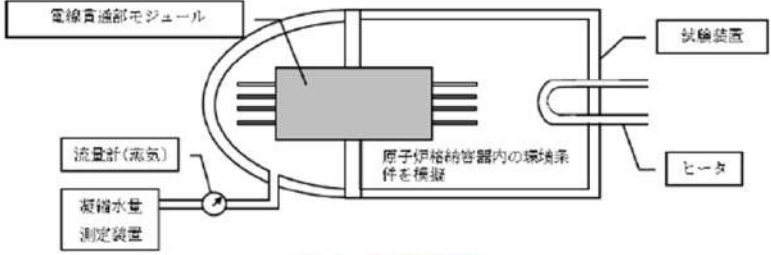
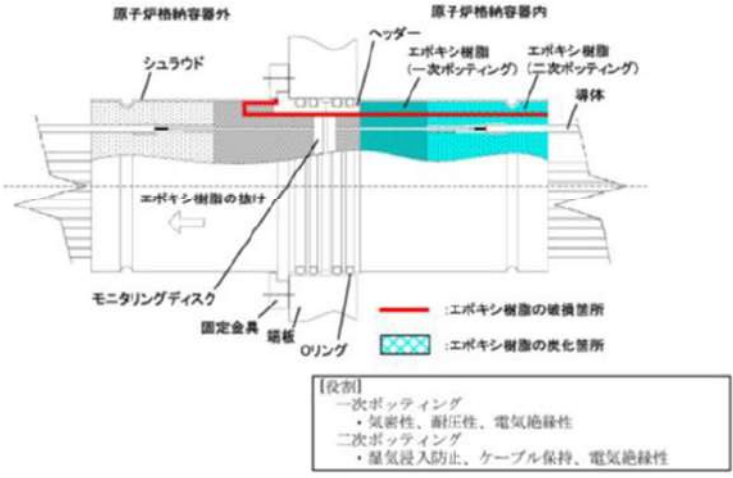
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>The graph shows Temperature (°C) vs Time (hr) for Inlet gas (dotted line) and Outlet gas (solid line). Inlet gas temperature rises from 0 to ~200°C at 5h, stays flat until 25h, then rises to ~280°C at 30h. Outlet gas temperature rises from 0 to ~100°C at 5h, stays flat until 25h, then rises to ~150°C at 30h. The schematic shows a cross-section of the test piece with a heating vessel, primary seal (epoxy resin), test piece, secondary seal (epoxy resin), and by-pass line with TIAs for inlet and outlet gas.</p>	 <p>The graph shows Temperature (°C) vs Time (hr) for Inlet gas (dotted line) and Outlet gas (solid line). Inlet gas temperature rises from 0 to ~200°C at 5h, stays flat until 25h, then rises to ~280°C at 30h. Outlet gas temperature rises from 0 to ~100°C at 5h, stays flat until 25h, then rises to ~150°C at 30h. The schematic is identical to the one for Unit 2.</p>	
<p>図4-5 電気配線貫通部（低電圧モジュール）のリーク発生条件評価の試験装置概要及び試験結果（NUPEC試験，200℃を超える環境下）</p> <p>実機の電気配線貫通部のシール材については、NUPEC試験で使用したシール材と同様であり差異はなく、実機での原子炉格納容器の各シール部の健全性については、原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価において、重大事故等時の環境下において閉じ込め機能を確保できることを確認^{※1}している。</p> <p>シール部が健全な場合には、漏えい経路は狭くなりより大きなDFを期待できることから、NUPEC試験の試験結果は適用可能と考える。</p>	<p>図4-5 電気配管貫通部（低電圧モジュール）のリーク発生条件評価の試験装置概要及び試験結果（NUPEC試験，200℃を超える環境下）</p> <p>PWR実機の電線貫通部のシール材については、高電圧用モジュールタイプのシール部はエポキシ樹脂、低電圧用モジュールタイプについてもエポキシ樹脂が使用されている。また、OリングにはEPゴムが使用されている。これに対し、NUPEC試験では高電圧用のモジュールタイプにエチレンプロピレンゴム、低電圧用のモジュールタイプにエポキシ樹脂が用いられている。</p> <p>NUPEC試験での電気配線貫通部を対象とした試験の結果、得られたDFはフランジ・ガスケットを対象としたDFよりも大きな値が得られている。これは電線貫通部におけるリークパスがフランジ・ガスケット部におけるリークパスよりも長いため、DFが高くなったものと考えられている。NUPEC試験ではBWR実機に用いられる電気配線貫通部（低電圧モジュール）を用いて試験が実施されており、PWR実機の電線貫通部と比較し表4-4に示すとおり形状の違いはあるものの、電線が通る貫通部本体にエポキシ樹脂を充填してシールしている構造は、高電圧モジュールタイプ、低電圧モジュールタイプともに同等である。このため、PWR実機においてもリークパスの長さによってDFが変化する傾向は変わらないと考えられ、電線貫通部のDFがフランジ・ガスケット部のDFよりも大きくなる傾向は同じと考えられる。よって、DF=10以上を考慮することが可能であり、評価条件として保守的にDF=10とすることは適用性があるものと考えられる。</p>	<p>設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・BWRはNUPECと同じ材料を使用しているのに対し、泊はNUPEC試験と異なる材料を使用しているが、実機試験にて漏えいが生じない事を確認している

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由						
<p>※1 「重大事故等対策の有効性評価について 付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」</p>	<p>なお、PWR 実機の電線貫通部についても原子炉格納容器の限界温度・限界圧力に関する評価※1において、事故条件を模擬した試験の結果、200℃、2Pd の条件下でシール性能を維持できることを確認している。参考としてモジュールタイプの電気貫通部による試験を図4-6、図4-7に示す。200℃、2Pd を大幅に超える環境である1.12MPa、292℃に至るまで漏えいは生じていない。</p> <p>※1 「重大事故等対策の有効性評価 付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」</p> <p>表4-4 NUPEC 試験及びPWR 実機配線貫通部における形状</p> <table border="1" data-bbox="1099 491 1921 1275"> <thead> <tr> <th data-bbox="1099 491 1218 584"></th> <th data-bbox="1218 491 1570 584">NUPEC 試験 (BWR 実機電気配線貫通部)</th> <th data-bbox="1570 491 1921 584">PWR 実機電線貫通部</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1099 584 1218 1275">貫通部 形状</td> <td data-bbox="1218 584 1570 1275"> <p>(高電圧モジュール)</p>  <p>(低電圧モジュール)</p>  </td> <td data-bbox="1570 584 1921 1275"> <p>(高電圧モジュール)</p>  <p>(低電圧モジュール)</p>  </td> </tr> </tbody> </table>		NUPEC 試験 (BWR 実機電気配線貫通部)	PWR 実機電線貫通部	貫通部 形状	<p>(高電圧モジュール)</p>  <p>(低電圧モジュール)</p> 	<p>(高電圧モジュール)</p>  <p>(低電圧モジュール)</p> 	<p>相違理由</p> <p>設備の相違</p>
	NUPEC 試験 (BWR 実機電気配線貫通部)	PWR 実機電線貫通部						
貫通部 形状	<p>(高電圧モジュール)</p>  <p>(低電圧モジュール)</p> 	<p>(高電圧モジュール)</p>  <p>(低電圧モジュール)</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）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>図4-6 試験装置概要</p>  <p>図4-7 PWR電線貫通部モジュール破損箇所 (1.12MPa, 292℃で破損を確認)</p>	<p>設備の相違</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

