

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. NUREG-1465の代替ソースターム</p> <p>NUREG-1465では、格納容器への放出過程を以下の四つのフェーズごとに分けて評価している。これらの放出フェーズには継続時間が設定され、各放出フェーズにおける放出率は一定としている。</p> <p>ギャップ放出（燃料被覆管破損から0.5時間） 燃料被覆管の破損が生じ、燃料ペレットと燃料被覆管との間のギャップに存在するFPが放出される。</p> <p>早期原子炉圧力容器内放出（炉心損傷から1.5時間） 炉心損傷開始から、熔融炉心が原子炉圧力容器底部へ落下して原子炉圧力容器底部が破損するまでの期間に燃料からFPが放出される。</p> <p>原子炉圧力容器外放出（原子炉圧力容器破損から3.0時間） 原子炉圧力容器底部の破損後、格納容器下部区画に落下した熔融炉心がコンクリートと反応し、FPが放出される。この放出は熔融炉心が十分冷却されたときに終了する。</p> <p>後期原子炉圧力容器内放出（原子炉圧力容器破損から10時間） 早期原子炉圧力容器内放出期間に原子炉圧力容器内に沈着していた揮発性核種（ハロゲン、アルカリ金属、テルルグループ）が再蒸発し、原子炉格納容器へ放出される。</p> <p>FP組成については、物理・化学的挙動の類似性や放射線学的影響の重要度等に基づき、各核種の放射エネルギーを求める用途に用いることから、以下の八つの元素ごとのグループに分類している。一方、MAAPでは化学的形態を考慮して、FPを12のグループに分類し、炉心からの放出速度と原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内での移行挙動を評価している。NUREG-1465におけるFPグループの分類は、WASH-1400^(A-2)におけるFPグループ分けをもとに、その後の検討を反映したものであり、MAAPにおける分類と直接的な関連はない。しかしながら、以下に示すように、MAAPで分類されている放射性物質のうち、放出に寄与するものはNUREG-1465のソースタームにおいても網羅されており、原子炉格納容器内ソースタームの評価を行うにあたって、取り扱われている核種は同等となっている。</p>	<p>2. NUREG-1465の更新ソースタームについて</p> <p>MAAPコードではFPを12のグループに分類し、炉心からの放出速度と1次冷却系内及び原子炉格納容器内での移行挙動を計算している。</p> <p>一方、原子炉格納容器内のソースタームについては、NUREG-1465^(A-1)では、8つのFPグループに対して、4つの放出フェーズごとの原子炉格納容器内のソースタームを評価している。MAAPコードのソースタームとNUREG-1465のソースタームの相違について、参考文献[A-2]において検討がなされており、以下にまとめる。</p> <p>NUREG-1465の更新ソースタームでは、原子炉格納容器へのFP放出過程を以下の4つのフェーズに分類している。これらの放出フェーズには継続時間が設定され、各放出フェーズにおける放出率は一定としている。</p> <p>ギャップ放出（燃料被覆管破損から0.5時間） 燃料被覆管の破損が生じ、燃料ペレットと燃料被覆管との間のギャップに存在するFPが放出される。</p> <p>早期原子炉容器内放出（炉心損傷から1.3時間） 炉心損傷開始から、熔融炉心が原子炉容器底部へ落下して原子炉容器底部が破損するまでの期間に燃料からFPが放出される。</p> <p>原子炉容器外放出（原子炉容器破損から2.0時間） 原子炉容器底部の破損後、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心がコンクリートと反応し、FPが放出される。この放出は熔融炉心が十分冷却されたときに終了する。</p> <p>後期原子炉容器内放出（原子炉容器破損から10時間） 早期原子炉容器内放出期間に1次冷却系内に沈着していた揮発性核種（ハロゲン、アルカリ金属、テルルグループ）が再蒸発し、原子炉格納容器へ放出される。</p> <p>FP組成については、物理・化学的挙動の類似性や放射線学的影響の重要度等に基づき、各核種の放射エネルギーを求める用途に用いることから、以下の8つの元素ごとのグループに分類している。NUREG-1465におけるFPグループの分類は、WASH-1400^(A-3)におけるFPグループ分けを祖とし、その後の検討を反映したものであり、炉心温度に対する放出速度の相違に基づいたMAAPコードの分類と直接的な関連はない。しかしながら、MAAPコードで分類されている放射性物質のうち、放出に寄与するものはNUREG-1465のソースタームにおいても網羅されている。このため、MAAPコードによる原子炉格納容器内ソースタームの評価を行うにあたり必要な核種が取り扱われていると考えられる。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. MAAPとNUREG-1465のソースタームの比較</p> <p>参考文献^(k-3)において、米国Peach Bottomプラント（Mark-I型格納容器/BWR4）を対象に、下記に示した三つの事故シーケンスに対して、MAAPによるシビアアクシデント解析結果から得られた原子炉格納容器内ソースタームとNUREG-1465で示されているBWRプラントの原子炉格納容器内のソースタームが比較されており、以下に概要を示す。</p> <p>[事故シーケンス]</p> <ul style="list-style-type: none"> ・TB1シーケンス（全交流動力電源喪失）+10時間でバッテリー枯渇 ・TC2シーケンス（ATWS）+原子炉圧力容器減圧なし ・S2E1シーケンス（2インチ破断） <p>図1に、NUREG-1465、MAAP及び従来の立地評価における仮想事故相当について、原子炉圧力容器破損後1時間時点における原子炉格納容器内ソースターム放出割合の比較を示す。希ガスについては、すべてのシーケンスにおいてほぼ全量を放出しきっており、NUREG-1465及び仮想事故相当と同程度の放出割合となっている。高揮発性の核種であるよう素については、TB1シーケンスを除いてNUREG-1465及び仮想事故相当と同程度の放出割合となっており、Cs、Teともに同様の傾向を示している。TB1シーケンスにおいて放出割合が少なくなっている理由としては、原子炉圧力容器の破損時刻が他の事象に比べて遅く、原子炉圧力容器内へのFP沈着量が多くなっているためと考えられる。また、低揮発性の核種であるSrについては、NUREG-1465に比べてMAAPの方が1桁程度少ない結果となっているものの、核種ごとの全体的な放出割合は同様の傾向を示している。</p> <p>図2に、NUREG-1465、MAAP及び従来の立地評価における仮想事故相当について、事故収束後における原子炉格納容器内ソースターム放出割合の比較を示す。図1に示した原子炉圧力容器破損後1時間の時点において、原子炉格納容器側へFPをほぼ放出しきっており、原子炉圧力容器破損後1時間時点の放出割合と同様となっている。なお、仮想事故では、瞬時放出の扱いとなっており、放出割合の時間変化は考慮されていない。</p>	<p>3. MAAPコードとNUREG-1465のソースタームの比較について</p> <p>NUREG-1465のFPの放出割合については、上述のFP核種グループごとに平均的な放出割合を「更新ソースターム」としてまとめている。ここでは、低圧の事故シーケンス（原子炉容器が低圧で破損する事故シーケンス）に対して、FP放出割合に関する不確かさ評価結果に基づき、不確かさ分布の統計値が採用されている。ここで、低圧の事故シーケンスを選定した理由は、高圧の事故シーケンスに比べて、1次冷却系内での滞留時間が短いため、FP保持効果が低くなり、早期原子炉容器内放出フェーズにおいて原子炉格納容器への放出がより多くなること、高圧の事故シーケンスに比べて低圧の事故シーケンスの発生頻度が高いことによる^(k-4)。このように評価した更新ソースタームを以下に記す。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉						泊発電所3号炉						相違理由
【参考のため掲載順を入替え】						[更新ソースターム (PWR プラント)]						
[代替ソースターム (BWRプラント)]						(初期炉内インベントリに対する割合)						
グループ	名称	ギャップ 放出	早期原子炉圧 力容器内放出	原子炉圧力容 器外放出	後期原子炉圧 力容器内放出	グループ	名称	ギャップ 放出	早期原子炉 容器内放出	原子炉 容器外放出	後期原子炉 容器内放出	
1	希ガス	0.05	0.95	0	0	1	希ガス	0.05	0.95	0	0	
2	ハロゲン	0.05	0.25	0.30	0.01	2	ハロゲン	0.05	0.35	0.25	0.1	
3	アルカリ金属	0.05	0.20	0.35	0.01	3	アルカリ金属	0.05	0.25	0.35	0.1	
4	Te グループ	0	0.05	0.25	0.005	4	Te グループ	0	0.05	0.25	0.005	
5	Ba, Sr	0	0.02	0.1	0	5	Ba, Sr	0	0.02	0.1	0	
6	貴金属	0	0.0025	0.0025	0	6	貴金属	0	0.0025	0.0025	0	
7	ランタノイド	0	0.0002	0.005	0	7	ランタノイド	0	0.0002	0.005	0	
8	Ce グループ	0	0.0005	0.005	0	8	Ce グループ	0	0.0005	0.005	0	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由									
	<p>NUREG-1465 で参照されている PWR の原子炉格納容器内のソースタームを用いたシビアアクシデント時の原子炉格納容器外への放出割合について、MAAP コードによる解析結果との比較を実施する。被ばく評価の観点で厳しいものとして、炉心損傷が早く、格納容器スプレイが失敗し、原子炉格納容器の圧力が高く推移する「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗」を対象とする。</p> <p>A) 原子炉格納容器内での挙動について 炉心に蓄積した FP は、炉心溶融に伴って原子炉格納容器内へ放出され、原子炉格納容器内での重力沈降やスプレイによる除去により放射線量は低減されながら、原子炉格納容器内に浮遊する。さらに、有効性評価の原子炉格納容器圧力の変化を基に設定された原子炉格納容器からの漏えい率に従って放出される。</p> <p>B) 原子炉格納容器内への放出のタイミングについて 以下の代表3ループプラントの評価例に示すとおり、炉心溶融開始及び原子炉容器破損のタイミングについては、ほぼ同じであると考えられ、FP が大量に放出される初期の事象進展に大きな差はないと判断している。</p> <table border="1" data-bbox="1081 778 1928 946"> <thead> <tr> <th></th> <th>燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間</th> <th>炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>MAAP コード</td> <td>～約 19 分</td> <td>約 19 分～約 1.5 時間</td> </tr> <tr> <td>NUREG-1465</td> <td>～30 分</td> <td>30 分～1.8 時間</td> </tr> </tbody> </table> <p>C) 原子炉格納容器からの放出割合の比較について NUREG-1465 ベースの原子炉格納容器からの放出割合と MAAP コード解析結果に対してよう素の化学形態の補正を行った原子炉格納容器からの放出割合を比較する。比較に当たっては、被ばく上主要な元素であるよう素及び Cs を代表とする。 よう素については、粒子状よう素に対する MAAP コード解析の結果に、有機よう素及び無機よう素に対しては、放出タイミングを MAAP コード解析の希ガスと同等、放出割合を NUREG-1465 の 75% とし、RG1.195^[A-5]ベースの各化学形態の存在比、沈着等を別途考慮して表 3.A-1 のとおり補正した値である。その他の元素については、MAAP コード解析結果を表 3.A-2 のとおり用いたものである。MAAP コードベースのよう素補正計算概要を図 3.A-1 に示す。NUREG-1465 ベースの計算は、中央制御室等の居住性評価や有効性評価のうち Cs-137 放出量の評価に用いる評価と同じものである。NUREG-1465 ベースの計算概要を図 3.A-2 に示す。原子炉格納容器浮遊量の時間変化は、各放出フェーズの原子炉格納容器への放出割合と沈着等の減少効果のバランスを解いている。原子炉格納容器からの放出量は原子炉格納容器浮遊量に原子炉格納容器漏えい率を乗じている。原子炉</p>		燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間	MAAP コード	～約 19 分	約 19 分～約 1.5 時間	NUREG-1465	～30 分	30 分～1.8 時間	
	燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間									
MAAP コード	～約 19 分	約 19 分～約 1.5 時間									
NUREG-1465	～30 分	30 分～1.8 時間									

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>格納容器漏えい率は、MAAP コードベースの計算では、現実的な原子炉格納容器からの放出量を求める観点から、MAAP コード解析に基づく圧力解析値を用いて差圧流の式で漏えい率を算定し、NUREG-1465 ベースの計算では保守的な原子炉格納容器からの放出量を求める観点から、MAAP コードベースの値に余裕を考慮したものをを用いている。</p> <p>よう素の原子炉格納容器内浮遊量の経時変化について図 3.A-3 及び図 3.A-4 に、その他の核種として被ばくの観点で代表的な Cs の原子炉格納容器浮遊量の経時変化について図 3.A-5 及び図 3.A-6 に示す。</p> <p>MAAP コードベースの評価結果は炉心溶融時点及び原子炉容器損傷時点で放出のピークが見られており、NUREG-1465 ベースについては、ギャップ放出^後後期原子炉内放出の4つの放出フェーズが確認される。それぞれの挙動の考察については以下のとおりである。</p> <p>(a) 短期的な挙動（ピーク値）の比較</p> <p>燃料中に存在する核分裂生成物は、大半がペレット内に保持され、炉心溶融につれてペレットから格納容器に放出される。FPの放出速度は、MAAP コードにおいては3.3.8(1)に示した炉心燃料からのFP放出モデルに基づき計算され、NUREG-1465 ベースにおいては各フェーズの値に基づいている。</p> <p>原子炉格納容器内浮遊量（炉心内蓄積量に対する割合）の短期的な挙動（ピーク値）はピーク値が出る時間帯において屋外で作業をする場合の線量評価において重要となる。</p> <p>よう素については、MAAP コードベースのピーク値（約0.4）がNUREG-1465 ベース（約0.1）よりも高めの値を与える結果となった。図3.A-3に示すとおり無機（元素状）よう素の浮遊量が支配的であり、これは無機よう素の割合が放出初期からRG1.195に示される化学組成の割合として91%を用いていることに起因している。</p> <p>3.3.8(4)に示すとおり、無機よう素はCsIエアロゾルが水中で溶解し、放射線による水の分解により生成した反応性の高い化学種（OH等のラジカル）により化学反応が促進され生成され、その割合はpHに依存することが知られており、pHが低いほどヨウ化イオンが結合してよう素が生成される。水中のよう素の反応は専用コードを使用しても精度の良い予測が非常に難しいが、事故初期のpHについては、ほう酸水のpH（約4.5）程度であると推定される。</p> <p>NUREG/CR-5732^[46]にヨウ化イオン(I-)とよう素(I₂)の存在割合とpHの関係が整理されており、図3.A-7に示す。これによれば、pH4.5の場合のI₂の存在割合は約15%であり、無機よう素の割合としてはRG1.195に示される値（91%）の約1/6となる。従って、現実的なよう素の浮遊割合は有機4%、無機15%、粒子5%の合計24%となり浮遊量としては1/4程度と考えられる。この効果を考慮すると、図3.A-3に示すMAAPコードベースの浮遊量のピーク値は0.4から0.1程度となり、図3.A-4に示すNUREG-1465ベースと同等となると考えられる。</p> <p>上記の推定は初期に無機よう素が浮遊しているという仮定であるが、粒子状よう素が原子炉格納容器内の水に接触せずに粒子状よう素から無機よう素への変換が生じなく粒子状よう素のまま気相部に残存すると仮定した場合は、事象初期に高線量となる可能性がある。このように、</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>事象の初期の炉心損傷時点においては、粒子状よう素の水中への溶解を伴う挙動の正確な予測が難しく今後の課題であると考えられる。</p> <p>Csについては、図3.A-5及び図3.A-6のピーク値は同程度であること、屋外滞在時の線量については直接スカイシャイン線量の寄与が多く、表3.A-3に示す評価例のとおり原子炉建屋内の線源のうちCsからの寄与は支配的ではないことから、Csのピーク値の違いは結果として影響しない。</p> <p>(b) 長期的な挙動（積分値）の比較</p> <p>長期的な挙動（積分値）において、よう素については沈着及びスプレイによって除去されない有機よう素が支配的となり両者の挙動は同等となる。Cs等の粒子状物質については、MAAPコードベースの原子炉格納容器内の沈着は、重力沈降に加え、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突等の挙動を考慮したモデルである一方、NUREG-1465ベースの原子炉格納容器内の沈着については重力沈降による除去のみを取り扱っているため、原子炉格納容器内の浮遊FP量を高めに評価する傾向となる。代表3ループプラントの原子炉格納容器からの放出割合評価例を表3.A-4に示す。この結果から、シビアアクシデント時の原子炉格納容器からの放出割合については、MAAPコード解析での評価のほうが、NUREG-1465を用いたモデルでの評価よりも低い数値となっている。一部の元素グループ（Ru類：貴金属）についてはMAAPコード解析での評価値が高めとなっているが、これは燃料から原子炉格納容器への放出割合についてグループ内を代表する元素がMAAPコードではMo、NUREG-1465ではRuと相違していることに起因するものと考えられる。ただし、表3.A-5に示すとおり、Ru類の環境に放出される放射性物質放出量はよう素131等価量に換算すると微小であり、影響は小さい。なお、よう素131等価量は、よう素131の実効線量係数に対する各核種の実効線量係数の比を各核種の放射エネルギーに乗じて合算したものである。</p> <p>(c) 被ばく評価結果への影響</p> <p>MAAPコードではよう素の化学形態を考慮できないという課題はあるが、前述の方法のように、よう素の化学形態を仮定することでNUREG-1465ベースによる評価との比較を行った。比較に当たっては、被ばく上主要な元素であるよう素及びCsを代表とした。</p> <p>その結果、(a)項及び(b)項のとおり、MAAPコードベースの原子炉格納容器内の沈着は、重力沈降に加え、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突等の挙動を考慮したモデルである一方、NUREG-1465ベースの原子炉格納容器内の沈着については重力沈降による除去のみを取り扱っていることから、MAAPコードベースの評価はNUREG-1465ベースと同等あるいは小さめな結果を与える。</p> <p>なお、水中のよう素の反応は精度の良い予測が難しく、特に事象初期の挙動予測は今後の課題であると考えられる。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4. まとめ</p> <p>MAAPのソースタームとNUREG-1465のソースタームの比較検討を行った。NUREG-1465では、物理・化学的挙動の類似性等から八つの核種グループに分類されているのに対し、MAAPでは炉心からの放出速度の相違に基づき12グループに分類されているが、両者の比較から、放出に寄与するものは網羅されており、原子炉格納容器内ソースタームの評価にあたって、取り扱われている核種は同等であることを確認した。また、NUREG-1465における原子炉格納容器内ソースタームとMAAPにおける解析結果の比較を行い、MAAPにおける原子炉格納容器内ソースタームは、シーケンスによって違いがあるものの、NUREG-1465のソースタームとほぼ同等であることを確認した。</p>	<p>4. まとめ</p> <p>MAAPコードのソースタームと被ばく評価に用いているNUREG-1465のソースタームの比較検討を行うことで、MAAPコードによる原子炉格納容器内ソースターム評価の特徴について考察し、以下を確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> MAAPコードの核種グループは、炉心温度に対する放出速度の相違に基づき12グループに分類されている。これに対し、NUREG-1465は物理・化学的挙動の類似性等の観点から8つのグループに分類されており、グループ分類の設定の考え方が異なるものの、MAAPコードで分類されている放射性物質のうち、放出に寄与するものはNUREG-1465のソースタームでも網羅されており、MAAPコードによる原子炉格納容器内ソースタームの評価を行うにあたり必要な核種が取り扱われていると考えられる。 原子炉格納容器からの放出割合に関し、MAAPコードではよう素の化学形態をスプレイによる除去や沈着を見込むことができる粒子状よう素のみを取り扱っているため、スプレイで除去されない無機よう素や、スプレイで除去されず沈着もしない有機よう素の存在が想定される場合にMAAPコードによる解析結果は過小評価する傾向がある。 よう素の化学形態に関しては、MAAPコードの解析結果に対し、R.G.1.195、NUREG-1465やNUREG/CR-5732等に基づき無機よう素や有機よう素の影響を補正して取り扱うことで、NUREG-1465ベースと同等の評価結果となり得る。ただし、粒子状よう素の水中への溶解を伴う挙動については正確な予測が難しいことから、その点で課題があると考えられる。 原子炉格納容器外への放出量について、MAAPコードベースの評価はNUREG-1465ベースと比べて全般に小さめな結果を与える傾向がある。これは、原子炉格納容器内のエアロゾルの沈着について、NUREG-1465ベースの評価では重力沈降による気相部の放射性物質濃度の低減のみを取り扱っているのに対して、MAAPコードベースでは重力沈降に加え、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突等を模擬した実現象を踏まえたモデルであるためと考えられる。なお、一部の元素グループ（Ru類：貴金属）についてはMAAPコード解析での評価値が高めとなる。これは燃料から原子炉格納容器への放出割合についてグループ内を代表する元素の相違に起因するものと考えられるが、Ru類の環境に放出される放射性物質放出量はよう素131等価量に換算すると微小であり、線量への影響は小さい。 <p>以上のことから、MAAPコードのFP挙動モデルは、よう素の化学形態の模擬性に起因して、よう素の環境への放出量を過小評価する可能性があるため、ソースターム評価にMAAPコードを適用する際には、MAAPコードの解析結果に対し、よう素の化学形態に関して適切な補正を行う等の取扱いを考慮する必要がある。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>5. 参考文献</p> <p>(A-1) “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”, NUREG-1465, 1995.</p> <p>(A-2) “Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants”, NRC, WASH-1400 (NUREG-75/014).</p> <p>(A-3) 社団法人 日本原子力学会, シビアアクシデント時の格納容器内の現実的ソースターム評価, 平成 22 年 4 月</p>	<p>5. 参考文献</p> <p>[A-1] “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants”, NUREG-1465, 1995.</p> <p>[A-2] 社団法人 日本原子力学会「シビアアクシデント時の格納容器内の現実的ソースターム評価」(平成 22 年 4 月)</p> <p>[A-3] “Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants”, NRC, WASH-1400 (NUREG-75/014)</p> <p>[A-4] “Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Plants”, NUREG-1150, 1991.</p> <p>[A-5] “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors”, NRC Regulatory Guide 1.195.</p> <p>[A-6] E. C. Beahm, et al., “Iodine Chemical Forms in LWP Severe Accidents”, NUREG/CR-5732, 1992.</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

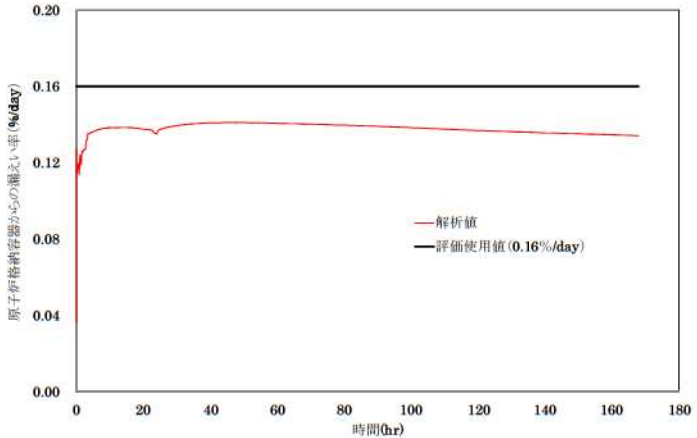
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																											
	<p>[参考] 代表3ループプラントの原子炉格納容器漏えい率</p>  <p>表 3. A-2 原子炉格納容器気相部浮遊FP量の影響評価方法 (原子炉格納容器内放出割合)</p> <table border="1" data-bbox="1142 782 1921 1436"> <thead> <tr> <th>グループ</th> <th>核種</th> <th>原子炉格納容器内放出割合の設定方法</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>希ガス/Xe, Kr</td> <td>MAAP コードの希ガスの値を用いる。</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>ハロゲン/I, Br</td> <td>表 3. A-1 のとおり</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>アルカリ金属/Cs, Rb</td> <td>MAAP コードの CsI の放出割合×0.1 + MAAP コードの CsOH の放出割合 (I の炉心内蓄積量はCsの約1/10である ことから、Iと結合しているCsを全炉心 Csの1/10と仮定し、さらに全量のCsが CsOHの形態で放出されると仮定。)</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>テルルグループ/ Te, Sb, Se</td> <td>MAAP コードの TeO₂, Sb, Te₂ の合計</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>バリウム・ストロンチウム/ Ba, Sr</td> <td>MAAP コードの SrO と BaO の合計</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>貴金属/ Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co</td> <td>MAAP コードの MoO₂ の値を用いる。</td> </tr> <tr> <td>7</td> <td>ランタノイド/ La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am</td> <td>MAAP コードの La₂O₅ の値を用いる。</td> </tr> <tr> <td>8</td> <td>セリウムグループ/ Ce, Pu, Np</td> <td>MAAP コードの CeO₂ の値を用いる。</td> </tr> </tbody> </table>	グループ	核種	原子炉格納容器内放出割合の設定方法	1	希ガス/Xe, Kr	MAAP コードの希ガスの値を用いる。	2	ハロゲン/I, Br	表 3. A-1 のとおり	3	アルカリ金属/Cs, Rb	MAAP コードの CsI の放出割合×0.1 + MAAP コードの CsOH の放出割合 (I の炉心内蓄積量はCsの約1/10である ことから、Iと結合しているCsを全炉心 Csの1/10と仮定し、さらに全量のCsが CsOHの形態で放出されると仮定。)	4	テルルグループ/ Te, Sb, Se	MAAP コードの TeO ₂ , Sb, Te ₂ の合計	5	バリウム・ストロンチウム/ Ba, Sr	MAAP コードの SrO と BaO の合計	6	貴金属/ Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co	MAAP コードの MoO ₂ の値を用いる。	7	ランタノイド/ La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am	MAAP コードの La ₂ O ₅ の値を用いる。	8	セリウムグループ/ Ce, Pu, Np	MAAP コードの CeO ₂ の値を用いる。	
グループ	核種	原子炉格納容器内放出割合の設定方法																											
1	希ガス/Xe, Kr	MAAP コードの希ガスの値を用いる。																											
2	ハロゲン/I, Br	表 3. A-1 のとおり																											
3	アルカリ金属/Cs, Rb	MAAP コードの CsI の放出割合×0.1 + MAAP コードの CsOH の放出割合 (I の炉心内蓄積量はCsの約1/10である ことから、Iと結合しているCsを全炉心 Csの1/10と仮定し、さらに全量のCsが CsOHの形態で放出されると仮定。)																											
4	テルルグループ/ Te, Sb, Se	MAAP コードの TeO ₂ , Sb, Te ₂ の合計																											
5	バリウム・ストロンチウム/ Ba, Sr	MAAP コードの SrO と BaO の合計																											
6	貴金属/ Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co	MAAP コードの MoO ₂ の値を用いる。																											
7	ランタノイド/ La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am	MAAP コードの La ₂ O ₅ の値を用いる。																											
8	セリウムグループ/ Ce, Pu, Np	MAAP コードの CeO ₂ の値を用いる。																											

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																														
	<p style="text-align: center;">表 3.A-3 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による 中央制御室入退域時の被ばく評価における各核種グループの内訳 （代表3ループプラントの例：NUREG-1465 ベース）</p> <table border="1" data-bbox="1077 328 1955 930"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>直接線及びスカイシャイン線量^(注1、2) (mSv)</th> <th>内訳 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Xe 類</td> <td>約 2.8×10^1</td> <td>4</td> </tr> <tr> <td>I 類</td> <td>約 6.1×10^2</td> <td>87</td> </tr> <tr> <td>Cs 類</td> <td>約 3.4×10^1</td> <td>5</td> </tr> <tr> <td>Te 類</td> <td>約 7.6×10^0</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>Ba 類</td> <td>約 1.0×10^1</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>Ru 類</td> <td>約 4.1×10^{-1}</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>La 類</td> <td>約 9.0×10^0</td> <td>1</td> </tr> <tr> <td>Ce 類</td> <td>約 1.7×10^{-1}</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>約 7.0×10^2</td> <td>100</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 中央制御室入口地点における7日間積算線量 (注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値</p>	核種グループ	直接線及びスカイシャイン線量 ^(注1、2) (mSv)	内訳 (%)	Xe 類	約 2.8×10^1	4	I 類	約 6.1×10^2	87	Cs 類	約 3.4×10^1	5	Te 類	約 7.6×10^0	1	Ba 類	約 1.0×10^1	1	Ru 類	約 4.1×10^{-1}	<1	La 類	約 9.0×10^0	1	Ce 類	約 1.7×10^{-1}	<1	合計	約 7.0×10^2	100	
核種グループ	直接線及びスカイシャイン線量 ^(注1、2) (mSv)	内訳 (%)																														
Xe 類	約 2.8×10^1	4																														
I 類	約 6.1×10^2	87																														
Cs 類	約 3.4×10^1	5																														
Te 類	約 7.6×10^0	1																														
Ba 類	約 1.0×10^1	1																														
Ru 類	約 4.1×10^{-1}	<1																														
La 類	約 9.0×10^0	1																														
Ce 類	約 1.7×10^{-1}	<1																														
合計	約 7.0×10^2	100																														

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																											
	<p style="text-align: center;">表 3.A-4 原子炉格納容器からの放出割合評価（7日間積算） （代表3ループプラントの例）</p> <table border="1" data-bbox="1079 272 1946 662"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>NUREG-1465 ベース</th> <th>MAAPコード解析ベース*1</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>希ガス類</td> <td>約 1.1×10^{-2}</td> <td>約 9.6×10^{-3}</td> </tr> <tr> <td>よう素類</td> <td>約 3.6×10^{-4}</td> <td>約 3.0×10^{-4}</td> </tr> <tr> <td>Cs 類</td> <td>約 2.1×10^{-4}</td> <td>約 1.9×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>Te 類</td> <td>約 8.3×10^{-5}</td> <td>約 1.5×10^{-5}</td> </tr> <tr> <td>Ba 類</td> <td>約 3.2×10^{-5}</td> <td>約 8.1×10^{-7}</td> </tr> <tr> <td>Ru 類</td> <td>約 1.4×10^{-6}</td> <td>約 1.8×10^{-6}</td> </tr> <tr> <td>Ce 類</td> <td>約 1.5×10^{-6}</td> <td>約 6.1×10^{-8}</td> </tr> <tr> <td>La 類</td> <td>約 1.4×10^{-6}</td> <td>約 9.6×10^{-9}</td> </tr> </tbody> </table> <p>*1 Cs 類のように複数の化学形態(CsI, CsOH グループ)を有する核種については、Cs の炉心内蓄積量に対するそれぞれの化学形態グループの放出割合を合計している。</p>	核種グループ	NUREG-1465 ベース	MAAPコード解析ベース*1	希ガス類	約 1.1×10^{-2}	約 9.6×10^{-3}	よう素類	約 3.6×10^{-4}	約 3.0×10^{-4}	Cs 類	約 2.1×10^{-4}	約 1.9×10^{-5}	Te 類	約 8.3×10^{-5}	約 1.5×10^{-5}	Ba 類	約 3.2×10^{-5}	約 8.1×10^{-7}	Ru 類	約 1.4×10^{-6}	約 1.8×10^{-6}	Ce 類	約 1.5×10^{-6}	約 6.1×10^{-8}	La 類	約 1.4×10^{-6}	約 9.6×10^{-9}	
核種グループ	NUREG-1465 ベース	MAAPコード解析ベース*1																											
希ガス類	約 1.1×10^{-2}	約 9.6×10^{-3}																											
よう素類	約 3.6×10^{-4}	約 3.0×10^{-4}																											
Cs 類	約 2.1×10^{-4}	約 1.9×10^{-5}																											
Te 類	約 8.3×10^{-5}	約 1.5×10^{-5}																											
Ba 類	約 3.2×10^{-5}	約 8.1×10^{-7}																											
Ru 類	約 1.4×10^{-6}	約 1.8×10^{-6}																											
Ce 類	約 1.5×10^{-6}	約 6.1×10^{-8}																											
La 類	約 1.4×10^{-6}	約 9.6×10^{-9}																											

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																														
	<p style="text-align: center;">表 3.A-5 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳 (I-131 等価量換算：NUREG-1465 ベース)</p> <table border="1" data-bbox="1095 269 1926 895"> <thead> <tr> <th>核種グループ</th> <th>放出放射エネルギー (注1、2) (Bq)</th> <th>内訳 (%)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>Xe 類</td> <td>約 0.0E+00</td> <td>0</td> </tr> <tr> <td>I 類</td> <td>約 8.2E+13</td> <td>55</td> </tr> <tr> <td>Cs 類</td> <td>約 1.7E+13</td> <td>12</td> </tr> <tr> <td>Te 類</td> <td>約 3.9E+12</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>Ba 類</td> <td>約 6.2E+12</td> <td>4</td> </tr> <tr> <td>Ru 類</td> <td>約 6.0E+11</td> <td><1</td> </tr> <tr> <td>La 類</td> <td>約 2.3E+13</td> <td>15</td> </tr> <tr> <td>Ce 類</td> <td>約 1.8E+13</td> <td>12</td> </tr> <tr> <td>合計</td> <td>約 1.5E+14</td> <td>100</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 7日間積算放出量 (注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値</p>	核種グループ	放出放射エネルギー (注1、2) (Bq)	内訳 (%)	Xe 類	約 0.0E+00	0	I 類	約 8.2E+13	55	Cs 類	約 1.7E+13	12	Te 類	約 3.9E+12	3	Ba 類	約 6.2E+12	4	Ru 類	約 6.0E+11	<1	La 類	約 2.3E+13	15	Ce 類	約 1.8E+13	12	合計	約 1.5E+14	100	
核種グループ	放出放射エネルギー (注1、2) (Bq)	内訳 (%)																														
Xe 類	約 0.0E+00	0																														
I 類	約 8.2E+13	55																														
Cs 類	約 1.7E+13	12																														
Te 類	約 3.9E+12	3																														
Ba 類	約 6.2E+12	4																														
Ru 類	約 6.0E+11	<1																														
La 類	約 2.3E+13	15																														
Ce 類	約 1.8E+13	12																														
合計	約 1.5E+14	100																														

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<div style="display: flex; flex-direction: column; align-items: center;"> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> 単位時間当たりの格納容器気相部への放出放射性物質質量 〔放出率についてMAAPの希ガスを扱い、RG1.195の有機よう素及び無機よう素の割合を更に乗じる〕 </div> <div style="font-size: 2em; margin-bottom: 10px;">➡</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> 格納容器内気相部に浮遊している放射性物質質量 </div> <div style="font-size: 2em; margin-bottom: 10px;">↓</div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> 単位時間当たりの沈着等によって格納容器気相部から除かれる放射性物質質量 （格納容器気相部浮遊量×沈着速度） 有機よう素は気相部から除去されない。 </div> </div> <div style="text-align: center;"> $\left(\begin{array}{l} \text{格納容器気相部} \\ \text{浮遊量時間変化} \end{array} \right) = \left(\begin{array}{l} \text{単位時間当たりの} \\ \text{格納容器気相部への} \\ \text{放出放射性物質質量} \end{array} \right) - \left(\begin{array}{l} \text{単位時間当たりの沈着に} \\ \text{よって格納容器気相部から} \\ \text{取り除かれる放射性物質質量} \end{array} \right)$ $\left(\begin{array}{l} \text{単位時間当たり} \\ \text{の原子炉格納容} \\ \text{器からの放出量} \end{array} \right) = \left(\begin{array}{l} \text{格納容器} \\ \text{気相部浮遊量} \end{array} \right) \times \left(\begin{array}{l} \text{格納容器} \\ \text{漏えい率} \end{array} \right)$ </div> <p style="text-align: center;">図 3. A-1 MAAPコードベースの原子炉格納容器内気相部浮遊放射性物質質量（有機、無機よう素）及び原子炉格納容器からの放出量の計算概要</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

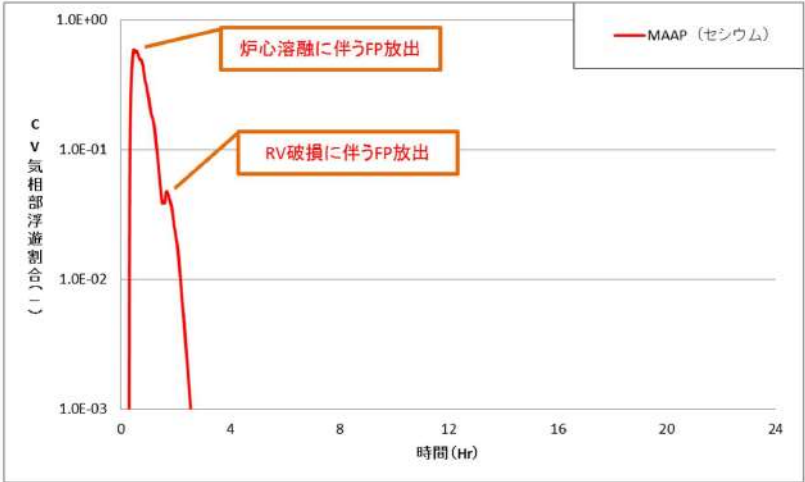
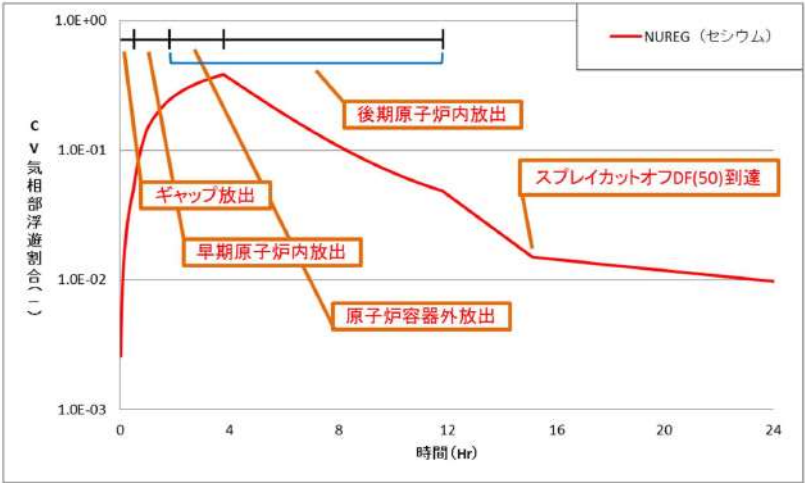
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<div data-bbox="1093 225 1413 592" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>各放出フェーズにおける、単位時間当たりの格納容器気相部への放出放射性物質質量</p> <p>放出率については当該フェーズにおける放出の積算がNUREG-1465における放出量と同じとなる様一定の放出率を与える。各 Gr の放出率 = NUREG の放出量 / 各フェーズの継続時間で算定。よう素については RG1.195 の化学組成割合を更に乗じる。</p> </div> <div data-bbox="1429 240 1507 312" style="text-align: center;"> </div> <div data-bbox="1518 225 1928 316" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>格納容器内気相部に浮遊している放射性物質質量</p> </div> <div data-bbox="1675 331 1753 403" style="text-align: center;"> </div> <div data-bbox="1518 427 1928 592" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>単位時間当たりの沈着等によって格納容器気相部から除かれる放射性物質質量 （格納容器気相部浮遊量×除去速度）</p> </div> <div data-bbox="1099 667 1912 762" style="text-align: center;"> $\left(\begin{array}{c} \text{格納容器気相部} \\ \text{浮遊量時間変化} \end{array} \right) = \left(\begin{array}{c} \text{各放出フェーズにおける単} \\ \text{位時間当たりの格納容器気} \\ \text{相部への放出放射性物質質量} \end{array} \right) - \left(\begin{array}{c} \text{単位時間当たりの沈着等に} \\ \text{よって格納容器気相部から} \\ \text{取り除かれる放射性物質質量} \end{array} \right)$ </div> <div data-bbox="1099 815 1608 911" style="text-align: center;"> $\left(\begin{array}{c} \text{単位時間当たり} \\ \text{の原子炉格納容} \\ \text{器からの放出量} \end{array} \right) = \left(\begin{array}{c} \text{格納容器} \\ \text{気相部浮遊量} \end{array} \right) \times \left(\begin{array}{c} \text{格納容器} \\ \text{漏えい率} \end{array} \right)$ </div> <div data-bbox="1160 954 1861 1015" style="text-align: center;"> <p>図 3. A-2 NUREG-1465 ベースの原子炉格納容器内気相部浮遊放射性物質質量及び 原子炉格納容器からの放出量の計算概要</p> </div>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">【参考のため掲載順を入替え】</p> <div style="text-align: center;"> <p>Ex-Vessel (デブリに含まれる分は除く)</p> <p>図1 原子炉格納容器ソースターム比較 (事故収束後) (A-3)</p> </div> <div style="text-align: center;"> <p>Late In-Vessel (デブリに含まれる分は除く)</p> <p>図2 原子炉格納容器ソースターム比較 (事故収束後) (A-3)</p> </div>	<div style="text-align: center;"> <p>図3-A-3 原子炉格納容器内気相部浮遊よう素量 (炉心内蓄積量に対する割合：MAAPコードベース (補正))</p> </div> <div style="text-align: center;"> <p>図3-A-4 原子炉格納容器内気相部浮遊よう素量 (炉心内蓄積量に対する割合：NUREG-1465ベース)</p> </div>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>図 3.A-5 原子炉格納容器内気相部浮遊 Cs 量 (炉心内蓄積量に対する割合：MAAP コードベース (補正))</p>  <p>図 3.A-6 原子炉格納容器内気相部浮遊 Cs 量 (炉心内蓄積量に対する割合：NUREG-1465 ベース)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