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 圧力条件に対する考察</p> <p>NUPEC 試験における測定時の圧力と重大事故等時で想定する圧力の差については、一般に圧力の上昇に伴い漏えいガス流量は増えることとなるが、図 3-7、図 3-8 に示すとおり、DF と流量には明確な依存性が確認できないことから、DF は圧力に対して明確な依存性はないと考えられ NUPEC 試験における測定結果を実機に適用することが可能であると考える。</p> <p>4.4 蒸気条件に対する考察</p> <p>NUPEC 試験における蒸気環境について、重大事故等時で想定するウェット条件では水蒸気による劣化(加水分解)の影響を受けるものの、蒸気により空気中の酸素量が少なくなるため、シール材の劣化が抑制されると考えられる。さらに、ウェット条件では漏えい経路での水蒸気凝縮、エアロゾル粒子の凝集・凝縮効果に期待できる。そのため、試験条件(ドライ条件)に比べて重大事故等時で想定する条件(ウェット条件)の方がエアロゾル粒子の DF が大きくなると考えられる。</p> <p>4.5 破損時と健全時の電気配線貫通部及びフランジ・ガスケットに対する考察</p> <p>4.5.1 リーク形態について</p> <p>シール部における気体のリーク形態は、分子拡散や分子流などの分子レベルでのリークと、連続流体の流れに分類できる。分子拡散によるリークは、気体分子が高分子材料等の表面から浸透し材料内を拡散して生じるものであり、分子流によるリークは、気体分子の平均自由行程(窒素分子の場合 0.01 μm~0.1 μm 程度のオーダー)と同等以下の極めて小さいリークパスで考慮されるものである。分子レベルでのリークにおいては、実機で考慮すべき粒径数 μm 程度のエアロゾル粒子は漏えいしないと考えられる。</p> <p>実機の原子炉格納容器における漏えいとしては、このような分子レベルでのリークは有意な影響を与えず、連続流体の流れを考慮すればよいとされており^{*1}、NUPEC 試験での破損後のシール部材においても連続流体の流れの状態に測定されたデータにより DF が確認された。</p> <p>※1 一般社団法人日本電気協会 原子炉格納容器の漏えい率試験規程 (JEAC4203)</p> <p>4.5.2 リーク面積について</p> <p>NUPEC 試験の DF 測定に用いられた破損後の部材(電気配線貫通部及びフランジ・ガスケット)と、健全な部材との差としては、部材一つ当たりのリーク面積の大きさとリークパスの形状の違いが挙げられる。</p> <p>実機の原子炉格納容器の漏えい率が設計漏えい率に等しいと仮定すると、漏えい率から算出される総リーク面積は等価面積で 10mm²前後^{*2}となる。また、原子炉格納容器内の健全な部材一つ一つが微小なリーク面積を有し、全部材のリーク面積の和が総リーク面積であると仮定すると、健全な部材一つ当たりのリーク面積は NUPEC 試験で使用された破損後の部材のリーク面積(等価面積で数 mm²)に比べ 1 桁程度小さいと考えられる。</p> <p>※2 重大事故等時の被ばく評価等における環境への放射性物質の放出量評価では、最高使用圧力に応じた設計漏えい率を考慮し原子炉格納容器からの漏えい量を評価している。この漏えい量に相当するリーク面積(等価面積)の導出過程を別添 3 に示す。ここでは AEC の評価式^{*3}を</p>	<p>4.3 圧力条件に対する考察</p> <p>NUPEC 試験における測定時の圧力と重大事故等時で想定する圧力の差については、一般に圧力の上昇に伴い漏えいガス流量は増えることとなるが、図 3-7、図 3-8 に示すとおり、DF と流量には明確な依存性が確認できないことから、DF は圧力に対して明確な依存性はないと考えられ NUPEC 試験における測定結果を実機に適用することが可能であると考える。</p> <p>4.4 蒸気条件に対する考察</p> <p>NUPEC 試験における蒸気環境について、重大事故等時で想定するウェット条件では水蒸気による劣化(加水分解)の影響を受けるものの、蒸気により空気中の酸素量が少なくなるため、シール材の劣化が抑制されると考えられる。さらに、ウェット条件では漏えい経路での水蒸気凝縮、エアロゾル粒子の凝集・凝縮効果に期待できる。そのため、試験条件(ドライ条件)に比べて重大事故等時で想定する条件(ウェット条件)の方がエアロゾル粒子の DF が大きくなると考えられる。</p> <p>4.5 破損時と健全時の電線貫通部及びフランジ・ガスケットに対する考察</p> <p>4.5.1 リーク形態について</p> <p>シール部における気体のリーク形態は、分子拡散や分子流などの分子レベルでのリークと、連続流体の流れに分類できる。分子拡散によるリークは、気体分子が高分子材料等の表面から浸透し材料内を拡散して生じるものであり、分子流によるリークは、気体分子の平均自由行程(窒素分子の場合 0.01 μm~0.1 μm 程度のオーダー)と同等以下の極めて小さいリークパスで考慮されるものである。分子レベルでのリークにおいては、実機で考慮すべき粒径数 μm 程度のエアロゾル粒子は漏えいしないと考えられる。</p> <p>実機の原子炉格納容器における漏えいとしては、このような分子レベルでのリークは有意な影響を与えず、連続流体の流れを考慮すればよいとされており^{*1}、NUPEC 試験での破損後のシール部材においても連続流体の流れの状態に測定されたデータにより DF が確認された。</p> <p>※1 一般社団法人日本電気協会 原子炉格納容器の漏えい率試験規程 (JEAC4203)</p> <p>4.5.2 リーク面積について</p> <p>NUPEC 試験の DF 測定に用いられた破損後の部材(電気配線貫通部及びフランジ・ガスケット)と、健全な部材との差としては、部材一つ当たりのリーク面積の大きさとリークパスの形状の違いが挙げられる。</p> <p>実機の原子炉格納容器の漏えい率が設計漏えい率に等しいと仮定すると、漏えい率から算出される総リーク面積は等価面積で 5mm²以下^{*2}となる。また、原子炉格納容器内の健全な部材一つ一つが微小なリーク面積を有し、全部材のリーク面積の和が総リーク面積であると仮定すると、健全な部材一つ当たりのリーク面積は NUPEC 試験で使用された破損後の部材のリーク面積(等価面積で数 mm²)に比べ 1 桁程度小さいと考えられる。</p> <p>※2 重大事故等時の被ばく評価等における環境への放射性物質の放出量評価では、最高使用圧力の 0.9 倍に応じた設計漏えい率を考慮し原子炉格納容器からの漏えい量を評価している。この漏えい量に相当するリーク面積(等価面積)の導出過程を別添 1 に示す。ここでは圧縮性流</p>	<p>相違理由</p> <p>評価結果の相違</p> <p>評価式の相違 (大飯と同様)</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>用いて算出した漏えい率に相当する気体の漏えい量から、圧縮性流体の式を用いてリーク面積を求めており、これは漏えい経路の長さや形状などによるエネルギー損失を含めた形で表わされた面積である。なお、格納容器圧力が最高使用圧力を越えた場合（1Pd～2Pd）、10mm²前後に相当する。</p> <p>※3 “Reactor Containment Leakage Testing and Surveillance Report”, USAECTechnical Safety Guide, 1966.</p> <p>原子力発電技術機構の報告書「溶接部等熱影響部信頼性実証試験（原子炉格納容器）に関する報告書（平成10年3月）」では、等価面積とDFとの相関について検討が行われている。等価面積は、試験体に供給される流量と圧力の測定結果から以下の式により得られる面積であり、電気配線貫通部及びフランジ・ガスケットの部材の形状並びにエポキシ樹脂、エチレンプロピレンゴム及びシリコンゴムといった材質の相違は直接取り扱われていないものの、複雑な流路形状を持つ漏えい経路の圧力損失等の効果が含まれている。なお、表4-4に示すとおり、NUPEC試験で使用された低電圧モジュール（破損時）では、等価面積の温度依存性（高温ほど等価面積が小さい）が確認されている。これはシール材のエポキシ樹脂が熱膨張し、ケーブルやSUSハウジングとの隙間が収縮したためと考えられる。フランジ・ガスケット（破損時）では明確な温度依存性は確認されていない。</p> <p>等価面積とDFとの相関を考える場合、エアロゾル粒子の捕集メカニズムはリークパスの形状に依存するため、厳密にはリークパス形状の複雑な低電圧モジュールと、リークパス形状の単純なフランジ・ガスケットを別々に考える必要があるが、同報告書では、リークパス内の摩擦及び圧力損失等を考慮した等価面積を用いることで、近似的には両者を同一線上で比較することも可能であると判断している。なお、同報告書において等価面積の中にリークパス形状や摩擦等による圧力損失を示すK（流路係数）やC（流量係数）を含む形としたのは、試験体のリークパス形状が複雑であり、それらの係数を各々評価するのが困難なためとされており、実験で得られたデータを下記式の右辺へ代入することで等価面積として評価している。</p>	<p>体の式を用いてリーク面積を求めており、これは漏えい経路の長さや形状などによるエネルギー損失を含めた形で表わされた面積である。なお、格納容器圧力が最高使用圧力を越えた場合（1Pd～2Pd）、5mm²以下に相当する。</p> <p>原子力発電技術機構の報告書「溶接部等熱影響部信頼性実証試験（原子炉格納容器）に関する報告書（平成10年3月）」では、等価面積とDFとの相関について検討が行われている。等価面積は、試験体に供給される流量と圧力の測定結果から以下の式により得られる面積であり、電気配線貫通部及びフランジ・ガスケットの部材の形状並びにエポキシ樹脂、エチレンプロピレンゴム及びシリコンゴムといった材質の相違は直接取り扱われていないものの、複雑な流路形状を持つ漏えい経路の圧力損失等の効果が含まれている。なお、表4-5に示すとおり、NUPEC試験で使用された低電圧モジュール（破損時）では、等価面積の温度依存性（高温ほど等価面積が小さい）が確認されている。これはシール材のエポキシ樹脂が熱膨張し、ケーブルやSUSハウジングとの隙間が収縮したためと考えられる。フランジ・ガスケット（破損時）では明確な温度依存性は確認されていない。</p> <p>等価面積とDFとの相関を考える場合、エアロゾル粒子の捕集メカニズムはリークパスの形状に依存するため、厳密にはリークパス形状の複雑な低電圧モジュールと、リークパス形状の単純なフランジ・ガスケットを別々に考える必要があるが、同報告書では、リークパス内の摩擦及び圧力損失等を考慮した等価面積を用いることで、近似的には両者を同一線上で比較することも可能であると判断している。なお、同報告書において等価面積の中にリークパス形状や摩擦等による圧力損失を示すK（流路係数）やC（流量係数）を含む形としたのは、試験体のリークパス形状が複雑であり、それらの係数を各々評価するのが困難なためとされており、実験で得られたデータを下記式の右辺へ代入することで等価面積として評価している。</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）