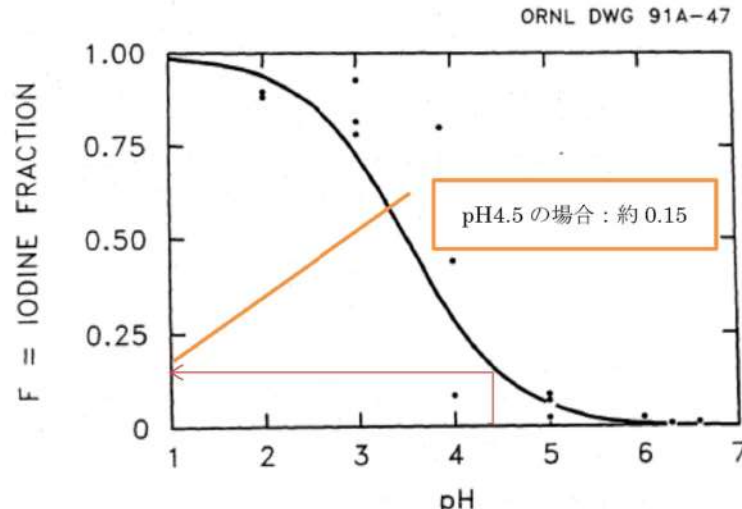
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p style="text-align: right;">ORNL DWG 91A-47</p>	

図 3. A-7 ヨウ化イオン(I-)とヨウ素(I₂)の割合^[A-6]

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																						
<p>別紙1 入力項目リスト</p> <p style="text-align: center;">入力項目リスト (1/3)</p> <table border="1" data-bbox="221 269 994 1386"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>入力項目</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="10">定格出力運転条件 パラメータ及び幾 何形状データ</td> <td>炉心熱出力</td> </tr> <tr> <td>炉心流量</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉水位</td> </tr> <tr> <td>給水流量（初期）、エンタルピ</td> </tr> <tr> <td rowspan="7">原子炉冷却材容積</td> <td>炉心</td> </tr> <tr> <td>炉心シュラウドヘッド</td> </tr> <tr> <td>スタンドパイプ及び気水分離器</td> </tr> <tr> <td>上部ヘッド</td> </tr> <tr> <td>上部ダウンカマ</td> </tr> <tr> <td>下部ダウンカマ</td> </tr> <tr> <td>下部ヘッド</td> </tr> <tr> <td>再循環ループ</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">流路形状データ（流 路断面積、流路長さ、 流路高さ）</td> <td>下部ヘッド下端から炉心支持板まで</td> </tr> <tr> <td>炉心支持板から上部格子板まで</td> </tr> <tr> <td>上部格子板から炉心シュラウドヘッド上端 まで</td> </tr> <tr> <td>炉心シュラウドヘッド上端から気水分離器 上端まで</td> </tr> <tr> <td>下部ダウンカマ</td> </tr> <tr> <td>上部ダウンカマ</td> </tr> <tr> <td>上部ヘッド</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内径</td> </tr> <tr> <td>炉心シュラウド内径</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器本体肉厚</td> </tr> <tr> <td rowspan="1">熱構造材データ（材 質、体積、表面積）</td> <td>・原子炉圧力容器内 炉心シュラウド、炉心シュラウドヘッド、 炉心シュラウドサポート、上部格子板、気 水分離器、スタンドパイプ、蒸気乾燥器、 上部ヘッド、ダウンカマ、制御棒案内管及 びハウジング、下部ヘッド、再循環ループ</td> </tr> </tbody> </table>	分類	入力項目	定格出力運転条件 パラメータ及び幾 何形状データ	炉心熱出力	炉心流量	原子炉圧力	原子炉冷却材温度	原子炉水位	給水流量（初期）、エンタルピ	原子炉冷却材容積	炉心	炉心シュラウドヘッド	スタンドパイプ及び気水分離器	上部ヘッド	上部ダウンカマ	下部ダウンカマ	下部ヘッド	再循環ループ	流路形状データ（流 路断面積、流路長さ、 流路高さ）	下部ヘッド下端から炉心支持板まで	炉心支持板から上部格子板まで	上部格子板から炉心シュラウドヘッド上端 まで	炉心シュラウドヘッド上端から気水分離器 上端まで	下部ダウンカマ	上部ダウンカマ	上部ヘッド	原子炉圧力容器内径	炉心シュラウド内径	原子炉圧力容器本体肉厚	熱構造材データ（材 質、体積、表面積）	・原子炉圧力容器内 炉心シュラウド、炉心シュラウドヘッド、 炉心シュラウドサポート、上部格子板、気 水分離器、スタンドパイプ、蒸気乾燥器、 上部ヘッド、ダウンカマ、制御棒案内管及 びハウジング、下部ヘッド、再循環ループ	<p>別紙1 解析コードにおける解析条件</p> <p style="text-align: center;">表 解析コードにおける解析条件 (1/4)</p> <table border="1" data-bbox="1077 280 1944 1366"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>解析条件</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="17">定格出力運転条件 パラメータ及び幾 何形状データ</td> <td>炉心熱出力</td> </tr> <tr> <td>ループ数</td> </tr> <tr> <td>ループ全流量</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材圧力</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器入口温度</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器出口温度</td> </tr> <tr> <td>上部ヘッド温度</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">1次冷却材容積</td> <td>炉心</td> </tr> <tr> <td>上部プレナム</td> </tr> <tr> <td>下部プレナム</td> </tr> <tr> <td>ダウンカマ</td> </tr> <tr> <td>バレルパッフル領域</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器頂部</td> </tr> <tr> <td>高温側配管</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器プレナム</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器伝熱管（プラグ率含む）</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器ーポンプ間配管</td> </tr> <tr> <td>低温側配管</td> </tr> <tr> <td>加圧器液相部</td> </tr> <tr> <td>加圧器サージ管</td> </tr> <tr> <td>加圧器逃がしタンク</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">流路形状データ （水力的等価直 径、流路断面積、 流路長さ、流路高 さ）</td> <td>原子炉容器フランジ面より上部炉心板下端 まで</td> </tr> <tr> <td>上部炉心板下端よりダウンカマ下端まで</td> </tr> <tr> <td>上部炉心板下端より下部炉心板上端まで</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器フランジ面より入口ノズル中央 まで</td> </tr> <tr> <td>炉心そう外径</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器内径</td> </tr> <tr> <td>入口ノズル内径</td> </tr> <tr> <td>出口ノズル内径</td> </tr> <tr> <td>炉心そう内径</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器本体肉厚</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器クラッド肉厚</td> </tr> <tr> <td>燃料発熱部下端より下部炉心板上端まで</td> </tr> </tbody> </table>	分類	解析条件	定格出力運転条件 パラメータ及び幾 何形状データ	炉心熱出力	ループ数	ループ全流量	1次冷却材圧力	1次冷却材温度	原子炉容器入口温度	原子炉容器出口温度	上部ヘッド温度	1次冷却材容積	炉心	上部プレナム	下部プレナム	ダウンカマ	バレルパッフル領域	原子炉容器頂部	高温側配管	蒸気発生器プレナム	蒸気発生器伝熱管（プラグ率含む）	蒸気発生器ーポンプ間配管	低温側配管	加圧器液相部	加圧器サージ管	加圧器逃がしタンク	流路形状データ （水力的等価直 径、流路断面積、 流路長さ、流路高 さ）	原子炉容器フランジ面より上部炉心板下端 まで	上部炉心板下端よりダウンカマ下端まで	上部炉心板下端より下部炉心板上端まで	原子炉容器フランジ面より入口ノズル中央 まで	炉心そう外径	原子炉容器内径	入口ノズル内径	出口ノズル内径	炉心そう内径	原子炉容器本体肉厚	原子炉容器クラッド肉厚	燃料発熱部下端より下部炉心板上端まで	
分類	入力項目																																																																							
定格出力運転条件 パラメータ及び幾 何形状データ	炉心熱出力																																																																							
	炉心流量																																																																							
	原子炉圧力																																																																							
	原子炉冷却材温度																																																																							
	原子炉水位																																																																							
	給水流量（初期）、エンタルピ																																																																							
	原子炉冷却材容積	炉心																																																																						
		炉心シュラウドヘッド																																																																						
		スタンドパイプ及び気水分離器																																																																						
		上部ヘッド																																																																						
上部ダウンカマ																																																																								
下部ダウンカマ																																																																								
下部ヘッド																																																																								
再循環ループ																																																																								
流路形状データ（流 路断面積、流路長さ、 流路高さ）	下部ヘッド下端から炉心支持板まで																																																																							
	炉心支持板から上部格子板まで																																																																							
	上部格子板から炉心シュラウドヘッド上端 まで																																																																							
	炉心シュラウドヘッド上端から気水分離器 上端まで																																																																							
	下部ダウンカマ																																																																							
	上部ダウンカマ																																																																							
	上部ヘッド																																																																							
	原子炉圧力容器内径																																																																							
	炉心シュラウド内径																																																																							
	原子炉圧力容器本体肉厚																																																																							
熱構造材データ（材 質、体積、表面積）	・原子炉圧力容器内 炉心シュラウド、炉心シュラウドヘッド、 炉心シュラウドサポート、上部格子板、気 水分離器、スタンドパイプ、蒸気乾燥器、 上部ヘッド、ダウンカマ、制御棒案内管及 びハウジング、下部ヘッド、再循環ループ																																																																							
分類	解析条件																																																																							
定格出力運転条件 パラメータ及び幾 何形状データ	炉心熱出力																																																																							
	ループ数																																																																							
	ループ全流量																																																																							
	1次冷却材圧力																																																																							
	1次冷却材温度																																																																							
	原子炉容器入口温度																																																																							
	原子炉容器出口温度																																																																							
	上部ヘッド温度																																																																							
	1次冷却材容積	炉心																																																																						
		上部プレナム																																																																						
		下部プレナム																																																																						
		ダウンカマ																																																																						
		バレルパッフル領域																																																																						
		原子炉容器頂部																																																																						
		高温側配管																																																																						
		蒸気発生器プレナム																																																																						
		蒸気発生器伝熱管（プラグ率含む）																																																																						
蒸気発生器ーポンプ間配管																																																																								
低温側配管																																																																								
加圧器液相部																																																																								
加圧器サージ管																																																																								
加圧器逃がしタンク																																																																								
流路形状データ （水力的等価直 径、流路断面積、 流路長さ、流路高 さ）	原子炉容器フランジ面より上部炉心板下端 まで																																																																							
	上部炉心板下端よりダウンカマ下端まで																																																																							
	上部炉心板下端より下部炉心板上端まで																																																																							
	原子炉容器フランジ面より入口ノズル中央 まで																																																																							
	炉心そう外径																																																																							
	原子炉容器内径																																																																							
	入口ノズル内径																																																																							
	出口ノズル内径																																																																							
	炉心そう内径																																																																							
	原子炉容器本体肉厚																																																																							
原子炉容器クラッド肉厚																																																																								
燃料発熱部下端より下部炉心板上端まで																																																																								

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉			泊発電所3号炉			相違理由	
入力項目リスト (2/3)			表 解析コードにおける解析条件 (2/4)				
分類	入力項目		分類	解析条件			
炉心データ	炉心流路面積	炉心流路面積	定格出力運転条件 パラメータ及び幾 何形状データ	流路形状データ (各領域の水力的 等価直径、流路断 面積、流路長さ、 流路高さ)及び熱 構造材データ(材 質、体積、接液面 積)	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器内 入口ノズル、スプレインノズル、ダウンカ マ、下部プレナム、炉心有効発熱長間、 炉心バイパス、上部プレナム、ガイドチ ューブ、出口ノズル 1次冷却系配管 高温側配管、蒸気発生器出口側配管、低 温側配管 1次冷却材ポンプ 蒸気発生器1次側 入口プレナム、伝熱管、出口プレナム 蒸気発生器2次側 ダウンカマ部、加熱部、ライザ部、1次 気水分離器、蒸気ドーム部、主蒸気配管 加圧器 本体、サージ管、加圧器逃がしタンク 		
		バイパス流路面積					圧力損失データ
炉心崩壊熱	蒸気発生器入口～出口						
燃料データ	燃料集合体数	燃料棒配列					1次冷却系配管
	集合体あたりの燃料棒数	燃料棒有効長					蒸気発生器2次側
	燃料棒配列	燃料被覆管外径					加圧器
	燃料棒有効長	燃料被覆管肉厚					本体、サージ管、加圧器逃がしタンク
	燃料被覆管外径	燃料被覆管肉厚					原子炉容器(入口ノズル～出口ノズル間)
	ペレット直径	ペレットー被覆管ギャップ条件(ガス圧力、ガス組成、熱伝達係数)					蒸気発生器入口～出口
	ペレットー被覆管ギャップ条件(ガス圧力、ガス組成、熱伝達係数)	スペーサ位置					1次冷却系配管
	スペーサ位置	チャンネルボックス(質量、厚さ)	蒸気発生器2次側				
	チャンネルボックス(質量、厚さ)	再循環ポンプ関連 データ	崩壊熱				
	再循環ポンプ関連 データ	コストダウン特性	炉心データ	冷却材炉心流量	炉心流量		
再循環ポンプ定格流量	再循環ポンプ定格流量			バイパス流量			
ジェットポンプ台数	ジェットポンプ台数			原子炉容器頂部バイパス流量			
原子炉格納容器関 連データ	区画データ	自由体積	燃料データ	燃料集合体数 集合体あたりの燃料棒数 燃料棒配列 燃料棒ピッチ 燃料棒有効長 燃料被覆管外径 燃料被覆管肉厚 ペレット直径 ペレットー燃料被覆管ギャップ条件(ガス圧力、ガス組成、ギャッ プ幅) グリッド位置、圧力損失係数			
		底部高さ					
		区画高さ					
		初期圧力					
		初期温度					
		初期湿度					
	区画間データ	底部高さ					
		流路幅					
		流路高さ					
		流路長さ					
		流路面積					
	ヒートシンク(伝熱 面、表面積、厚さ、 材質の物性及び初期 温度)	格納容器各区画壁面(側壁、床、天井等)					
		格納容器内構造物					
加圧器データ	加圧器水位	加圧器逃がし弁(容量、個数、設定圧力)	加圧器安全弁(容量、個数、設定圧力)	加圧器ヒータ(作動圧力、出力)	加圧器水位制御系(充てん及び抽出流量)	加圧器逃がしタンクラブチャディスク破損圧力	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>別添1 新知見への対応について</p> <p>1. はじめに</p> <p>MAAPコードは、福島第一原子力発電所1～3号機の事象進展解析に適用されている^[1]。これらの解析では、システムの応答や外部注水流量等の不確かさの大きな境界条件については、当時の記録に基づいた分析や一部推定を行った上で設定されており、解析結果と実測データとの比較が行われている。この比較結果から、相違点があるプラント挙動や物理現象については検討課題として抽出し、個別に評価・検討が行われている。</p> <p>以下では、この検討を通じて得られた課題や知見のうち、MAAPコードで対象とする現象評価に関連する内容と有効性評価への影響について検討する。また、MAAPコードの改良は米国EPRIを中心としたMAAP User's Groupのもとで継続的に進められており、改良の動向と有効性評価への影響について検討する。</p>	<p>別添1 新知見への対応について</p> <p>1. はじめに</p> <p>MAAPコードは、福島第一原子力発電所1～3号機の事象進展解析に適用されている^[1]。これらの解析では、システムの応答や外部注水流量等の不確かさの大きな境界条件については、当時の記録に基づいた分析や一部推定を行った上で設定されており、解析結果と実測データとの比較が行われている。この比較結果から、相違点があるプラント挙動や物理現象については検討課題として抽出し、個別に評価・検討が行われている。</p> <p>以下では、この検討を通じて得られた課題や知見のうち、MAAPコードで対象とする現象評価に関連する内容と有効性評価への影響について検討する。また、MAAPコードの改良は米国EPRIを中心としたMAAP User's Groupのもとで継続的に進められており、改良の動向と有効性評価への影響について検討する。</p>	<p>※別添1は従来のPWRの公開文献から追加</p> <p>※女川との比較は比較表「MAAP新知見への対応」参照</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項と有効性評価への影響</p> <p>2.1 未確認・未解明事項について</p> <p>福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項^[2]のうち、有効性評価に対して影響し得る項目を抽出し、MAAPコードによる有効性評価で留意すべき事項を以下の4項目に大別した。</p> <p>(1) 原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について</p> <p>原子炉圧力容器の水位が低下し炉心が露出すると、過熱した炉心から発生する高温ガスや過熱蒸気により、原子炉圧力容器バウダリが通常よりも高い温度となる。1号機のMAAP解析においては、この原子炉内温度の上昇によって原子炉内核計装のドライチューブや主蒸気管フランジ等の原子炉圧力容器上部からドライウェルへの気相漏えいが発生したと仮定している。この現象によって、原子炉圧力容器破損タイミングや格納容器圧力及び温度の上昇等の事象進展に影響を及ぼす可能性がある。</p> <p>(2) 熔融炉心の下部プレナム落下挙動</p> <p>1号機のMAAP解析において、原子炉圧力は3月11日22時頃に急峻なピークを示している。MAAPコードでは、炉心損傷の進展に伴って、固化クラストによって閉塞領域が形成されると熔融炉心は一旦保持されるものの、クラストの破損に伴って、熔融炉心が下部プレナムへの落下を開始するというモデルを採用していることに起因すると考えられる。一方、複雑な下部構造を持つBWRでは、燃料支持金具の冷却水の通過口から熔融した炉心が降下し、下部プレナムに流れ落ちる経路や、熔融プールが炉心の径方向に拡大し、外周部のバイパス領域へ流出し、下部プレナムへ流れ落ちる経路、更に炉心シュラウドと接触・破損させることによってダウンカムへ流出する経路等、流出経路には様々な形態が考えられる。熔融炉心の下部プレナムへの落下挙動は、それ以降の原子炉圧力容器破損等の事象進展に影響を与える可能性がある。</p> <p>(3) 圧力抑制プールの温度成層化について</p> <p>3号機では、RCICによる注水期間において、原子炉格納容器圧力のMAAP解析結果と実測値に差があり、圧力抑制プールにおいて温度成層化が起きた可能性が指摘されている^[3]。MAAPコードによる有効性評価では、圧力抑制プールのプール水を単一ノードで模擬し、プール水温は均一に上昇する仮定としているのに対し、温度成層化を考慮した場合、原子炉格納容器の圧力及び温度上昇が速くなる可能性がある。</p>	<p>2. 福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項と有効性評価への影響</p> <p>2.1 未確認・未解明事項について</p> <p>福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項^[2]のうち、有効性評価に対して影響し得る項目を抽出し、MAAPコードによる有効性評価で留意すべき事項を以下の4項目に大別した。その選定方法については、別紙に示す。</p> <p>(1) 原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について</p> <p>原子炉圧力容器の水位が低下し炉心が露出すると、過熱した炉心から発生する高温ガスや過熱蒸気により、原子炉圧力容器バウダリが通常よりも高い温度となる。1号機のMAAP解析においては、この原子炉内温度の上昇によって原子炉内核計装のドライチューブや主蒸気管フランジ等の原子炉圧力容器上部からドライウェルへの気相漏えいが発生したと仮定している。泊3号機においても、原子炉容器や1次冷却材配管からの気相漏えいの発生した場合には、原子炉容器破損タイミングや原子炉格納容器圧力及び温度の上昇等の事象進展に影響を及ぼす可能性がある。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(4)原子炉格納容器の気相漏えいについて</p> <p>1号機及び2号機のMAAP解析では、格納容器圧力等の実測値を再現するために原子炉格納容器の気相部からの漏えいを仮定しているものの、計測されたパラメータや観測事実からは、漏えい箇所やその規模については直接的な推定が得られていない。一つの要因として格納容器内部で生じた局所的な過温状態による損傷が挙げられている。一方、MAAPコードによる有効性評価では、原子炉格納容器内を代表的な区画にノード分割し、ノード内温度は均一と仮定し、温度分布を評価することはできない。</p>	<p>(2) コア・コンクリート反応</p> <p>融融燃料が十分に冷却されない場合、融融燃料と接触した格納容器床面のコンクリートが融点以上まで熱せられることによりコンクリートが分解するコア・コンクリート反応が生じる。コア・コンクリート反応では、水素、一酸化炭素等の非凝縮性ガスが発生する。1号機のMAAP解析においては、コア・コンクリート反応による原子炉格納容器の侵食深さを評価しているが、実際にコア・コンクリート反応がどの程度進展していたかは不確かさが大きいと見られ、それ以降の原子炉格納容器破損等の事故進展に影響を与える可能性があり、泊3号機の評価においても留意する必要がある。</p> <p>(3) 水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動</p> <p>2号機では、主蒸気逃がし安全弁（SRV）の開操作により、原子炉の強制減圧に成功した。その後原子炉圧力が上昇したことからSRVを1弁追加で開けるも圧力は低下せず、さらに別のSRVを開放したところ原子炉圧力が低下した。この原子炉圧力上昇は、炉心損傷が進んでいると考えられることから、その減圧時の蒸気放出には非凝縮性ガスである水素が大量に含まれているものと考えられる。泊3号機において、非凝縮性ガスの存在により原子炉格納容器の事故進展に影響を与える可能性がある。</p> <p>(4) 原子炉格納容器の気相漏えいについて</p> <p>1号機及び2号機のMAAP解析では、格納容器圧力等の実測値を再現するために原子炉格納容器の気相部からの漏えいを仮定しているものの、計測されたパラメータや観測事実からは、漏えい箇所やその規模については直接的な推定が得られていない。一つの要因として格納容器内部で生じた局所的な過温状態による損傷が挙げられている。一方、MAAPコードによる有効性評価では、原子炉格納容器内を代表的な区画にノード分割し、ノード内温度は均一と仮定し、温度分布を評価することはできない。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

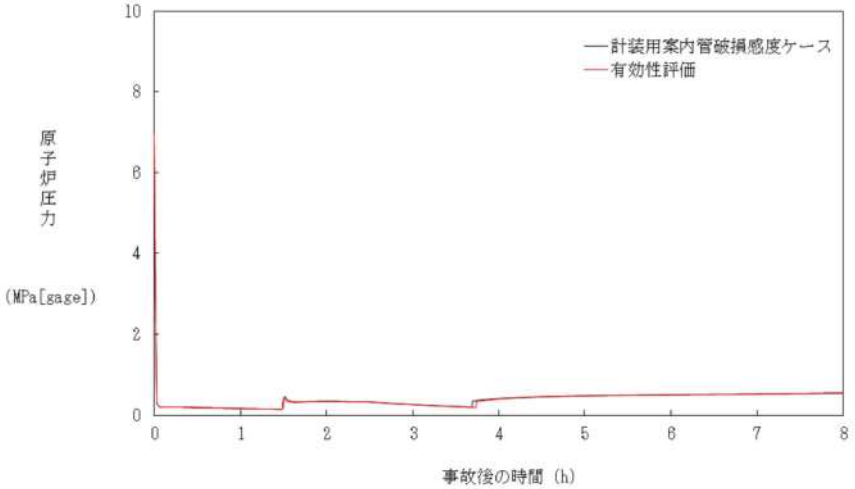
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 溶融炉心の下部プレナム落下挙動</p> <p>有効性評価のうち、「格納容器過圧・過温破損」の評価において、原子炉圧力容器が破損しないシーケンスを想定するシナリオでは、溶融炉心の下部プレナム落下前に冷却される状態を対象としているため、本現象の影響はない。</p> <p>下部プレナムへの溶融炉心落下が発生するシーケンスについては、本文「3.3.6 溶融炉心の挙動モデル」で述べたように、MAAPコードでは、溶融炉心の下部プレナムへの落下は、炉心支持板が破損するか、クラストが破損して溶融炉心を保持できなくなった場合に開始され、落下する溶融炉心の量は、仮想的なデブリジェット径等により計算されている。一方、燃料支持金具等の炉心下部構造物を介した溶融炉心の移行は、別図 1-2.2-4 に示す経路が想定され、溶融炉心が下部プレナムへ移行する場合、これらの構造物との熱的な相互作用によって、その経路で一部が固化し、落下流量が低減される等の影響が想定される。したがって、これらを考慮していない現行評価は、原子炉圧力容器下部ヘッドへの熱負荷を計算する上で、保守的な扱いといえる。</p> <p>また、同じく「3.3.6 溶融炉心の挙動モデル」で述べたように、MAAPコードでは、溶融炉心の径方向のリロケーションは下部ノードが閉塞した以降に発生し、溶融領域は炉心シュラウドまで到達しない想定としている。溶融炉心が炉心シュラウドと接触した場合、炉心シュラウドを溶融貫通する可能性はあるものの、その径方向への進展は下部ノードの閉塞挙動等に依存した極めて不確かさの大きな現象と考えられる。さらに、溶融炉心が炉心シュラウドを溶融貫通した場合の下部プレナムへの移行は、ジェットポンプ等の貫通後に発生するが、ジェットポンプ内部に冷却材が存在している場合には、溶融炉心が一時的に冷却される等の効果も期待される。このようなことから、炉心下部構造物を介した移行に比べて、主要なリロケーション経路となり得るとは考えにくく、有効性評価への影響は小さいと考えられる。</p> <p>(3) 圧力抑制プールの温度成層化について（別添1（補足）参照）</p> <p>原子炉隔離時冷却系の運転方法として、福島第一原子力発電所3号機と同様にテストラインを使用し注水流量を制御するような運転方法とした場合、圧力抑制プールの温度成層化による原子炉格納容器の圧力上昇が生じる可能性がある。しかしながら、原子炉隔離時冷却系が間欠運転（L-2とL-8の自動制御）の場合、原子炉隔離時冷却系が停止している間に原子炉圧力が上昇し、逃がし安全弁が作動することにより温度成層化の発生の可能性は小さくなる。また、原子炉隔離時冷却系の注水流量調整のみによる制御とした場合においても、消費される駆動蒸気量の減少により逃がし安全弁の作動回数が増え、温度成層化の発生可能性は小さくなる可能性がある。</p> <p>一方、低圧代替注水系を用いた原子炉注水時において成層化の発生可能性はあるものの、原子炉格納容器圧力に対する影響は小さいものと考えられる。</p>	<p>(2) コア・コンクリート反応</p> <p>有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価において、添付資料 7.2.1.1.18「溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の原子炉格納容器圧力及び温度への影響について」で、コア・コンクリート反応の不確かさを考慮し、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり小さく、局部的に溶融炉心が堆積するような条件での感度解析を実施した。</p> <p>感度解析ケースでは、基本ケースに比べて溶融炉心の拡がり面積及び溶融炉心からの原子炉下部キャビティ水への熱流束を制限していることから溶融炉心が十分冷却されるまでの時間が長くなる。このため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は緩やかになる。その後コンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生により原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するものの、原子炉下部キャビティ水により溶融炉心が冷却されることでコンクリート侵食は停止するため、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は一時的なものである。</p> <p>また、有効性評価のうち、「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価において、添付資料 7.2.5.2「解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（溶融炉心・コンクリート相互作用）」で、解析コード及び解析条件の不確かさの評価を実施しており、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認している。</p> <p>(3) 水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動</p> <p>炉心損傷が進んでいる場合、その減圧時には水素等の非凝縮性ガスを多く含んだ蒸気が放出されることにより原子炉格納容器の事故進展に影響を与える可能性がある。</p> <p>有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価において、添付資料 7.2.1.1.20「格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素濃度に対する影響について」で、原子炉格納容器内の水素濃度の不確かさを考慮した場合の、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を確認した。水素濃度が高く、格納容器再循環ユニットの除熱量が低下した場合でも、原子炉格納容器圧力及び温度への影響は軽微であることを確認している。</p>	

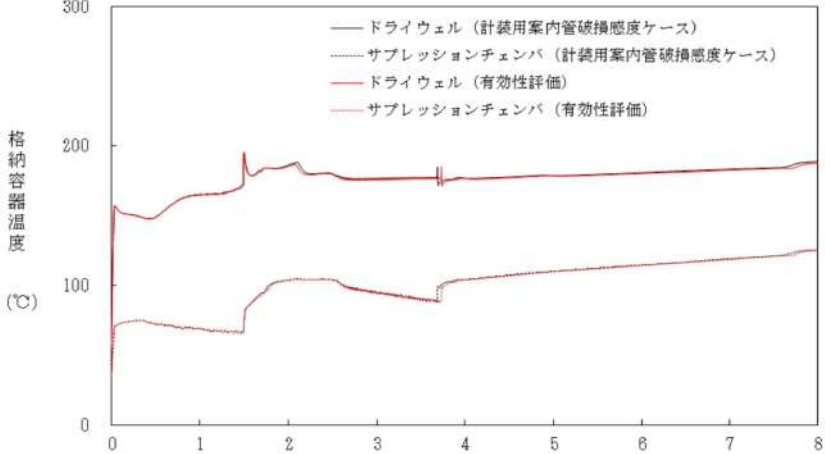
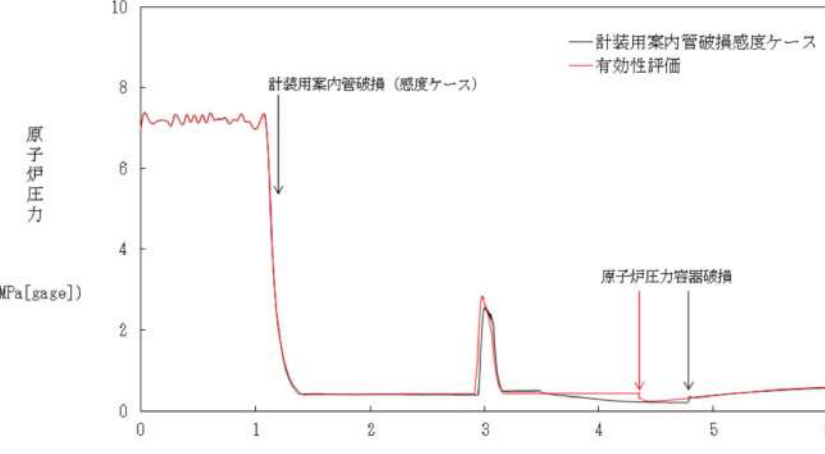
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

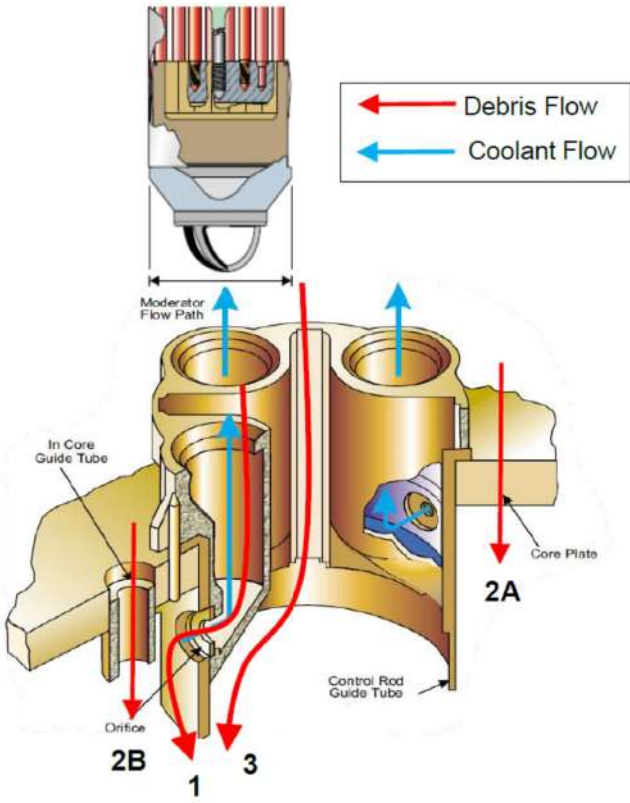
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(4) 原子炉格納容器の気相漏えいについて</p> <p>福島第一原子力発電所事故においては、原子炉格納容器内で局所的な過温状態となって、気相部に漏えいが生じた可能性が指摘されている。重大事故時の原子炉格納容器内温度分布は、損傷炉心及び核分裂生成物の分布やその冷却状態、また、原子炉格納容器への注水等によるガス攪拌に資する駆動力の有無にも依存することから、MAAPの評価体系で原子炉格納容器内の温度分布を精度よく評価することは困難である。</p> <p>一方、福島第一原子力発電所事故で推定されている局所的な過温状態の発生を回避するため、重大事故等対策として、原子炉及び格納容器への代替注水等を整備し、その有効性を確認することが有効性評価の目的となっている。すなわち、これらの対策によって、原子炉圧力容器内損傷炉心の非冷却状態長期化を防止でき、また、原子炉格納容器への注水によって、雰囲気を十分攪拌させて高温気体の局所的な滞留を防止できるため、局所的な過温は回避可能と考えられる。</p> <p>このような観点から、本文「3.3.4 格納容器モデル」の図3.3-6に例示した原子炉格納容器のノード分割方法は、原子炉格納容器の過圧・過温に対する有効性評価に適用可能である。</p>  <p>別図 1-2. 2-1 大破断LOCA時注水機能喪失（原子炉圧力容器破損）における原子炉圧力変化の比較</p>	<p>(4) 原子炉格納容器の気相漏えいについて</p> <p>福島第一原子力発電所事故においては、原子炉格納容器内で局所的な過温状態となって、気相部に漏えいが生じた可能性が指摘されている。重大事故時の原子炉格納容器内温度分布は、損傷炉心及び核分裂生成物の分布やその冷却状態、また、原子炉格納容器への注水等によるガス攪拌に資する駆動力の有無にも依存することから、MAAPの評価体系で原子炉格納容器内の温度分布を精度よく評価することは困難である。</p> <p>一方、福島第一原子力発電所事故で推定されている局所的な過温状態の発生を回避するため、重大事故等対策として、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を整備し、その有効性を確認することが有効性評価の目的となっている。すなわち、これらの対策によって、溶融炉心の非冷却状態長期化を防止でき、また、原子炉格納容器への注水によって、雰囲気を十分攪拌させて高温気体の局所的な滞留を防止できるため、局所的な過温は回避可能と考えられる。</p> <p>このような観点から、有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価において、添付資料7.2.1.1.4「MAAPでの原子炉格納容器モデルについて」に例示した原子炉格納容器のノード分割方法は、原子炉格納容器の過圧・過温に対する有効性評価に適用可能である。</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <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>  <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>		

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>別図1-2.2-4 炉心下部構造物を介した熔融炉心の移行経路^[4]</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. MAAPコード改良の動向について</p> <p>3.1 MAAPコードの改良^[6]</p> <p>MAAPコード最新バージョンで追加された物理現象モデル^[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が長時間高温・高圧状態に維持される場合に生じ得るが、有効性評価では、運転員操作による炉心損傷の初期段階での原子炉減圧を想定しているため、主蒸気管のクリープ損傷が発生する可能性は小さいと考えられる。</p> <p>また、仮にクリープ損傷が生じた場合にも、2.2 における原子炉圧力容器からの気相漏えいと同様に事象進展への影響は小さいと推定される。</p> <p>(b) 計装管損傷モデルの追加</p> <p>MAAPコード最新バージョンでは、原子炉内核計装等の計装管の損傷がモデル化されており、損傷した計装管への熔融炉心の侵入と固化挙動が評価可能となっている。計装管損傷の影響は、2.1 及び 2.2 で述べたように原子炉圧力容器からの気相漏えいとして現れるが、上述のように有効性評価で対象とする事故シーケンスへの影響は小さいと考えられる。</p> <p>(3) 下部プレナム内デブリモデル</p> <p>MAAPコード最新バージョンでは、OECD/NEA 国際プロジェクト RASPLAV^[6] 及び MASCA^[7] 計画の知見を反映し、下部プレナム内で重金属層（金属ウラン）が酸化物層（二酸化ウラン、酸化ジルコニウム）の下方に成層化するモデルが追加されている。しかしながら、本現象は、原子炉圧力容器を外側から冠水させて熔融炉心を下部プレナム内に長期間保持する対策をとる際に重要となるものであり、有効性評価では下部プレナム内に熔融炉心を保持して事故収束させるシーケンスを対象としていないため、影響はない。</p>	<p>3. MAAPコードの改良の動向について</p> <p>3.1 MAAPコードの改良^[9]</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^[9]のうち、有効性評価に関連すると考えられる主要なモデルについて、推定される影響を整理する。</p> <p>(1) 炉心モデル</p> <p>MAAPコードの最新バージョンでは、高温領域でのジルコニウム-水反応モデルに Urbanic-Heidrick の式(U-Hの式)が追加されている。U-H式は、有効性評価に適用している現行MAAPで使用する Baker-Just の式に比べ、ジルコニウム-水反応を抑制する傾向にある。しかしながら、U-H式の適用は高温領域に限定されることから、有効性評価への影響は小さいと考えられる。</p> <p>(2) 1次冷却系モデル</p> <p>(a) ループモデルの改良</p> <p>MAAPコード最新バージョンでは、1次冷却系の各ループをそれぞれ独立に模擬できるモデルが追加されている。</p> <p>有効性評価に適用している現行MAAPでは、3つあるループを2グループに分けて模擬するが、有効性評価で対象とする事故シーケンスは、3つのループをそれぞれ独立に模擬する必要がある現象を含んでいない。従って、このモデル改良が有効性評価へ与える影響は小さいと考えられる。</p> <p>(b) 計装管損傷モデルの追加</p> <p>MAAPコードの最新バージョンでは、原子炉容器下部プレナム内の計装管の損傷モデルが追加されており、損傷した計装管への熔融炉心の侵入と固化挙動が評価可能となっている。計装管損傷の影響は、原子炉圧力容器からの気相漏えいとして現れるが、2.2 で述べたように有効性評価への影響は小さいと考えられる。</p> <p>(3) 下部プレナム内デブリモデル</p> <p>MAAPコード最新バージョンでは、OECD/NEA 国際プロジェクト RASPLAV^[4] 及び MASCA^[5] 計画の知見を反映し、下部プレナム内で重金属層（金属ウラン）が酸化物層（二酸化ウラン、酸化ジルコニウム）の下方に成層化するモデルが追加されている。しかしながら、本現象は、原子炉容器を外側から冠水させて熔融炉心を下部プレナム内に長期間保持する対策をとる際に重要となるものであり、有効性評価では下部プレナム内に熔融炉心を保持して事故収束させるシーケンスを対象としていないため、影響はない。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(4) 格納容器モデル</p> <p>(a) 圧力抑制プールの多ノード化</p> <p>MAAPコード最新バージョンでは、圧力抑制プールの多ノードモデルが追加されており、逃がし安全弁排気管からの入熱等による温度分布を評価することが可能となっている。これにより、圧力抑制プール水の温度成層化の模擬が可能である。</p> <p>この多ノード化については、2.2で述べたように、圧力抑制プールの温度成層化は、逃がし安全弁の作動状況に依存するものの、原子炉格納容器圧力に対する影響は小さいと考えられる。</p> <p>(b) 熔融炉心とコンクリート相互作用モデルの改良</p> <p>MAAPコード最新バージョンでは、OECD/NEA国際プロジェクトMCC I計画^{[8][9][10]}の知見を反映して、熔融炉心の上部クラストに形成された亀裂への水浸入による冷却効果、コンクリート分解気体がクラスト開口部を通過する際に気体に随伴されて熔融物が噴出することによって形成される粒子状デブリの堆積とその冷却効果及び連続層の減少、熔融炉心のコンクリート含有に伴う上面水プールへのドライアウト熱流束低下等がモデル化されており、MCC I試験結果との比較による妥当性確認が行われている^[11]。これらの物理現象モデルの根拠となった試験では、熔融物落下後にドライ条件である程度コンクリート侵食が進んだ後に上部から注水（Top Flooding）する条件で行われており、有効性評価で対象としている、熔融炉心が水中へ落下し、粒子化した後、床面に粒子状ベッドとして堆積する場合の伝熱挙動とは異なるため、このモデル改良が、有効性評価にそのまま適用されるわけではない。しかしながら、熔融炉心の挙動に係る知見の拡充については継続的に進め、有効性評価に影響するような新たな知見が出た場合には適宜評価に反映することが重要と考える。</p>	<p>(4) 格納容器モデル</p> <p>(a) 放射線水分解モデルの追加</p> <p>MAAPコード最新バージョンでは、放射線水分解モデルが追加されており、水の放射線分解による水素発生を評価することが可能となっている。</p> <p>有効性評価に適用している現行MAAPでは、水の放射線分解による水素発生を考慮していないが、水素発生¹²⁾の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。従って、本モデル改良が有効性評価で対象とする事故シーケンスへの影響は小さいと考えられる。</p> <p>(b) 熔融炉心とコンクリート相互作用モデルの改良</p> <p>MAAPコード最新バージョンでは、OECD/NEA国際プロジェクトMCCI計画等^{[6][7][8]}の知見を反映して、熔融炉心の上部クラストに形成された亀裂への水浸入による冷却効果、コンクリート分解気体がクラスト開口部を通過する際に気体に随伴されて熔融物が噴出することによって形成される粒子状デブリの堆積とその冷却効果及び連続層の減少、熔融炉心のコンクリート含有に伴う上面水プールへのドライアウト熱流束低下等がモデル化されており、MCCI実験の結果との比較による妥当性確認が行われている^[9]。</p> <p>有効性評価に適用している現行MAAPでは、添付資料7.2.1.1.18「熔融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の原子炉格納容器圧力及び温度への影響について」で、コア・コンクリート反応の不確かさを考慮し、MCCI実験の結果（SWISS実験、CCI実験、SSWICS実験）に基づき、熔融炉心の状態に合わせて熱流束を制限する感度解析を実施した。従って、このモデル改良が有効性評価へ与える影響は小さいと考えられる。しかしながら、熔融炉心の挙動に係る知見の拡充については継続的に進め、有効性評価に影響するような新たな知見が出た場合には適宜評価に反映することが重要と考える。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.2 福島第一原子力発電所事故を踏まえたMAAPコードの改良</p> <p>福島第一原子力発電所の事象進展説明や燃料デブリ位置推定・炉内状況把握を目的としたMAAPコード高度化が推進されている^[4]。主要な項目としては、下記のとおり、熔融炉心の挙動に重点を置いたものとなっている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・下部プレナムへの熔融炉心リロケーション経路の追加 ・下部プレナム内構造物と熔融炉心との相互作用 ・原子炉格納容器内デブリ拡がりモデルの追加 <p>(1) 下部プレナムへの熔融炉心リロケーション経路の追加</p> <p>BWRの炉心下部構造を模擬した熔融炉心の下部プレナムへの落下経路が追加された。2.1及び2.2にて示したように、本モデルによって、下部プレナムへの落下流量が低減されるため、下部ヘッドへの熱負荷も軽減され、原子炉圧力容器破損時間も遅延されると推定される。したがって、有効性評価に適用している現行MAAPは保守的な扱いとなっていると考えられる。</p> <p>(2) 下部プレナム内構造物と熔融炉心との相互作用</p> <p>BWR下部プレナムは制御棒（CR）案内管・制御棒駆動機構（CRD）ハウジング等の構造物を有している。有効性評価に適用している現行MAAPでは、これらを1個のヒートシンクとしてモデル化しているが、径方向に複数のグループに分類して、下部プレナム内熔融炉心との接触面積の相違を考慮し、CR案内管・CRDハウジング内冷却水保有量とそれらの熔融をグループごとに評価するモデルが追加された。これによって、炉心部から下部プレナムへの熔融炉心の落下が段階的に発生する。すなわち、(1)と同様に、下部プレナムへの落下流量が低減されるため、下部ヘッドへの熱負荷も軽減され、原子炉圧力容器破損時間も遅延されると推定される。</p> <p>(3) 原子炉格納容器内デブリ拡がりモデルの追加</p> <p>有効性評価に適用している現行MAAPでは、原子炉圧力容器破損後に格納容器床に落下する熔融炉心は、ユーザーが指定する床面積まで直ちに拡がるモデルとなっている。この拡がり挙動を現実的に評価することを目的として、拡がり速度を指定可能とするデブリ拡がりモデルが追加されている。本モデルは、原子炉圧力容器から段階的に熔融炉心が落下する場合に拡がり制限される可能性があるが、BWRで支配的なCRDハウジング逸出による破損モードの場合、瞬時に大量の熔融物が落下するため、拡がり挙動の影響は小さいと考えられる。</p>	<p>3.2 福島第一原子力発電所事故を踏まえたMAAPコードの改良</p> <p>福島第一原子力発電所の事象進展説明や燃料デブリ位置推定・炉内状況把握を目的としたMAAPコード高度化が推進されている^[10]。主要な項目としては、下記のとおり、熔融炉心の挙動に重点を置いたものとなっている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・下部プレナムへの熔融炉心リロケーション経路の追加 ・下部プレナム内構造物と熔融炉心との相互作用 ・原子炉格納容器内デブリ拡がりモデルの追加 <p>これらモデル改良はBWRに特化したものであるため、有効性評価に適用している現行MAAPに影響はない。しかしながら、熔融炉心の挙動に係る知見の拡充については継続的に進め、有効性評価に影響するような新たな知見が出た場合には適宜評価に反映することが重要と考える。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由										
	<p style="text-align: right;">別添1別紙</p> <p style="text-align: center;">福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項のうち、 <u>MAAPコードによる有効性評価に対して留意すべき項目の抽出過程について</u></p> <p>福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項より、MAAPコードによる泊3号炉の有効性評価において留意すべき項目として4項目（表1）を抽出しており、その抽出過程について本資料にまとめた。</p> <p style="text-align: center;">表1 MAAPコードによる泊3号炉の有効性評価において留意すべき項目</p> <table border="1" data-bbox="1064 518 1955 770"> <thead> <tr> <th colspan="2" style="text-align: center;">泊3号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">(1)</td> <td>原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">(2)</td> <td>コア・コンクリート反応について</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">(3)</td> <td>水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">(4)</td> <td>原子炉格納容器の気相漏えいについて</td> </tr> </tbody> </table> <p>福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項にかかる報告書「福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第6回進捗報告 2022年11月10日 東京電力ホールディングス株式会社」（以下、「東電報告書」と記載）では、課題リストとして、「共通」及び「各号機」別に、合計52項目が抽出されている。</p> <p style="text-align: center;">課題リスト～共通～： 共通-1 ～ 共通-16 ⇒ 16項目 課題リスト～1号機～： 1号機-1 ～1号機-11 ⇒ 11項目 課題リスト～2号機～： 2号機-1 ～2号機-13 ⇒ 13項目 課題リスト～3号機～： 3号機-1 ～3号機-12 ⇒ 12項目</p> <p>これら52項目は、図1に示すように、A～Dの4つの分類とさらなる細分類にて整理されているが、A「機器の動作・応答・特性」、C「地震・津波」及びD「その他」（ヒューマンファクター）については、MAAPコードによる事象進展解析とは直接的には関係がないと考えられるため、これらを除外し、B「炉心損傷・放射性物質放出への進展とメカニズム」について留意すべきかについて検討した。</p> <p>さらに、B「炉心損傷・放射性物質放出への進展とメカニズム」は、①～⑦に細分化されているが、①「圧力・水位・温度の挙動」、②「炉心損傷過程・デブリ挙動」、③「RPV漏えい」及び④「PCV漏えい」は、MAAPコードによる事象進展解析に直接的に関係する可能性があると考えられる。一方で、⑤「核種放出・線量上昇・汚染」及び⑥「水素爆発」は、MAAPコードによる事象進展解析を参考にしつ</p>	泊3号炉		(1)	原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について	(2)	コア・コンクリート反応について	(3)	水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動	(4)	原子炉格納容器の気相漏えいについて	<p>※別添1別紙は従来のPWRの公開文献から追加</p> <p>※泊は福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項において留意すべき項目の選定方法について記載</p>
泊3号炉												
(1)	原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について											
(2)	コア・コンクリート反応について											
(3)	水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動											
(4)	原子炉格納容器の気相漏えいについて											

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>つも、MAAPコード以外の計算コード・手法による評価を「有効性評価」として最終的に実施することから、ここでは着目しないこととした。また、⑦「その他」についても、MAAPコードでの事象進展解析には関係しないものと判断した。その結果、B①～B④の中から7項目が残った。B①のうち、2号機-7「強制減圧後の原子炉圧力の上昇について」は有効性評価において主要因と影響を考慮済であること、2号機-11「原子炉格納容器の気相漏えいについて」はB④1号機-6「原子炉格納容器の気相漏えいについて」と概ね重複すること、B③のうち、3号機-9「原子炉圧力容器の気相漏えいについて」は1号機-5「原子炉圧力容器の気相漏えいについて」と概ね重複することから片方にて代表させた。選定フローについては図2、選定した7項目と採否については表2に示す。</p> <p>以上より、B①～B④の4項目で細分化される福島第一原子力発電所事故の未確認・未解明事項に対して、それぞれから1項目を抽出した。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <div data-bbox="1064 630 1955 1348" style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <pre> graph LR A["A 機器の動作・応答・特性 (事故進展に係る、各機器レベルでの操作・応答・特性に関する検討課題)"] --- A1["①主蒸気逃がし安全弁 ②IC・RCIC・HPCI ③消防車注水 ④ベント関連設備 ⑤計装 ⑥その他"] B["B 炉心損傷・放射性物質放出への進展とメカニズム (炉心損傷から放射性物質の放出への事象の進展とそのメカニズムに係る検討課題)"] --- B1["①圧力・水位・温度の挙動 ②炉心損傷過程・デブリ挙動 ③RPV漏えい ④PCV漏えい ⑤核種放出・線量上昇・汚染 ⑥水素爆発 ⑦その他"] C["C 地震・津波 (地震・津波の発生とその影響に係る検討課題)"] --- C1["①地震・津波の発生とその影響 ②その他"] D["D その他"] </pre> </div> <p style="text-align: center;">図1 東電報告書における福島第一原子力発電所事故未確認・未解明事項の分類 (報告書P.90より抜粋)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																								
	<p style="text-align: center;">表2 選定した7項目について</p> <table border="1" data-bbox="1095 250 1924 940"> <thead> <tr> <th>細分類</th> <th>項目</th> <th>採否</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>B①</td> <td>2号機-7 強制減圧後の原子炉圧力の上昇について</td> <td>不採用 主な要因は有効性評価にて考慮済</td> </tr> <tr> <td></td> <td>2号機-10 水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動</td> <td>採用</td> </tr> <tr> <td></td> <td>2号機-11 原子炉格納容器の気相漏えいについて</td> <td>採用 ただし、概ね内容重複するためB④1号機-6にて代表させた</td> </tr> <tr> <td>B②</td> <td>共通-5 コア・コンクリート反応について</td> <td>採用</td> </tr> <tr> <td>B③</td> <td>1号機-5 原子炉圧力容器の気相漏えいについて</td> <td>採用</td> </tr> <tr> <td></td> <td>3号機-9 原子炉圧力容器の気相漏えいについて</td> <td>採用 ただし、概ね内容重複するためB③1号機-5にて代表させた</td> </tr> <tr> <td>B④</td> <td>1号機-6 原子炉格納容器の気相漏えいについて</td> <td>採用</td> </tr> </tbody> </table>	細分類	項目	採否	B①	2号機-7 強制減圧後の原子炉圧力の上昇について	不採用 主な要因は有効性評価にて考慮済		2号機-10 水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動	採用		2号機-11 原子炉格納容器の気相漏えいについて	採用 ただし、概ね内容重複するためB④1号機-6にて代表させた	B②	共通-5 コア・コンクリート反応について	採用	B③	1号機-5 原子炉圧力容器の気相漏えいについて	採用		3号機-9 原子炉圧力容器の気相漏えいについて	採用 ただし、概ね内容重複するためB③1号機-5にて代表させた	B④	1号機-6 原子炉格納容器の気相漏えいについて	採用	
細分類	項目	採否																								
B①	2号機-7 強制減圧後の原子炉圧力の上昇について	不採用 主な要因は有効性評価にて考慮済																								
	2号機-10 水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動	採用																								
	2号機-11 原子炉格納容器の気相漏えいについて	採用 ただし、概ね内容重複するためB④1号機-6にて代表させた																								
B②	共通-5 コア・コンクリート反応について	採用																								
B③	1号機-5 原子炉圧力容器の気相漏えいについて	採用																								
	3号機-9 原子炉圧力容器の気相漏えいについて	採用 ただし、概ね内容重複するためB③1号機-5にて代表させた																								
B④	1号機-6 原子炉格納容器の気相漏えいについて	採用																								

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>[参考文献]</p> <p>[1] 東京電力株式会社, “MAAPコードによる炉心・格納容器の状態の推定,” 平成24年3月12日</p> <p>[2] 東京電力株式会社, “福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未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, April6-9, 2014, Paper 14209.</p> <p>[5] Electric Power Research Institute, “Modular Accident Analysis Program 5 (MAAP5) Applications Guidance”, May 2015.</p> <p>[6] “IN-VESSEL CORE DEBRIS RETENTION AND COOLABILITY Workshop Proceedings”, 3-6 March 1998, Garching, Germany (NEA/CSNI/R(98)18).</p> <p>[7] D. F. Tsurikov, et al., “Main Results of the MASCA 1 and 2 Projects”, Russian Research Centre “KURCHATOV INSTITUTE”, OECD MASCA Project (2007).</p> <p>[8] M. T. Farmer, et al., “Corium Coolability under Ex-Vessel Debris Cooling Tests”, Proc. Of OECD/CSNI Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany (1999).</p> <p>[9] M. T. Farmer, et al., “OECD MCCI Project Final Report”, OECD/MCCI-2005-TR06 (2006).</p> <p>[10] M. T. Farmer, et al., “OECD MCCI-2 Project Final Report”, OECD/MCCI-2010-TR07 (2010).</p> <p>[11] Q. Zhou, et al., “Benchmark of MCCI Model in MAAP5.02 against OECD CCI Experiment Series”, Proceedings of ICAPP 2014, ICAPP-14352, Charlotte, USA, 2014.</p>	<p>[参考文献]</p> <p>[1] 東京電力株式会社, “MAAPコードによる炉心・格納容器の状態の推定,” 平成24年3月12日</p> <p>[2] 東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未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>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>別添1（補足） 圧力抑制プールの温度成層化の影響について</p> <p>1. はじめに</p> <p>福島第一原子力発電所3号機（1F-3）は津波到達後の原子炉隔離時冷却系（以下「RCIC」という。）運転期間中、RCIC及び主蒸気逃がし安全弁（以下「SRV」という。）からの排気蒸気により、ドライウェル圧力が上昇傾向にあった。このドライウェル圧力の変化（実測値）をMAAP解析の結果と比較すると実測値の上昇の方が大きく、MAAP解析では3月12日の12時頃までに観察されているドライウェル圧力の変化を再現できていない（図1）*1。この理由として、「圧力抑制室保有水の温度成層化による原子炉格納容器圧力等への影響等の検討」（独立行政法人 原子力安全基盤機構、平成24年2月1日）によれば、RCICのタービン排気蒸気により排出管近傍におけるサブプレッション・チェンバ（以下「S/C」という。）のプール水温が上昇し、高温水が水面近傍を周方向に広がることでプール上部が高温になり、温度成層化が発生した可能性が示唆されている。</p> <p>また、福島第二原子力発電所4号機においても事故調査・検証委員会最終報告で圧力抑制プール（以下「S/P」という。）の上部と下部で温度差が発生していたことが報告されている*2。</p> <p>これらのプラント状況等を比較し、温度成層化の発生する可能性及び発生した際の影響について考察した。</p> <p>なお、福島第一原子力発電所2号機（1F-2）も長期間、RCICが動作していたが、S/Cが収められているトラス室が浸水し、格納容器圧力の上昇を抑制するのに十分な除熱ができていた可能性があること、また、原子炉水位が制御されずに、RCICタービンの抽気レベル（主蒸気管）付近まで水位が上昇し、蒸気と水の二相流がRCICタービンへ流入した可能性等あることから、本検討対象には含めないこととした。</p>		<p>※BWR 特有の知見</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 福島第二原子力発電所2号及び4号機圧力抑制プール水の温度</p> <p>福島第二原子力発電所2号及び4号機(2F-2,4)では、津波による浸水の影響により全台又は一部の非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、RCICによって原子炉水位を維持しつつ、SRVで原子炉圧力の制御(原子炉減圧操作)を実施した。その時のS/P水の温度のチャートを図2,3,4,5,6,7,8及び9に示す(A系とB系で同様の挙動を示すため、A系を例示)。</p> <p>なお、福島第二原子力発電所の1号機については2F-2,4と同様にRCICによる水位維持を実施していたが、計器用電源喪失に伴い対象の記録計が停止していた等の理由により対象外とした。また、福島第二原子力発電所の3号機についてはB系の交流電源母線が機能を維持しており、事象初期からRHRによるS/Cクーリングを実施しているため、2F-2,4を対象とした。</p> <p>これらのチャートから、RCICによって原子炉水位を維持しつつ、SRVで原子炉圧力の制御(原子炉減圧操作)を行う事象初期では、S/Pの上部と下部の水温の差はほとんどなく、ほぼ一様に温度上昇していることが確認されている。</p> <p>また、事象後半(2F-2:3月12日2時頃,2F-4:3月12日1時頃)ではS/Pの上部と下部において温度差が発生しているが、S/CクーリングやHPCS、LPCIの起動により温度差は減少した(図7及び図9)。</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. MAAPによる福島第二原子力発電所4号機のトレース解析</p> <p>2F-4を対象にMAAPにより事象進展解析（トレース解析）を実施した。図10及び図11に格納容器圧力及びS/P水温度の実測値（S/P上部温度）とMAAP解析結果の比較を示す。解析結果と実測値との比較により以下の傾向が確認された。</p> <ul style="list-style-type: none"> -RCIC運転期間中は実測値（S/P上部温度）に対してMAAP解析結果はこれを良く再現している（この間、S/P上部と下部の温度差は観測されていない） -RCIC注水停止以降のMUWCによる注水期間中は、実測値（S/P上部温度）に対して解析結果は僅かに低い値となったがおおむね実測値は再現されている（この間、上部と下部で温度差が観測されている） 		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>5. 想定される温度成層化の状況</p> <p>1F-3ではRCIC運転中に解析結果に対して比較的大きな温度差が発生している一方で、2F-4のRCIC注水停止以降のMUWCによる注水期間中はトレース解析と測定値との差異は大きくない。これは以下の理由によるものと推定される。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・2F-4のMUWCによる注水期間中は、原子炉で発生する蒸気はSRVを通じてS/Pへ流入するが、SRVクエンチャの排気孔はS/Pの底部から約 [] 程度の下部の位置にあることから、この付近を境に上下の温度差が発生したと考えられ、S/P水の多くを上部の温度が高い層が占めるため、S/P水温を一律の温度としているMAAP評価と差異が大きくなかったと考えられる。これは図9の温度差が解消された後の温度にも現れている*。 ・1F-3のS/C圧力は事象の早くから解析結果と測定値との差異が大きいが、主な蒸気の排出口として考えられるRCICスパージャは図15に示すようにS/P水面近くに排気孔が設置されており、蒸気凝縮した高温水が水面近傍を周方向に拡がることでプール上部が高温になり、S/C圧力を大きく上昇させる要因となったと考えられる。 <p>*発生したS/P水の上部と下部の温度差は、S/CクーリングやHPCS、LPCIの起動により2F-2：3月14日7時頃、2F-4：3月12日11時頃に減少している。この時の上部と下部の温度のそれぞれの変化を確認すると下部の温度計の上昇に比べて上部の温度計の下降が小さいことが確認される。よって、温度差の境は上部と下部の中心ではなく比較的下部の位置にある可能性があることを示している。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>6. まとめ</p> <p>RCICの運転方法として、1F-3と同様にテストラインを使用し注水流量を制御するような運転方法とした場合、S/Pの温度成層化による原子炉格納容器の圧力上昇が生じる可能性がある。しかしながら、RCICが間欠運転（L2とL8の自動制御）の場合、RCICが停止している間にSRVが動作することにより温度成層化の発生の可能性は小さくなる。また、RCICの注水流量調整のみによる制御とした場合においても、RCICで消費される駆動蒸気量の減少によりSRVの動作回数が増え、温度成層化の発生可能性は小さくなる可能性がある。</p> <p>一方、代替低圧注水系を用いた原子炉注水時において成層化の発生可能性はあるものの、格納容器圧力に対する影響は小さいものと考えられる。</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉								泊発電所3号炉	相違理由
表1 1F-3, 2F-2, 4のプラントの状態と運転 (RCIC 運転時の初期 (3/12 0:00 迄))									
	原子炉圧力 (図 12, 13, 14 参照)	RCIC 運転	RCIC 排気ラ インからの 蒸気量*1	SRV の動作	SRV 排気管ク エンチャ からの蒸 気量*1	S/P 水温計の 上部と下部の 温度差	解析結果との 差異(S/C圧力)		
1F-3	高圧維持 (7MPa 程度)	連続運転 (16:03~)*2	大	逃がし弁機 能 (推定)	小*3	—	3/11 20 時頃 から発生		
2F-2	原子炉減圧 (7MPa→1MPa 程度)	間欠運転 (15:43~)	中	減圧のため に適宜手動 開操作実施	大	大きな差異なし	—		
2F-4	原子炉減圧 (7MPa→1MPa 程度)	間欠及び連 続運転 (15:54~)	中	減圧のため に適宜手動 開操作実施	大	大きな差異なし	大きな 差異なし		
*1 原子炉圧力やRCIC, SRVの動作状況から推定 *2 RCIC が自動停止に至らないよう原子炉注水ライン及びテストラインの両ラインを通水するライン 構成とした上で、原子炉水位が緩やかな変化となるように流量を設定 *3 原子炉圧力の推移及びRCICの連続運転によりSRVの動作や排気される蒸気量は少なかったと推定									

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

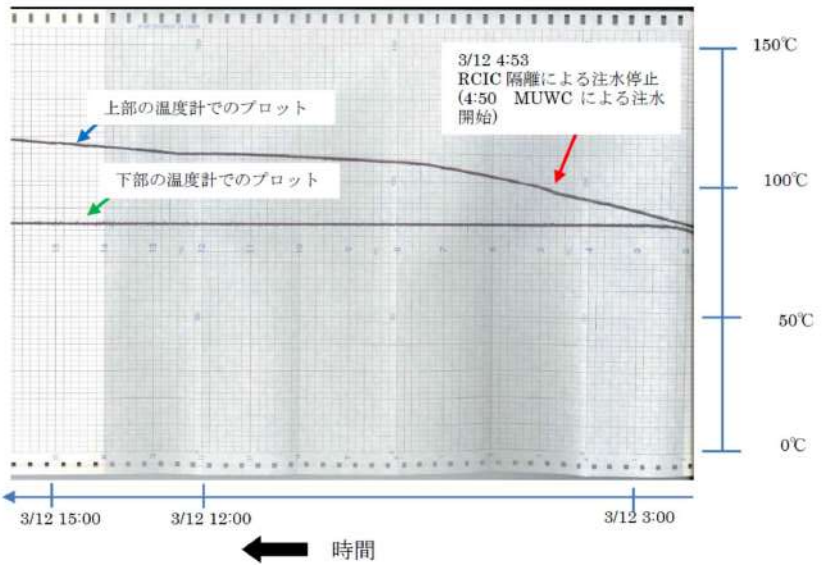
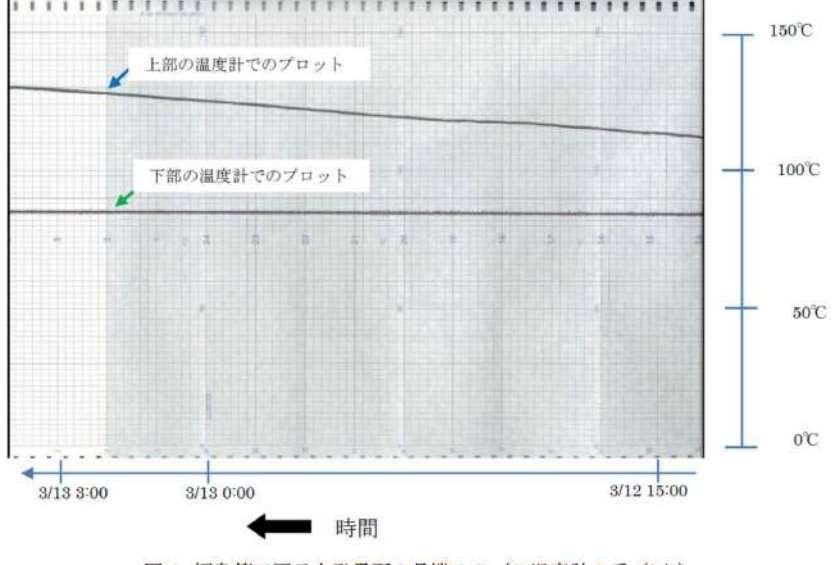
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

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

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

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

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

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

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

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

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3/14 7:13 RHR(B)S/C クーリング開始 (7:50 MUWCによるW/Wス プレイ開始)</p> <p>下部の温度計でのプロット</p> <p>上部の温度計でのプロット</p> <p>3/14 15:00 3/14 12:00 3/14 3:00</p> <p>時間</p> <p>図7 福島第二原子力発電所2号機のS/P温度計A系 (6/6)</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図10 福島第二原子力発電所4号機の格納容器圧力変化</p>		
<p>図11 福島第二原子力発電所4号機のS/P水温変化</p>		

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

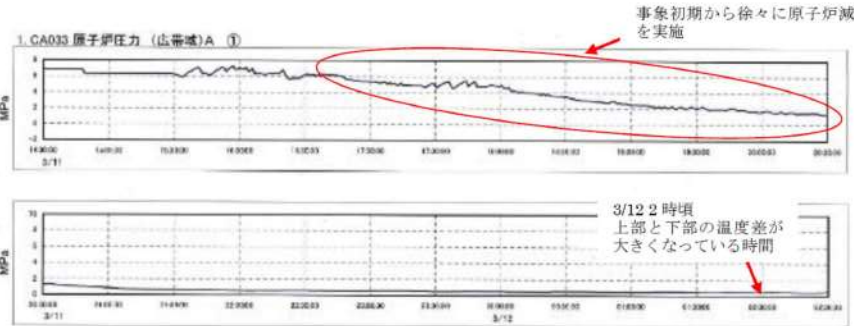
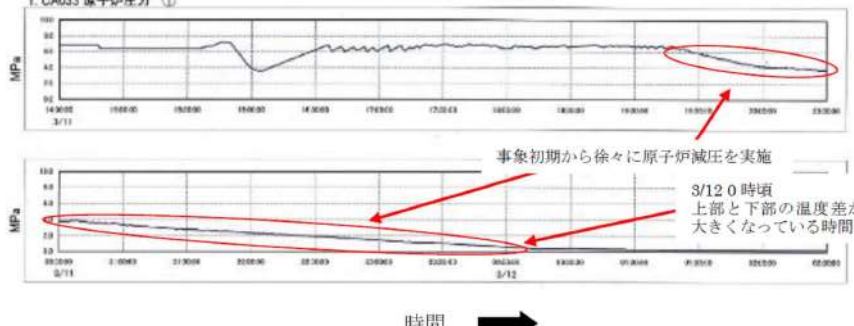
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

図12 福島第一原子力発電所3号機の原子炉水位と原子炉圧力の変化^{*3}

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>1. CA033 原子炉圧力 (広帯域)A ①</p> <p>事象初期から徐々に原子炉減圧を実施</p> <p>3/12 2 時頃 上部と下部の温度差が 大きくなっている時間</p> <p>時間 →</p> <p>図13 福島第二原子力発電所2号機の原子炉圧力の変化 (プロセス計算機データ)^{※3}</p>	 <p>1. CA033 原子炉圧力 ①</p> <p>事象初期から徐々に原子炉減圧を実施</p> <p>3/12 0 時頃 上部と下部の温度差が 大きくなっている時間</p> <p>時間 →</p> <p>図14 福島第二原子力発電所4号機の原子炉圧力の変化 (プロセス計算機データ)^{※3}</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		
<p>図 15 圧力抑制プール温度計各検出器（熱電対）等の概要図（例：2F-4）</p>		
<p>※1：福島原子力事故調査報告書（平成 24 年 6 月 20 日）</p>		
<p>8. 4 福島第一 3 号機の対応とプラントの動き</p>		
<p>http://www.tepco.co.jp/cc/press/2012/1205628_1834.html</p>		
<p>※2：東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会最終報告</p>		
<p>（平成 24 年 7 月 23 日）II. 5 福島第二原子力発電所における事故対処</p>		
<p>http://www.cas.go.jp/jp/seisaku/icanps/</p>		
<p>※3：福島第一・第二原子力発電所の状況</p>		
<p>http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/index-j.html</p>		
<p style="border: 1px solid black; padding: 5px; display: inline-block;">本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

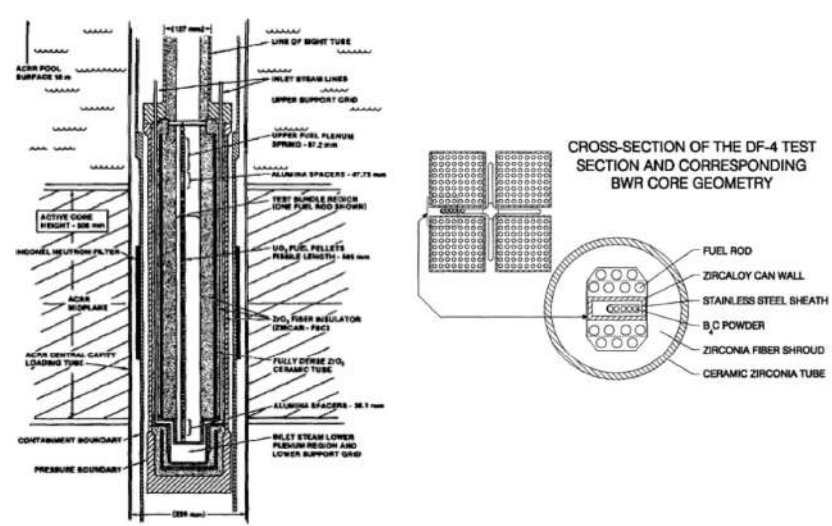
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

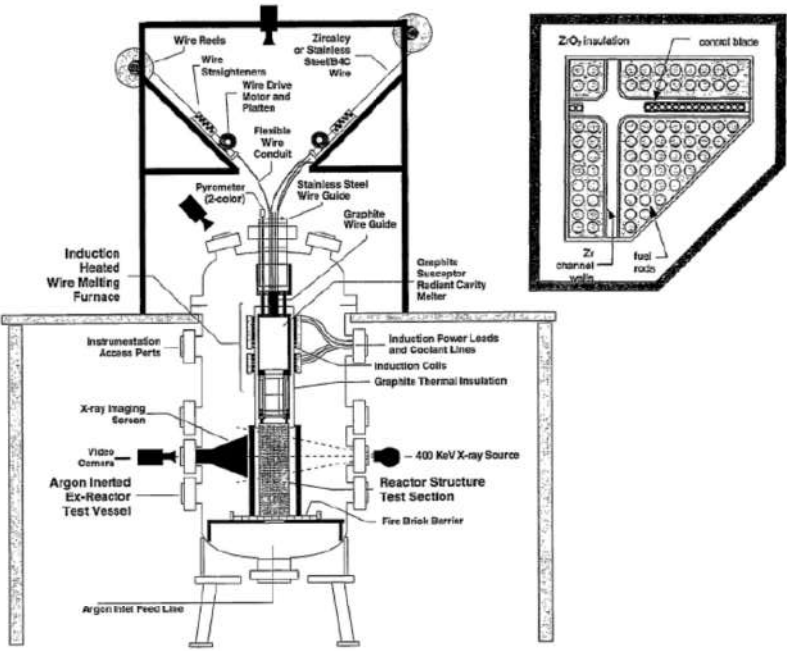
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

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

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

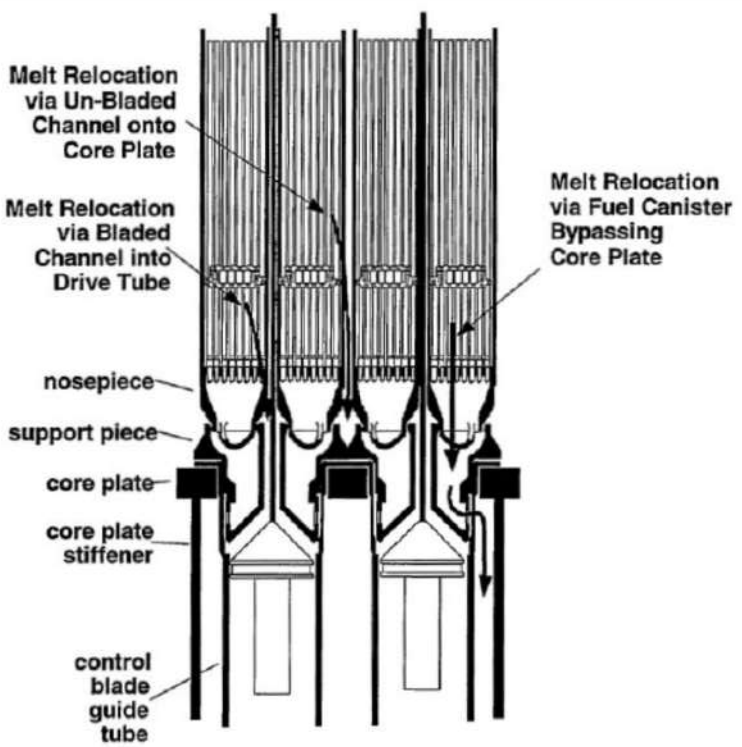
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>別図 2-1 DF-4 実験装置とテストセクション断面の概要</p> <p>(2) XR 実験</p> <p>XR 実験は SNL の Ex-Reactor (XR) プログラムにおいて実施された炉心溶融実験で XR1-1、-2 と XR2-1 の 3 つの実験が行われた。XR1-1、-2 は燃料棒を含まないシンプルチャンネル実験であり、XR2-1 は燃料棒も含んだフルジオメトリ実験である。これらの実験は BWR の炉心下部構造を模擬した体系で炉心上部が溶融した場合の炉心下部の損傷進展を調べることを目的として行われた。ここでは XR2-1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

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="365 884 824 911">別図 2-2-1 XR2-1 実験装置と炉心模擬部断面の概要</p>		

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

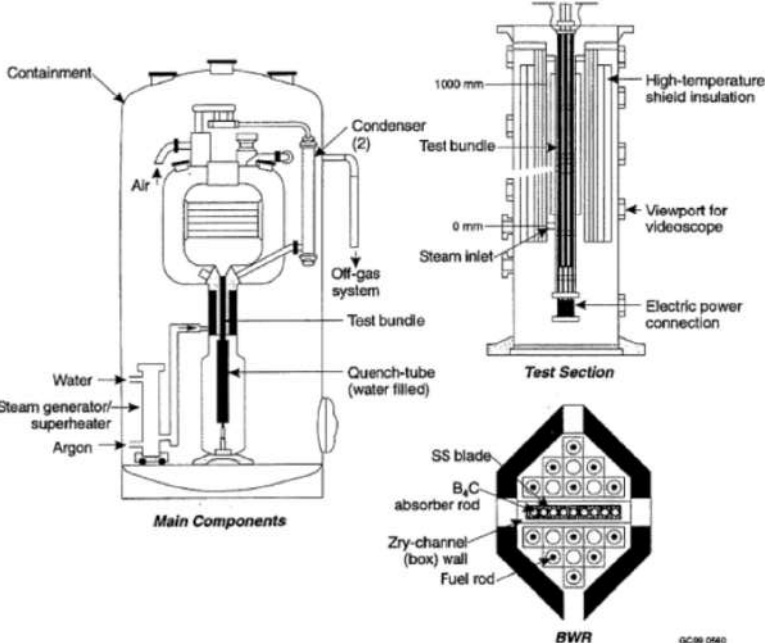
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

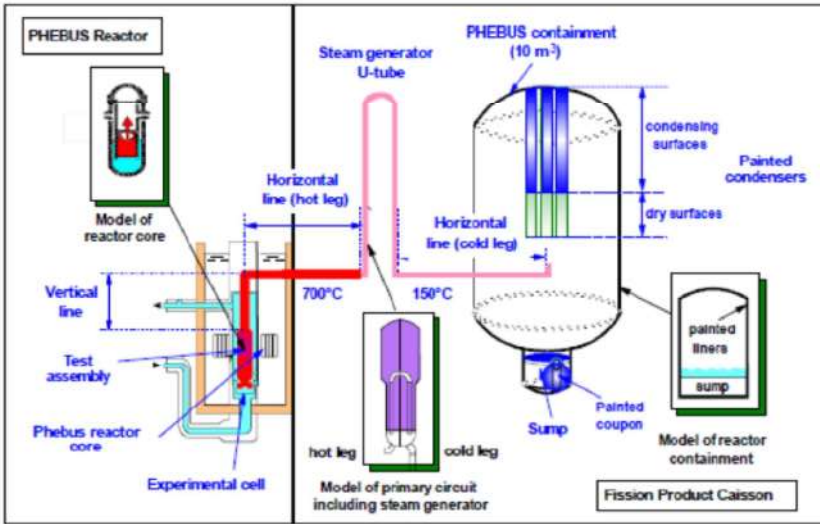
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>別図 2-4-1 QENCH 実験装置の概要</p>		

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>別図 2-4-2 QUENCH-07/-09 実験のテストセクション断面の概要</p>		

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

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

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

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

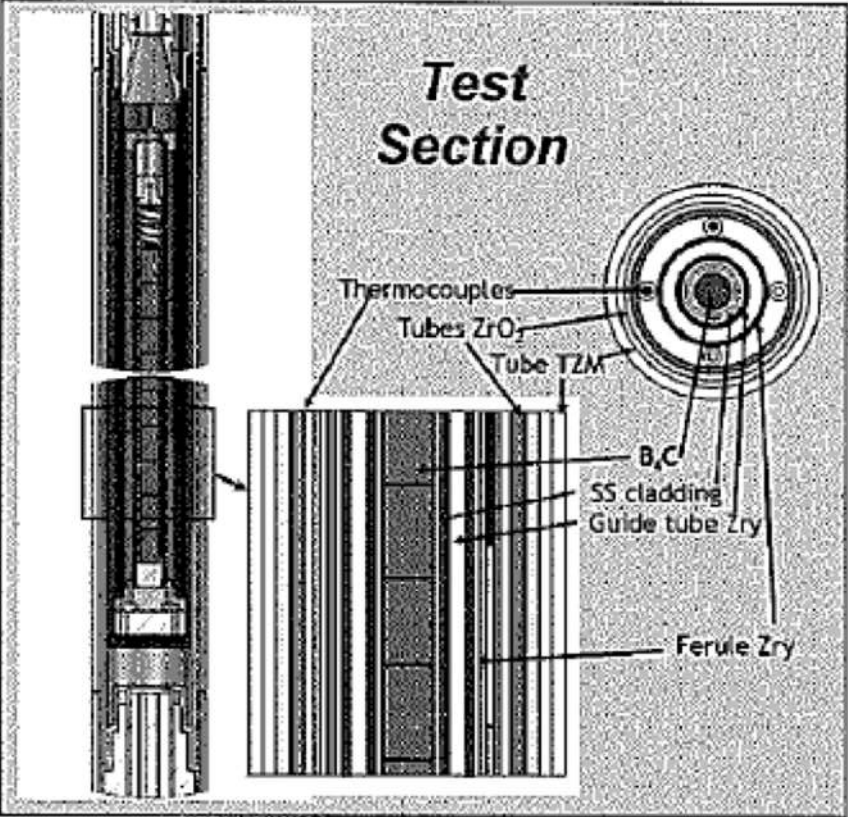
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>別図 2-5-2 PHEBUS-FP の実験用セルの概要</p>		