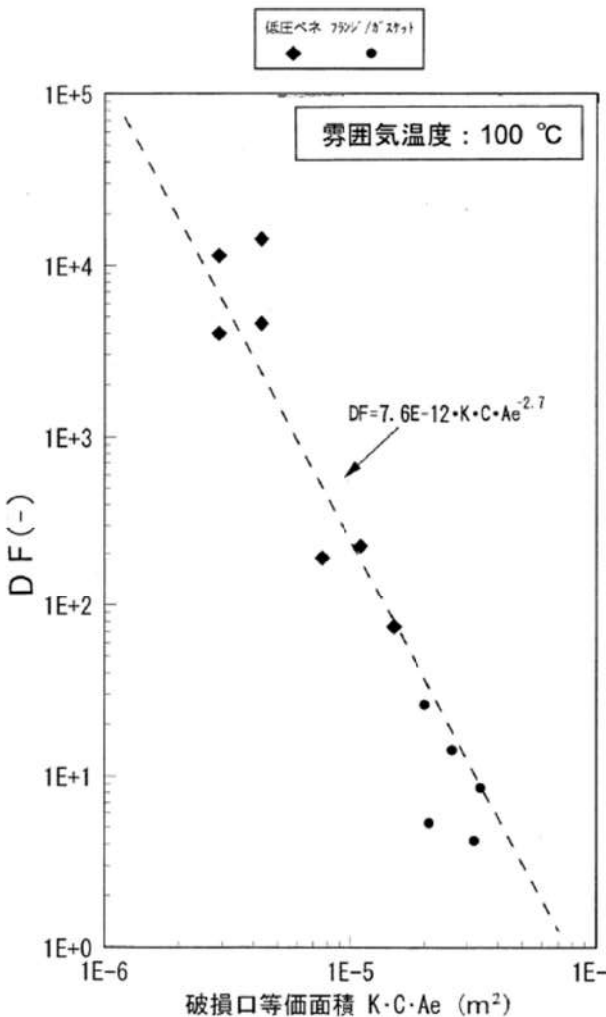
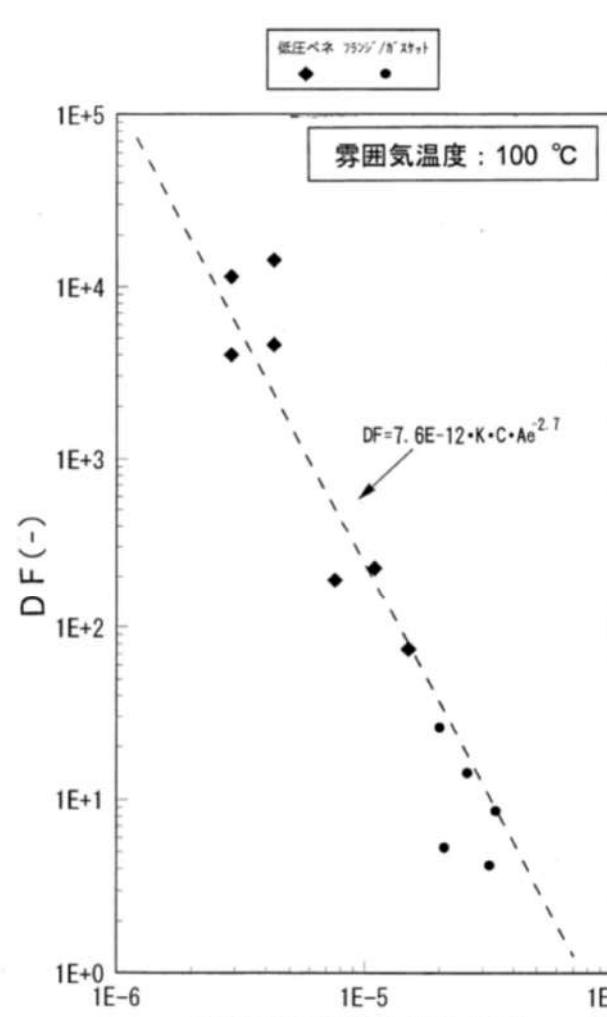
付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
$K \cdot C \cdot Ae = \frac{m \cdot \sqrt{R \cdot T_0}}{P_0 \cdot \sqrt{\frac{2 \cdot \gamma}{\gamma - 1} \left\{ \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{2/\gamma} - \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{(\gamma+1)/\gamma} \right\}}}$ <p> m：質量流量(kg/s) Ae：等価面積(m²) K：流路係数(-) C：流量係数(-) P₀：1次側圧力(Pa) P_b：2次側圧力(大気圧)(Pa) γ：比熱比(-) T₀：1次側温度(K) R：空気の気体定数(287J/(kg・K)) </p> <p> 図4-6に、1.28μm～1.38μmの粒径範囲(実機の粒径に近く、試験結果からDFを十分に評価できる粒径範囲として選定)における、等価面積とDFとの関係(雰囲気温度100℃での試験結果)を示す。図4-6では、低電圧モジュールはモジュール1体当たり、フランジ・ガスケットはガスケット1m当たりの等価面積で整理している。なお、前述の原子炉格納容器の漏えい率が設計漏えい率に等しいと仮定した場合の総リーク面積(等価面積で10mm²前後)の全てがフランジ・ガスケットに起因するものと仮定すると、ガスケット1m当たりの等価面積は0.1mm²のオーダーとなる。(同報告書では、ABWRの場合、フランジ・ガスケット周長の合計は70m程度であると整理) </p> <p> 図4-6に破線で示しているとおり、等価面積とDFにはある程度の相関があり、等価面積が小さいほどDFが大きくなる傾向となっている。低電圧モジュールとフランジ・ガスケットのリークパス形状の複雑さに相違があるにも係わらず、等価面積で整理すると相関が見られることから、仮に雰囲気温度を200℃(格納容器限界温度)とした場合でも、各部材のリークパス形状が変化する可能性はあるものの、等価面積とDFとの相関関係は図4-6からほとんど変わらないと予想される。 </p> <p> また、同報告書では、上記の粒径範囲以外でのDFについても言及しており、約1μmの粒径でのDFは上記の粒径範囲のDFの約0.7倍、約2μmの場合には約2倍となると報告している。重大事故等時における実機の粒径が、放出量に支配的な事象初期(格納容器スプレイ実施前)で数μm程度と想定されることを踏まえると、実機においては、等価面積に対するDFは図4-6に示されるものと同程度以上になると考えられる。 </p> <p> 健全時の部材のリークパスの形状には不確実性があるが、NUPEC試験で使用されたフランジ・ガスケット(破損時)のリークパスが比較的単純な構造であること、健全時の部材のリーク面積が破損時に比べ小さくその分DFが大きくなると予想されることから、破損時のフランジ・ガスケットのDFを、健全時の電気配線貫通部及びフランジ・ガスケットに対して適用することは妥当であると考えられる。 </p>	$K \cdot C \cdot Ae = \frac{m \cdot \sqrt{R \cdot T_0}}{P_0 \cdot \sqrt{\frac{2 \cdot \gamma}{\gamma - 1} \left\{ \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{2/\gamma} - \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{(\gamma+1)/\gamma} \right\}}}$ <p> m：質量流量(kg/s) Ae：等価面積(m²) K：流路係数(-) C：流量係数(-) P₀：1次側圧力(Pa) P_b：2次側圧力(大気圧)(Pa) γ：比熱比(-) T₀：1次側温度(K) R：空気の気体定数(287J/(kg・K)) </p> <p> 図4-8に、1.28μm～1.38μmの粒径範囲(実機の粒径に近く、試験結果からDFを十分に評価できる粒径範囲として選定)における、等価面積とDFとの関係(雰囲気温度100℃での試験結果)を示す。図4-8では、低電圧モジュールはモジュール1体当たり、フランジ・ガスケットはガスケット1m当たりの等価面積で整理している。なお、前述の原子炉格納容器の漏えい率が設計漏えい率に等しいと仮定した場合の総リーク面積(等価面積で5mm²以下)の全てがフランジ・ガスケットに起因するものと仮定すると、ガスケット1m当たりの等価面積は0.1mm²のオーダーとなる。(PWRの場合、フランジ・ガスケット周長の合計は30m程度であると整理) </p> <p> 図4-8に破線で示しているとおり、等価面積とDFにはある程度の相関があり、等価面積が小さいほどDFが大きくなる傾向となっている。低電圧モジュールとフランジ・ガスケットのリークパス形状の複雑さに相違があるにも係わらず、等価面積で整理すると相関が見られることから、仮に雰囲気温度を200℃(格納容器限界温度)とした場合でも、各部材のリークパス形状が変化する可能性はあるものの、等価面積とDFとの相関関係は図4-8からほとんど変わらないと予想される。 </p> <p> また、同報告書では、上記の粒径範囲以外でのDFについても言及しており、約1μmの粒径でのDFは上記の粒径範囲のDFの約0.7倍、約2μmの場合には約2倍となると報告している。重大事故等時における実機の粒径が、放出量に支配的な事象初期(格納容器スプレイ実施前)で数μm程度と想定されることを踏まえると、実機においては、等価面積に対するDFは図4-8に示されるものと同程度以上になると考えられる。 </p> <p> 健全時の部材のリークパスの形状には不確実性があるが、NUPEC試験で使用されたフランジ・ガスケット(破損時)のリークパスが比較的単純な構造であること、健全時の部材のリーク面積が破損時に比べ小さくその分DFが大きくなると予想されることから、破損時のフランジ・ガスケットのDFを、健全時の電線貫通部及びフランジ・ガスケットに対して適用することは妥当であると考えられる。 </p>	<p> 評価結果の相違 設備の相違 </p>