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

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="309 183 918 630" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="369 678 851 710" data-label="Caption"> <p>別図 2-5-3 PHEBUS-FP のテストセクション断面の概要</p> </div> <div data-bbox="145 750 313 774" data-label="Section-Header"> <p>(6) BECARRE 実験</p> </div> <div data-bbox="145 782 1041 877" data-label="Text"> <p>BECARRE 実験は IRSN の国際ソースターム計画 (ISTP) の中で、シビアアクシデント時の B₄C 制御棒の崩壊過程や PHEBUS-FPT3 実験の課題であった B₄C の酸化による有機よう素の生成挙動を調べることを目的として行われた。</p> </div> <div data-bbox="145 885 291 909" data-label="Section-Header"> <p>① 実験の内容</p> </div> <div data-bbox="145 917 1041 1013" data-label="Text"> <p>BECARRE 実験装置の概要とテストセクションの断面を別図 2-6 に示す。 テストセクションは長さ 0.6m の B₄C 制御棒のみで構成されており、実験では下部から水蒸気を供給する条件下でテストセクションを加熱し制御棒の崩壊過程を模擬する。</p> </div> <div data-bbox="145 1021 324 1045" data-label="Section-Header"> <p>② 実験結果の概要</p> </div> <div data-bbox="145 1053 1041 1149" data-label="Text"> <p>B₄C の酸化により CO₂ や CO の発生量は増加した。これにより水蒸気中の酸素ガスが消費された結果、ステンレスの酸化による H₂ 発生量は減少した。また、PHEBUS-FPT3 で観測された B₄C の酸化による CH₄ の生成はほとんど観測されなかった。</p> </div> <div data-bbox="145 1157 1041 1220" data-label="Text"> <p>その後の原因検討により、BECARRE 実験のような低圧条件 (~2 bar) においては B₄C の酸化によって CH₄ は生成しにくく、高圧条件 (100bar 以上) で CH₄ が生成しやすくなることが確認されている。</p> </div>		

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

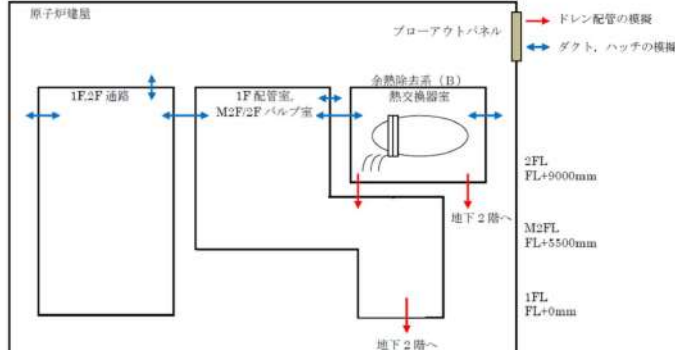
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

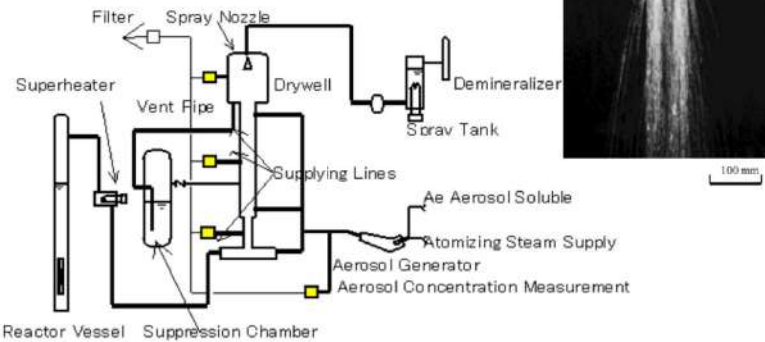

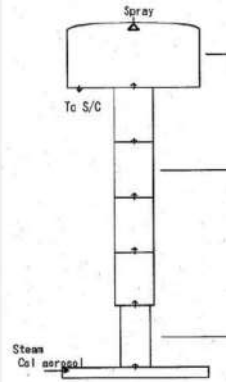
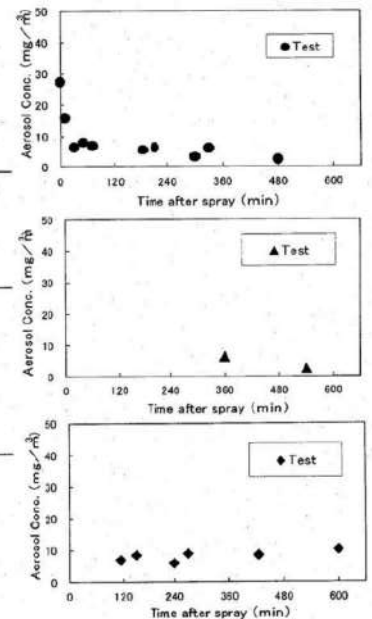
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【補足：実験体系と実機の比較について】</p> <p>低流量時のスプレーは別図3-3-1（右上写真）に示すようにスプレーの拡がり小さく、流下液滴は試験容器壁には衝突することなく落下する状態となっている。この観測結果から、スプレーノズルからのスプレーの拡がり範囲を試験容器壁に到達しない程度である0.3mと仮定すると、全断面積に対するスプレーがカバーする断面積の比は、試験容器頂部において約3%となる。一方、実機において同様にスプレーの広がりを0.3mと仮定すると、全断面積に対するスプレーがカバーする断面積の比は約6%と見積もられる（スプレーヘッダの大直径が最も大きいMark-I改良型格納容器の場合。別図3-3-4参照）。さらに、実機におけるスプレーはノズルの各吹出口が相互に角度をもって設けられているため下方向だけでなく斜め方向にもスプレーされ、低流量時の拡がり径は約 \square m^[2]との知見も得られている（別図3-3-5参照）。</p> <p>また、実験体系では試験容器の中心部にまとめたスプレー体系となっているのに対して、実機では容器外側壁近傍から分散させたスプレーを行う体系となっており、スプレーにより不均一が生じにくい体系になっていると考えられる。</p> <p>これらのことから、実機の方がスプレーによるエアロゾル除去効果が得られる体系となっていると考える。</p> <p>[2] 共同研究報告書「放射能放出低減装置に関する開発研究」(Phase 2), 平成4年度下半期（最終報告書）、平成5年3月</p> <div data-bbox="152 790 548 869" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="324 191 705 271">スプレイは試験容器（胴部直径0.5 m）の内壁にかからない状態</p>  <p data-bbox="817 191 1019 486"></p> <p data-bbox="179 678 392 837">試験容器 高さ：18 m 頂部直径：1.8 m 胴部直径：0.5 m 底部直径：2 m</p>   <p data-bbox="302 1396 884 1428">別図3-3-1 格納容器代替スプレイによるエアロゾル除去効果の例</p>		

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="174 199 1030 750"> <p>別図 3-3-2 実験結果と MAAP で見込まれるエアロゾル除去効果の比較</p> <p>※：エアロゾルが連続供給される実験体系であることから、スプレイにより、エアロゾル濃度は静定時エアロゾル濃度（60分から300分の平均値）に漸近すると仮定</p> </div> <div data-bbox="145 917 1041 1428"> <p>別図 3-3-3 実験結果と MAAP で見込まれるエアロゾル除去効果の比較 (試験容器頂部に着目した場合)</p> </div>		

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

u003c/divu003e

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="159 209 510 280" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> 本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。 </div> <div data-bbox="421 308 667 331" style="text-align: center;"> スプレイがカバーする断面積 </div> <div data-bbox="808 204 987 323" style="text-align: center;"> 散布距離 ■■■■■ : 0.3m ■■■■■ : 実機における 拡がりを考慮 </div> <div data-bbox="174 347 1003 762"> </div> <div data-bbox="271 783 483 807" style="text-align: center;"> 試験容器（断面積比3%） </div> <div data-bbox="629 783 965 807" style="text-align: center;"> 実機 PCV（断面積比（RPV 面積除く）6%） </div> <div data-bbox="241 818 936 842" style="text-align: center;"> 別図 3-3-4 実験体系と実機のスプレイカバー範囲（断面積）の比較（概念図） </div> <div data-bbox="147 903 517 1286" style="border: 2px solid black; height: 240px; margin: 10px 0;"></div> <div data-bbox="600 874 1048 1321" style="border: 2px solid black; height: 280px; margin: 10px 0;"></div> <div data-bbox="282 1329 909 1353" style="text-align: center;"> 別図 3-3-5 実機格納容器スプレイノズルと低流量スプレイ散水状態^[2] </div>		

MAAP-408

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

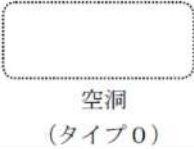
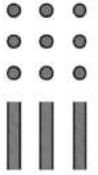



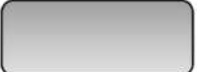
u003c/divu003e

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（第3部 MAAPコード）

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

MAAP-409

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

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
空隙率	溶融度			
	溶融無し又は部分溶融状態	全量溶融状態		
1	 <p>空洞 (タイプ0)</p>			
1未満 ~	 <p>燃料が自立 (タイプ1)</p>	 <p>燃料が崩壊 (タイプ2)</p>	—	
0.1以上	 <p>流路減少状態 (タイプ3)</p>		—	
0.1未満	 <p>流路閉塞状態 (タイプ4)</p>	 <p>溶融プール状態 (タイプ5)</p>		

別図3-4-1 MAAPコードにおける炉心ノード状態

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

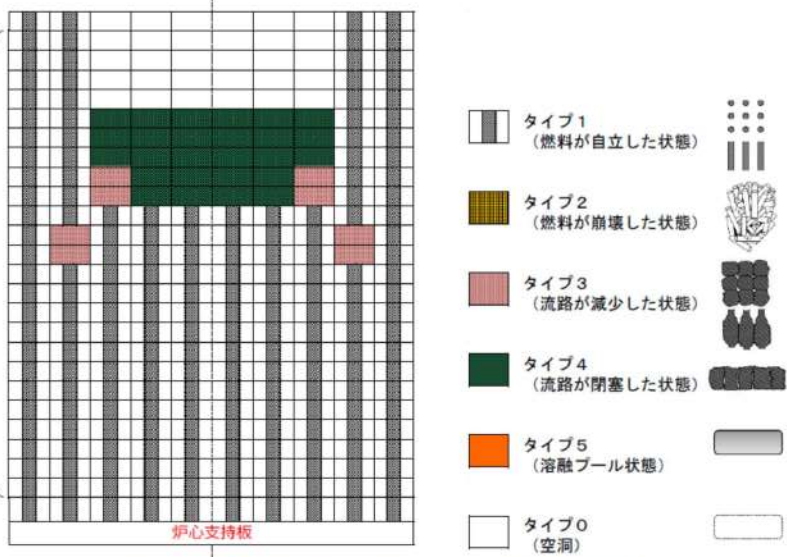
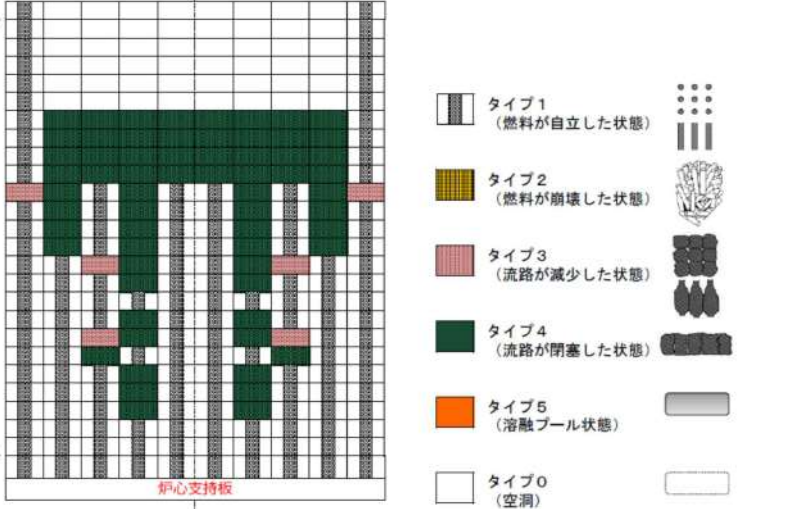
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

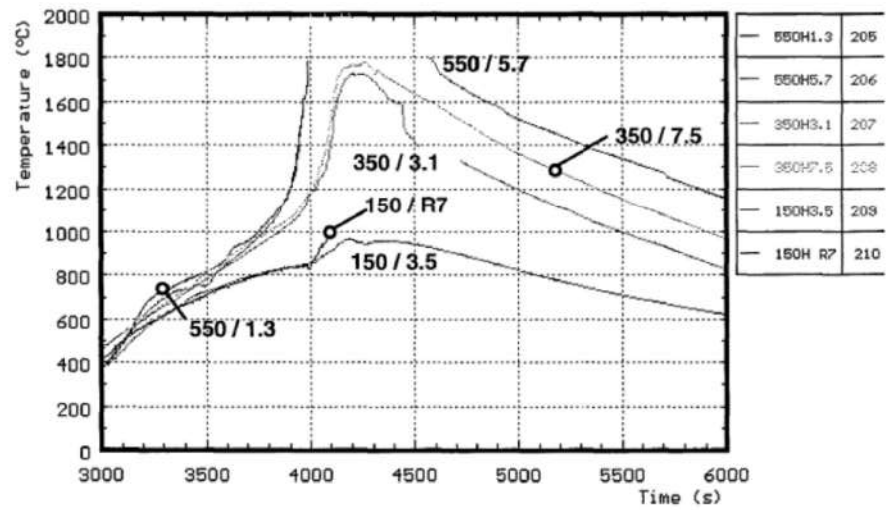
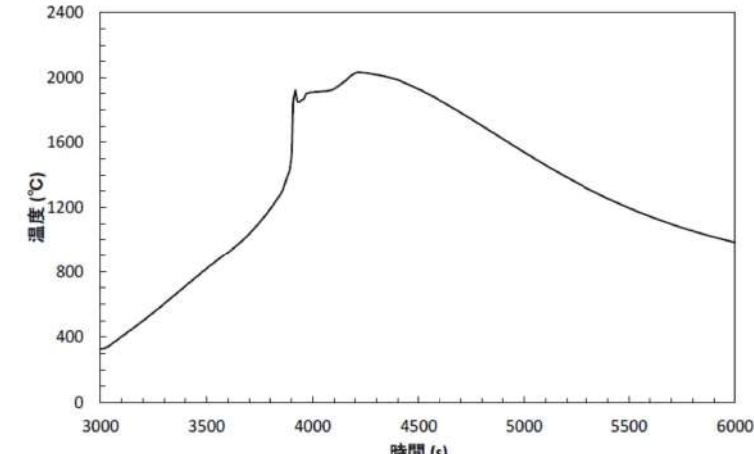
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

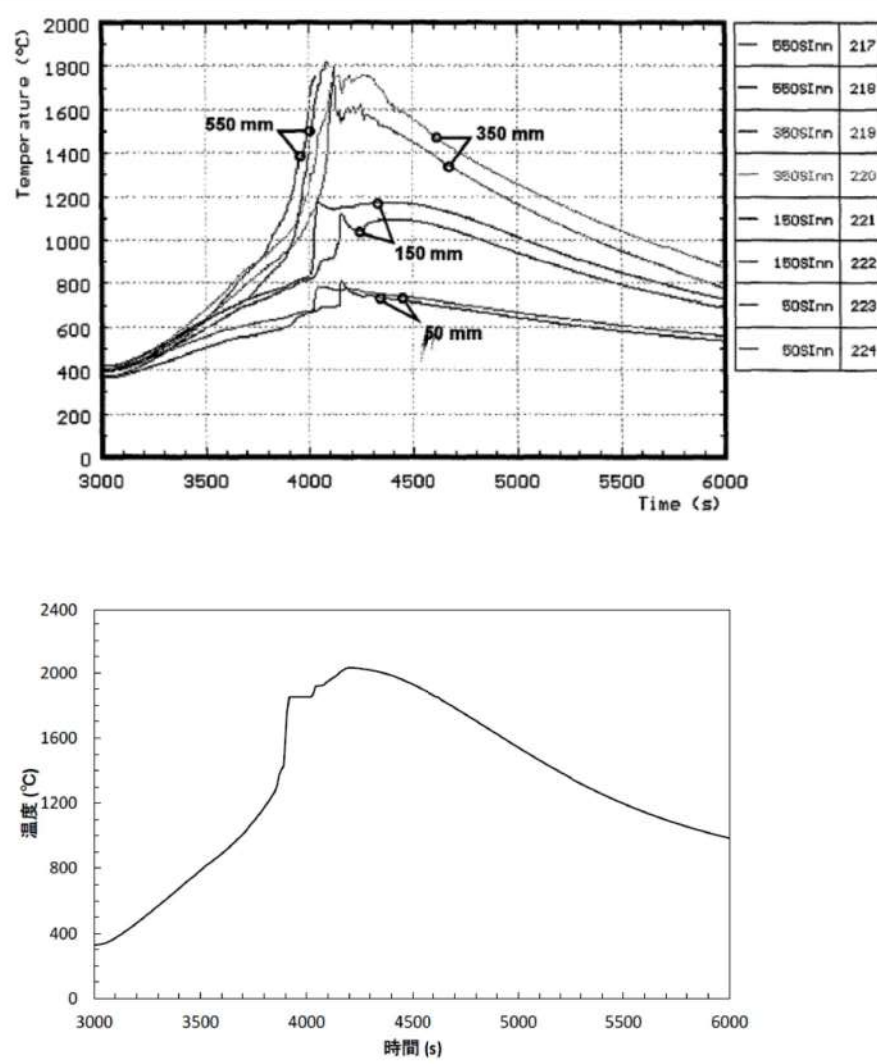
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>6. 指摘事項6（資料No. MAAP-6）</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>事業者自身が行った実験解析の結果の例をどこかで説明すること。</p> </div> <p>【回答】</p> <p>MAAPコードの妥当性確認のための実験解析は、MAAPコードの保守・改良を行う米国EPRIが実施し、MAAPユーザーズマニュアルにその結果を記載して、ユーザーに提供している。</p> <p>また、実験解析、ベンチマーク解析等についてはMAAPユーザーズグループ会議にて議論を行う機会が設けられている。</p> <p>新規バージョンが配布された際に事業者側では、付属のインプットデータを用いて解析を実施し、付属のアウトプットデータとの一致を確認するとともに、一部の代表的なケースについて、確認解析も実施している。これらに加えて、MAAPユーザーズグループを通じて、コードに係る最新情報を入手している。</p> <p>事業者側での確認解析においては、入手可能な入力データを用いた代表的なベンチマーク解析を実施し、MAAPユーザーズマニュアルの実験解析結果や公開されている実験結果との比較を実施しているが、ここでは、4.2章に示した実験解析のうち、BWRにおいて特徴的な炉心構成を模擬した実験であるCORA実験の中から、試験バンドルのサイズが大きく、より実機の体系に近いCORA-18実験を対象として解析結果を示す。</p> <p>別図3-6-1から別図3-6-3にCORA-18実験でのエレベーション550mmにおける燃料被覆管の温度変化、チャンネルボックスの温度変化及び制御棒の温度変化をそれぞれ示す。温度挙動は実験結果に比べて高い温度で推移するものの、全体的な温度挙動は、実験期間全体において測定値の温度挙動をよく再現している。</p> <p>[参考文献]</p> <p>[1] FZKA-6030, S. Hagen, P. Hofmann, V. Noack, L. Sepold, G. Schanz, G. Schumacher, “Large Bundle PWR Test CORA-18: Test Results”, April 1980</p> <p>[2] MAAP4 User’s Manual</p>		

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由												
 <p>Temperature (°C)</p> <p>Time (s)</p> <table border="1" data-bbox="873 231 1019 486"> <tr><td>550H1.3</td><td>205</td></tr> <tr><td>550H5.7</td><td>206</td></tr> <tr><td>350H3.1</td><td>207</td></tr> <tr><td>350H7.5</td><td>208</td></tr> <tr><td>150H3.5</td><td>209</td></tr> <tr><td>150H R7</td><td>210</td></tr> </table>  <p>温度 (°C)</p> <p>時間 (s)</p> <p>別図 3-6-1 CORA-18 実験 燃料被覆管温度変化(エレベーション 550mm) (上：参考文献[1] / 下：事業者による解析結果)</p>	550H1.3	205	550H5.7	206	350H3.1	207	350H7.5	208	150H3.5	209	150H R7	210		
550H1.3	205													
550H5.7	206													
350H3.1	207													
350H7.5	208													
150H3.5	209													
150H R7	210													

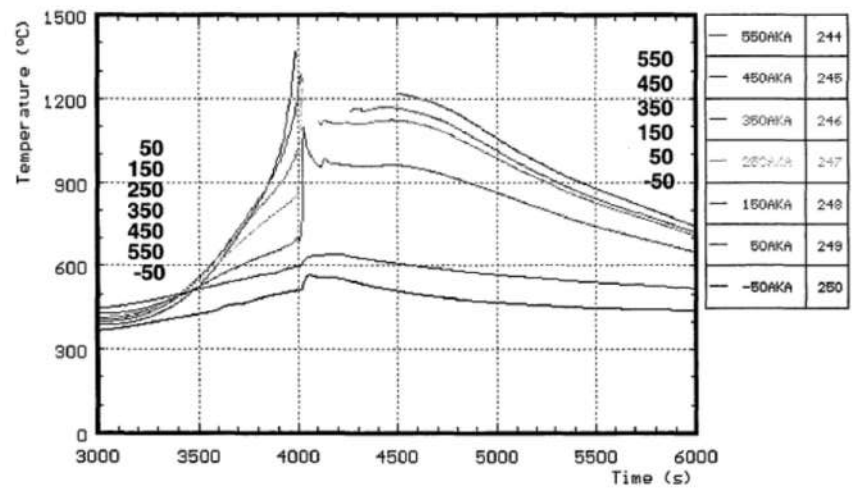
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>別図 3-6-2 CORA-18 実験 チャンネルボックス温度変化(エレベーション 550mm) (上：参考文献[1]／下：事業者による解析結果)</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由														
 <p>Temperature (°C)</p> <p>Time (s)</p> <table border="1" data-bbox="873 199 1019 502"> <tr><td>550AKA</td><td>244</td></tr> <tr><td>450AKA</td><td>245</td></tr> <tr><td>350AKA</td><td>246</td></tr> <tr><td>250AKA</td><td>247</td></tr> <tr><td>150AKA</td><td>248</td></tr> <tr><td>50AKA</td><td>249</td></tr> <tr><td>-50AKA</td><td>250</td></tr> </table> <p>50 150 250 350 450 550 -50</p> <p>550 450 350 150 50 -50</p> <p>温度(°C)</p> <p>時間(s)</p> <p>別図3-6-3 CORA-18 実験 制御棒温度変化(エレベーション550mm) (上：参考文献[1] / 下：事業者による解析結果)</p>	550AKA	244	450AKA	245	350AKA	246	250AKA	247	150AKA	248	50AKA	249	-50AKA	250		
550AKA	244															
450AKA	245															
350AKA	246															
250AKA	247															
150AKA	248															
50AKA	249															
-50AKA	250															

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>8. 指摘事項8（資料No. MAAP-8）</p> <div data-bbox="147 248 1025 296" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>TMIの結果から考えられた熔融炉心ブロッケージなど、MAAP固有モデルについて説明すること。</p> </div> <p>【回答】</p> <p>TMI事故後の分析・評価によれば、以下のような推定がなされている^[1]。</p> <ul style="list-style-type: none"> 一次冷却材ポンプ停止後、一次冷却材のボイルオフによって炉心損傷が生じ、炉心の約50%が熔融した。熔融物は下方向に流れ、炉心底部付近で閉塞領域を形成した。 一次冷却材ポンプの再起動による原子炉への注水によって、熔融物は急冷によって微細化し、デブリベッドが形成された。このデブリベッドのうち、20tonが再熔融した後、側面のクラストを崩壊させて、下部プレナムへ落下した。 <p>MAAPコードでは、このような分析に基づいた以下のような物理現象モデルを採用している。</p> <p>(1) 炉心損傷進展に伴う炉心閉塞</p> <p>TMIにおいて、炉心底部付近で閉塞領域を形成したとする分析に基づき、炉心熔融物の流下による燃料外径の増加や燃料棒の膨れによる炉心流路の減少をタイプ3（冷却材流路が減少した状態）とタイプ4（冷却材流路が閉塞した状態）でモデル化し、タイプ4となった炉心ノードでは、炉心流路が閉塞され、蒸気及び非凝縮性ガスが通過しない状態を模擬している。</p> <p>(2) 側面クラストの崩壊</p> <p>TMIにおいて、熔融プールが側面クラストの破損により、下部プレナムへ落下したとする分析に基づき、炉心側面の破損がモデル化されている。<div data-bbox="147 986 1055 1086" style="border: 1px solid black; height: 60px; width: 100%;"></div></p> <p><div data-bbox="147 1086 678 1118" style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 230px; height: 20px;"></div>また、側面の破損が発生した場合、熔融物は下部プレナムへ移行する。</p> <p>また、上記の物理現象モデルを採用した上で、TMI事故とのベンチマーク結果に基づいたモデルとしては以下が挙げられる^[2]。</p> <div data-bbox="147 1278 548 1362" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(a) 炉心崩壊挙動</p> <p>MAAPコードでは、炉心ノードがある温度に達してから崩壊（タイプ1（燃料自立）からタイプ2（燃料崩壊）への遷移）するまでの時間を Larson-Miller パラメータ手法による累積損傷割合の計算に基づいて判定している。TMI事故とのベンチマーク結果に基づき、炉心ノードの崩壊について、炉心ノード温度 <input type="text"/> K と <input type="text"/> 時間から Larson-Miller パラメータを設定している。</p> <p>(b) 炉心損傷進展に伴う炉心閉塞挙動</p> <p>上述のタイプ3（冷却材流路が減少した状態）から炉心流路が閉塞するタイプ4（冷却材流路が閉塞した状態）への遷移には、TMI事故とのベンチマーク結果に基づき、炉心ノードの空隙率0.1で判定している。一方、MELCORコードでは、炉心ノードの空隙率の最小値を0.05とした上で全閉塞しないモデルとしており、炉心閉塞モデルはMAAPコードの特徴である。</p> <p>[参考文献]</p> <p>[1] B. R. Sehgal, “NUCLEAR SAFETY IN LIGHT WATER REACTORS”</p> <p>[2] Electric Power Research Institute, “Modular Accident Analysis Program (MAAP) -MELCOR Crosswalk Phase 1 Study,” November 2014</p> <p>[3] 電力中央研究所, MAAP5.01 及び MELCOR2.1 を用いた軽水炉代表プラントの過酷事故解析 平成26年6月</p> <div data-bbox="152 820 546 903" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="197 220 1025 734" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="340 751 846 775" data-label="Caption"> <p>別図3-9-1 ミラーインシュレーター（保温材）の概要図</p> </div> <div data-bbox="152 887 259 911" data-label="Section-Header"> <p>[参考文献]</p> </div> <div data-bbox="143 920 1048 979" data-label="Bibliography"> <p>[1] R. K. Hilliard and L. F. Coleman. "Natural Transport Effects on Fission Product Behavior in the Containment Systems Experiments". BNWL-1457, December, 1970.</p> </div>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

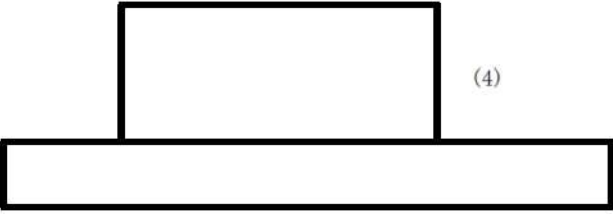

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ここで、wは理想気体を仮定したモデルによる流量であり、以下の式(4)によって求められる。</p> <div style="text-align: center;">  <p>(4)</p> </div> <p>ここで、hである。</p> <p>また、対向置換流[*]が発生するような場合にはnを1として、このときの流動抵抗Kは以下の式(5)で与えられる。</p> <div style="text-align: center;">  <p>(5)</p> </div> <p>※：密度差のある場合の流れの現象を考慮したもの。差圧の小さな2つの区画の間に大きな開口部があるような状況において、重い相が流路の下方から軽い相側に流れ、軽い相を押すと、圧力のバランスをとるために、軽い相の一部が重い相の上部から逆に流れ込むような状態を想定している。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>		

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

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

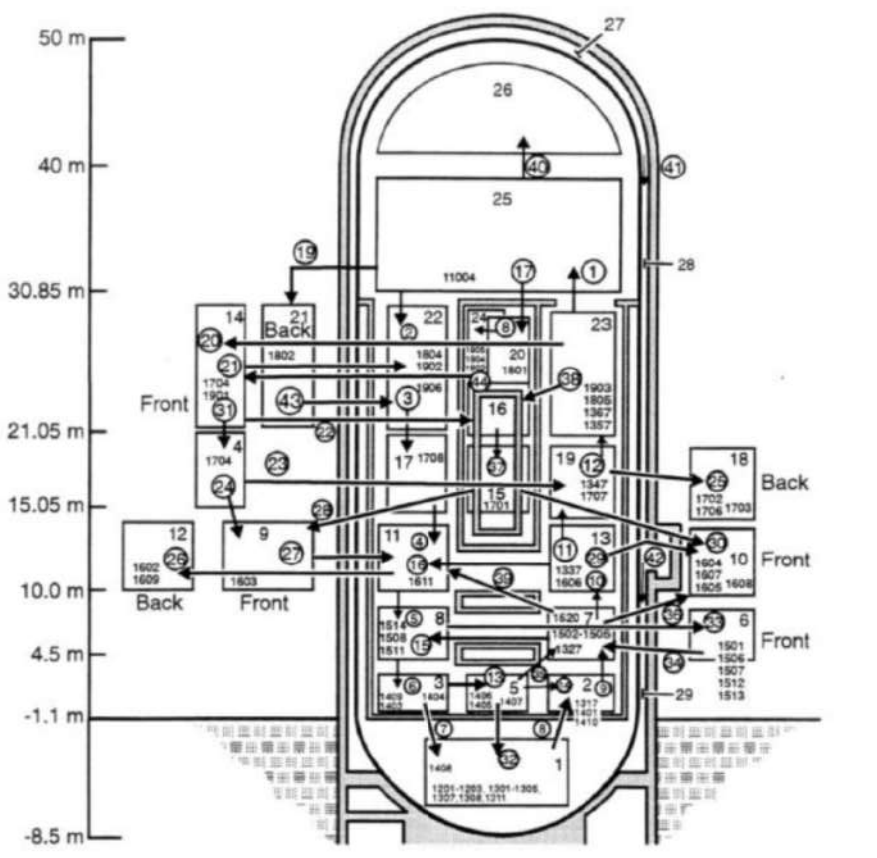
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2)実験解析によるジャンクションの模擬について</p> <p>CSTF 実験解析（4.2.4章）においても実機と同様の考え方にに基づき、上部区画全体、遮へい壁と燃料取替キャビティより外側となる下部区画、及び燃料交換キャビティにノード分割し、アイスコンデンサ下部扉、漏えいパス及び再循環ファン流路等をジャンクションとして設定している。これらのジャンクションの入力についても実験装置の形状に従って入力を与えている。本実験解析に用いたノード分割数やジャンクションの数は有効性評価における実機解析と同等であるが、実験解析結果は実験結果をよく再現してい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

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>別図 3-10-2 CSTF 実験ベンチマーク解析 MAAP ノード分割 (図 4. 2-30)</p>		

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

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="224 1173 672 1212">Total Containment Volume 11.400 m³</p> <p data-bbox="694 1228 1030 1260">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p data-bbox="313 1292 851 1324">別図 3-10-3 HDR 実験解析におけるノード分割（図 4. 2-18）</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
	添付1		添付1	
	高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止について		高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止について	
1.	まえがき	1.	まえがき	
2.	現象の概要	2.	現象の概要	
3.	不確かさに関する整理	3.	不確かさに関する整理	
4.	感度解析と評価	4.	感度解析と評価	
5.	まとめ	5.	まとめ	
付録1	Surry型原子炉下部キャビティの1/42スケール実験	添付1-1	Surry型原子炉下部キャビティの1/42スケール実験	
		添付1-2	1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍にて停滞する現象について	記載内容の相違 ・PWRでは1次冷却系強制減圧開始から原子炉容器破損までの間、1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍で停滞する挙動が見られるため、蓄圧注入水の蒸発による1次冷却材圧力バランス維持のメカニズムについて整理した
付録2	溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析条件に用いる係数の妥当性	添付1-3	溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析条件に用いる係数の妥当性	
付録3	溶融デブリと原子炉圧力容器間の熱伝達におけるギャップ冷却について	添付1-4	溶融デブリと原子炉容器の熱伝達におけるギャップ冷却	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1. まえがき</p> <p>高圧溶融物放出（HPME：High Pressure Melt Ejection，以下「HPME」という。）／格納容器雰囲気直接加熱（DCH：Direct Containment Heating，以下「DCH」という。）の防止に関して，解析モデルに関する不確かさの整理を行い，感度解析により有効性評価への影響を確認した。</p>	<p>1. まえがき</p> <p>高圧溶融物放出（HPME：High Pressure Melt Ejection，以下，HPMEと称す。）／格納容器雰囲気直接加熱（DCH：Direct Containment Heating，以下，DCHと称す。）の防止に関して，解析モデルに関する不確かさの整理を行い，感度解析により有効性評価への影響を確認した。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 現象の概要</p> <p>溶融炉心が原子炉圧力容器下部プレナムに落下し、原子炉が高圧の状態、原子炉圧力容器下部ヘッドが破損すると、溶融炉心が破損口から噴出し、その後、高速のガス流によって、溶融炉心が微粒子化して原子炉格納容器内に飛散放出されるため、原子炉格納容器内雰囲気を直接加熱し、格納容器圧力及び温度が急上昇する。</p> <p>溶融炉心の飛散は、高圧条件下で溶融炉心が原子炉圧力容器外に噴出される場合に発生するが、その圧力にはしきい値があり、原子炉を減圧させることにより、溶融炉心の飛散を抑制あるいは緩和できることが知られている（付録1参照）。そこで、BWRプラントでは、HPME/DCH発生の防止のための対策として、逃がし安全弁を手動で開放することにより原子炉圧力を2.0MPa[gage]以下まで減圧させることとしており、その効果が重大事故等対策の有効性評価において確認できる。</p>	<p>2 現象の概要</p> <p>溶融炉心が原子炉容器下部プレナムに落下し、1次冷却材圧力が高圧の状態、原子炉容器下部ヘッドが破損すると、溶融炉心が破損口から噴出し、その後、高速のガス流によって、溶融炉心が微粒子化して原子炉格納容器内に分散放出されるため、原子炉格納容器内雰囲気を直接加熱し、原子炉格納容器圧力及び温度が急上昇する。さらに、溶融炉心の中に存在する金属成分が水と反応して水素ガスが発生し、さらに水素燃焼を伴うことによっても原子炉格納容器の加圧が促進される。</p> <p>本事象に関しては、米国において主としてPWRについて研究が行われており、実験研究において、原子炉格納容器区画内の内部構造物には溶融炉心を捕捉する効果があること、放出された溶融炉心の粒子径は小さいため、原子炉格納容器空間に移行する前に多くの保有熱を原子炉下部キャビティ等の雰囲気に伝達することがわかっている。また、実験データに基づいて作成されたDCHモデルによるPWRプラントの解析により、DCHによる原子炉格納容器破損の可能性は低いことが示されている。このことから、大型ドライ原子炉格納容器を有するプラントについては、HPME/DCHの原子炉格納容器健全性に対する脅威は小さいと結論付けている（NUREG/CR-6338）。</p> <p>溶融炉心の分散放出は、高圧条件下で溶融炉心が1次冷却系外に噴出される場合に発生するが、その圧力には閾値（しきい値）があり、1次冷却系を減圧させることにより、溶融炉心の飛散を抑制あるいは緩和できることが知られている（添付1-1参照）。そこで、国内PWRプラントでは、HPME/DCH発生の防止のための対策として、炉心損傷検知後、速やかに加圧器逃がし弁を手動開放し、1次冷却系の圧力を2.0MPa[gage]以下まで減圧させることとしており、その効果が重大事故対策の有効性評価において確認できる。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表