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉					相違理由																																																																																																																														
<p style="text-align: center;">表 4-4 試験体のリーク面積の温度依存性</p> <p style="text-align: center;">表3.1-13 試験体のリーク面積（等価面積）評価結果^(注1) 単位：mm²</p> <table border="1" data-bbox="152 276 1003 726"> <thead> <tr> <th></th> <th>室温</th> <th>373K</th> <th>473K</th> <th>個数比率(%)^(注6)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="5">低電圧モジュール</td> </tr> <tr> <td>0.9mm²</td> <td>6.1 (2.3-13)^(注2)</td> <td>5.9 (2.9-12)^(注2)</td> <td>1.6(0.82-2.4)^(注3)</td> <td>30</td> </tr> <tr> <td>0.9mm² (T/C)</td> <td>17 (9.4-24)^(注3)</td> <td>11 (7.6-15)^(注3)</td> <td>-</td> <td>10</td> </tr> <tr> <td>2mm²</td> <td>-</td> <td>2.6</td> <td>1.7</td> <td>45</td> </tr> <tr> <td>100mm²</td> <td>3.5</td> <td>2.9</td> <td>1.7</td> <td>5</td> </tr> <tr> <td>同軸</td> <td>19</td> <td>11</td> <td>-</td> <td>10</td> </tr> <tr> <td>平均（単純平均）</td> <td>11</td> <td>6.7</td> <td>1.7</td> <td></td> </tr> <tr> <td>平均（個数の重み考慮）</td> <td>10</td> <td>5.3</td> <td>1.7</td> <td></td> </tr> <tr> <td colspan="5">フランジ・ガスケット</td> </tr> <tr> <td>甲丸</td> <td>14 (12-17)^(注4)</td> <td>16 (11-22)^(注4)</td> <td>15 (9-18)^(注5)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>グループ・タンク</td> <td>10</td> <td>10</td> <td>10</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>平均（単純平均）</td> <td>12^(注7)</td> <td>13^(注7)</td> <td>13^(注7)</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>注1) 低電圧モジュールはモジュール1体当たり、フランジ・ガスケットはガスケット1m当たりのリーク面積 注2)-注5) はそれぞれ試験のデータ数が4、2、5、3の平均値、（ ）内はその範囲 注6) 低電圧モジュールの個数比率は、その他のタイプを除いた概算比率 注7) フランジ・ガスケットの場合は、甲丸とグループ・タンクの比率を同程度と仮定し、単純平均を採用</p>		室温	373K	473K	個数比率(%) ^(注6)	低電圧モジュール					0.9mm ²	6.1 (2.3-13) ^(注2)	5.9 (2.9-12) ^(注2)	1.6(0.82-2.4) ^(注3)	30	0.9mm ² (T/C)	17 (9.4-24) ^(注3)	11 (7.6-15) ^(注3)	-	10	2mm ²	-	2.6	1.7	45	100mm ²	3.5	2.9	1.7	5	同軸	19	11	-	10	平均（単純平均）	11	6.7	1.7		平均（個数の重み考慮）	10	5.3	1.7		フランジ・ガスケット					甲丸	14 (12-17) ^(注4)	16 (11-22) ^(注4)	15 (9-18) ^(注5)	-	グループ・タンク	10	10	10	-	平均（単純平均）	12 ^(注7)	13 ^(注7)	13 ^(注7)		<p style="text-align: center;">表 4-5 試験体のリーク面積の温度依存性</p> <p style="text-align: center;">表3.1-13 試験体のリーク面積（等価面積）評価結果^(注1) 単位：mm²</p> <table border="1" data-bbox="1066 276 1917 726"> <thead> <tr> <th></th> <th>室温</th> <th>373K</th> <th>473K</th> <th>個数比率(%)^(注6)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td colspan="5">低電圧モジュール</td> </tr> <tr> <td>0.9mm²</td> <td>6.1 (2.3-13)^(注2)</td> <td>5.9 (2.9-12)^(注2)</td> <td>1.6(0.82-2.4)^(注3)</td> <td>30</td> </tr> <tr> <td>0.9mm² (T/C)</td> <td>17 (9.4-24)^(注3)</td> <td>11 (7.6-15)^(注3)</td> <td>-</td> <td>10</td> </tr> <tr> <td>2mm²</td> <td>-</td> <td>2.6</td> <td>1.7</td> <td>45</td> </tr> <tr> <td>100mm²</td> <td>3.5</td> <td>2.9</td> <td>1.7</td> <td>5</td> </tr> <tr> <td>同軸</td> <td>19</td> <td>11</td> <td>-</td> <td>10</td> </tr> <tr> <td>平均（単純平均）</td> <td>11</td> <td>6.7</td> <td>1.7</td> <td></td> </tr> <tr> <td>平均（個数の重み考慮）</td> <td>10</td> <td>5.3</td> <td>1.7</td> <td></td> </tr> <tr> <td colspan="5">フランジ・ガスケット</td> </tr> <tr> <td>甲丸</td> <td>14 (12-17)^(注4)</td> <td>16 (11-22)^(注4)</td> <td>15 (9-18)^(注5)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>グループ・タンク</td> <td>10</td> <td>10</td> <td>10</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>平均（単純平均）</td> <td>12^(注7)</td> <td>13^(注7)</td> <td>13^(注7)</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>注1) 低電圧モジュールはモジュール1体当たり、フランジ・ガスケットはガスケット1m当たりのリーク面積 注2)-注5) はそれぞれ試験のデータ数が4、2、5、3の平均値、（ ）内はその範囲 注6) 低電圧モジュールの個数比率は、その他のタイプを除いた概算比率 注7) フランジ・ガスケットの場合は、甲丸とグループ・タンクの比率を同程度と仮定し、単純平均を採用</p>		室温	373K	473K	個数比率(%) ^(注6)	低電圧モジュール					0.9mm ²	6.1 (2.3-13) ^(注2)	5.9 (2.9-12) ^(注2)	1.6(0.82-2.4) ^(注3)	30	0.9mm ² (T/C)	17 (9.4-24) ^(注3)	11 (7.6-15) ^(注3)	-	10	2mm ²	-	2.6	1.7	45	100mm ²	3.5	2.9	1.7	5	同軸	19	11	-	10	平均（単純平均）	11	6.7	1.7		平均（個数の重み考慮）	10	5.3	1.7		フランジ・ガスケット					甲丸	14 (12-17) ^(注4)	16 (11-22) ^(注4)	15 (9-18) ^(注5)	-	グループ・タンク	10	10	10	-	平均（単純平均）	12 ^(注7)	13 ^(注7)	13 ^(注7)		
	室温	373K	473K	個数比率(%) ^(注6)																																																																																																																																
低電圧モジュール																																																																																																																																				
0.9mm ²	6.1 (2.3-13) ^(注2)	5.9 (2.9-12) ^(注2)	1.6(0.82-2.4) ^(注3)	30																																																																																																																																
0.9mm ² (T/C)	17 (9.4-24) ^(注3)	11 (7.6-15) ^(注3)	-	10																																																																																																																																
2mm ²	-	2.6	1.7	45																																																																																																																																
100mm ²	3.5	2.9	1.7	5																																																																																																																																
同軸	19	11	-	10																																																																																																																																
平均（単純平均）	11	6.7	1.7																																																																																																																																	
平均（個数の重み考慮）	10	5.3	1.7																																																																																																																																	
フランジ・ガスケット																																																																																																																																				
甲丸	14 (12-17) ^(注4)	16 (11-22) ^(注4)	15 (9-18) ^(注5)	-																																																																																																																																
グループ・タンク	10	10	10	-																																																																																																																																
平均（単純平均）	12 ^(注7)	13 ^(注7)	13 ^(注7)																																																																																																																																	
	室温	373K	473K	個数比率(%) ^(注6)																																																																																																																																
低電圧モジュール																																																																																																																																				
0.9mm ²	6.1 (2.3-13) ^(注2)	5.9 (2.9-12) ^(注2)	1.6(0.82-2.4) ^(注3)	30																																																																																																																																
0.9mm ² (T/C)	17 (9.4-24) ^(注3)	11 (7.6-15) ^(注3)	-	10																																																																																																																																
2mm ²	-	2.6	1.7	45																																																																																																																																
100mm ²	3.5	2.9	1.7	5																																																																																																																																
同軸	19	11	-	10																																																																																																																																
平均（単純平均）	11	6.7	1.7																																																																																																																																	
平均（個数の重み考慮）	10	5.3	1.7																																																																																																																																	
フランジ・ガスケット																																																																																																																																				
甲丸	14 (12-17) ^(注4)	16 (11-22) ^(注4)	15 (9-18) ^(注5)	-																																																																																																																																
グループ・タンク	10	10	10	-																																																																																																																																
平均（単純平均）	12 ^(注7)	13 ^(注7)	13 ^(注7)																																																																																																																																	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図4-6 1.28 μm～1.38 μmの粒径範囲における破損口等価面積とDFとの関係</p>	 <p>図4-8 1.28 μm～1.38 μmの粒径範囲における破損口等価面積とDFとの関係</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>5. まとめ</p> <p>重大事故等時の被ばく評価等において適用する原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果について、原子炉格納容器の漏えい箇所の想定と、漏えい孔におけるエアロゾル粒子のDFに関する既存の知見としてNUPEC試験の実機への適用性について考察し、適用可能であることを以下のとおり確認した。</p> <p>a. NUPEC試験では、シビアアクシデント時に原子炉格納容器からの漏えいポテンシャルを有する部位として、有機シールなど非金属で構成される貫通部に着目し、原子炉格納容器貫通部を模擬した電気配線貫通部及びフランジ・ガスケットを対象に健全性確認及び漏えい試験を行っている。Mark-I、Mark-II及びそれぞれの改良型並びにABWRにおける原子炉格納容器の構造を確認した結果、貫通部等のバウンダリ構成はいずれも同様であり、これらのシール部の試験結果に着目することは適切である。</p> <p>b. NUPEC試験では、シール部が破損し漏えいが確認された試験体でエアロゾル捕集特性試験を行っており、以下の事項が確認された。</p> <p>－粒径分布が1.28μm～1.38μmの粒径範囲において、破損口の流路係数などを含めた等価面積とDFにはある程度の相関性があり、等価面積が小さいほどDFが大きくなる傾向であることが示されている。</p> <p>－DFの支配的な因子としてエアロゾル粒子径が挙げられるが、約1μmの粒径でのDFは上記の粒径範囲のDFの約0.7倍、約2μmの場合には約2倍となることが確認されている。</p> <p>－等価面積の温度による依存性は、低電圧モジュールでは、等価面積の温度依存性（高温ほど等価面積が小さい）が確認されているが、フランジ・ガスケットでは明確な温度依存性は確認されていない。</p> <p>c. 重大事故等時における原子炉格納容器貫通部のエアロゾル捕集効果としてNUPEC試験の試験結果を実機へ適用するにあたり、実機で想定される各種条件と比較した結果、以下の事項が確認された。</p> <p>－シール材の材質、環境条件（圧力、蒸気条件）についてNUPEC試験条件と実機条件とを比較し、NUPEC試験は実機に適用可能である。</p> <p>－NUPEC試験において、破損後のシール部材のDFは連続流体の漏えい状態で評価されているものである。実機での分子流による漏えいのごくわずかであり、設計漏えい率を前提とした場合でもリーク形態は連続流体の流れにより生ずるものである。</p> <p>－設計漏えい率を仮定した場合に算出される総リーク面積は、等価面積で数mm²前後と想定しており、これが各貫通部からの微小な漏えいに起因すると仮定すると、NUPEC試験における破損後の部材のリーク面積（等価面積で数mm²）よりも1桁程度小さいと想定でき、等価面積に対するDFとの関係からすると、DFは数100よりさらに大きい桁の値となると想定できる。一方で、ある特定のフランジ・ガスケットからのリークに起因するものと仮定しても、DFは100程度となると想定できる。</p> <p>－エアロゾル粒子の粒径は、数μm程度を想定しており、NUPEC試験における粒子径の傾向によれば、等価面積に対するDFはより大きな値になると推定される。</p>	<p>5. まとめ</p> <p>重大事故等時の被ばく評価等において適用する原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果について、原子炉格納容器の漏えい箇所の想定と、漏えい孔におけるエアロゾル粒子のDFに関する既存の知見としてNUPEC試験の実機への適用性について考察し、適用可能であることを以下のとおり確認した。</p> <p>a. NUPEC試験では、シビアアクシデント時に原子炉格納容器からの漏えいポテンシャルを有する部位として、有機シールなど非金属で構成される貫通部に着目し、原子炉格納容器貫通部を模擬した電気配線貫通部及びフランジ・ガスケットを対象に健全性確認及び漏えい試験を行っている。PWR原子炉格納容器の構造を確認した結果、貫通部等のバウンダリ構成はいずれも同様であり、これらのシール部の試験結果に着目することは適切である。</p> <p>b. NUPEC試験では、シール部が破損し漏えいが確認された試験体でエアロゾル捕集特性試験を行っており、以下の事項が確認された。</p> <p>－粒径分布が1.28μm～1.38μmの粒径範囲において、破損口の流路係数などを含めた等価面積とDFにはある程度の相関性があり、等価面積が小さいほどDFが大きくなる傾向であることが示されている。</p> <p>－DFの支配的な因子としてエアロゾル粒子径が挙げられるが、約1μmの粒径でのDFは上記の粒径範囲のDFの約0.7倍、約2μmの場合には約2倍となることが確認されている。</p> <p>－等価面積の温度による依存性は、低電圧モジュールでは、等価面積の温度依存性（高温ほど等価面積が小さい）が確認されているが、フランジ・ガスケットでは明確な温度依存性は確認されていない。</p> <p>c. 重大事故等時における原子炉格納容器貫通部のエアロゾル捕集効果としてNUPEC試験の試験結果を実機へ適用するにあたり、実機で想定される各種条件と比較した結果、以下の事項が確認された。</p> <p>－シール材の材質、環境条件（圧力、蒸気条件）についてNUPEC試験条件と実機条件とを比較し、NUPEC試験は実機に適用可能である。</p> <p>－NUPEC試験において、破損後のシール部材のDFは連続流体の漏えい状態で評価されているものである。実機での分子流による漏えいのごくわずかであり、設計漏えい率を前提とした場合でもリーク形態は連続流体の流れにより生ずるものである。</p> <p>－設計漏えい率を仮定した場合に算出される総リーク面積は、等価面積で数mm²前後と想定しており、これが各貫通部からの微小な漏えいに起因すると仮定すると、NUPEC試験における破損後の部材のリーク面積（等価面積で数mm²）よりも1桁程度小さいと想定でき、等価面積に対するDFとの関係からすると、DFは数100よりさらに大きい桁の値となると想定できる。一方で、ある特定のフランジ・ガスケットからのリークに起因するものと仮定しても、DFは100程度となると想定できる。</p> <p>－エアロゾル粒子の粒径は、数μm程度を想定しており、NUPEC試験における粒子径の傾向によれば、等価面積に対するDFはより大きな値になると推定される。</p>	<p>設備の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