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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>c. 冷却材とデブリ粒子との伝熱</p> <p>水中にエントレインされた高温のデブリ粒子は、その周囲を蒸気膜が覆う状態となり、デブリ粒子の熱伝達は膜沸騰熱伝達と輻射熱伝達に支配される。MAAPでは、エントレインメントしたデブリ粒子の温度を、これら熱伝達を考慮した機構論的モデルにより計算する。また、デブリ粒子から水への伝熱は、デブリ粒子の径に直接依存する。MAAPでは、デブリ粒子径はジェット表面張力に依存するモデルにより計算される。デブリ粒子径の導出式には、粒子径ファクタ（モデルパラメータ）が乗じられている。</p> <p>デブリ粒子ファクタについては、MAAPでは代表的なFCIの大規模実験であるFARO実験に対するベンチマーク解析によってその設定値及び不確かさ範囲を設定しており、推奨範囲は  となっているため、デブリ粒子の伝熱の不確かさは粒子径の不確かさとして考慮する。FARO 実験条件は、水プールの水深は0.87～2.05m、水プールのサブクール度は飽和～124K、雰囲気圧力条件は2～5.8MPa（高压条件）、0.2～0.5MPa（低压条件）の範囲で行われており、一方、実機条件では、下部プレナムの水位は2～3m程度、原子炉压力容器内の冷却材は飽和温度、雰囲気圧力は0.4MPa[gage]程度であり、実験条件は有効性解析の特徴的な条件をおおむね包絡しており、ベンチマーク解析で検討された範囲で感度を確認すれば十分と言える。</p> <p>(3) 原子炉压力容器の破損時期</p> <p>HPME/DCH 防止の観点では、原子炉压力容器が破損する時点で、逃がし安全弁の開放により原子炉圧力が2.0MPa[gage]を下回っていれば達成されると言える。原子炉減圧挙動については、(1)で考察済みであり、ここでは原子炉压力容器が破損する時間について考える。原子炉压力容器の破損が早まる場合には、その時点で原子炉圧力が2.0MPa[gage]を超えた状態となる可能性がある。</p> <p>原子炉压力容器が破損する時期に関係する物理現象としては、炉心溶融進展や溶融炉心のリロケーションがある。炉心水位の低下及びジルコニウム-水反応により炉心上部からヒートアップして燃料被覆管や燃料が溶融して下部へ移動し、そこで冷却されてクラストを形成する。あるいは、燃料被覆管が損傷すると燃料ペレットが崩壊して堆積する。その後、クラストや堆積した燃料ペレットが溶融し、溶融領域が拡大する。その際、原子炉内構造材の一部が溶融プールの中に溶け込む。さらに、溶融プールのクラストが破損し、溶融炉心が下部プレナムへ移行する。MAAPではこれらの物理現象を詳細に模擬しているが、現象自体に不確かさが存在する。原子炉压力容器の破損時期に間接的に影響を与える要因としては、炉心ヒートアップ、炉心崩壊挙動、溶融炉心の伝熱が挙げられる。MAAPでは原子炉压力容器の破損モードとして、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損、計装配管、クリーブ破損等の複数の破損形態を模擬している。有効性評価では制御棒駆動機構ハウジングの溶接部の破損が最初に発生するため、それ以外の破損形態を仮定することは原子炉压力容器の破損を遅らせる方向となる。ここでは制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損に関する不確かさに着目し、感度解析を実施する。これらの不確かさ要因について以下のとおり検討する。</p> <p> 本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p>	<p>冷却水とデブリ粒子の伝熱</p> <p>水中にエントレインされたデブリ粒子は、高温かつ崩壊熱による発熱状態にあり、周囲の水が膜沸騰となることから、デブリ粒子自体は蒸気膜に覆われた状態である。</p> <p>MAAP コードでは、水中にエントレインされたデブリ粒子と水との伝熱は蒸気膜に覆われた粒子の熱伝達（膜沸騰熱伝達と輻射熱伝達）に関する相関式で表される。ここで、デブリ粒子と水との伝熱はデブリ粒子の数とデブリ粒子の径に依存する。</p> <p>前述のとおり、溶融炉心のエントレイン量は、Ricou-Spalding の式により計算され、デブリ粒子の数はデブリ粒子の径により計算されることから、デブリ粒子の径がキーパラメータである。有効性評価の解析では、デブリ粒子の径を（U₂及びZrO₂）を用いたFCIの大規模実験に基づき設定していることから妥当であると考えられるが、解析において設定したデブリ粒子の径は、FCIの大規模実験での平均的な値であり、実験ケースによってばらつきが存在している。したがって、この観点で不確かさが存在することから、デブリ粒子の径の感度を確認する。</p> <p>(3) 原子炉容器破損時期</p> <p>DCH 防止の観点では、原子炉容器が破損する時点で、加圧器逃がし弁の開放により1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]を下回っていれば達成されるといえる。減圧挙動については、(1)で考察済みであり、ここでは原子炉容器が破損する時間について考える。原子炉容器の破損が早まる場合には、その時点で1次冷却系の圧力が2.0MPa[gage]を超えた状態となる可能性がある。</p> <p>原子炉容器が破損する時期に関係する物理現象としては、炉心溶融進展や溶融炉心のリロケーションがある。炉心水位の低下及びジルコニウム-水反応により炉心上部からヒートアップして燃料被覆管や燃料が溶融して下部へ移動しそこで冷却されてクラストを形成する。あるいは、燃料被覆管が損傷すると燃料ペレットが崩壊して堆積する。その後、クラストや堆積した燃料ペレットが溶融し、溶融領域が拡大する。その際、炉内構造材の一部が溶融プールの中に溶け込む。さらに、溶融プール下部のクラストが破損し、溶融炉心が下部プレナムへ移行する。この間、1次冷却系強制減圧によって蓄圧タンク水が炉心に断続的に注入される。MAAP コードではこれらの物理現象を詳細に模擬しているが、現象自体に不確かさが存在し、今後も更なる知見の拡充が必要となる。原子炉容器破損時期に間接的に影響を与える要因としては、炉心ヒートアップ、炉心崩壊挙動、溶融炉心の伝熱が挙げられる。</p> <p>MAAP コードでは原子炉容器の破損は、計装用案内管溶接部の破損、クリーブ破損等の複数の破損形態を模擬している。有効性評価では計装用案内管溶接部の破損が最初に発生するため、それ以外の破損形態を仮定することは原子炉容器破損を遅らせる方向となる。ここでは計装用案内管溶接部の破損に関する不確かさに着目し、感度解析を実施する。</p> <p>これらの不確かさ要因について以下のとおり検討する。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

表 3-1 DCH 防止の不確かさに関する整理結果 (1/2)

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

表 3-1 IPNE/DCH防止の不確かさに関する整理結果 (2/2)

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

表 3-1 DCH防止の不確かさに関する整理結果 (2/2)

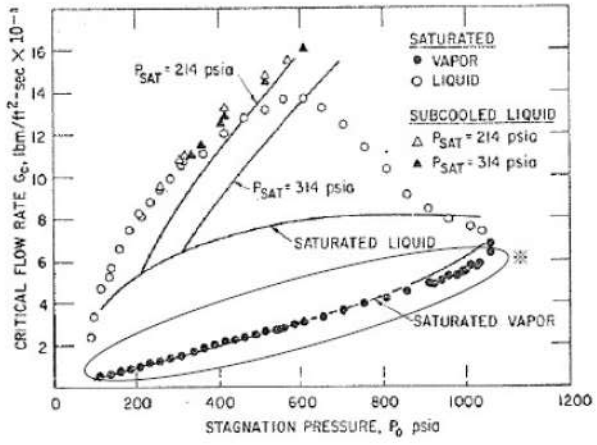
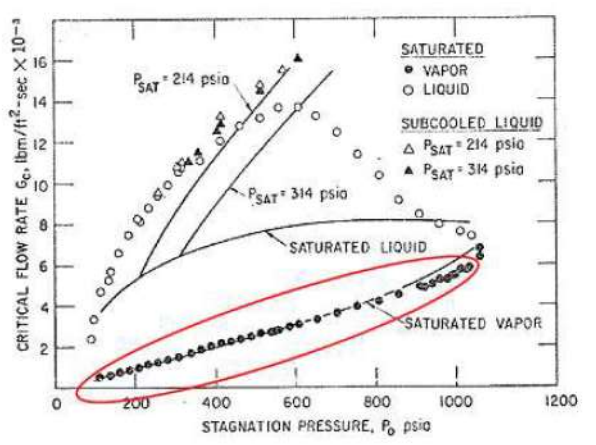
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図3-1 HPME/DCH 防止の有効性評価において想定する事象</p>	<p>図3-1 HPME/DCH 防止の有効性評価において想定する事象</p>	
<p>図3-2 原子炉圧力の挙動</p>	<p>蒸発熱が低下し二次冷却系減熱により減圧するが、二次冷却系水位が低下して停熱量が増加すると再び圧力は上昇する。</p> <p>*：加圧器逃がしタンク（内圧）、原子炉格納容器圧力（外圧）を監視し、ラプチャディスクの作動する外圧の値に到達したときに原子炉格納容器へ蒸気が放出</p> <p>図3-2 「全交流動力電源喪失+補助給水失敗」における1次冷却材圧力の推移</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図 3-4 Henry-Fauske モデルと実験の圧力対臨界流量の比較^④ ※：囲み部分は蒸気単相の実験結果との比較を示す。</p>	 <p>図 3-4 Henry-Fauske モデルでの圧力対臨界流量と実験との比較</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由									
<p>(1) 溶融落下流量（燃料ペレットが崩壊する時間及び温度）</p> <p>a. 解析条件</p> <p>下部プレナムへの溶融落下流量は、炉心部溶融デブリの下方への落下流量に影響する。下部プレナムへの落下時の開口面積も落下流量に影響するが、開口面積としては、炉心支持板に存在する開口部の水力等価直径相当である□mが与えられている。実際には溶融進展は炉心領域によって相違があり、炉心全体からのデブリの溶融落下が同時には発生しないことを考えると、□mより小さくなる可能性はあるものの、更に大きな漏えいが発生する可能性は低いと考えられる。なお、開口直径□mとした場合、開口面積と堆積デブリ圧力から決まる溶融落下流量は約600kg/s程度と推定されるが、この値はベースケースの溶融落下流量と同等である。</p> <p>ベースケースでは、炉心ノードの崩壊について、炉心ノード温度□Kと□時間の関係から Larson-Miller パラメータを設定しているが、感度解析では、更に炉心ノードの崩壊が早く進むことを想定し、炉心ノード温度□Kと□時間（あるいは□Kと□秒）から Larson-Miller パラメータを設定した場合の影響を確認する（表4-1 参照）。なお、実際には炉心ノードの温度履歴に応じて、炉心ノードが崩壊するまでの時間を計算している。</p> <p>表4-1 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析条件</p> <table border="1" data-bbox="152 758 1034 986"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>炉心ノード崩壊のパラメータ（炉心温度）</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>□K</td> <td>MAAP推奨範囲のノミナル値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>□K</td> <td>炉心ノードが崩壊する時間を早めるように設定</td> </tr> </tbody> </table> <p style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px auto; width: fit-content;">本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> <p>b. 解析結果</p> <p>図4-1-1、図4-1-2、図4-1-3、図4-1-4、図4-1-5、図4-1-6、図4-1-7及び図4-1-8に、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析結果を示す。本パラメータの影響は炉心露出以降の燃料溶融時に現れる。感度解析ケースにおいては、燃料ペレットの崩壊を判定する温度を低くしたことで、より早期に燃料ペレットの崩壊及び炉心溶融が進展する。感度解析ケースでは、リロケーション時の溶融落下流量が大きくなるのに伴い下部プレナムに落下する溶融炉心量の増加率も大きくなる（図4-1-6 参照）ため、圧力スパイクのピーク値もベースケースと比較してわずかに高くなっている。なお、溶融落下流量は、ベースケースではピーク値約850kg/sであるのに対して、感度解析ケースではピーク値約1160kg/sとなった。</p>	項目	炉心ノード崩壊のパラメータ（炉心温度）	設定根拠	ベースケース	□K	MAAP推奨範囲のノミナル値	感度解析ケース	□K	炉心ノードが崩壊する時間を早めるように設定		<p>※PWRは(7)に記載</p>
項目	炉心ノード崩壊のパラメータ（炉心温度）	設定根拠									
ベースケース	□K	MAAP推奨範囲のノミナル値									
感度解析ケース	□K	炉心ノードが崩壊する時間を早めるように設定									

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

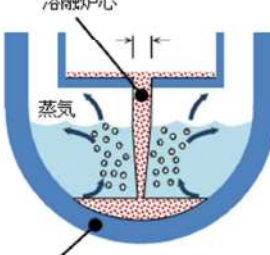
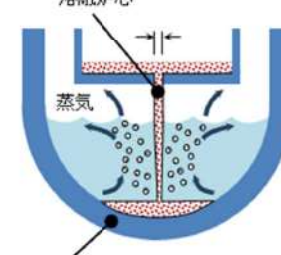
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高压溶解物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由									
	<p>(2) 蓄圧注入の流動抵抗</p> <p>解析条件</p> <p>蓄圧タンクの条件はプラント設計に基づき決定されるため、圧力損失についても不確かさは小さいと考えられるが、1次冷却系強制減圧時の1次冷却材圧力に影響を与えるため、感度を確認する。圧力損失として、ベースケースではプラント設計に基づく□を与えているが、感度を確認するために、その50%増の□を設定する。</p> <table border="1" data-bbox="1070 427 1951 552"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>流動抵抗係数</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>□</td> <td>プラント設計に基づく値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>□</td> <td>プラント設計に基づく値の50%増</td> </tr> </tbody> </table> <div data-bbox="1630 608 1935 671" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px auto; width: fit-content;"> <p>枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div> <p>解析結果</p> <p>図4-2-1～4-2-8に、流動抵抗係数の感度解析結果を示す。</p> <p>ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は蓄圧注入開始以降に現れる。約3.3時間時点で、加圧器逃がし弁開による1次冷却系強制減圧により1次冷却材圧力は急減し、約3.6時間の時点で蓄圧注入系が作動する。その時刻までは、ベースケースと感度解析ケースとで挙動は同等である。3.6時間以降の挙動も、ベースケースと感度解析ケースでわずかに差異はあるものの1次冷却材圧力挙動及び原子炉容器破損時刻共にほぼ同じ結果となっている。</p> <p>また、原子炉容器破損の損傷割合については、いずれのケースにおいても計装用案内管溶接部破損の損傷割合の方がクリーブ破損の損傷割合よりも先に1に到達し、計装用案内管溶接部が破損していることがわかる。</p> <p>評価</p> <p>蓄圧注入の流動抵抗の1次冷却材圧力挙動に対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さいといえる。</p>	項目	流動抵抗係数	設定根拠	ベースケース	□	プラント設計に基づく値	感度解析ケース	□	プラント設計に基づく値の50%増	<p>※PWR固有のパラメータ</p>
項目	流動抵抗係数	設定根拠									
ベースケース	□	プラント設計に基づく値									
感度解析ケース	□	プラント設計に基づく値の50%増									

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																		
<p>(2) 溶融ジェット径</p> <p>a. 解析条件</p> <p>下部プレナムでの水深が一定で、溶融ジェット径が小さくなる場合には、粒子化割合が増加し、粒子化デブリと冷却材との伝熱速度が増加することから、圧力スパイクが大きくなると考えられる。溶融ジェット初期径として、ベースケースでは炉心支持板の水力等価直径相当である \square mを与えているが、感度解析としてクラスト破損面積が小さくなる場合を想定し、その1/10倍の \square mを設定する（表4-2 参照）。感度を確認する上ではベースケースの1/10倍のジェット径を確認すれば十分と言える。</p> <p style="text-align: center;">表 4-2 溶融ジェット径の感度解析条件</p> <table border="1" data-bbox="152 571 1034 718"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>破損口の初期径</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>\square m</td> <td>炉心支持板の水力等価直径相当</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>\square m</td> <td>クラスト破損面積が小さい場合を想定</td> </tr> </tbody> </table> <div data-bbox="719 778 1025 858" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	項目	破損口の初期径	設定根拠	ベースケース	\square m	炉心支持板の水力等価直径相当	感度解析ケース	\square m	クラスト破損面積が小さい場合を想定	<p>(3) 溶融ジェット径</p> <p>解析条件</p> <p>溶融ジェットの径には不確かさがあり、径が小さい場合にエントレイン量が増加することから、圧力スパイクが大きくなると考えられる。溶融ジェット初期径として、ベースケースでは下部炉心支持板の水力等価直径である \square mを与えているが、感度解析としてクラスト破損面積が小さくなる場合を想定し、その1/2倍の \square mを設定する。感度解析ケースでは炉心あるいは下部プレナムから落下する溶融炉心（デブリジェット）のほぼ全量が細粒化することから、これ以上ジェット径が小さくなくても、細粒化量はほとんど変化なく、感度を確認する上では1/2倍のジェット径を確認すれば十分である。</p> <table border="1" data-bbox="1070 529 1948 654"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>破損口の初期径</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>\square m</td> <td>下部炉心支持板の水力等価直径相当</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>\square m</td> <td>クラスト破損面積が小さい場合を想定</td> </tr> </tbody> </table> <div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: center; margin-top: 20px;"> <div data-bbox="1160 746 1451 1114" style="text-align: center;">  <p>原子炉容器</p> <p>ベースケース</p> </div> <div data-bbox="1579 746 1892 1114" style="text-align: center;">  <p>原子炉容器</p> <p>感度解析ケース</p> </div> </div> <div data-bbox="1653 1377 1960 1441" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	項目	破損口の初期径	設定根拠	ベースケース	\square m	下部炉心支持板の水力等価直径相当	感度解析ケース	\square m	クラスト破損面積が小さい場合を想定	
項目	破損口の初期径	設定根拠																		
ベースケース	\square m	炉心支持板の水力等価直径相当																		
感度解析ケース	\square m	クラスト破損面積が小さい場合を想定																		
項目	破損口の初期径	設定根拠																		
ベースケース	\square m	下部炉心支持板の水力等価直径相当																		
感度解析ケース	\square m	クラスト破損面積が小さい場合を想定																		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

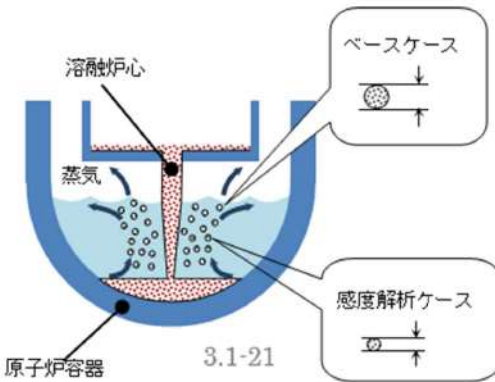
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について)

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																				
<p>(4) デブリ粒子径</p> <p>a. 解析条件</p> <p>デブリ粒子径には不確かさがあり、デブリ粒子径が小さい場合に圧カスパイクが大きくなると考えられる。デブリ粒子径に係る係数は、ベースケースではMAAP推奨範囲 <input type="text"/>～<input type="text"/>のうちおよそ中間となる<input type="text"/>を設定しているが、感度解析ケースでは、MAAPの当該変数の推奨範囲のうち最小値と最大値<input type="text"/> <input type="text"/>を設定する（表4-4 参照）。</p> <p style="text-align: center;">表4-4 デブリ粒子径の感度解析条件</p> <table border="1" data-bbox="152 730 1034 919"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>粒子径ファクタ</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td><input type="text"/></td> <td>MAAP推奨範囲のノミナル値</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">感度解析ケース</td> <td><input type="text"/></td> <td>MAAP推奨範囲の最小値</td> </tr> <tr> <td><input type="text"/></td> <td>MAAP推奨範囲の最大値</td> </tr> </tbody> </table> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	項目	粒子径ファクタ	設定根拠	ベースケース	<input type="text"/>	MAAP推奨範囲のノミナル値	感度解析ケース	<input type="text"/>	MAAP推奨範囲の最小値	<input type="text"/>	MAAP推奨範囲の最大値	<p>(5) デブリ粒子の径</p> <p>解析条件</p> <p>粒子径には不確かさがあり、粒子径が小さい場合に圧カスパイクが大きくなると考えられる。粒子径は、ベースケースではFCIの大規模実験に基づく<input type="text"/>を設定しているが、感度解析ケースでは、MAAPコードの当該変数の推奨範囲（<input type="text"/>～<input type="text"/>）のうち最も小さい値、すなわち、デブリ粒子径が小さく評価される値である<input type="text"/>を設定する。なお、推奨範囲とは、FCIの大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された範囲のことである。FCIの大規模実験の条件として、水プールの水深は0.87～2.05m、水プールのサブクール度は飽和～124K、雰囲気圧力条件は2～5.8MPa（高圧条件）、0.2～0.5MPa（低圧条件）を考慮している。一方、熔融炉心が原子炉容器下部プレナムへ落下する時点の特徴的な条件では、下部プレナムの水位は1～2m、原子炉容器内の冷却水は飽和状態、雰囲気圧力は約2.0MPa[gage]であり、実験条件は有効性解析の特徴的な条件を包絡する。したがって、実験で検討された範囲に対して感度を確認すれば十分といえる。なお、デブリジェット径については、実験条件と実機条件に差があり、実機条件における径の方が大きい。しかし、細粒化したデブリ粒子の径については、熔融炉心の表面張力とジェット速度によって決まるものであり、ジェット径には依存しないといえる。</p> <table border="1" data-bbox="1070 715 1953 839"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>粒子径ファクタ</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td><input type="text"/></td> <td>当該変数推奨範囲の最確値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td><input type="text"/></td> <td>当該変数推奨範囲の最小値</td> </tr> </tbody> </table> <div style="text-align: center; margin-top: 20px;">  </div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	項目	粒子径ファクタ	設定根拠	ベースケース	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最確値	感度解析ケース	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最小値	
項目	粒子径ファクタ	設定根拠																				
ベースケース	<input type="text"/>	MAAP推奨範囲のノミナル値																				
感度解析ケース	<input type="text"/>	MAAP推奨範囲の最小値																				
	<input type="text"/>	MAAP推奨範囲の最大値																				
項目	粒子径ファクタ	設定根拠																				
ベースケース	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最確値																				
感度解析ケース	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最小値																				

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																		
<p>(5) ジルコニウム-水反応速度</p> <p>a. 解析条件</p> <p>炉心のヒートアップ速度には不確かさがあるため、ヒートアップ時のジルコニウム-水反応速度を選定した。ジルコニウム-水反応速度の感度をみるため、ジルコニウム-水反応の起きる面積を変化させた感度解析を実施する。反応の起きる面積に乘じる係数（ジルコニウム-水反応速度の係数）は、ジルコニウム-水反応の計算のみに使用され、熱水力挙動の計算に使用される燃料被覆管の直径、長さ等の幾何形状を変えるものではない。この係数を増加させることにより、酸化反応熱の発生速度、水素ガス発生速度、酸化ジルコニウム生成速度が大きくなる方向に影響する。これらは炉心溶融進展が早まる方向へ作用する。この係数は、ベースケースでは燃料被覆管表面積に基づき1倍を与えている。これは、ヒートアップ時には燃料被覆管破裂が発生する場合に破裂部の燃料被覆管内面の酸化もあるが、燃料被覆管内面の酸化は、限定された破裂部のみで生じること、炉心形状が健全な状態は溶融過程の比較的短期間であることから、炉心全体が溶融する状況では内面の反応は無視できると考えられることに基づいている。これに対し、感度解析のパラメータの振り幅としては、炉心ヒートアップ速度が速くなる場合の応答の確認として、仮想的な厳しい想定ではあるが、2倍とする（表4-5参照）。</p> <p>表 4-5 ジルコニウム-水反応速度の感度解析条件</p> <table border="1" data-bbox="152 758 1034 922"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>ジルコニウム-水反応速度の係数</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>1倍</td> <td>燃料被覆管表面積に基づく値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>2倍</td> <td>燃料被覆管表面積に基づく値の2倍</td> </tr> </tbody> </table>	項目	ジルコニウム-水反応速度の係数	設定根拠	ベースケース	1倍	燃料被覆管表面積に基づく値	感度解析ケース	2倍	燃料被覆管表面積に基づく値の2倍	<p>(6) ジルコニウム-水反応速度</p> <p>解析条件</p> <p>炉心のヒートアップ速度には不確かさがあるため、ヒートアップ時のジルコニウム-水反応速度を選定した。ジルコニウム-水反応速度の感度をみるため、ジルコニウム-水反応の起きる面積を変化させた感度解析を実施する。反応の起きる面積に乘じる係数（ジルコニウム-水反応速度の係数）はジルコニウム-水反応の計算のみに使用され、熱水力挙動の計算に使用される燃料被覆管の直径、長さ等の幾何形状を変えるものではない。この係数を増加させることにより、酸化反応熱の発生速度、水素発生速度、酸化ジルコニウム生成速度が大きくなる方向に影響する。これらは炉心溶融進展が早まる方向へ作用する。この係数は、ベースケースでは燃料被覆管表面積に基づき1倍を与えている。これは、ヒートアップ時には燃料被覆管バーストが発生する場合にバースト部の燃料被覆管内面の酸化もあるが、燃料被覆管内面の酸化は、限定されたバースト部のみで生じること、炉心形状が健全な状態は溶融過程の比較的短期間であることから、炉心全体が溶融する状況では内面の反応は無視できると考えられることに基づいている。これに対し、感度解析のパラメータの振り幅としては、炉心ヒートアップ速度が速くなる場合の応答の確認として、仮想的な厳しい想定ではあるが、2倍とする。</p> <table border="1" data-bbox="1070 762 1948 927"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>ジルコニウム-水反応速度の係数</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>1倍</td> <td>燃料被覆管表面積に基づく値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>2倍</td> <td>燃料被覆管表面積に基づく値の2倍</td> </tr> </tbody> </table> <div data-bbox="1070 986 1948 1356"> <p>ベースケース</p> <p>感度解析ケース</p> <p>ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍にする</p> </div>	項目	ジルコニウム-水反応速度の係数	設定根拠	ベースケース	1倍	燃料被覆管表面積に基づく値	感度解析ケース	2倍	燃料被覆管表面積に基づく値の2倍	
項目	ジルコニウム-水反応速度の係数	設定根拠																		
ベースケース	1倍	燃料被覆管表面積に基づく値																		
感度解析ケース	2倍	燃料被覆管表面積に基づく値の2倍																		
項目	ジルコニウム-水反応速度の係数	設定根拠																		
ベースケース	1倍	燃料被覆管表面積に基づく値																		
感度解析ケース	2倍	燃料被覆管表面積に基づく値の2倍																		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

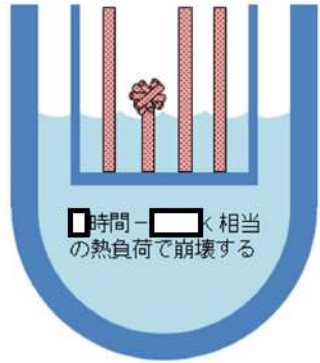
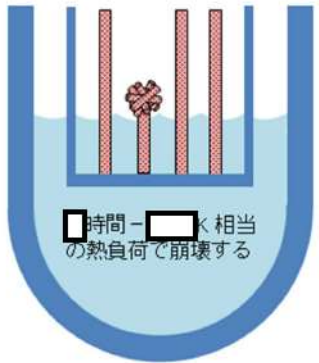
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																		
<p>(6) 炉心崩壊挙動（燃料ペレットが崩壊する時間及び温度）</p> <p>a. 解析条件</p> <p>炉心がある温度に達してから、燃料ペレットが崩壊するまでの時間（あるいは、一定時間のうちに燃料ペレットが崩壊する温度）には、不確かさがあると考えられるため、その感度を確認する。</p> <p>ベースケースでは、炉心ノードの崩壊について、炉心ノード温度 \square K と \square 時間の関係から Larson-Miller パラメータを設定しているが、感度解析では、更に炉心ノードの崩壊が早く進むことを想定し、炉心ノード温度が \square K と \square 時間（あるいは \square K と \square 秒）から Larson-Miller パラメータを設定した場合の影響を確認する（表 4-6 参照）。なお、実際には炉心ノードの温度履歴に応じて、炉心ノードが崩壊するまでの時間を計算している。</p> <p>表 4-6 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析条件</p> <table border="1" data-bbox="152 612 1037 842"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>炉心ノード崩壊のパラメータ（炉心温度）</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>\square K</td> <td>MAAP 推奨範囲のノミナル値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>\square K</td> <td>炉心ノードが崩壊する時間を早めるように設定</td> </tr> </tbody> </table> <div data-bbox="714 879 1025 975" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	項目	炉心ノード崩壊のパラメータ（炉心温度）	設定根拠	ベースケース	\square K	MAAP 推奨範囲のノミナル値	感度解析ケース	\square K	炉心ノードが崩壊する時間を早めるように設定	<p>(7) 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度</p> <p>解析条件</p> <p>炉心がある温度に達してから、燃料ペレットが崩壊するまでの時間（あるいは、一定時間のうちに燃料ペレットが崩壊する温度）には、不確かさがあると考えられるため、感度を確認する。ベースケースでは、炉心ノードが \square K 一定と仮定した場合に \square 時間で炉心が崩壊することを想定しているが、感度解析では、炉心ノードが \square K 一定と仮定した場合に \square 時間（あるいは \square K 一定で \square 秒）経過すると炉心が崩壊することを想定する。なお、実際には温度履歴に応じて、燃料ペレットが崩壊するまでの時間を計算している。</p> <table border="1" data-bbox="1066 625 1960 829"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>\square 時間で炉心崩壊に至る場合の炉心温度</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>\square K</td> <td>当該変数推奨範囲の最確値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>\square K</td> <td>燃料ペレットが崩壊する時間を早めるように設定</td> </tr> </tbody> </table> <div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: center; margin-top: 20px;"> <div data-bbox="1066 890 1384 1254" style="text-align: center;">  <p>ベースケース</p> </div> <div data-bbox="1594 890 1912 1254" style="text-align: center;">  <p>感度解析ケース</p> </div> </div> <div data-bbox="1637 1342 1948 1406" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	項目	\square 時間で炉心崩壊に至る場合の炉心温度	設定根拠	ベースケース	\square K	当該変数推奨範囲の最確値	感度解析ケース	\square K	燃料ペレットが崩壊する時間を早めるように設定	
項目	炉心ノード崩壊のパラメータ（炉心温度）	設定根拠																		
ベースケース	\square K	MAAP 推奨範囲のノミナル値																		
感度解析ケース	\square K	炉心ノードが崩壊する時間を早めるように設定																		
項目	\square 時間で炉心崩壊に至る場合の炉心温度	設定根拠																		
ベースケース	\square K	当該変数推奨範囲の最確値																		
感度解析ケース	\square K	燃料ペレットが崩壊する時間を早めるように設定																		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

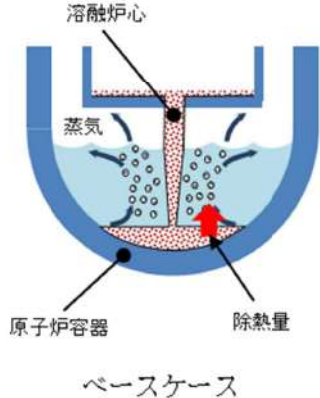
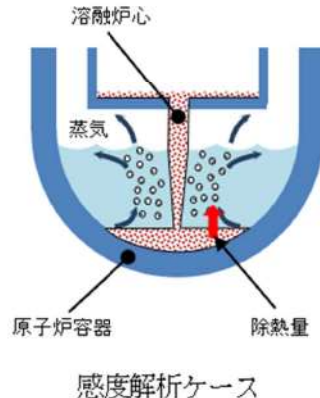
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																		
<p>(7) 下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱</p> <p>a. 解析条件</p> <p>下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の熱伝達には不確かさがあり、ベースケースでは、限界熱流束に係る係数として、パラメータの取りうる推奨範囲である <input type="text"/> ~ <input type="text"/> の中間値 <input type="text"/> を与えている。感度解析ケースでは水への熱伝達が制限される値としてベースケースの1/2倍である <input type="text"/> を設定する（表4-7参照）。</p> <p>表4-7 下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析条件</p> <table border="1" data-bbox="161 491 1034 683"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>限界熱流束に係る係数</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td><input type="text"/></td> <td>MAAP推奨範囲のノミナル値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td><input type="text"/></td> <td>水への熱伝達が制限される値</td> </tr> </tbody> </table> <div data-bbox="689 746 994 836" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	項目	限界熱流束に係る係数	設定根拠	ベースケース	<input type="text"/>	MAAP推奨範囲のノミナル値	感度解析ケース	<input type="text"/>	水への熱伝達が制限される値	<p>(8) 下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束</p> <p>解析条件</p> <p>下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の熱伝達には不確かさがあり、ベースケースでは、限界熱流束にかかる係数として <input type="text"/> を与え、感度解析ケースでは水への熱伝達が制限される値として <input type="text"/> を設定する。</p> <table border="1" data-bbox="1070 491 1944 654"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>限界熱流束にかかる係数</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td><input type="text"/></td> <td>当該変数推奨範囲の最確値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td><input type="text"/></td> <td>水への熱伝達が制限される値</td> </tr> </tbody> </table> <div style="display: flex; justify-content: space-around; align-items: center; margin-top: 20px;"> <div data-bbox="1115 715 1433 1114" style="text-align: center;">  </div> <div data-bbox="1594 715 1912 1114" style="text-align: center;">  </div> </div> <div data-bbox="1639 1327 1944 1385" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	項目	限界熱流束にかかる係数	設定根拠	ベースケース	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最確値	感度解析ケース	<input type="text"/>	水への熱伝達が制限される値	
項目	限界熱流束に係る係数	設定根拠																		
ベースケース	<input type="text"/>	MAAP推奨範囲のノミナル値																		
感度解析ケース	<input type="text"/>	水への熱伝達が制限される値																		
項目	限界熱流束にかかる係数	設定根拠																		
ベースケース	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最確値																		
感度解析ケース	<input type="text"/>	水への熱伝達が制限される値																		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																		
<p>(8) 溶融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達</p> <p>a. 解析条件</p> <p>溶融炉心と下部プレナムのギャップに存在する水による除熱量には不確かさがあり、ベースケースではギャップへの熱流束に係る係数として□を与えている。この係数は、下部プレナムギャップの水による除熱量に係るファクタとして定義され、ベースケースではギャップによる除熱量の評価式により計算された除熱量がそのまま適用される。有効性評価では最初に貫通部の溶接部破損が生じているが、貫通部近傍でのギャップ冷却は実験例がなく、ギャップ水による除熱量が平板体系と比較してどの程度になるかには不確かさがある。以上より、感度解析ケースでは、溶融炉心と下部プレナムが接触している状態を模擬するための設定として係数を□とした評価を実施する（表4-8参照）。</p> <p>表4-8 溶融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達の感度解析条件</p> <table border="1" data-bbox="147 630 1034 821"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>下部プレナムギャップの除熱量に係る係数</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>□</td> <td>当該変数のノミナル値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>□</td> <td>溶融炉心と下部プレナムが接触</td> </tr> </tbody> </table> <div data-bbox="696 895 1008 992" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	項目	下部プレナムギャップの除熱量に係る係数	設定根拠	ベースケース	□	当該変数のノミナル値	感度解析ケース	□	溶融炉心と下部プレナムが接触	<p>(9) 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達</p> <p>解析条件</p> <p>溶融炉心と下部プレナムのギャップに存在する水による除熱量には不確かさがあり、ベースケースではギャップへの熱流束にかかる係数として□を与えている。この係数は、下部プレナムギャップの水による除熱量にかかるファクタとして定義され、ベースケースではギャップによる除熱量の評価式により計算された除熱量がそのまま適用される。一方、係数を小さくすることは、ギャップに十分な水が流れ込まないことによる、ギャップに存在する水による除熱量の低下を模擬するものである。また、有効性評価では最初に貫通部の溶接部破損が生じているが、貫通部近傍でのギャップ冷却は実験例がなく、ギャップ水による除熱量が平板体系と比較してどの程度になるかには不確かさがある。以上より、感度解析ケースでは、溶融炉心と下部プレナムが接触している状態を模擬するための設定として係数を□とした評価を実施する。</p> <table border="1" data-bbox="1064 624 1944 788"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>下部プレナムギャップの除熱量にかかる係数</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>□</td> <td>当該変数推奨範囲の最確値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>□</td> <td>溶融炉心と下部プレナムが接触</td> </tr> </tbody> </table> <div data-bbox="1149 807 1892 1171" style="text-align: center;"> <p>溶融炉心</p> <p>蒸気</p> <p>原子炉容器</p> <p>ベースケース</p> <p>溶融炉心</p> <p>蒸気</p> <p>原子炉容器</p> <p>感度解析ケース</p> <p>ギャップ中の水との伝熱が存在する</p> <p>ギャップ中の水との伝熱がない</p> </div> <div data-bbox="1641 1326 1946 1386" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	項目	下部プレナムギャップの除熱量にかかる係数	設定根拠	ベースケース	□	当該変数推奨範囲の最確値	感度解析ケース	□	溶融炉心と下部プレナムが接触	
項目	下部プレナムギャップの除熱量に係る係数	設定根拠																		
ベースケース	□	当該変数のノミナル値																		
感度解析ケース	□	溶融炉心と下部プレナムが接触																		
項目	下部プレナムギャップの除熱量にかかる係数	設定根拠																		
ベースケース	□	当該変数推奨範囲の最確値																		
感度解析ケース	□	溶融炉心と下部プレナムが接触																		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																		
<p>(9) 溶接部破損時の最大ひずみ</p> <p>a. 解析条件</p> <p>溶接部破損は、事象進展に伴う溶接部のひずみ量と最大ひずみを比較することで、その発生を判定している。ここで、溶接部破損時の最大ひずみとして、ベースケースでは□を与えているが、不確かさがあると考えられることから、感度を確認するためにその1/10 倍の□を設定する（表4-9 参照）。</p> <p style="text-align: center;">表4-9 溶接部破損時の最大ひずみの感度解析条件</p> <table border="1" data-bbox="152 523 1034 762"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>溶接部破損時の最大ひずみ</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>□</td> <td>MAAP推奨範囲のノミナル値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>□</td> <td>実験の不確かさを大幅に上回る設定として1/10倍</td> </tr> </tbody> </table> <div data-bbox="705 842 1014 938" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	項目	溶接部破損時の最大ひずみ	設定根拠	ベースケース	□	MAAP推奨範囲のノミナル値	感度解析ケース	□	実験の不確かさを大幅に上回る設定として1/10倍	<p>(10) 溶接部破損時の最大歪み</p> <p>解析条件</p> <p>溶接部破損は、時々刻々の溶接部の歪み量と、最大歪みを比較することで判定している。ここで、溶接部破損時の最大歪みとして、ベースケースでは□を与えているが、不確かさがあると考えられることから、感度を確認するためにその1/10 倍の□を設定する。</p> <table border="1" data-bbox="1070 523 1948 726"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>溶接部破損時の最大歪み</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>□</td> <td>当該変数推奨範囲の最確値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>□</td> <td>実験の不確かさを大幅に上回る設定として、1/10倍</td> </tr> </tbody> </table> <div data-bbox="1265 774 1758 1173" style="text-align: center;"> </div> <div data-bbox="1608 1324 1915 1388" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	項目	溶接部破損時の最大歪み	設定根拠	ベースケース	□	当該変数推奨範囲の最確値	感度解析ケース	□	実験の不確かさを大幅に上回る設定として、1/10倍	
項目	溶接部破損時の最大ひずみ	設定根拠																		
ベースケース	□	MAAP推奨範囲のノミナル値																		
感度解析ケース	□	実験の不確かさを大幅に上回る設定として1/10倍																		
項目	溶接部破損時の最大歪み	設定根拠																		
ベースケース	□	当該変数推奨範囲の最確値																		
感度解析ケース	□	実験の不確かさを大幅に上回る設定として、1/10倍																		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

b. 解析結果

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

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

解析結果（圧カスパイクが大きくなるケース）

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉			相違理由																																								
	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1052 164 1301 264">項目</th> <th data-bbox="1301 164 1462 264">ベースケース</th> <th data-bbox="1462 164 1615 264">感度解析 ケース2</th> <th data-bbox="1615 164 1966 264">設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1052 264 1301 344">蓄圧注入系流動抵抗係数</td> <td data-bbox="1301 264 1462 344">□</td> <td data-bbox="1462 264 1615 344">□</td> <td data-bbox="1615 264 1966 344">プラント設計に基づく値</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1052 344 1301 424">破損口の初期径</td> <td data-bbox="1301 344 1462 424">□m</td> <td data-bbox="1462 344 1615 424">□m</td> <td data-bbox="1615 344 1966 424">下部炉心支持板の 水力等価直径相当</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1052 424 1301 504">エントレインメント係数</td> <td data-bbox="1301 424 1462 504">□</td> <td data-bbox="1462 424 1615 504">□</td> <td data-bbox="1615 424 1966 504">当該変数推奨範囲の最小値</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1052 504 1301 544">粒子径ファクタ</td> <td data-bbox="1301 504 1462 544">□</td> <td data-bbox="1462 504 1615 544">□</td> <td data-bbox="1615 504 1966 544">当該変数推奨範囲の最大値</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1052 544 1301 616">ジルコニウム-水反応速度の係数</td> <td data-bbox="1301 544 1462 616">1倍</td> <td data-bbox="1462 544 1615 616">1倍</td> <td data-bbox="1615 544 1966 616">燃料被覆管表面積に基づく値</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1052 616 1301 687">□時間で炉心崩壊に至る場合の炉心温度</td> <td data-bbox="1301 616 1462 687">□K</td> <td data-bbox="1462 616 1615 687">□K</td> <td data-bbox="1615 616 1966 687">当該変数推奨範囲の最確値</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1052 687 1301 767">限界熱流束にかかる係数</td> <td data-bbox="1301 687 1462 767">□</td> <td data-bbox="1462 687 1615 767">□</td> <td data-bbox="1615 687 1966 767">水への熱伝達が制限される値</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1052 767 1301 879">下部プレナムギャップの除熱量にかかる係数</td> <td data-bbox="1301 767 1462 879">□</td> <td data-bbox="1462 767 1615 879">□</td> <td data-bbox="1615 767 1966 879">当該変数推奨範囲の最確値</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1052 879 1301 959">溶接部破損時の最大歪み</td> <td data-bbox="1301 879 1462 959">□</td> <td data-bbox="1462 879 1615 959">□</td> <td data-bbox="1615 879 1966 959">当該変数推奨範囲の最確値</td> </tr> </tbody> </table>	項目	ベースケース	感度解析 ケース2	設定根拠	蓄圧注入系流動抵抗係数	□	□	プラント設計に基づく値	破損口の初期径	□m	□m	下部炉心支持板の 水力等価直径相当	エントレインメント係数	□	□	当該変数推奨範囲の最小値	粒子径ファクタ	□	□	当該変数推奨範囲の最大値	ジルコニウム-水反応速度の係数	1倍	1倍	燃料被覆管表面積に基づく値	□時間で炉心崩壊に至る場合の炉心温度	□K	□K	当該変数推奨範囲の最確値	限界熱流束にかかる係数	□	□	水への熱伝達が制限される値	下部プレナムギャップの除熱量にかかる係数	□	□	当該変数推奨範囲の最確値	溶接部破損時の最大歪み	□	□	当該変数推奨範囲の最確値			
項目	ベースケース	感度解析 ケース2	設定根拠																																									
蓄圧注入系流動抵抗係数	□	□	プラント設計に基づく値																																									
破損口の初期径	□m	□m	下部炉心支持板の 水力等価直径相当																																									
エントレインメント係数	□	□	当該変数推奨範囲の最小値																																									
粒子径ファクタ	□	□	当該変数推奨範囲の最大値																																									
ジルコニウム-水反応速度の係数	1倍	1倍	燃料被覆管表面積に基づく値																																									
□時間で炉心崩壊に至る場合の炉心温度	□K	□K	当該変数推奨範囲の最確値																																									
限界熱流束にかかる係数	□	□	水への熱伝達が制限される値																																									
下部プレナムギャップの除熱量にかかる係数	□	□	当該変数推奨範囲の最確値																																									
溶接部破損時の最大歪み	□	□	当該変数推奨範囲の最確値																																									
<div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> 枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。 </div>																																												
<p>解析結果（圧カスパイクが小さくなるケース）</p> <p>感度解析ケース2においては、原子炉容器破損時刻はベースケースに比べて約3分遅くなっており、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]を下回る結果となっている。これらの挙動について以下のとおり考察する。</p>																																												
<p>① 1次冷却系の加圧事象</p> <p>本ケースでは、溶融炉心の下部プレナムへの落下による1次冷却材圧力上昇が小さく抑制されるように感度解析パラメータを設定している。具体的には、エントレインメント係数を小さく、デブリ粒子の径を大きく、下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流</p>																																												