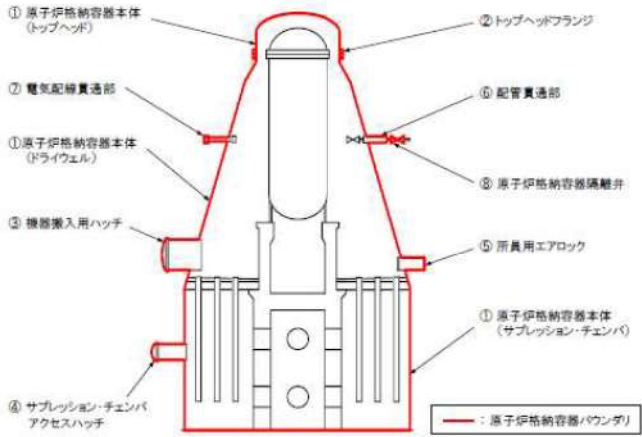
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>以上のことから、重大事故等時の原子炉格納容器貫通部からの漏えいにおいて、貫通部におけるエアロゾル粒子のDFは数100程度を期待できる。よって、重大事故等時の被ばく評価等において適用する原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の値として、これに1桁程度の余裕をみてDF=10とすることは妥当であると考ええる。</p> <p>別添1 東海第二発電所における原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所 (Mark-II)</p> <p>別添2 柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉における原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所 (RCCV)</p> <p>別添3 原子炉格納容器の漏えい率及び原子炉格納容器の総リーク面積について</p>	<p>以上のことから、重大事故等時の原子炉格納容器貫通部からの漏えいにおいて、貫通部におけるエアロゾル粒子のDFは数100程度を期待できる。よって、重大事故等時の被ばく評価等において適用する原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の値として、これに1桁程度の余裕をみてDF=10とすることは妥当であると考ええる。</p> <p>別添1 原子炉格納容器の漏えい率及び原子炉格納容器の総リーク面積について</p>	<p>記載内容の相違</p> <p>・PWRのうち、泊は鋼製CVのみ採用しているため、本文で記載した</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）

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

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</p> <p>東海第二発電所における原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所（Mark-II）</p> <p>原子炉格納容器の構造から漏えい箇所を想定するに当たり、Mark-II型の原子炉格納容器の概要図を図1に示す。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリの構成部について、重大事故等時における放射性物質の閉じ込め機能を喪失させる要因（以下「機能喪失要因」という。）として、原子炉格納容器内の温度、圧力条件や原子炉格納容器本体の変形に伴う以下の要因が想定される。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリの構成部における機能喪失要因を表1に示す。</p>  <p>① 原子炉格納容器本体 ② トップヘッドフランジ ③ 機器搬入用ハッチ ④ サプレッション・チェンバアクセスハッチ ⑤ 所員用エアロック ⑥ 配管貫通部 ・接続配管 ・スリーブ ・平板類※、セーフエンド、伸縮継手 ※ 平板、穴あき平板、フランジ、ボルト締め平板、フルードヘッド ⑦ 電気配線貫通部 ・アダプタ、ヘッダ、モジュール ⑧ 原子炉格納容器隔離弁</p> <p style="text-align: center;">図1 原子炉格納容器バウンダリ構成部の概要図</p>	<p>【該当する資料なし】</p>	<p>記載内容の相違 ・PWRのうち、泊は鋼製CVのみ採用しているため、本文に記載</p>

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

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
表1 評価対象における機能喪失要因				
評価対象		機能喪失要因		
		構造部	シール部	
①原子炉格納容器本体 (トップヘッド、ドライウェル、 サブプレッション・チェンバ)	一般構造部	延性破壊	—	
	構造不連続部	延性破壊	—	
②トップヘッドフランジ	フランジ部	延性破壊	開口、シール材劣化	
③機器搬入用ハッチ	円筒胴	延性破壊	—	
	鏡板	延性破壊	—	
④サブプレッション・チェンバ アクセスハッチ	フランジ部	延性破壊	開口、シール材劣化	
	円筒胴	延性破壊	—	
⑤所員用エアロック	鏡板	延性破壊	—	
	フランジ部	延性破壊	開口、シール材劣化	
⑥配管貫通部	円筒胴、隔壁	延性破壊	—	
	扉板	—	開口、シール材劣化	
⑦電気配線貫通部	シール部(扉以外)	—	シール材劣化	
	接続配管	延性破壊	—	
	スリーブ (本体・取付部)	延性破壊	—	
	平板類	延性破壊	開口、シール材劣化	
	セーフエンド	延性破壊	—	
⑧原子炉格納容器隔離弁	伸縮継手	疲労破壊	—	
	アダプタ	延性破壊	—	
⑨原子炉格納容器隔離弁	ヘッド	延性破壊	—	
	モジュール	—	シール材劣化	
⑩原子炉格納容器隔離弁	耐圧部(弁箱)	延性破壊	—	
	シール部	—	シール材劣化	

上記の原子炉格納容器バウンダリの構成部のうち、構造部については鋼材で構成されており溶接部も含め連続構造であることから、漏えいが生じる可能性は極めて低いと考えられる。

一方、シール部については、シール材と鋼材を密着させることによりシールしており、連続構造ではないことから、漏えいが生じる可能性は否定できない。各構成部のシール部の構造は図2のとおりであり、その構造及び漏えいのメカニズムから、以下の三つに分類できる。

- a. フランジ構造のシール部 (②トップヘッドフランジ, ③機器搬入用ハッチ, ④サブプレッション・チェンバアクセスハッチ, ⑤所員用エアロック, ⑥配管貫通部)
- b. 電気配線貫通部のシール部 (⑦電気配線貫通部)
- c. 原子炉格納容器隔離弁のシール部 (⑧原子炉格納容器隔離弁)