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">【参考のため掲載順を入替え】</p> <p style="text-align: center;">図 4-9-1 感度解析における原子炉圧力容器破損等の整理</p>	<p style="text-align: center;">図 4 感度解析における原子炉容器破損時間等の整理</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>図 4-1-2 加圧器逃がし弁の質量流量感度解析（2）</p>	<p>※PWR 固有の解析</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

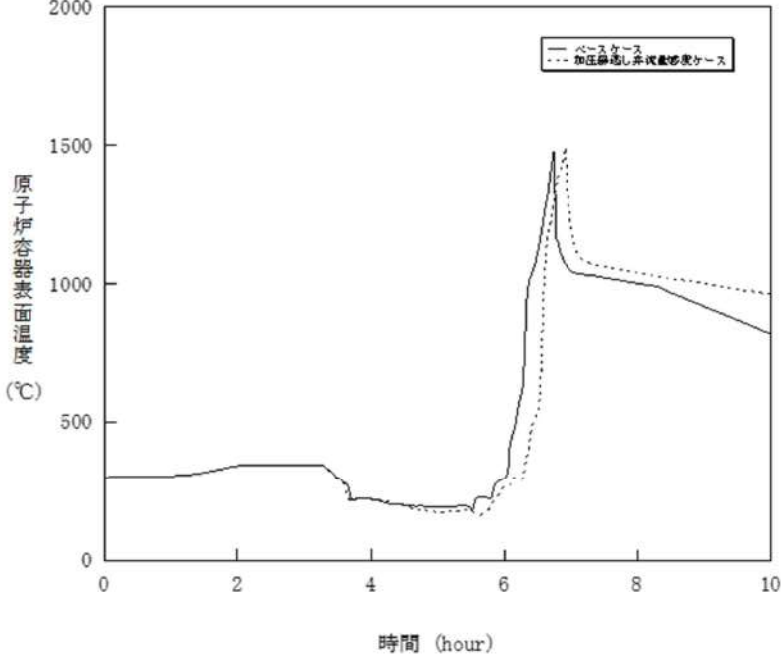
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>※PWR 固有の解析</p>

図 4-1-3 加圧器逃がし弁の質量流量感度解析 (3)

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

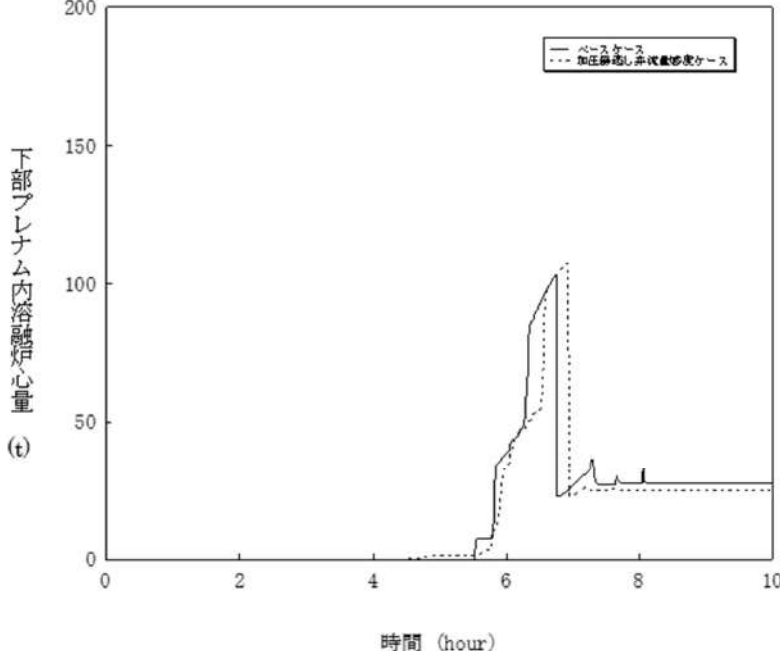
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高压溶解物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p data-bbox="1272 1023 1729 1050">図 4-1-4 加圧器逃し弁の質量流量感度解析（4）</p>	<p data-bbox="1973 236 2116 300">※PWR 固有の解析</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

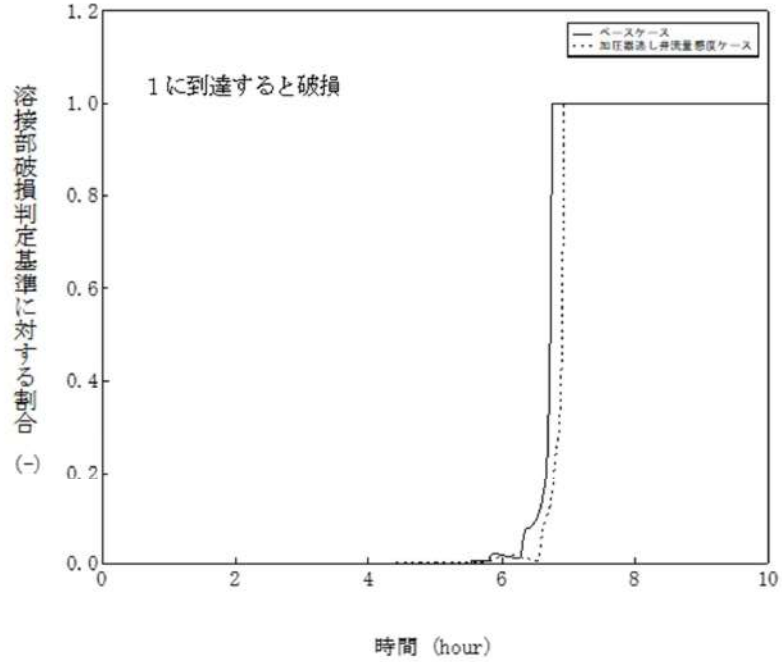
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高压溶解物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p data-bbox="1272 1023 1727 1046">図 4-1-5 加圧器逃し弁の質量流量感度解析 (5)</p>	<p data-bbox="1973 240 2116 296">※PWR 固有の解析</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p data-bbox="1272 1023 1729 1050">図 4-1-6 加圧器逃がし弁の質量流量感度解析（6）</p>	<p data-bbox="1973 236 2116 300">※PWR 固有の解析</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

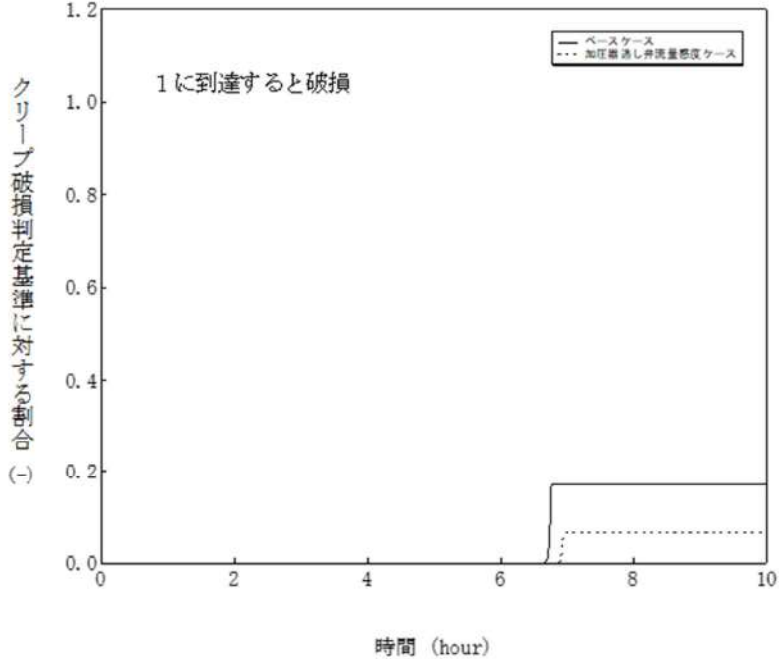
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p data-bbox="1137 391 1176 805" style="writing-mode: vertical-rl;">クリープ破損判定基準に対する割合 (-)</p> <p data-bbox="1288 391 1489 414">1に到達すると破損</p> <p data-bbox="1500 957 1624 981">時間 (hour)</p>	<p data-bbox="1971 239 2116 295">※PWR 固有の解析</p>

図 4-1-7 加圧器逃がし弁の質量流量感度解析 (7)

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>図 4-1-8 加圧器逃し弁の質量流量感度解析（8）</p>	<p>※PWR 固有の解析</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

図 4-2-1 蓄圧注入の流動抵抗感度解析（1）

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

図 4-2-2 蓄圧注入の流動抵抗感度解析（2）

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

図 4-2-3 蓄圧注入の流動抵抗感度解析（3）

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: center;">図 4-2-4 蓄圧注入の流動抵抗感度解析（4）</p>	<p>※PWR 固有の解析</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

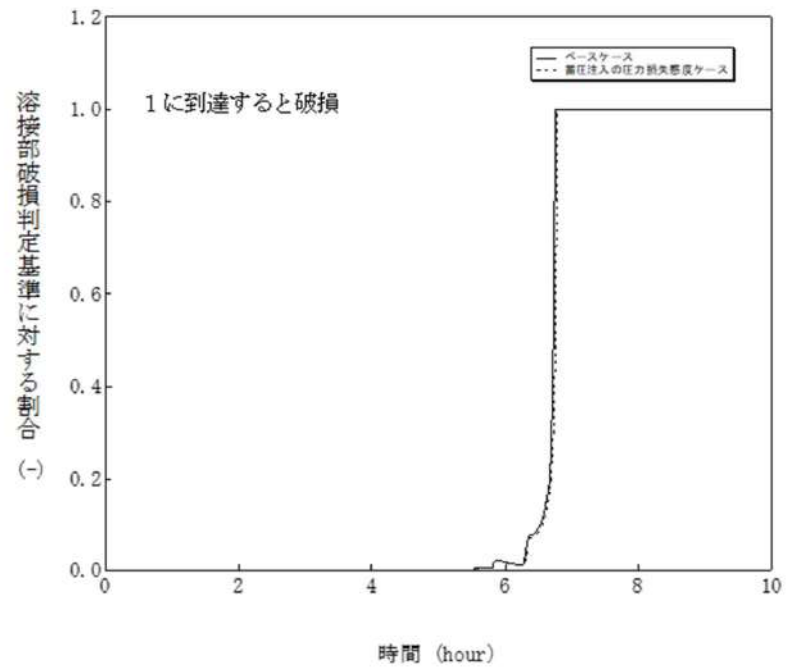
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高压溶解物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: center;">図 4-2-5 蓄圧注入の流動抵抗感度解析（5）</p>	<p>※PWR 固有の解析</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

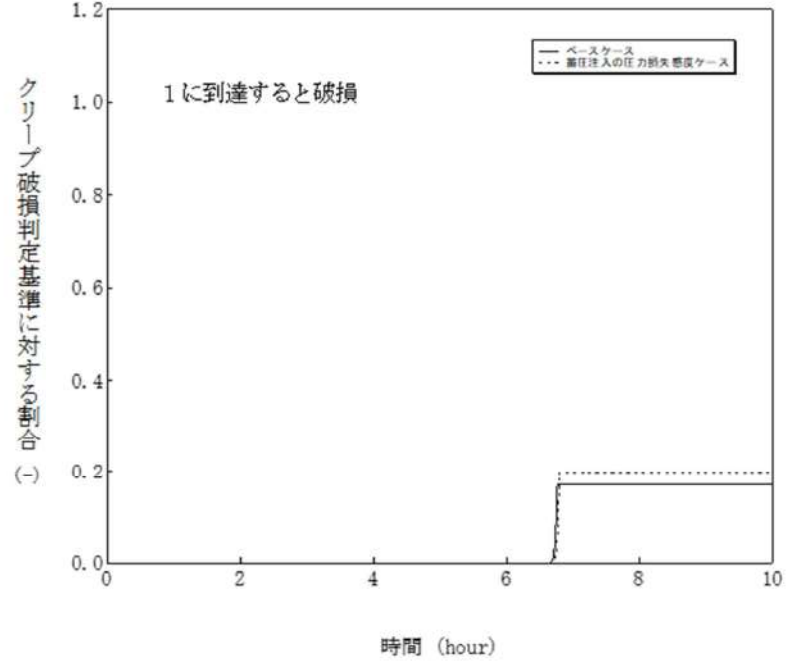
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高压溶解物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p style="text-align: center;">図 4-2-6 蓄圧注入の流動抵抗感度解析（6）</p>	<p>※PWR 固有の解析</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>図 4-2-7 蓄圧注入の流動抵抗感度解析（7）</p>	<p>※PWR 固有の解析</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: center;">図 4-2-8 蓄圧注入の流動抵抗感度解析（8）</p>	<p>※PWR 固有の解析</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

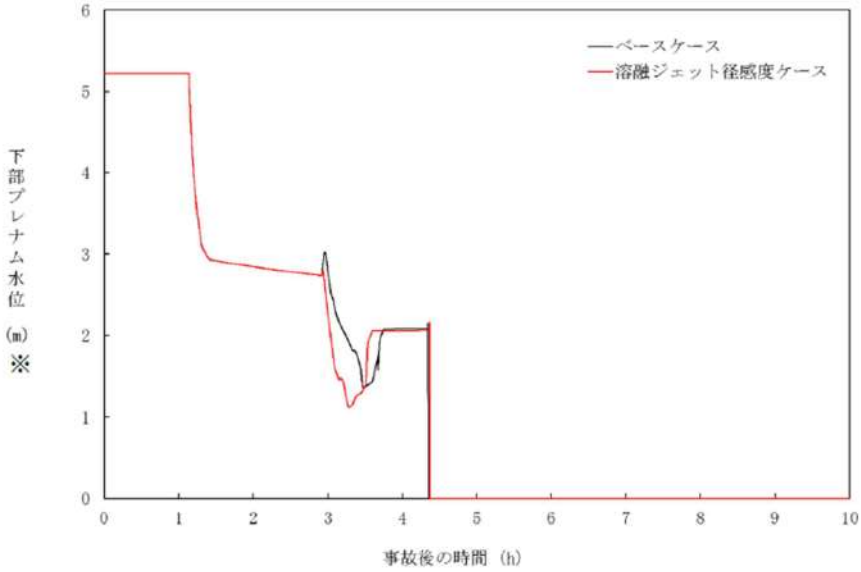
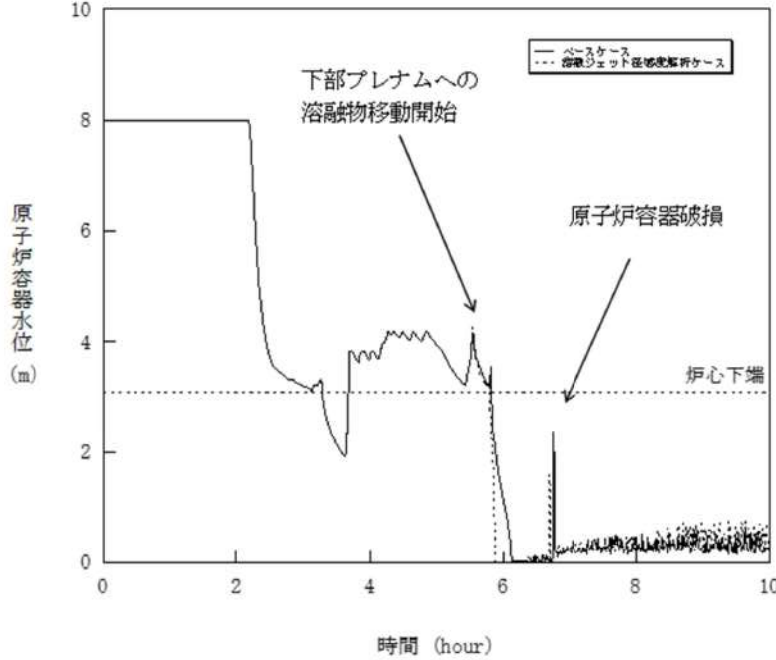
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="403 986 779 1013">図4-2-2 溶融ジェット径の感度解析（2）</p> <p data-bbox="286 1021 891 1048">※リロケーション後は、下部プレナム水位に溶融デブリ高さを含む。</p>	 <p data-bbox="1321 954 1680 981">図4-3-2 溶融ジェット径感度解析（2）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

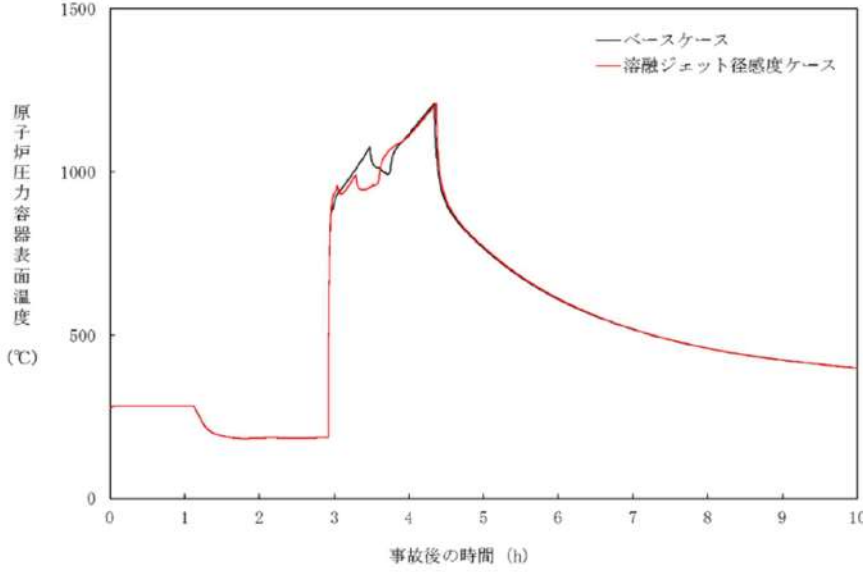
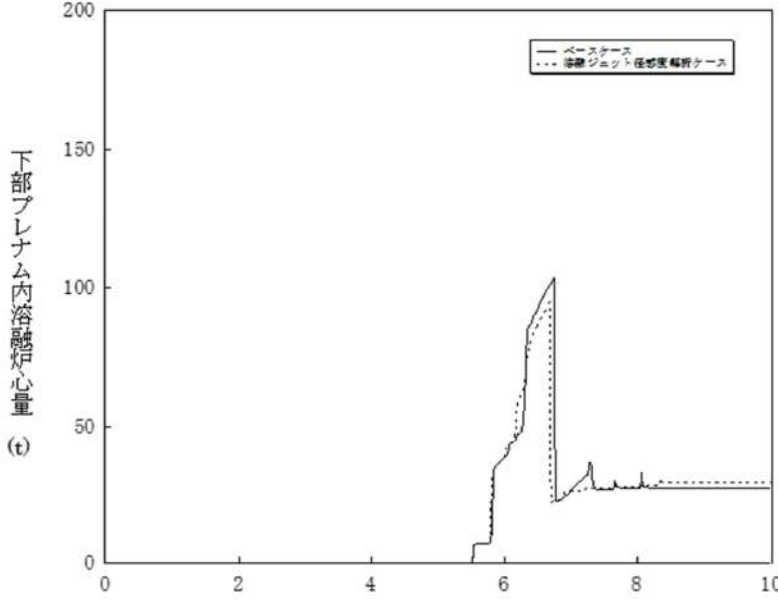
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="405 884 779 911">図4-2-5 熔融ジェット径の感度解析（5）</p>	 <p data-bbox="1328 954 1680 981">図4-3-5 熔融ジェット径感度解析（5）</p>	

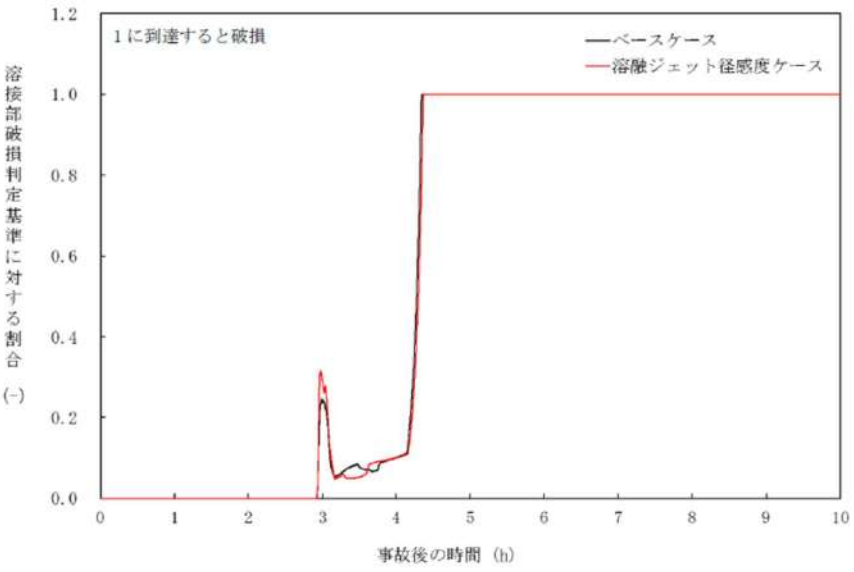
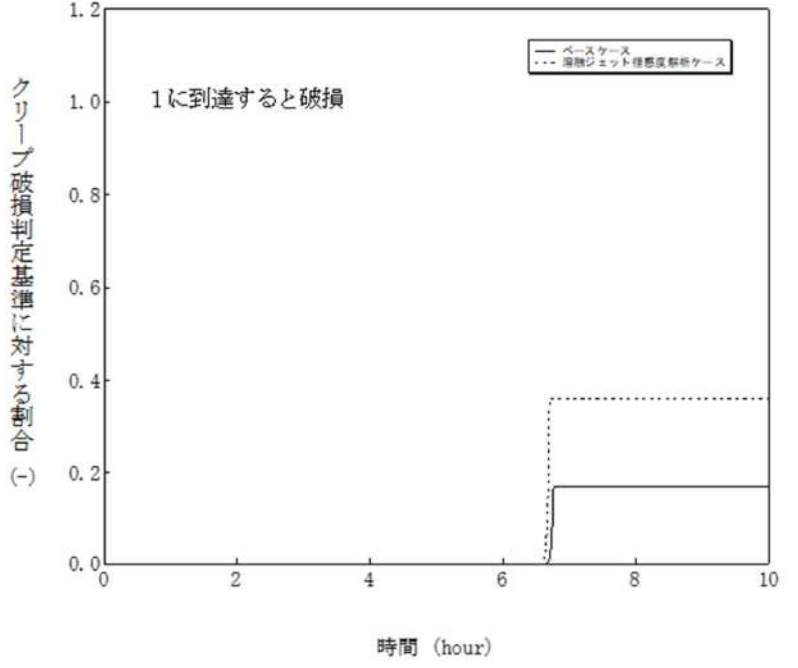
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図4-2-6 溶融ジェット径の感度解析 (6)</p>	<p>図4-3-6 溶融ジェット径感度解析 (6)</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="403 885 784 917">図4-2-7 熔融ジェット径の感度解析 (7)</p>	 <p data-bbox="1321 949 1702 981">図4-3-7 熔融ジェット径感度解析 (7)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="365 885 815 911">図 4-3-5 エントレインメント係数の感度解析 (5)</p>	<p data-bbox="1288 920 1720 946">図 4-4-5 エントレインメント係数感度解析 (5)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

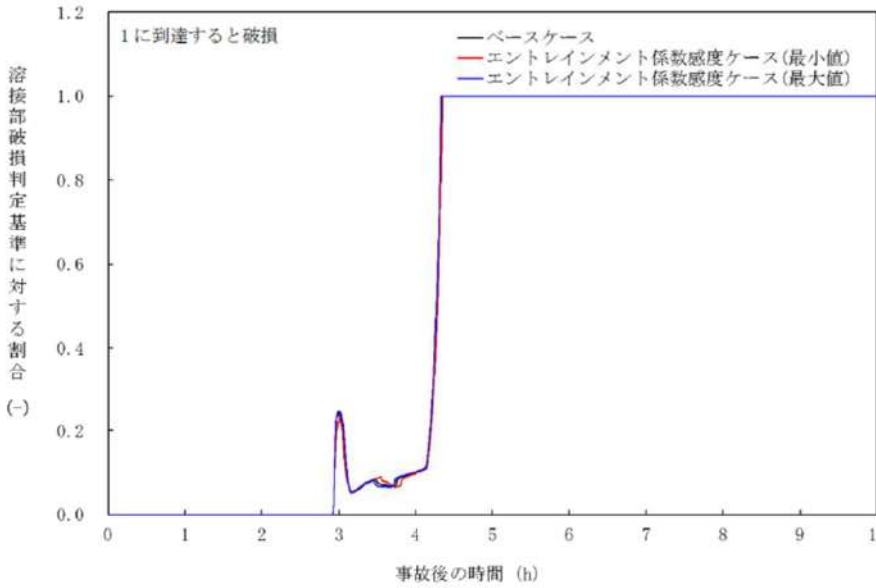
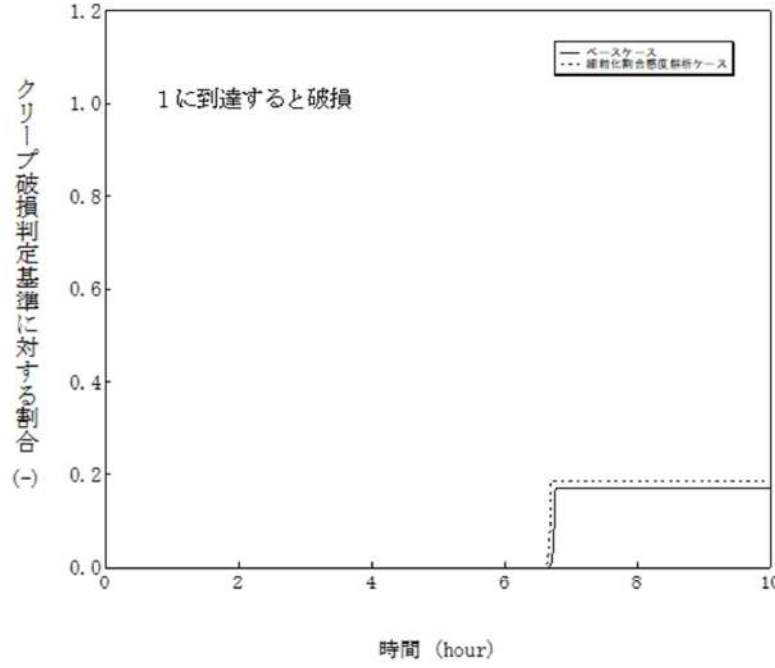
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図4-3-6 エントレインメント係数の感度解析（6）</p>	<p>図4-4-6 エントレインメント係数感度解析（6）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図4-3-7 エントレインメント係数の感度解析（7）</p>	 <p>図4-4-7 エントレインメント係数感度解析（7）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-3-8 エントレインメント係数の感度解析 (8)</p>	<p>図 4-4-8 エントレインメント係数感度解析 (8)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

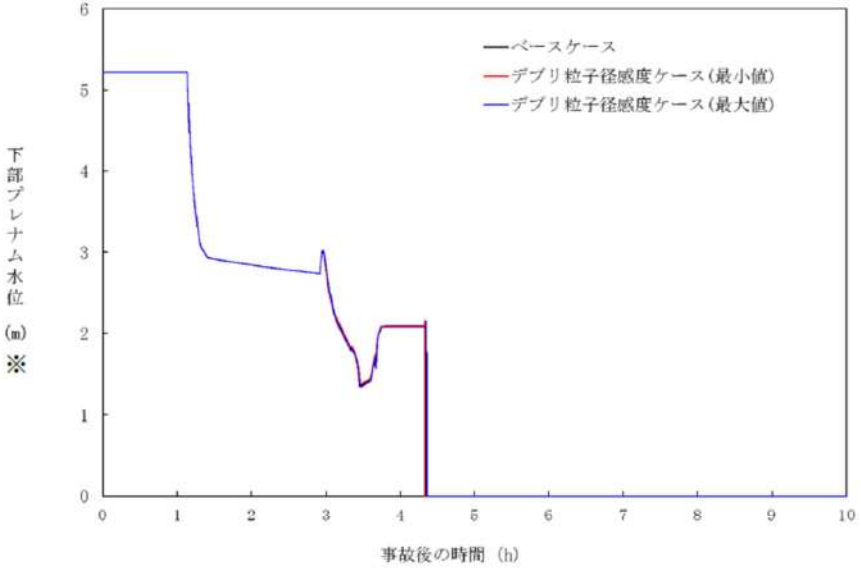
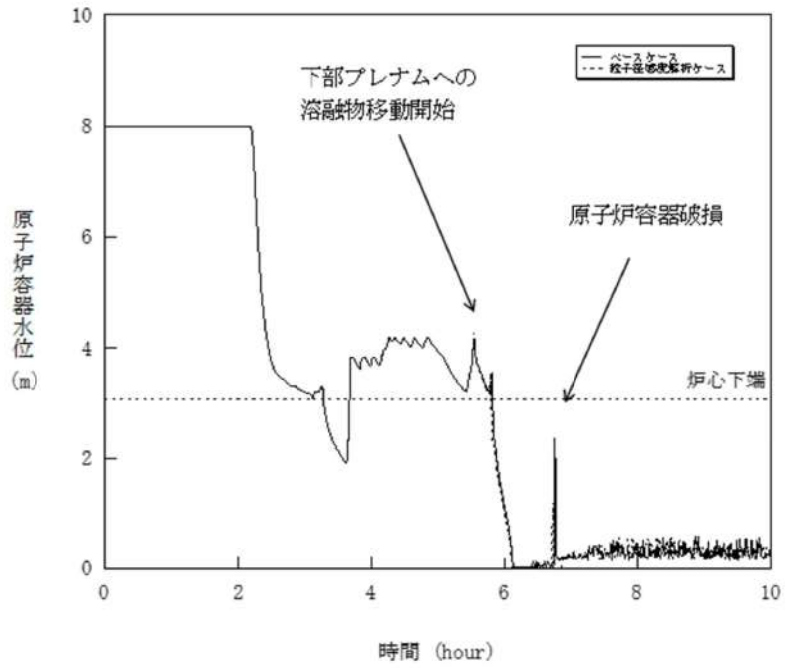
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="414 885 772 909">図 4-4-2 デブリ粒子径の感度解析（2）</p> <p data-bbox="280 917 907 941">※リロケーション後は、下部プレナム水位に溶融デブリ高さを含む。</p>	 <p data-bbox="1332 949 1691 973">図 4-5-2 デブリ粒子の径感度解析（2）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

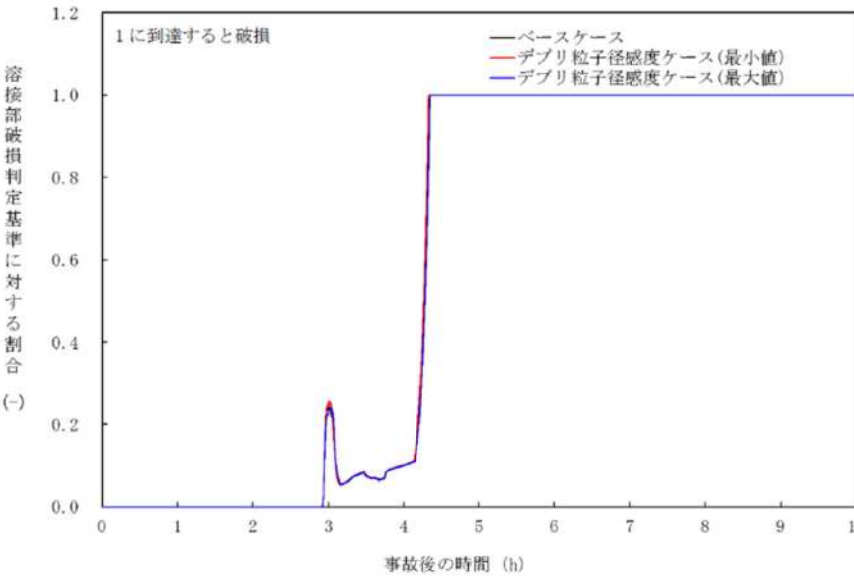
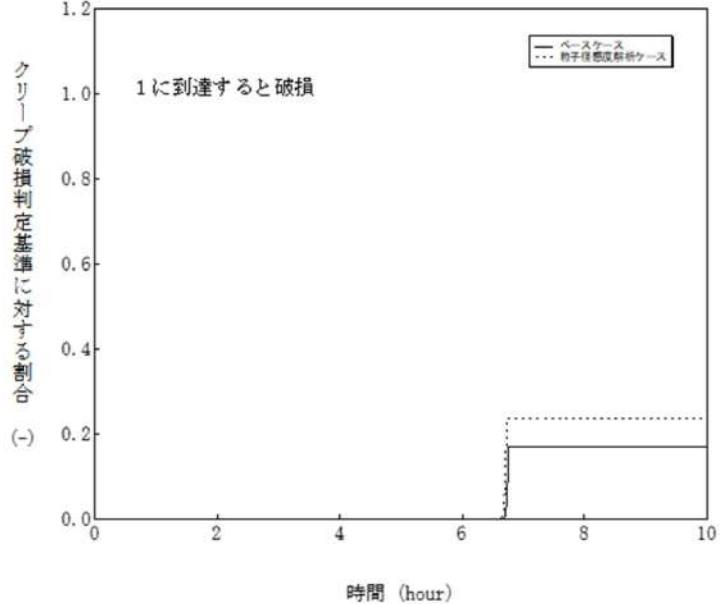
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-4-6 デブリ粒子径の感度解析 (6)</p>	<p>図 4-5-6 デブリ粒子の径感度解析 (6)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="414 885 772 917">図 4-4-7 デブリ粒子径の感度解析 (7)</p>	 <p data-bbox="1332 885 1691 917">図 4-5-7 デブリ粒子の径感度解析 (7)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>クリップ破損判定基準に対する割合 (-)</p> <p>1に到達すると破損</p> <p>— ベースケース — デブリ粒子径感度ケース(最小値) — デブリ粒子径感度ケース(最大値)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>図 4-4-8 デブリ粒子径の感度解析 (8)</p>	<p>下部プレナム水量 (kg)</p> <p>時間 (hour)</p> <p>— ベースケース ... 粒子径感度解析ケース</p> <p>図 4-5-8 デブリ粒子の径感度解析 (8)</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図4-5-7 ジルコニウム-水反応速度の感度解析（7）</p>	<p>図4-6-7 ジルコニウム-水反応速度の係数感度解析（7）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">【参考のため掲載順を入替え】</p> <p style="text-align: center;">図 4-1-1 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析 (1)</p>	<p style="text-align: center;">図 4-7-1 燃料ペレット破損判定感度解析 (1)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

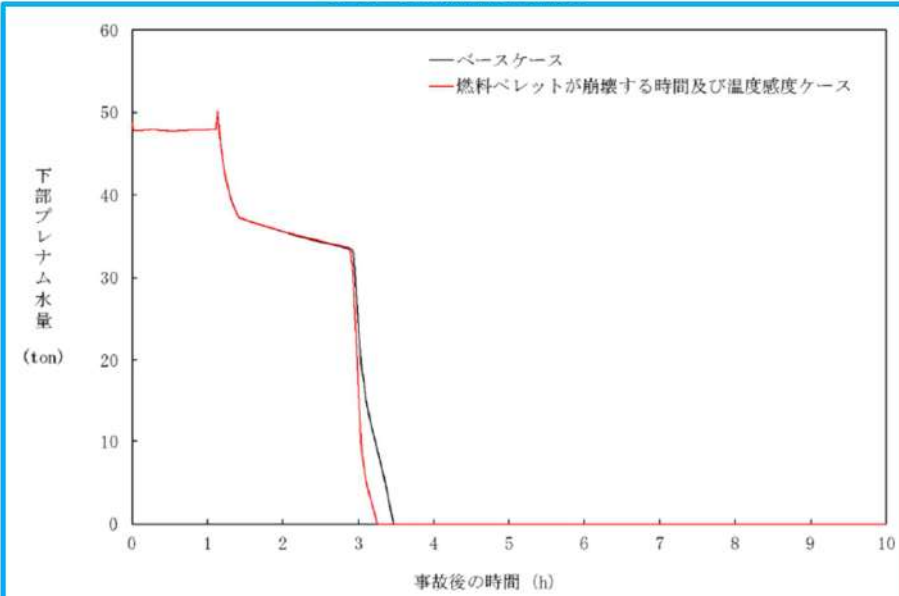
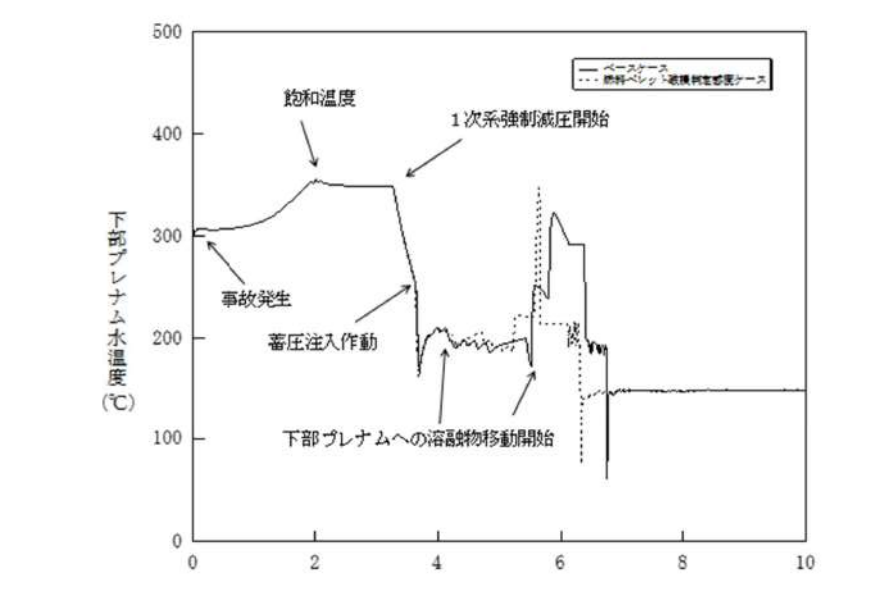
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">【参考のため掲載順を入替え】</p> <p style="text-align: center;">図 4-1-2 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析 (2) ※リロケーション後は、下部プレナム水位に溶融デブリ高さを含む。</p>	<p style="text-align: center;">図 4-7-2 燃料ペレット破損判定感度解析 (2)</p>	