これらの各シール部の構造はMark-I改良型と同様である。したがって、原子炉格納容器外への主たる漏えい経路としては、Mark-I改良型と同様にフランジ構造や電気配線貫通部のシール部に着目することが適切である。

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）

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (1/5)</p> <p>図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (2/5)</p>		

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

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (3/5)</p>		

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

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>原子炉格納容器内側 原子炉格納容器外側</p> <p>電気配線貫通部 (低圧用)</p> <p>原子炉格納容器隔離弁 (不活性ガス系バタフライ弁)</p> <p>図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (4/5)</p> <p>原子炉格納容器隔離弁 (T I P ボール弁)</p> <p>図2 原子炉格納容器バウンダリ構成部概要図 (5/5)</p>		

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

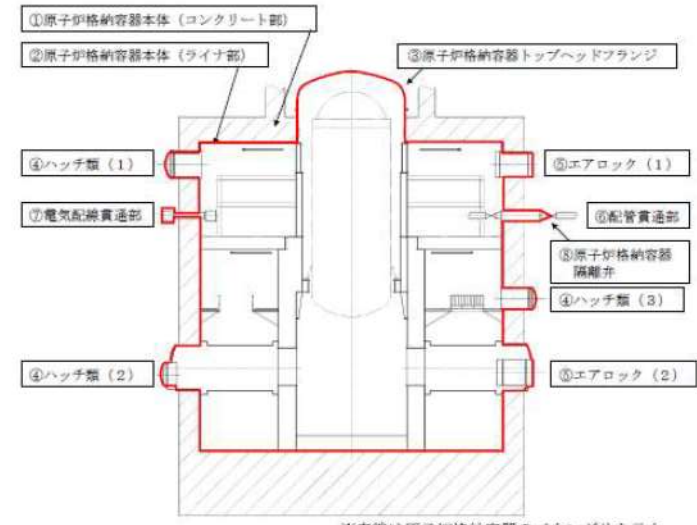
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

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2</p> <p>柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉における原子炉格納容器の構造及び漏えい想定箇所（RCCV）</p> <p>原子炉格納容器の構造から漏えい箇所を想定するに当たり、RCCV型の原子炉格納容器の概要図を図1に示す。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリを構成する各機器のうち、鋼材で構成されている部位については、溶接部も含め連続構造であることから、漏えいが生じる可能性は極めて低いと考えられる。一方、フランジ部やシール部については、シール材を鋼材や鋼板に密着させることによりシールしており、連続構造ではないことから、漏えいが生じる可能性は否定できない。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリ構成機器のうち、漏えいが生じる可能性がある部位を表1に示す。各構成部のシール部の構造は図2及び図3のとおりであり、その構造及び漏えいのメカニズムから以下の三つに分類できる。</p> <ul style="list-style-type: none"> a. フランジ構造のシール部（③原子炉格納容器トップヘッドフランジ、④ハッチ類（機器搬入用ハッチ等）、⑤エアロック、⑥配管貫通部） b. 電気配線貫通部のシール部（⑦電気配線貫通部（高電圧：高電圧動力、低電圧：低電圧動力及び計測制御）） c. 原子炉格納容器隔離弁のシール部（⑧原子炉格納容器隔離弁） <p>これらの各シール部の構造はMark-I改良型と同様である。したがって、原子炉格納容器外への主たる漏えい経路としては、Mark-I改良型と同様にフランジ構造や電気配線貫通部のシール部に着目することが適切である。</p>	<p style="text-align: center;">【該当する資料なし】</p>	<p>記載内容の相違</p> <p>・PWRのうち、泊は鋼製CVのみ採用しているため、本文に記載</p>

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

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>※赤線は原子炉格納容器のバウンダリを示す</p> <p>①原子炉格納容器本体（コンクリート部） ②原子炉格納容器本体（ライナ部） ③原子炉格納容器トップヘッドフランジ ④ハッチ類（機器搬入用ハッチ等） ⑤エアロック ⑥配管貫通部（貫通配管，スリーブ，端板，閉止フランジ，閉止板） ⑦電気配線貫通部 ⑧原子炉格納容器隔離弁</p> <p>ハッチ類（1） 上部ドライウェル機器搬入用ハッチ ハッチ類（2） 下部ドライウェル機器搬入用ハッチ ハッチ類（3） サプレッション・チェンバ出入口 エアロック（1） 上部ドライウェル所員用エアロック エアロック（2） 下部ドライウェル所員用エアロック</p> <p>図1 原子炉格納容器の概要図</p>		

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

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉	相違理由
表1 原子炉格納容器バウンダリ構成機器のうち、漏えいが生じる可能性がある部位					
機器名称	構造	漏えい 想定*	理由		
① 原子炉格納容器本体 (コンクリート部)	鉄筋コンクリート 構造物	—	原子炉格納容器バウンダリではない		
② 原子炉格納容器本体 (ライナ部)	鋼製ライナ	×	溶接で接合された鋼板であるため		
③ 原子炉格納容器トップヘ ッドフランジ	本体：鋼製	×	溶接で接合された鋼板であるため		
	フランジ部： ガスケット	○			
④ ハッチ類 (機器搬入用ハッチ等)	本体：鋼製	×	溶接で接合された鋼板であるため		
	シール部： ガスケット	○			
⑤ エアロック	本体：鋼製	×	溶接で接合された鋼板であるため		
	シール部： ガスケット	○			
⑥ 配管貫通部	貫通配管：鋼管	×	鋼管であるため		
	スリーブ：鋼板	×	溶接で接合された鋼板であるため		
	端板：鋼板	×	鋼板であるため		
	閉止板：鋼板	×	鋼板であるため		
	フランジ部： ガスケット	○			
⑦ 電気配線貫通部 (高電圧：高電圧動力) (低電圧：低電圧動力及び 計測制御)	本体：鋼板	×	溶接で接合された鋼板であるため		
	シール部： エポキシ樹脂	○			
⑧ 原子炉格納容器隔離弁	本体：鋼製	×	鋼材であるため		
	弁シート： メタル・ゴム等	○			
※漏えい想定：×・・・可能性は極めて低い、○・・・可能性あり					

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

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図2 フランジ構造のシール部</p> <p>図3 電気配線貫通部のシール部</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

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3</p> <p>原子炉格納容器の漏えい率及び原子炉格納容器の総リーク面積について</p> <p>原子炉格納容器の漏えい率の設定方法及び原子炉格納容器の総リーク面積の算定方法を以下に示す。</p> <p>1. 原子炉格納容器の漏えい率</p> <p>原子炉格納容器の漏えい率は、格納容器温度・圧力に応じるものとし、原子炉格納容器の設計漏えい率及びAECの評価式を用いて算出した漏えい率に基づき設定している。</p> <p>○AECの評価式^{※1}</p> $L = L_0 \sqrt{\frac{(P_t - P_d) \times R_t \times T_t}{(P_d - P_a) \times R_d \times T_d}}$ <p>L：事故時の格納容器漏えい率(%/日) L₀：設計漏えい率(%/日) P_t：事故時の格納容器内圧力(kPa[abs]) P_d：設計圧力(kPa[abs]) P_a：格納容器外の圧力(kPa[abs]) R_t：事故時の気体定数(J/(kg・K)) R_d：空気の気体定数(J/(kg・K)) T_t：事故時の格納容器内温度(K) T_d：設計格納容器内温度(漏えい試験時の温度)(K)</p> <p>※1 “Reactor Containment Leakage Testing and Surveillance Report”, USAEC Technical Safety Guide, 1966.</p>	<p style="text-align: right;">別添1</p> <p>原子炉格納容器の漏えい率及び原子炉格納容器の総リーク面積について</p> <p>原子炉格納容器の漏えい率の設定方法及び原子炉格納容器の総リーク面積の算定方法を以下に示す。</p> <p>1. 原子炉格納容器の漏えい率</p> <p>原子炉格納容器の漏えい率は、格納容器圧力、及び物性値（格納容器圧力が最高使用圧力の0.9倍以下の場合は密度、0.9倍を上回る場合は密度、粘性係数、比熱比に対し温度の影響を考慮）に応じるものとし、原子炉格納容器の設計漏えい率及び格納容器圧力が最高使用圧力の0.9倍の圧力以下の場合は(1)に示す式を、超える場合は(2)に示す式を用いて算出した漏えい率に基づき設定している。</p> <p>(1) 格納容器圧力が最高使用圧力の0.9倍以下の場合</p> <p>最高使用圧力の0.9倍以下の漏えい率を保守的に評価するために差圧流の式（これまでの設計基準事故事象で使用）より算出する。</p> $\frac{L_t}{L_d} = \sqrt{\frac{\Delta P_t \cdot \rho_d}{\Delta P_d \cdot \rho_t}}$ <p>L：漏えい率 L_d：設計漏えい率 ΔP：原子炉格納容器内外差圧 ρ：原子炉格納容器内密度 d：添え字“d”は漏えい試験時の状態を表す t：添え字“t”は事故時の状態を表す</p> <p>(2) 格納容器圧力が最高使用圧力の0.9倍より大きい場合</p> <p>圧力が上昇すれば、流体は圧縮性流体の挙動を示すため、格納容器圧力が最高使用圧力の0.9倍より大きい場合は圧縮性流体の層流・乱流の状態を考慮する。漏えい率は差圧流の式、圧縮性流体の層流、または乱流を考慮した式の3式から得られる値の内、最大の値とする。</p>	<p>記載内容の相違</p> <p>評価式の相違 (大飯と同様)</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 原子炉格納容器の総リーク面積</p> <p>原子炉格納容器の総リーク面積は、リーク流体として圧縮性流体（理想気体）を仮定し、以下の式から算出することができる。この式は、リーク流が臨界流となる場合に参照される式として、MAAPコードの中にも組み込まれている。</p> <p>MAAP 解析の結果得られる原子炉格納容器の漏えい率が、前述の漏えい率を再現するような総リーク面積（等価面積）を求めると、格納容器圧力が最高使用圧力以下で数 mm²、最高使用圧力を超過した場合で 10mm² 前後という結果が得られる。</p> <p>なお、原子炉格納容器の漏えい率は、質量流量 (m)、原子炉格納容器の空間容積及び流体密度から評価することができる。</p>	$\frac{L_t}{L_d} = \max \left[\begin{array}{l} \frac{\mu_d}{\mu_t} \cdot \frac{2k_t}{k_t-1} \cdot \frac{P_t}{P_d} \cdot \frac{\left(\left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{1}{k_t}} - \frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)}{\left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{1}{k_d}} - \frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)} \\ \frac{2k_t}{k_t-1} \cdot \frac{P_t}{P_d} \cdot \rho_d \cdot \frac{\left(\left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{2}{k_t}} - \left(\frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{k_t+1}{k_t}} \right)^{\frac{1}{2}}}{\left(\left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{2}{k_d}} - \left(\frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{k_d+1}{k_d}} \right)^{\frac{1}{2}}} \\ \left(\frac{\Delta P_t}{\Delta P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_t} \right)^{\frac{1}{2}} \end{array} \right]$ <p> $\frac{P_{leak,t}}{P_t} = \max \left(\left(\frac{2}{k_t+1} \right)^{\frac{k_t}{k_t-1}}, \frac{P_{atm}}{P_t} \right)$ $\frac{P_{leak,d}}{P_d} = \max \left(\left(\frac{2}{k_d+1} \right)^{\frac{k_d}{k_d-1}}, \frac{P_{atm}}{P_d} \right)$ </p> <p> <i>P</i> : 原子炉格納容器内圧力 <i>P_{leak}</i> : 漏えい口出口での圧力 <i>ρ_{leak}</i> : 漏えい口出口での気体密度 <i>μ</i> : 原子炉格納容器内の気体の粘性係数 <i>k</i> : 原子炉格納容器内の気体の比熱比 <i>P_{atm}</i> : 大気圧 </p> <p>2. 原子炉格納容器の総リーク面積</p> <p>PWR 原子炉格納容器の総リーク面積は、リーク流体として圧縮性流体（理想気体）を仮定し、原子力発電技術機構の報告書「溶接部等熱影響部信頼性実証試験（原子炉格納容器）に関する報告書（平成 10 年 3 月）」と同様の式で算出する。</p>	<p>圧縮性流体（層流）</p> <p>圧縮性流体（乱流）</p> <p>差圧流</p> <p>記載方針の相違 ・泊は、計算において臨界圧力比を考慮している。</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）

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
$m = A \cdot C \cdot \left[\frac{2P_0 \cdot \gamma \cdot r^{\frac{2}{\gamma}} \left(1 - r^{\frac{\gamma-1}{\gamma}}\right)}{v \cdot (\gamma - 1)} \right]^{1/2}$ $r = \max(\eta_{crit}, P_b/P_0)$ $\eta_{crit} = \left(\frac{2}{1 + \gamma} \right)^{\frac{\gamma}{\gamma-1}}$ <p> <i>m</i> : 質量流量(kg/s) <i>A</i> : 漏えい経路の開口面積(m²) <i>C</i> : 流量係数(≦1)(-) </p> <p> <i>P</i>₀ : 1次側圧力(Pa) <i>P</i>_b : 2次側圧力(大気圧)(Pa) <i>γ</i> : 比熱比(-) <i>v</i> : 比容積(-) </p> <p>理想気体の状態方程式(<i>P</i> = <i>R</i> · <i>T</i>₀ / <i>v</i>)を用いて上式を整理すると、次のとおり、NUPEC報告書の等価面積の定義式と同様の式となる。この式はNUPEC報告書と異なり流路係数(<i>K</i>)を使用しない式となっており、流路係数(<i>K</i>)は等価面積(<i>A</i>)に含まれる形となっていると解釈される。</p> <p>また、等価面積(<i>C</i> · <i>A</i>)の算出に当たり、流量係数(<i>C</i>)として1以下の値を用いているため、<i>C</i> · <i>A</i> ≦ <i>A</i>となる。</p> $C \cdot A = \frac{m \cdot \sqrt{R \cdot T_0}}{P_0 \cdot \sqrt{\frac{2\gamma}{\gamma-1} \left[\left(\frac{P_b}{P_0}\right)^{\frac{2}{\gamma}} - \left(\frac{P_b}{P_0}\right)^{\frac{\gamma+1}{\gamma}} \right]}}$ $\eta_{crit} = \left(\frac{2}{1 + \gamma} \right)^{\frac{\gamma}{\gamma-1}}$ <p> <i>A</i> : 漏えい経路の開口面積(m²) <i>C</i> : 流量係数(-) <i>m</i> : 質量流量(kg/s) <i>T</i>₀ : 1次側温度(K) <i>P</i>₀ : 1次側圧力(Pa) <i>P</i>_b : 2次側圧力(大気圧)(Pa) <i>γ</i> : 比熱比(-) <i>R</i> : 気体定数(J/(kg·K)) (<i>P</i>_b / <i>P</i>₀ < <i>η</i>_{crit}の場合、<i>P</i>_b / <i>P</i>₀の代わりに<i>η</i>_{crit}を使用) </p>	$K \cdot C \cdot Ae = \frac{m \cdot \sqrt{R \cdot T_0}}{P_0 \cdot \sqrt{\frac{2 \cdot \gamma}{\gamma - 1} \left\{ \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{2/\gamma} - \left(\frac{P_b}{P_0} \right)^{(\gamma+1)/\gamma} \right\}}}$ <p> <i>m</i> : 質量流量(kg/s) <i>Ae</i> : 等価面積(m²) <i>K</i> : 流路係数(-) <i>C</i> : 流量係数(-) <i>P</i>₀ : 1次側圧力(Pa) <i>P</i>_b : 2次側圧力(大気圧)(Pa) <i>γ</i> : 比熱比(-) <i>T</i>₀ : 1次側温度(K) <i>R</i> : 空気の気体定数(287J/(kg·K)) </p> <p>上記式中の1次側及び2次側のパラメータは、それぞれ格納容器内外の値を使用する。また、格納容器内のパラメータは、設計漏えいにおける圧力、温度及び質量流量とし、格納容器外の圧力は大気圧として評価する。</p> <p>なお、格納容器貫通部及び開口部のシール部は2Pd、200℃での機能維持を確認しており、事故時においても事故前の高い気密性は維持される。</p>	