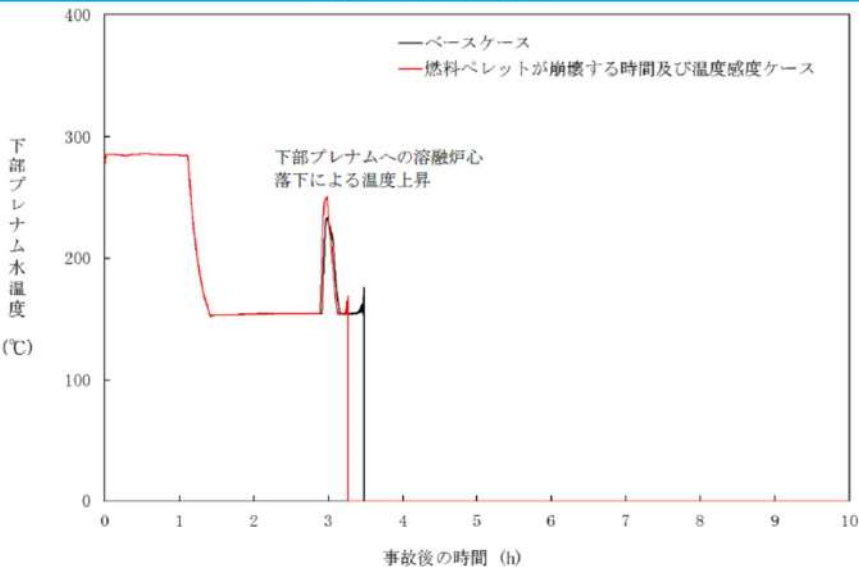
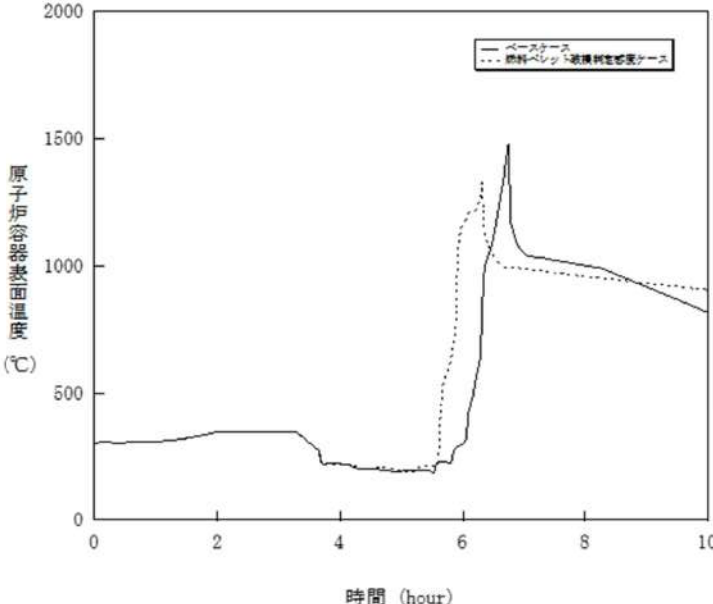
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

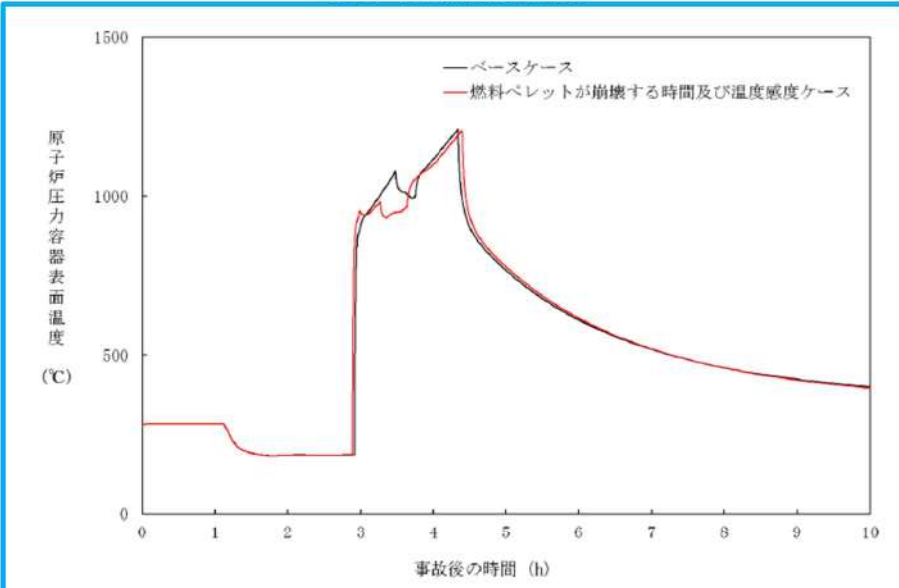
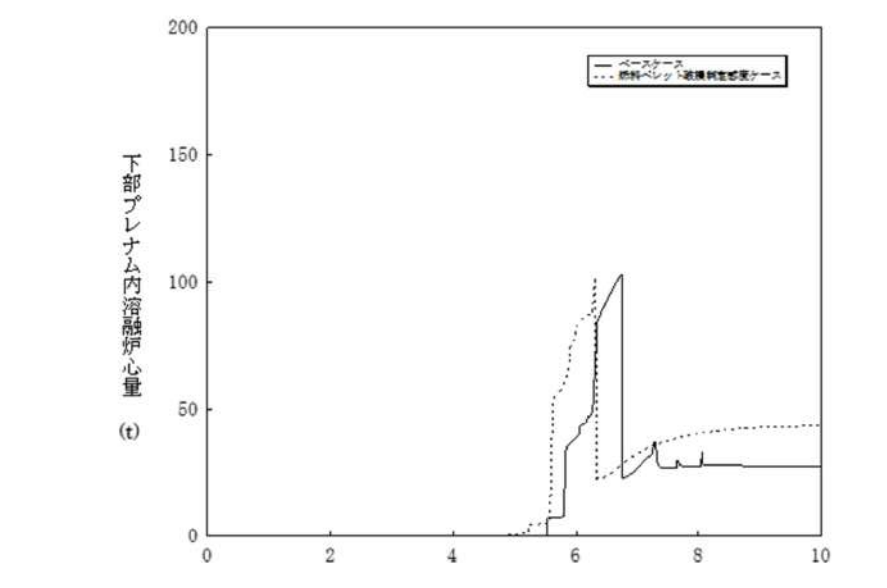
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">【参考のため掲載順を入替え】</p>  <p style="text-align: center;">図 4-1-3 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析 (3)</p>	 <p style="text-align: center;">図 4-7-3 燃料ペレット破損判定感度解析 (3)</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="465 236 725 263">【参考のため掲載順を入替え】</p>  <p data-bbox="309 885 878 912">図 4-1-4 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析 (4)</p>	 <p data-bbox="1294 917 1706 944">図 4-7-4 燃料ペレット破損判定感度解析 (4)</p>	

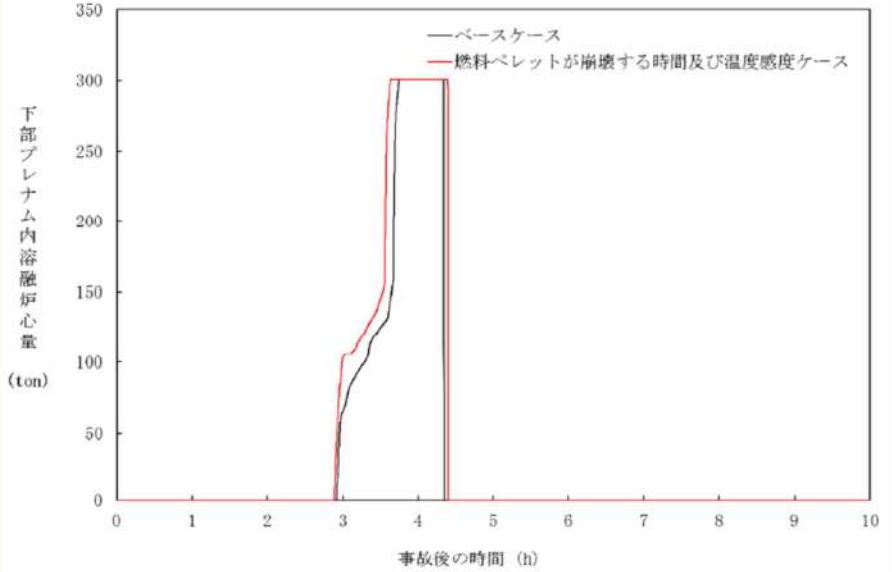
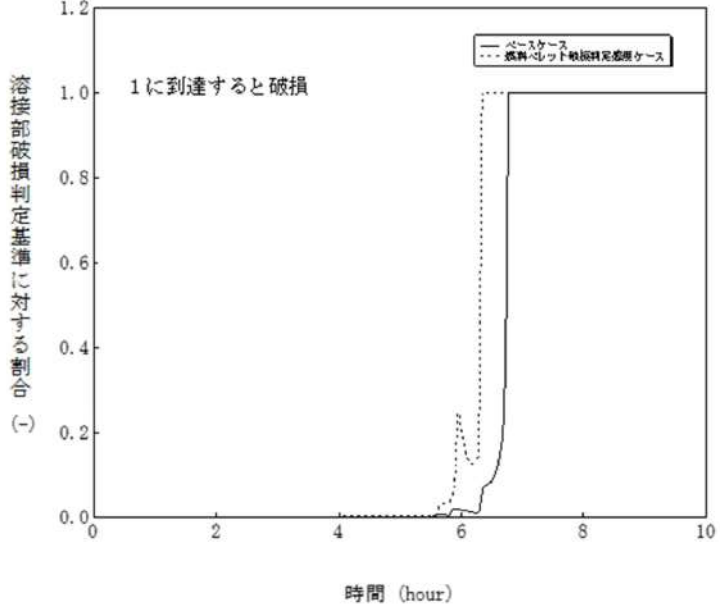
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">【参考のため掲載順を入替え】</p>  <p style="text-align: center;">図 4-1-5 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析 (5)</p>	 <p style="text-align: center;">図 4-7-5 燃料ペレット破損判定感度解析 (5)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="465 272 725 296">【参考のため掲載順を入替え】</p>  <p data-bbox="309 954 878 978">図 4-1-6 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析（6）</p>	 <p data-bbox="1294 954 1706 978">図 4-7-6 燃料ペレット破損判定感度解析（6）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

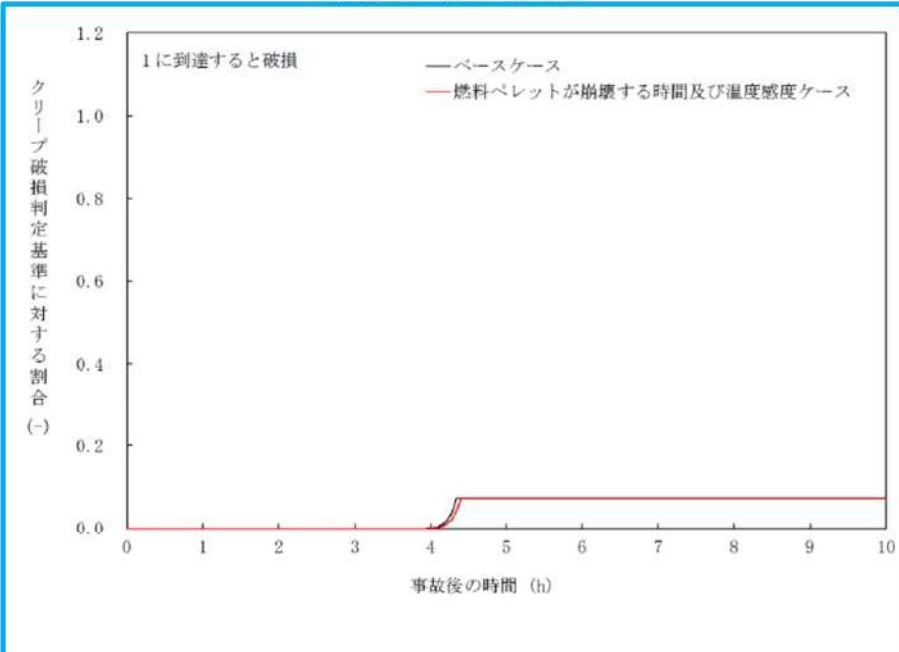
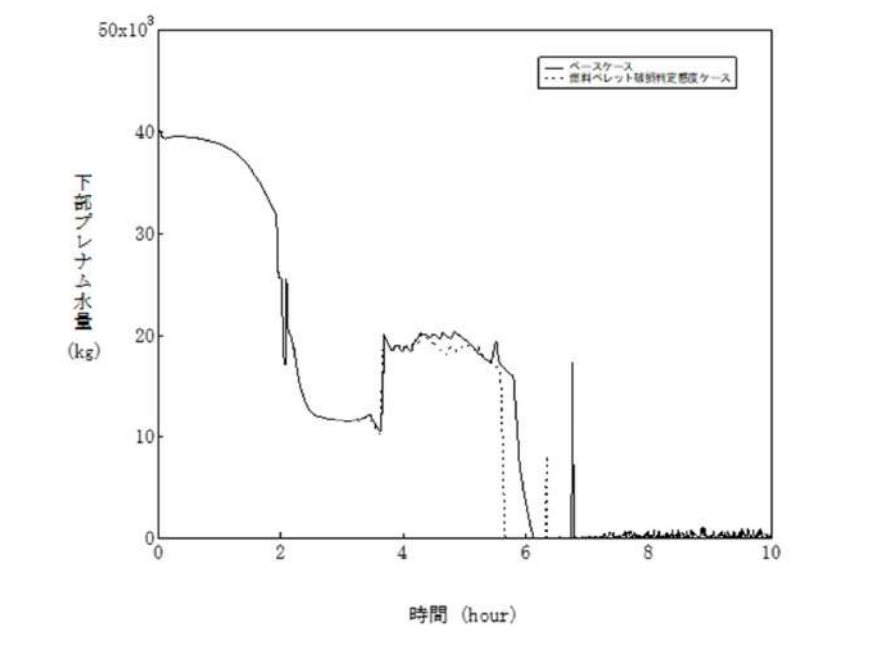
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高压溶解物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">【参考のため掲載順を入替え】</p> <p style="text-align: center;">図 4-1-7 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析（7）</p>	<p style="text-align: center;">図 4-7-7 燃料ペレット破損判定感度解析（7）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">【参考のため掲載順を入替え】</p>  <p style="text-align: center;">図 4-1-8 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析（8）</p>	 <p style="text-align: center;">図 4-7-8 燃料ペレット破損判定感度解析（8）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

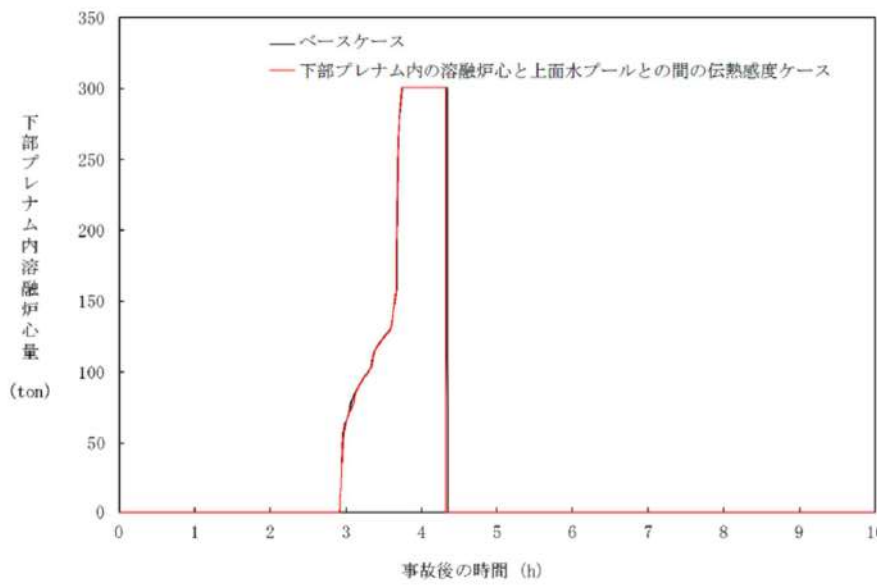
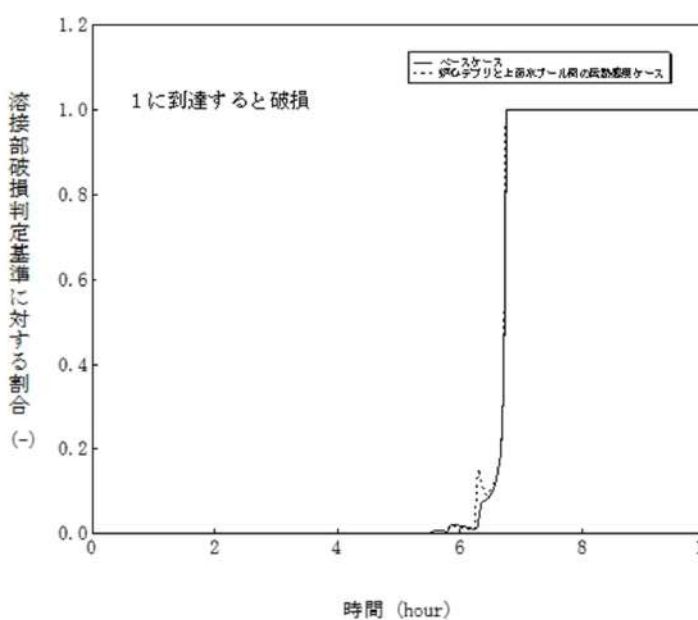
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-6-5 下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析（5）</p>	<p>図 4-8-5 溶融炉心と上面水プール間の伝熱感度解析（5）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

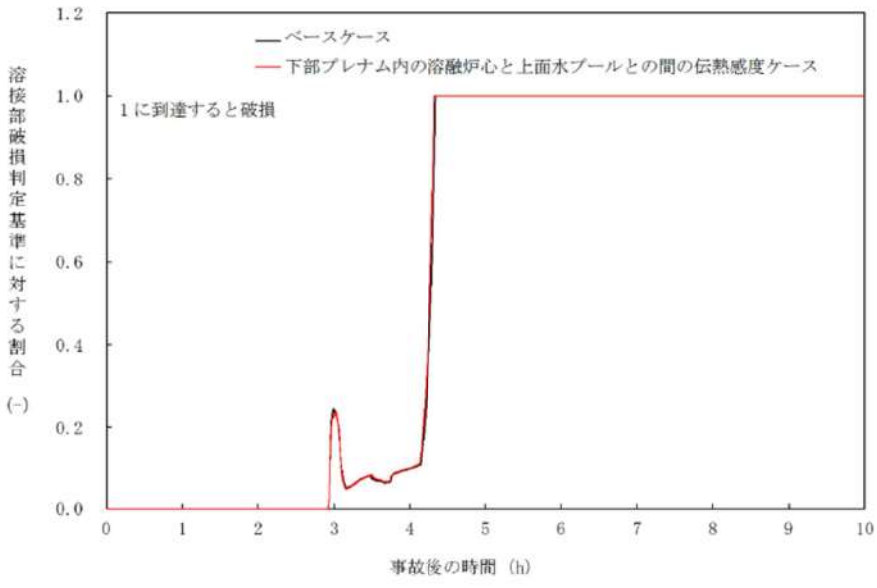
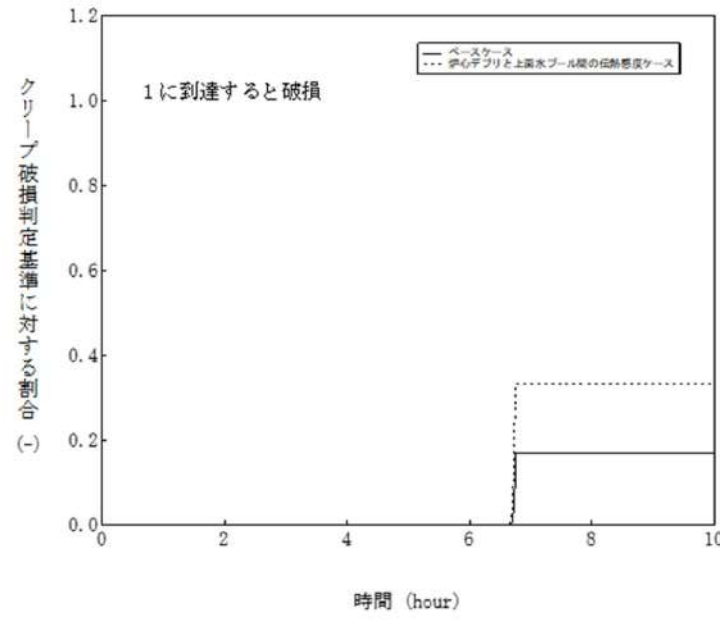
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図 4-6-7 下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析（7）</p>	 <p>図 4-8-7 溶融炉心と上面水プール間の伝熱感度解析（7）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-7-5 溶融炉心と原子炉压力容器間熱伝達の感度解析（5）</p>	<p>図 4-9-5 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達感度解析（5）</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>下部プレナム内溶融炉心量 (ton)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>—ベースケース —溶融炉心と原子炉压力容器間熱伝達感度ケース</p>	<p>溶接部破損判定基準に対する割合 (-)</p> <p>時間 (hour)</p> <p>1に到達すると破損</p> <p>—ベースケース ---炉心クワリと原子炉容器間の熱伝達感度ケース</p>	
<p>図 4-7-6 溶融炉心と原子炉压力容器間熱伝達の感度解析 (6)</p>	<p>図 4-9-6 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達感度解析 (6)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

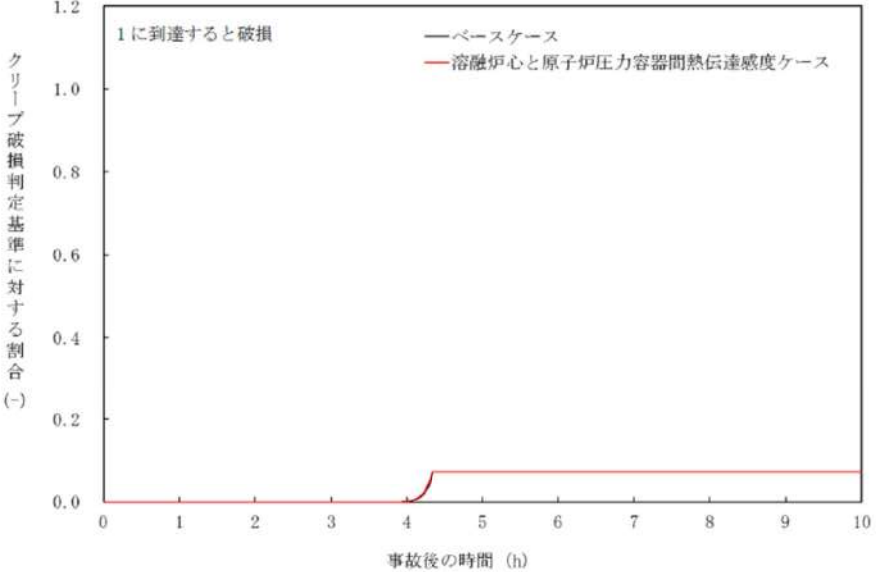
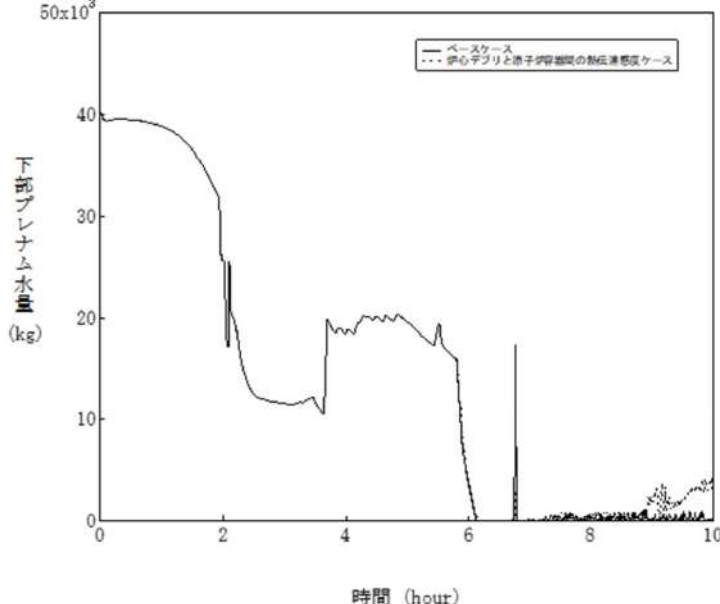
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="315 954 864 978">図 4-7-8 溶融炉心と原子炉压力容器間熱伝達の感度解析（8）</p>	 <p data-bbox="1249 922 1760 946">図 4-9-8 溶融炉心と原子炉压力容器間の熱伝達感度解析（8）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-8-5 溶接部破損時の最大ひずみの感度解析 (5)</p>	<p>図 4-10-5 溶接部破損時の最大歪み感度解析 (5)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-8-6 溶接部破損時の最大ひずみの感度解析 (6)</p>	<p>図 4-10-6 溶接部破損時の最大歪み感度解析 (6)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

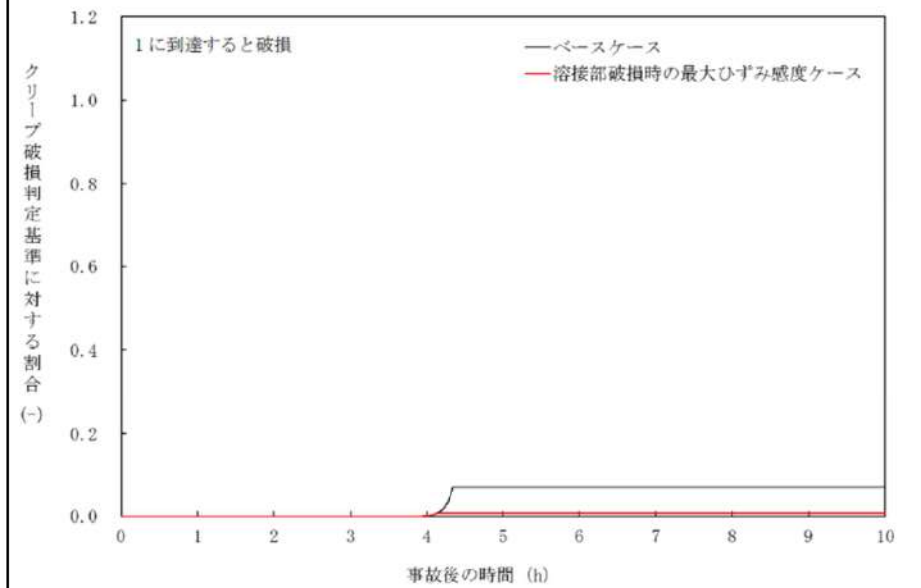
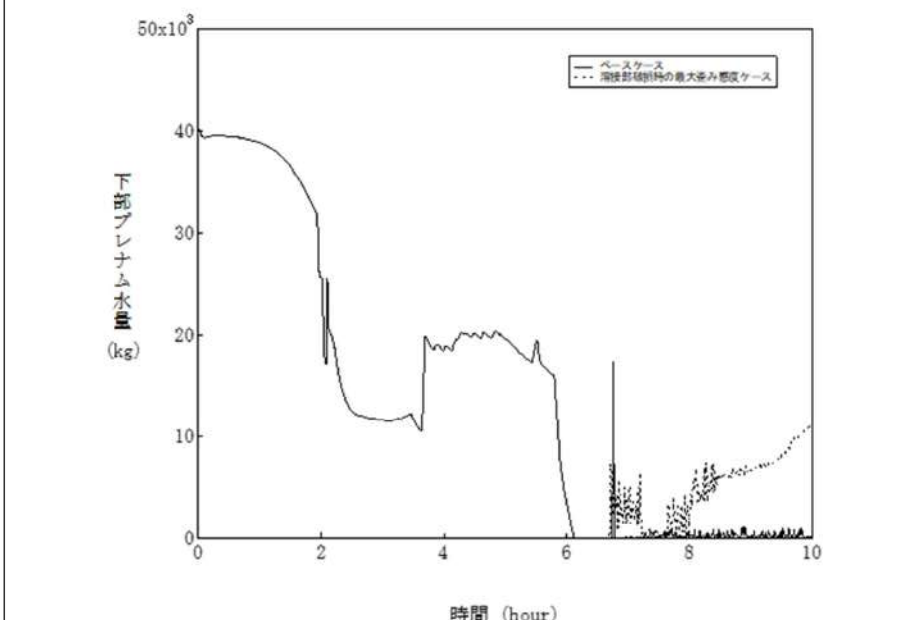
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-8-7 溶接部破損時の最大ひずみの感度解析（7）</p>	<p>図 4-10-7 溶接部破損時の最大歪み感度解析（7）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="336 941 828 981">図 4-8-8 溶接部破損時の最大ひずみの感度解析 (8)</p>	 <p data-bbox="1276 941 1769 981">図 4-10-8 溶接部破損時の最大歪み感度解析 (8)</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

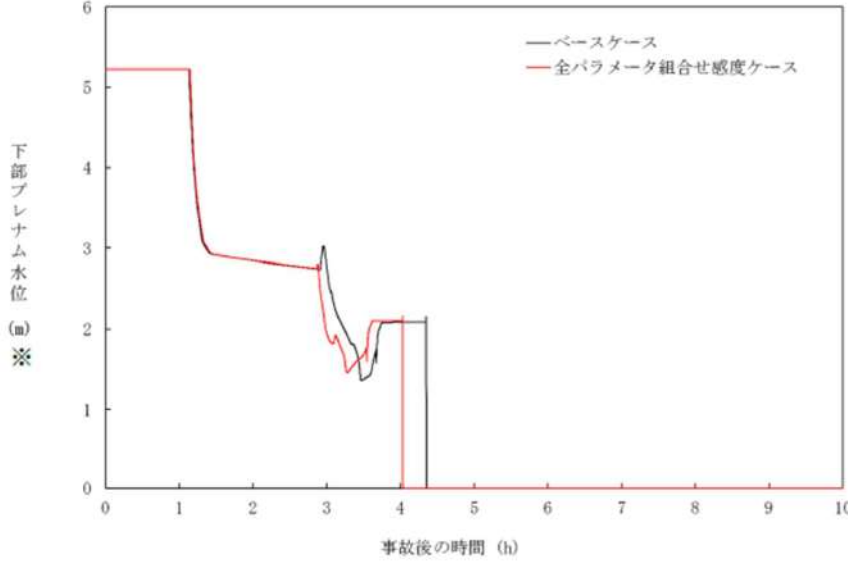
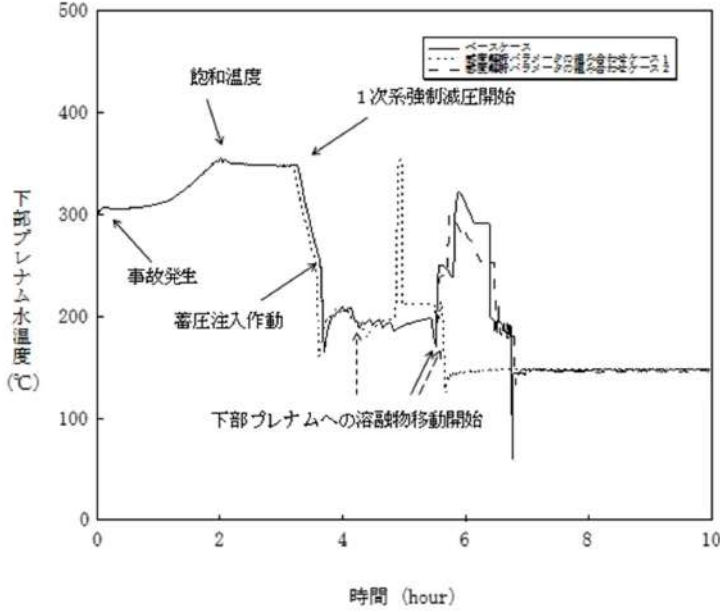
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="358 954 817 981">図4-9-3 全パラメータ組み合わせの感度解析（2）</p> <p data-bbox="286 986 891 1013">※リケーション後は、下部プレナム水位に溶融デブリ高さを含む。</p>	 <p data-bbox="1299 954 1702 981">図4-11-3 感度解析パラメータの組合せ（3）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-9-5 全パラメータ組み合わせの感度解析 (4)</p>	<p>図 4-11-5 感度解析パラメータの組合せ (5)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

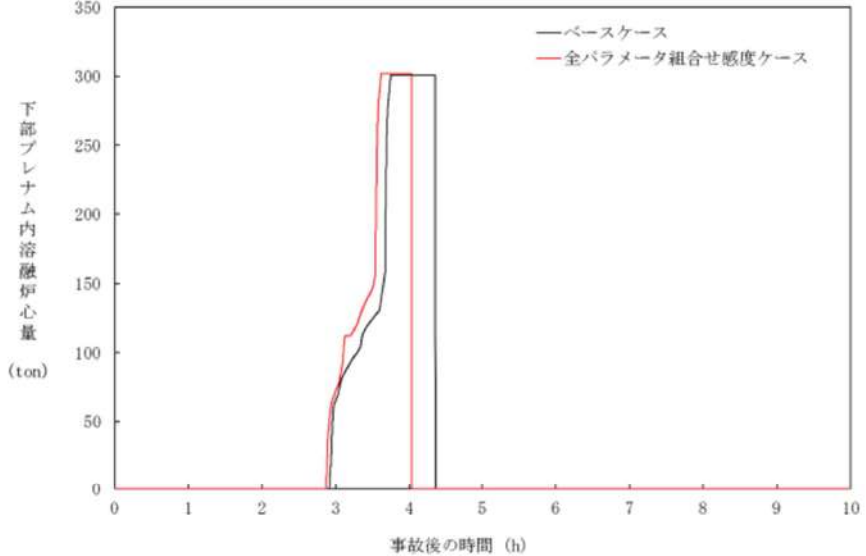
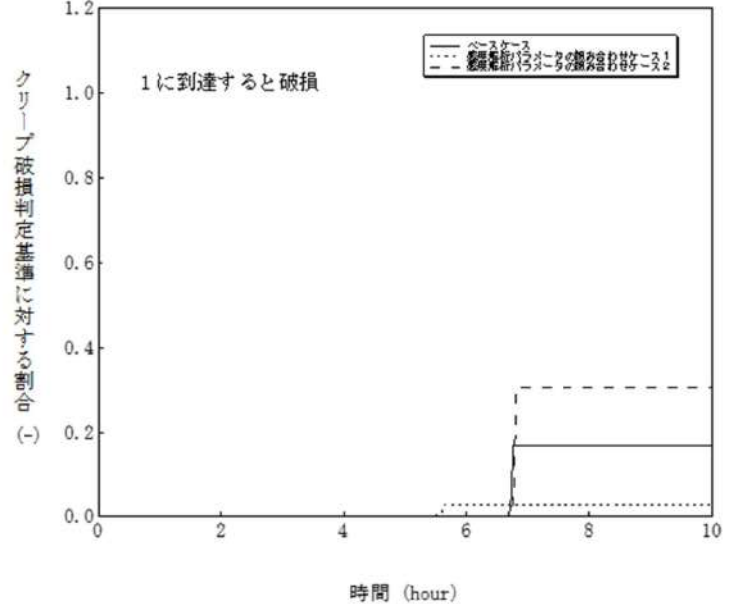
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-9-6 全パラメータ組み合わせの感度解析（5）</p>	<p>図 4-11-6 感度解析パラメータの組合せ（6）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図 4-9-7 全パラメータ組み合わせの感度解析（6）</p>	 <p>図 4-11-7 感度解析パラメータの組合せ（7）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-9-8 全パラメータ組み合わせの感度解析 (7)</p>	<p>図 4-11-8 感度解析パラメータの組合せ (8)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4-9-9 全パラメータ組み合わせの感度解析 (8)</p>	<p>図 4-11-9 感度解析パラメータの組合せ (9)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: center;">図 4-11-10 感度解析パラメータの組合せ（10）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="324 204 869 228">付録1 Surry 型原子炉下部キャビティの1/42 スケール実験</p> <p data-bbox="185 276 1048 363">BNL では、Surry 型原子炉下部キャビティの1/42 スケールモデルを用いた模擬物質の分散放出実験^[1]を実施し、原子炉下部キャビティ内に残存する物質の測定結果を整理して、実機において分散放出が生じない圧力を評価している。</p> <p data-bbox="185 411 1048 531">実験装置の概要を付図1-1 に示す。模擬物質は弁の上のメタルホルダに保持され、弁を開放すると、模擬気体の圧力によって、模擬物質が原子炉下部キャビティに噴出する。その後、模擬気体のブローダウンによって模擬物質の一部が配管やタンクにエントレインされ、原子炉下部キャビティに残った模擬物質を測定する。</p> <p data-bbox="185 579 1048 738">模擬物質を用いた分散放出実験では、様々な初期圧力、様々な開口径に対して、原子炉下部キャビティ内に残存する模擬物質の割合を測定している。模擬物質としては水とウッド合金を使用し、模擬気体としては窒素とヘリウムを使用している。付図1-2 に測定結果を示す。原子炉下部キャビティ内に残存する模擬物質の割合の測定結果 (f) は Kutateladze 数に関する無次元数 (G) の関数として整理されており、$f \sim 1/(1+0.001G^2)$ でよく近似できる。</p> <p data-bbox="185 786 1048 946">この関係式を用いて、分散放出が無視できる1次系圧力を評価することができる。具体的には、Kutateladze 数に関する無次元数が7以下の場合に熔融炉心の分散放出が無視できるとしている。このとき、原子炉下部キャビティに残存する模擬物質の割合は、すべてのデータについて0.9以上、平均値では約0.95である。実機条件（水蒸気温度500K、原子炉圧力容器破損口径0.4m）に対しては、熔融炉心の分散放出が無視できる1次系圧力は2.38MPaと評価される。</p>	<p data-bbox="1227 204 1771 228">添付1-1 Surry 型原子炉下部キャビティの1/42 スケール実験</p> <p data-bbox="1095 276 1962 363">BNL では、Surry 型原子炉下部キャビティの1/42 スケールモデルを用いた模擬物質の分散放出実験^[1]を実施し、原子炉下部キャビティ内に残存する物質の測定結果を整理して、実機において分散放出が生じない圧力を評価している。</p> <p data-bbox="1095 411 1962 531">実験装置の概要を付図1-1 に示す。模擬物質は弁の上のメタルホルダに保持され、弁を開放すると、模擬気体の圧力によって、模擬物質が原子炉下部キャビティに噴出する。その後、模擬気体のブローダウンによって模擬物質の一部が配管やタンクにエントレインされ、原子炉下部キャビティに残った模擬物質を測定する。</p> <p data-bbox="1095 579 1962 738">模擬物質を用いた分散放出実験では、様々な初期圧力、様々な開口径に対して、原子炉下部キャビティ内に残存する模擬物質の割合を測定している。模擬物質としては水とウッド合金を使用し、模擬気体としては窒素とヘリウムを使用している。付図1-2 に測定結果を示す。原子炉下部キャビティ内に残存する模擬物質の割合の測定結果 (f) は Kutateladze 数に関する無次元数 (G) の関数として整理されており、$f \sim 1/(1+0.001G^2)$ でよく近似できる。</p> <p data-bbox="1095 786 1962 946">この関係式を用いて、分散放出が無視できる1次冷却材圧力を評価することができる。具体的には、Kutateladze 数に関する無次元数が7以下の場合に熔融炉心の分散放出が無視できるとしている。このとき、原子炉下部キャビティに残存する模擬物質の割合は、すべてのデータについて0.9以上、平均値では約0.95である。実機条件（水蒸気温度500K、原子炉容器破損口径0.4m）に対しては、熔融炉心の分散放出が無視できる1次冷却材圧力は2.38MPaと評価される。</p> <p data-bbox="1099 994 1962 1082">[1] N. K. Tutu, et al., "Low Pressure Cutoff for Melt Dispersal from Reactor Cavities", Fourth Proceedings of Nuclear Thermal Hydraulics, ANS Meeting, October 30 . November 4, 1988.</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>付図1-1 Surry型原子炉下部キャビティの1/42スケール実験装置</p>	<p>付図1-1 Surry型原子炉下部キャビティの1/42スケール実験装置</p>	
<p>付図1-2 Kutateladze 数に関する無次元数と原子炉下部キャビティに残存する模擬物質との関係</p>	<p>付図1-2 Kutateladze 数に関する無次元数と原子炉下部キャビティに残存する模擬物質との関係</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p style="text-align: center;">添付 1-2 1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍にて停滞する現象について</p> <p>1次冷却系強制減圧操作を実施すると、付図2-1に示すとおり、1次冷却材圧力は速やかに低下するが、蓄圧注入開始後、一旦2.0MPa[gage]近傍で維持される。この現象について説明する。</p> <p>(1)現象の考察</p> <p>蓄圧タンク圧力は蓄圧注入の進行とともに低下し、蓄圧タンク圧力と1次冷却材圧力が均衡した後は、1次冷却材圧力の低下分だけ蓄圧注入が入る。それにより蓄圧タンク圧力は低下するのに加え、蓄圧注入水により炉心水位が上昇し、炉心部で蒸気生成が起こり、1次冷却材圧力が上昇すると、蓄圧注入は停止する。この時の炉心部の概念図を付図2-2に示す。</p> <p>つまり、加圧器逃がし弁からの蒸気放出質量流量と蓄圧注入水の蒸発質量流量がバランスした状態が形成されるため、1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍で停滞することになる。この現象を数式で表すと以下ようになる。</p> <p>加圧器逃がし弁の臨界流量W_{PORV}は冠水炉心の崩壊熱により次式のように近似できる。</p> $W_{PORV} \approx \frac{Q_{decay}(L_{ctrl})}{h_{lg}}$ <p>ただし、</p> <p>W_{PORV}：加圧器逃がし弁の臨界流量 $Q_{decay}(L_{ctrl})$：冠水炉心の崩壊熱 L_{ctrl}：冠水炉心の崩壊熱がW_{PORV}相当になる炉心水位 h_{lg}：水の蒸発潜熱</p> <p>この時、炉心水位LとL_{ctrl}の関係により、次のようなメカニズムで、蓄圧注入量W_{ACUM}が加圧器逃がし弁の臨界流と同等になるように制御される。</p> <p>if $L > L_{ctrl}$ 蒸発量がW_{PORV}より大きくなり加圧 →蓄圧注入が停止 if $L < L_{ctrl}$ 蒸発量がW_{PORV}より小さくなり減圧 →蓄圧注入作動</p> <p>その結果、$L \approx L_{ctrl}$ また $W_{PORV} \approx W_{ACUM}$ となり、1次冷却材圧力が蓄圧タンク圧力とバランスして維持される、というメカニズムで制御される。</p>	<p>※PWR 固有の現象</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

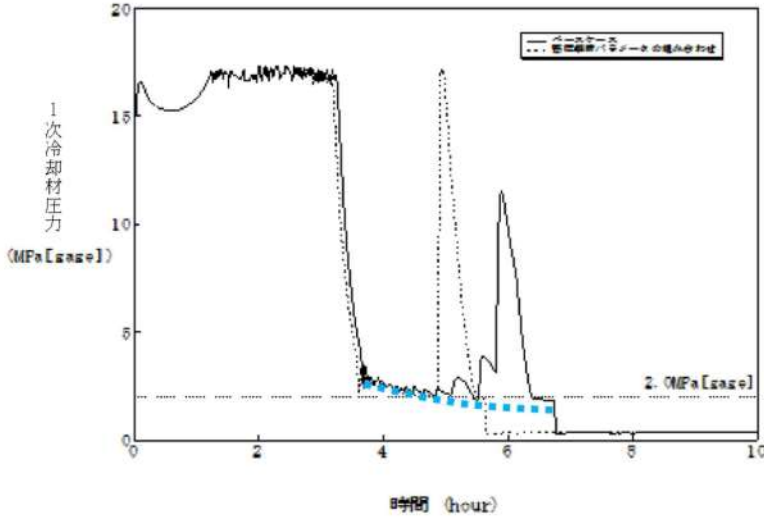
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (添付1 高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の防止について)

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p data-bbox="1294 751 1727 774">付図 2-3 蓄圧タンクの平衡圧力の確認計算結果</p>	

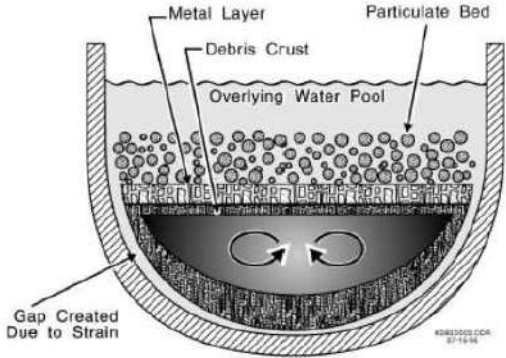
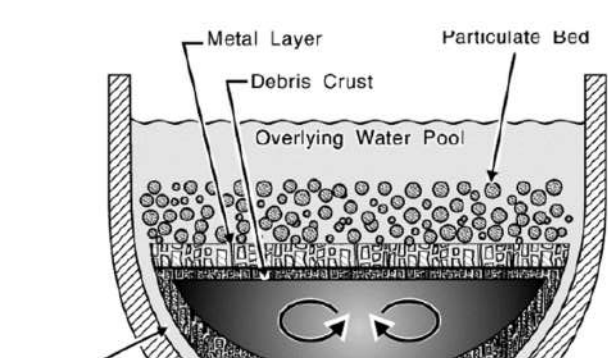
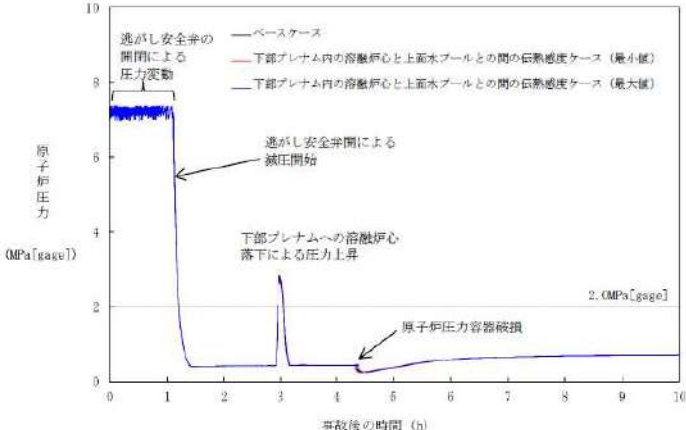
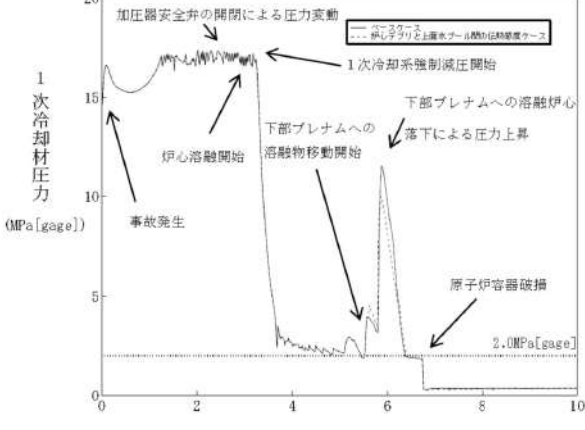
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="224 204 969 228">付録2 溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析条件に用いる係数の妥当性</p> <p data-bbox="159 272 387 296">(1) 感度係数の位置づけ</p> <p data-bbox="145 308 1048 363">本感度解析に使用した係数は、下部プレナムに落下した溶融デブリ表面の金属層と上面水プールへの限界熱流束の乗数である。</p> <p data-bbox="145 375 1048 568">付図 2-1 に、MAAPにおけるデブリベッドへの冷却材浸入による冷却の状態図を示す。MAAPパラメータ内で適用している本係数の下限値「0」は、金属層が水に対して不透過性であり、熱は金属層表面で対流又は熱伝導のみで水に伝わることを意味し、上限値「1」は水が金属層に浸入し、限界熱流束によって制限された速度で冷却され、かつ表面からも対流又は熱伝導で除熱されることを意味する。本係数を調整することにより、金属層への水の浸入に伴う熱伝達の不確かさの影響を確認することができる。</p> <p data-bbox="145 579 1048 804">MAAPパラメータでデフォルト値として使用している値は、金属層への水の浸入が少ない場合を想定して、下限としてグリムスヴォトン溶岩での実験^{[4]※1} で得られた除熱量を参考にした設定値 <input type="text"/>、上限としてMAAPの感度解析によりサーベイした、代表的な崩壊熱レベルの溶融デブリが冷却できる最小の除熱量に対応する設定値 <input type="text"/> を考慮し、その中間値 <input type="text"/> をデフォルト値としている。このとおり本係数は、不確かさを有するパラメータであるが、下記の感度解析にて示すとおり、デブリ冷却への影響は限定的であることから、推奨範囲の中間値をベースケース解析に用いることは妥当と考える。</p> <p data-bbox="165 815 741 839">※1：グリムスヴォトン溶岩 (Grimsvotn lava field) での実験</p> <p data-bbox="145 850 1048 943">グリムスヴォトン溶岩に広範囲にスプレイ散布することで、熱伝達のための除熱よりも早く溶岩が固化する現象が確認された。この実験ではスプレイ水の溶岩への浸入による除熱量 (約 40kW/m²) が評価されている。</p> <p data-bbox="159 986 349 1010">(2) 感度係数の影響</p> <p data-bbox="145 1021 1048 1114">付図 2-2 に、係数を <input type="text"/>、<input type="text"/> の範囲で変化させた解析結果を示す。溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱は、原子炉压力容器の破損時間にほとんど影響を与えない結果となっている。このことから、推奨範囲の中間値 <input type="text"/> をベースケース解析において使用することは妥当と考える。</p> <div data-bbox="600 1358 1010 1426" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	<p data-bbox="1120 204 1895 228">添付1-3 溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析条件に用いる係数の妥当性</p> <p data-bbox="1061 272 1270 296">(1) 感度解析の位置付け</p> <p data-bbox="1061 308 1964 363">原子炉容器破損時の1次冷却材圧力に係る感度解析で使用した係数は、原子炉容器下部プレナムのデブリベッドと上面水プールとの間の限界熱流束にかかる係数である。</p> <p data-bbox="1061 375 1964 536">付図 3-1 にMAAPで想定しているデブリベッドへの水浸入による冷却の状態を示す。この係数が「0」の場合、金属層への水浸入がないことを意味する。この場合、金属表面から水への熱伝達は、対流あるいは熱伝導のみ行われる。この係数が「1」の場合、水は金属層へ浸入し、限界熱流束で制御される速度で冷却される。これは、対流と熱伝導に追加された冷却モードである。本係数を調整することにより、水のデブリベッドへの浸入による不確かさを評価することができる。</p> <p data-bbox="1061 579 1964 671">MAAPコードのパラメータでデフォルト値として使用している値は、実験的に下限値とされる値と完全冷却に至る値との中間の値として、<input type="text"/> が設定されている。一方、下限値として設定される <input type="text"/> は、実験的に設定された値^[1]であり、上面水プールでは十分に冷却できない値である。</p> <p data-bbox="1061 986 1232 1010">(2) 感度解析の影響</p> <p data-bbox="1061 1021 1964 1114">図 3-2 にベースケースとして <input type="text"/> を感度解析ケースとして <input type="text"/> を設定した解析結果を示す。その結果、原子炉容器下部プレナム内のデブリベッドと上面水プールとの間の限界熱流束の原子炉容器破損時刻に対する感度は小さく、その不確かさの影響はほとんどないといえる。</p> <p data-bbox="1061 1193 1812 1249">[1] Uncertainty Working Group of the MAAP User's Group, "MAAP4 UNCERTAINTY AND SENSITIVITY ANALYSES"</p> <div data-bbox="1592 1378 1912 1437" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	<p data-bbox="1977 169 2114 261">※付録 1-3 は従来の PWR の公開文献から追加</p>

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	 <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	
<p>付図 2-1 デブリベッドへの冷却材浸入による冷却</p>	<p>付図 3-1 デブリベッドへの水浸入による冷却モデル</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	
 <p>付図 2-2 原子炉圧力の時間変化</p>	 <p>付図 3-2 1次冷却材圧力の時間変化</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="241 204 949 228">付録3 溶融デブリと原子炉圧力容器間の熱伝達におけるギャップ冷却について</p> <p data-bbox="165 272 636 296">付図3-1に下部プレナムでのエネルギー移行図を示す。</p> <p data-bbox="143 308 1048 432">MAAPでは、下部プレナムに落下した溶融デブリは溶融プールの外側にクラストが形成される。この、下部クラストと原子炉圧力容器内面にひずみが生じ、下部クラストと容器内面に生じたギャップに冷却材が流入することでクラスト表面及び原子炉圧力容器内面から除熱される「ギャップ冷却」が生じるというモデルになっている。</p> <p data-bbox="143 443 1048 671">付図3-1に示すとおり、MAAPでは、上述のギャップ冷却による除熱量と下部クラストから隣接流体への伝熱量を評価している。下部クラストから移行し、ギャップ冷却で取り除かれない伝熱量は、原子炉圧力容器内面への伝熱量として評価される。ギャップ冷却は、ギャップに浸入した水の沸騰時の限界熱流束により評価される。溶融デブリと原子炉圧力容器間のギャップに存在する水による除熱量と溶融デブリから原子炉圧力容器への伝熱量を比較すると、下部プレナムギャップの除熱量は、溶融デブリから原子炉容器への伝熱量に比べて非常に小さいことから、原子炉圧力容器温度の上昇が発生する。ドライアウト後、ギャップ冷却効果はゼロとなる。</p> <p data-bbox="143 716 1048 807">以上のことから、下部プレナムギャップの除熱量が溶融デブリと原子炉圧力容器間の熱伝達に与える感度は小さく、4.1(8)の感度解析にて示すとおり下部プレナムギャップの除熱量に係る係数が原子炉圧力容器表面の温度に与える影響は小さいといえる。</p>	<p data-bbox="1211 204 1807 228">添付1-4 溶融デブリと原子炉容器の熱伝達におけるギャップ冷却</p> <p data-bbox="1061 272 1270 296">(1)感度解析の位置付け</p> <p data-bbox="1061 308 1966 399">原子炉容器破損時の1次冷却材圧力に係る感度解析で使用した係数は、原子炉容器下部プレナムの下部クラストと原子炉容器下部ヘッドとの間のギャップ熱伝達にかかる係数である。付図4-1にMAAPコードで想定している下部プレナムでのエネルギー移行の状態を示す。</p> <p data-bbox="1061 443 1966 568">付図4-1に示すとおり、MAAPコードではギャップ冷却による除熱量と下部クラストから隣接流体への伝熱量を評価している。下部クラストからの伝熱量のうち、ギャップ冷却で除去されない伝熱量は、原子炉容器内面への伝熱量となる。この効果の不確かさを確認するために、ギャップ冷却に関する感度解析を実施している。</p> <p data-bbox="1061 579 1966 671">MAAPコードのパラメータでデフォルト値として使用している値は、ギャップによる除熱量の評価式をそのまま適用するための値として、<input type="checkbox"/>が設定されている。一方、溶融炉心と下部プレナムが接触している状態を模擬するための設定として、<input type="checkbox"/>とした評価を実施する。</p> <p data-bbox="1061 716 1232 740">(2)感度解析の影響</p> <p data-bbox="1061 751 1966 842">付図4-2にベースケースとして<input type="checkbox"/>を感度解析ケースとして<input type="checkbox"/>を設定した解析結果を示す。その結果、原子炉容器下部プレナム内の下部クラストと原子炉容器下部ヘッドとの間のギャップ伝熱量の原子炉容器破損時刻に対する感度は小さく、その不確かさの影響はほとんどないといえる。</p> <div data-bbox="1576 1358 1890 1422" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	<p data-bbox="1977 172 2112 263">※付録1-4は従来のPWRの公開文献から追加</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ギャップ冷却による除熱</p> <p>下部クラストからの伝熱</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	<p>ギャップ冷却による除熱</p> <p>下部クラストからの伝熱</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	
<p>付図 3-1 下部プレナムでのエネルギー移行図</p>	<p>付図 4-1 下部プレナムでのエネルギー移行モデル</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	
	<p>1次冷却材圧力 (MPa [gauge])</p> <p>時間 (hour)</p> <p>事故発生</p> <p>炉心熔融開始</p> <p>下部プレナムへの溶融物移動開始</p> <p>1次冷却系強制減圧開始</p> <p>原子炉容器破壊</p> <p>2.0MPa [gauge]</p> <p>原子炉停止後24時間経過時の圧力変動ケース</p>	
	<p>付図 4-2 1次冷却材圧力の時間変化</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

>

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所 3 号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>また、いくつかの TROI 実験では水蒸気爆発が発生したときの機械的エネルギー変換効率が報告されている (表 3-6)。これらの中で自発的に水蒸気爆発が発生したとされる TROI-13 の機械的エネルギー変換効率は 0.4% である。これは、ALPHA 実験 (表 3-2) や KROTOS 実験 (表 3-3) で観測されているように、アルミナによる金属模擬溶融物実験の値に対して比較的小さい値となっている。</p> <p>また、KROTOS 実験 (K52, K53, K46) では、U₂ 混合物を用いた実験でも外部トリガーを与えた場合は水蒸気爆発が観測されているが、これらの実験ケースはサブクール度が大きい実験ケースである (K52 のサブクール度：102K, K53 のサブクール度：122K, K46 のサブクール度：83K)。したがって、サブクール度が大きい場合には、U₂ 混合物を用いた場合でも、水蒸気爆発の可能性が高くなることが考えられる。これは、サブクール度が大きい場合には、粗混合粒子の蒸気膜の安定度が低下し、蒸気膜の崩壊が発生しやすいことが要因と考えられる。</p> <p>しかし、KROTOS 実験の K52, K53 と同程度の高サブクール度の条件である FARO 実験の L-31 (サブクール度：104K), L-33 (サブクール度：124K) では、水蒸気爆発が発生していない。これらの実験の U₂ 混合物量は、KROTOS 実験が数 kg であるのに対して 100kg 程度であり、より実験条件に近い。</p> <p>また、COTELS 実験の高サブクール実験 (A11) でも水蒸気爆発は発生していない。COTELS 実験は、BWR の原子炉圧力容器外 FCI を模擬した実験であり、溶融物に原子炉圧力容器内の構造物を想定したステンレススチールを含んでいる。また、溶融物量も 50kg 程度であり、KROTOS 実験よりも実験条件に近い。</p> <p>以上より、U₂ 混合物の溶融物量が少ない KROTOS 実験では、水蒸気爆発が発生しているが、溶融物量が多くより実験体系に近い大規模実験である FARO 実験、COTELS 実験では、水蒸気爆発は発生していない。</p> <p>FCI 実験では、水蒸気爆発のトリガーを発生させるために、高圧ガスを封入した装置 (KROTOS 実験では最大 20MPa のガスを封入可能な装置) を用いている。水蒸気爆発のトリガーは粗混合粒子の周囲に形成される蒸気膜の崩壊に起因すると考えられており、トリガー装置により圧力パルスを生じさせ蒸気膜を不安定化させる効果があると考えられる。実験条件では、このようなトリガー装置で発生させているような圧力外乱となる要因は考えられない。また、溶融物がプール底部に接触することでトリガー要因となることが考えられるが、BWR の原子炉圧力容器外 FCI を模擬した COTELS 実験の実験装置では、BWR のベDESTAL 底部と同様に平板コンクリートを模擬した実験装置としており、実験条件と同様であるが水蒸気爆発は観測されていない。</p> <p>また、実験条件では、水深が実験条件よりも深くなる可能性があるが、水深が深いことにより、溶融物粒子が底部に到達するまでの沈降時間が長くなり、溶融物粒子が固化しやすい状況となる。このため、溶融物粒子が底部に接触することで発生するトリガリングのリスクは低減する可能性がある。</p>	<p>気爆発が発生した TROI 実験よりも十分低く、大規模な水蒸気爆発の発生の可能性は十分小さいと考えられる。</p> <p>この結果を踏まえれば、FARO 実験のケース L-33 は、KROTOS 実験ケース 53 と同程度のサブクール度であるが、溶融物は約 40 倍の量であり、水蒸気爆発が起こりやすい条件といえるが、水蒸気爆発は観察されていない。一方、COTELS 実験では、U₂ 割合は低めであるが、溶融物の量は、FARO 実験と KROTOS 実験の中間的な量である。いずれのケースも、水蒸気爆発の発生は観察されなかった。</p> <p>以上、U₂ を用いた FARO 実験、KROTOS 実験、COTELS 実験及び TROI 実験について分析した結果、KROTOS 実験及び TROI 実験で外部トリガリングによりデブリ粒子を覆う蒸気膜の崩壊を促進させたケースで、溶融物が多い、サブクール度が大きい、又は溶融物温度が高い場合に水蒸気爆発に至っている。また、KROTOS 実験で水蒸気爆発が確認されたケースよりも溶融物が多い FARO 実験や COTELS 実験では、水蒸気爆発は観察されていない。このことから、デブリ粒子を覆う蒸気膜は安定性があり、外部トリガリング等の外的な要因がなければ、蒸気膜の崩壊は起こりにくいことを示している。</p> <p>したがって、実機においては、原子炉下部キャビティ水は準静的であり、KROTOS 実験や TROI 実験のような外部トリガリングとなり得る要素は考えにくく、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて低いと考えられる。</p> <p>また、炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率について、JASMIN E コードを用いて水蒸気爆発が発生したという条件における格納容器破損確率が評価²されている。</p> <p>²JAEA-Research 2007-072 「軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価」2007年8月</p> <p>これについて、初めに、炉外水蒸気爆発の起こりやすさの観点で整理する。本解析では水蒸気爆発を起こしやすくするため、爆発の規模が最も大きくなり得る時刻、すなわち粗混合融体質量が最初のピークをとる時刻に恣意的にトリガリングを与えている。これは、爆発に関与し得る融体の質量が最大に近く、ボイド発生とそれによる圧力の減衰が低い条件であることから、爆発の強度が大きくなりやすい条件となっているが、実験では、前述のとおり原子炉下部キャビティ水は準静的であり、トリガリングとなり得る要素は考えにくい。</p> <p>次に水蒸気爆発が起こったときの影響の観点で整理する。本論文の中で、原子炉格納容器のフラジリティ分布については、大半が 200MJ 以上の範囲に含まれている。また、JASMIN E コードにおけるランダムサンプリング解析結果によれば、融体ジェット直径の分布として 0.1m~1m の一様分布を仮定しており、0.9m を超える場合に、流体の運動エネルギーが 200MJ を超える結果となっている。これに対して実験解析では、融体ジェット口径は約 0.5m であることから、流体の運動エネルギーは</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>以上より、BWRの実機条件において水蒸気爆発のトリガーとなる特段の要因は考えられないため、実機条件でも水蒸気爆発の発生リスクは十分小さいと考えられる。</p> <p>上記の実験条件と実機条件の検討より、実機においては、原子炉格納容器の損傷に至る大規模な原子炉圧力容器外水蒸気爆発の可能性は十分に小さいと考えられる。このため、原子炉圧力容器外FCIの有効性評価では、蒸気発生による圧力上昇（圧力スパイク）を評価する。なお、参考として、水蒸気爆発の発生を仮定した場合の影響についても、水蒸気爆発解析コード（JASMIN^[11]）及び構造応答解析コード（AUTODYN^[12]若しくはLS-DYNA^[13]）を用いて、水蒸気爆発のトリガーを解析的条件として与えることで水蒸気爆発の発生を模擬した解析を行うことにより、水蒸気爆発による格納容器ペダスタル構造部への影響を評価し、原子炉格納容器の健全性に影響を及ぼさないことを確認している。</p>	<p>200MJ以下と考えられ、この結果フラジリティカーブと重ならず、格納容器破損確率は十分低くなる。</p> <p>フラジリティの設定についても原子炉容器の上昇運動エネルギーが遮へい壁構造物の破損エネルギーで吸収できない場合に即、原子炉格納容器破損に至るという簡易的な取扱いとしている。これに対して実機では、原子炉容器の上昇運動エネルギーが遮へい壁構造物の破損エネルギーで吸収できない場合でも、遮へい壁構造物以外の原子炉格納容器内構造物でエネルギーが吸収できるため、即時に原子炉格納容器破損に至らないと考えられる。</p> <p>以上のとおり、トリガリングの付与、流体の運動エネルギーの大きめな評価、及びフラジリティの簡易的な取扱いをした場合の、条件付確率として、PWRに対する評価結果として6.8E-2（平均値）が算出されている。実機では、トリガリングとなりうる要素は考えにくいこと、融体ジェット口径が約0.5mであること、遮へい壁構造物以外の構造物で吸収できるエネルギーがあることから、格納容器破損確率は本評価結果より十分低い値になると考えられる。</p>	
<p>(3) FCIとMCCIを考慮した格納容器下部水張りの考え方</p> <p>炉心溶融が進捗し炉外に溶融炉心が流出する場合、FCIとMCCIの影響緩和において、格納容器下部への初期水張りが重要なマネジメントとなる。以下では格納容器下部への注水による初期水張りの考え方について示す。</p> <p>FCIの観点では、これまでのFCI実験結果の知見から、BWRの実機条件では水蒸気爆発の発生リスクは十分小さいと考えられる。しかし、万が一水蒸気爆発が発生したと想定すると、水深が深いと粗混合が促進され、水蒸気爆発の規模が大きくなる可能性がある。</p> <p>MCCIの観点では、種々の実験結果から、デブリ上面から除熱を向上させるため、格納容器下部への水張り水深を深くすることにより、溶融炉心が落下時に粒子化され、粒子状ベッドとして堆積することにより、デブリ冷却性を向上させることが影響緩和のために重要である。</p> <p>以上より、水深が深い場合は、万が一水蒸気爆発が発生した場合の影響が大きくなる可能性があるが、MCCIの影響を緩和する観点からは有利である。したがって、水蒸気爆発の評価により原子炉格納容器の健全性に影響を与えないことを十分確認できる範囲で初期水張りの水深を深くし、溶融炉心の粒子化を促進し、MCCIを緩和する運用とすることが得策と考えられる。</p>	<p>(3) FCIとMCCIを考慮した原子炉下部キャビティ水張りの考え方</p> <p><u>炉心溶融後に原子炉容器破損に至り、溶融物が原子炉キャビティに移行する場合、溶融物を冷却するために、原子炉容器破損前に原子炉下部キャビティに注水する方策が検討されている（ウェットキャビティ）。ウェットキャビティ方策では、溶融物が細粒化することで崩壊熱除去が促進され、MCCI防止に期待できる一方、FCIの観点では、水蒸気爆発や圧力スパイクによる原子炉格納容器の破損の可能性がある。以下では、原子炉下部キャビティに注水する水張りの考え方について整理する。</u></p> <p><u>FCIの観点では、これまでの実験的知見から、UO₂を用いた各種実験において外部トリガリングがなければ水蒸気爆発の発生は観察されていないこと、また、実機感度解析において圧力スパイクによる原子炉格納容器圧力の上昇は軽微であることから、FCIによる影響は小さいといえる。</u></p> <p><u>MCCIの観点では、水中に溶融物が落下する場合、溶融物の細粒化と固化が促進され、冷却面積が大きくなることから、MCCIによるコンクリート侵食防止にとって有利に働くといえる。</u></p> <p><u>以上から、ウェットキャビティ方策のメリットとデメリットを比較すると、MCCIによるコンクリート侵食防止のメリットが、FCIによる原子炉格納容器破損の可能性のデメリットを上回ると判断できる。</u></p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由										
<p style="text-align: center;">表 3-1 BWR体系における原子炉圧力容器内水蒸気爆発の発生確率に関する見解</p> <table border="1" data-bbox="174 231 1003 619"> <thead> <tr> <th data-bbox="174 231 465 284">原子炉圧力容器内水蒸気爆発に関する国際会議、文献</th> <th data-bbox="465 231 1003 284">BWRの原子炉圧力容器内水蒸気爆発に関する議論</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="174 284 465 448">OECD/CSNI FCI 1 専門家会議 (1993)^[14]</td> <td data-bbox="465 284 1003 448">BWRの圧力容器下部プレナムは、制御棒案内管で密に占められている。そして、炉心の広範囲でのコヒーレントなリロケーションは、炉心支持板の存在により起こりにくいと考えられる。このような特徴によって、燃料-冷却材の粗混合のポテンシャルが制限され、水蒸気爆発に起因する水-溶融物スラッグの運動エネルギーを消失させる可能性がある。したがって、スラッグにより破壊された圧力容器ヘッドのミサイルに伴う格納容器破損は、PWRよりもBWRの方が起こりにくいと評価される。(T.Okkonen 等)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="174 448 465 501">NUREG/CR-5960 (1994)^[15]</td> <td data-bbox="465 448 1003 501">BWRの下部プレナムには、密に詰められた制御棒案内管があるため、原子炉内水蒸気爆発問題の対象とならない。(T.G.Theofanous 等)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="174 501 465 553">SERG-2 ワークショップ (1996)^[16]</td> <td data-bbox="465 501 1003 553">物理的なジオメトリは爆発的現象の発生に寄与しないため、BWRのαモード格納容器破損確率は、おそらくPWRより小さい。(M.Corradini)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="174 553 465 619">OECD/CSNI FCI 1 専門家会議 (1997)^[17]</td> <td data-bbox="465 553 1003 619">下部プレナム構造物の存在により、水蒸気爆発の影響を緩和する。現在の知見は、一般にBWRでは原子炉内水蒸気爆発は原子炉格納容器への脅威とならない。(O.Zuchuat 等)</td> </tr> </tbody> </table>	原子炉圧力容器内水蒸気爆発に関する国際会議、文献	BWRの原子炉圧力容器内水蒸気爆発に関する議論	OECD/CSNI FCI 1 専門家会議 (1993) ^[14]	BWRの圧力容器下部プレナムは、制御棒案内管で密に占められている。そして、炉心の広範囲でのコヒーレントなリロケーションは、炉心支持板の存在により起こりにくいと考えられる。このような特徴によって、燃料-冷却材の粗混合のポテンシャルが制限され、水蒸気爆発に起因する水-溶融物スラッグの運動エネルギーを消失させる可能性がある。したがって、スラッグにより破壊された圧力容器ヘッドのミサイルに伴う格納容器破損は、PWRよりもBWRの方が起こりにくいと評価される。(T.Okkonen 等)	NUREG/CR-5960 (1994) ^[15]	BWRの下部プレナムには、密に詰められた制御棒案内管があるため、原子炉内水蒸気爆発問題の対象とならない。(T.G.Theofanous 等)	SERG-2 ワークショップ (1996) ^[16]	物理的なジオメトリは爆発的現象の発生に寄与しないため、BWRのαモード格納容器破損確率は、おそらくPWRより小さい。(M.Corradini)	OECD/CSNI FCI 1 専門家会議 (1997) ^[17]	下部プレナム構造物の存在により、水蒸気爆発の影響を緩和する。現在の知見は、一般にBWRでは原子炉内水蒸気爆発は原子炉格納容器への脅威とならない。(O.Zuchuat 等)	<p>3.3 これまでの知見のまとめ</p> <p>これまでの知見をまとめると、以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器内 FCI から水蒸気爆発に至り原子炉格納容器が破損する事象（いわゆるαモード破損）については、発生する可能性は非常に低い。 原子炉容器外 FCI については、UO₂を用いた各種実験において、外部トリガリング等の外的な要因がなければ水蒸気爆発の発生は観察されていない。 恣意的なトリガリングの付与等、水蒸気爆発が起こりやすくなるような条件下における格納容器破損確率評価では、実機より保守的な条件で評価されており、実機での確率は十分低くなると考えられる。 <p>以上から、FCIは原子炉格納容器への直接的な脅威にはならないと考えられる。</p>	
原子炉圧力容器内水蒸気爆発に関する国際会議、文献	BWRの原子炉圧力容器内水蒸気爆発に関する議論											
OECD/CSNI FCI 1 専門家会議 (1993) ^[14]	BWRの圧力容器下部プレナムは、制御棒案内管で密に占められている。そして、炉心の広範囲でのコヒーレントなリロケーションは、炉心支持板の存在により起こりにくいと考えられる。このような特徴によって、燃料-冷却材の粗混合のポテンシャルが制限され、水蒸気爆発に起因する水-溶融物スラッグの運動エネルギーを消失させる可能性がある。したがって、スラッグにより破壊された圧力容器ヘッドのミサイルに伴う格納容器破損は、PWRよりもBWRの方が起こりにくいと評価される。(T.Okkonen 等)											
NUREG/CR-5960 (1994) ^[15]	BWRの下部プレナムには、密に詰められた制御棒案内管があるため、原子炉内水蒸気爆発問題の対象とならない。(T.G.Theofanous 等)											
SERG-2 ワークショップ (1996) ^[16]	物理的なジオメトリは爆発的現象の発生に寄与しないため、BWRのαモード格納容器破損確率は、おそらくPWRより小さい。(M.Corradini)											
OECD/CSNI FCI 1 専門家会議 (1997) ^[17]	下部プレナム構造物の存在により、水蒸気爆発の影響を緩和する。現在の知見は、一般にBWRでは原子炉内水蒸気爆発は原子炉格納容器への脅威とならない。(O.Zuchuat 等)											

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

表 3-2 ALPHA 実験の主要な実験条件及び実験結果^[2]

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

泊発電所3号炉

表 3.1-1 FARO 実験条件及び結果一覧^[1]

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

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

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

表 3.1-2 KROTOS 実験条件及び結果一覧^[1]

実験 ID	溶融物タイプ	UO ₂ 割合	溶融物質量 kg	溶融物温度 K	圧力 MPa	水深 m	サブクール度 K	外部トリガ	水蒸気爆発	機械的エネルギーへの変換効率
26	Al ₂ O ₃	0	1.00	2,673	0.1	1.08	40	●	●	0.53 %
27	Al ₂ O ₃	0	1.43	2,673	0.1	1.08	10	-	-	-
28	Al ₂ O ₃	0	1.43	2,673	0.1	1.08	13	●	●	0.85 %
29	Al ₂ O ₃	0	1.45	2,673	0.1	1.08	80	-	●	0.72 %
30	Al ₂ O ₃	0	1.52	2,673	0.1	1.08	80	-	●	1.1 %
38	Al ₂ O ₃	0	1.53	2,885	0.10	1.11	79	-	●	1.45 %
40	Al ₂ O ₃	0	1.47	3,073	0.10	1.11	83	-	●	0.9 %
41	Al ₂ O ₃	0	1.43	3,073	0.10	1.11	5	-	-	-
42	Al ₂ O ₃	0	1.54	2,485	0.10	1.11	80	-	●	1.8 %
43	Al ₂ O ₃	0	1.50	2,825	0.21	1.11	100	-	●	1.3 %
44	Al ₂ O ₃	0	1.50	2,873	0.10	1.11	10	●	●	2.8 %
48	Al ₂ O ₃	0	1.74	2,415	0.37	1.11	120	-	●	2.2 %
50	Al ₂ O ₃	0	1.67	2,200	0.10	1.11	13	-	-	-
51	Al ₂ O ₃	0	1.80	2,475	0.10	1.11	5	-	-	-
32	81%UO ₂ +18%ZrO ₂	0.81	3.03	3,083	0.10	1.08	22	-	-	-
33	81%UO ₂ +18%ZrO ₂	0.81	3.20	3,083	0.10	1.08	75	-	-	-
35	78%UO ₂ +21%ZrO ₂	0.78	3.10	3,023	0.10	1.08	10	●	-	-
36	78%UO ₂ +21%ZrO ₂	0.78	3.03	3,025	0.10	1.08	79	●	-	-
37	78%UO ₂ +21%ZrO ₂	0.78	3.22	3,018	0.10	1.1	77	●	-	-
45	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	3.09	3,105	0.10	1.14	4	●	-	-
46	78%UO ₂ +21%ZrO ₂	0.78	5.05	3,088	0.10	1.1	83	●	●	0.04 %
47	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	5.15	3,023	0.10	1.1	82	●	-	0.01 %
52	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	2.82	3,023	0.20	1.1	102	●	●	0.02 %
53	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	2.82	3,023	0.36	1.1	123	●	●	0.05 %

・●あり、-なし

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

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

13 年 7 月

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉

表 3.1-3 ALPHA 実験条件及び結果一覧 [1]

実験 ID	溶融物タイプ	UO ₂ 割合	溶融物質量 kg	溶融物温度 K	雰囲気圧力 MPa	水深 n	サブクール度 K	水蒸気爆発	備考
002	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	1	84	●	
003	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	1	81	●	
005	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	1	73	●	
009	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	1	84	●	
016	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	1	78	●	
017	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	0.9	87	●	
018	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	0.9	90	●	
001	Fe+Al ₂ O ₃	0	10.0	2,723.15	0.1	1	80	-	溶融物半減
010	Fe+Al ₂ O ₃	0	10.0	2,723.15	0.1	1	76	●	溶融物半減
013	Fe+Al ₂ O ₃	0	10.0	2,723.15	0.1	1	89	-	溶融物半減
014	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	1	1	-	飽和水
008	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	1.8	1	188	-	高圧
012	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	1.8	1	184	-	高圧
015	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	1.0	1	171	-	高圧
025	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.5	0.9	145	●	高圧
006	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	1	75	-	溶融物分離器
011	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	1	83	●	溶融物分離器
019	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	0.9	82	●	溶融物分離器
020	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	1	82	-	溶融物分離器
021	Fe+Al ₂ O ₃	0	20.0	2,723.15	0.1	0.9	82	●	溶融物分離器
102	SUS	0	20.0	2,070	0.1	0.8	81	-	
103	SUS	0	20.0	1,850	0.1	0.8	0	-	
104	SUS	0	20.0	2,070	0.1	0.8	40	-	

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

表 3.1-4 COTELS 実験条件及び結果一覧 [1]

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

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

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

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

女川原子力発電所2号炉

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

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

泊発電所3号炉

実験 ID	実験ケース	溶融物組成 (%)	UO ₂ 質量割合	溶融物 質量 kg	溶融物 温度 K	溶融物 温度 K	外部ト/フー	水蒸気爆発発生の有無	機械的エネルギー変換効率 (%)
40	70MO ₂ +30ZrO ₂	0.7	11.1	~3000	88(*)	-	-	-	-
43	63MO ₂ +27ZrO ₂ +10NFe	0.63	10.2	2880	77	○	-	-	-
44	63MO ₂ +27ZrO ₂ +10NFe	0.63	10.8	2880	78	-	-	-	-
45	100ZrO ₂	0	5.5	3280	84	○	-	-	-
46	70MO ₂ +30ZrO ₂	0.7	11.7	3660	88	○	-	-	-
47	63MO ₂ +27ZrO ₂ +10NFe	0.63	10.7	3030	79	○	-	-	-
48	70MO ₂ +30ZrO ₂	0.7	13.0	3920	38	○	-	-	-
48	62.38MO ₂ +15.62ZrO ₂ +11.78Zr+11NFe	0.623	16.0	3690	-	-	-	-	-
50	69.59MO ₂ +18.92ZrO ₂ +11.89Zr+10.6NFe	0.695	14.5	-	-	-	-	-	-
51	62.89MO ₂ +13.62ZrO ₂ +12.69Zr+11.19SS	0.628	6.3	3420	79	○	-	-	-
52	61.0MO ₂ +13.09ZrO ₂ +12.28Zr+10.86SS	0.61	8.8	2960	88	○	-	-	-

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

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

相違理由

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

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

泊発電所3号炉

相違理由

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

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

実験名	実験ケース	溶解物組成 (wt%)	溶解物質量 (kg)	溶解物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)
SERENA (TROI/KROTOS)	TS-1	UO ₂ /ZrO ₂ (73.4/26.6)	15.4	~3000	0.4	301	1.0	Yes	Yes	0.12
	TS-2	UO ₂ /ZrO ₂ (68.0/32.0)	12.5	3063	0.2	334	1.0	Yes	Yes	0.28
	TS-3	UO ₂ /ZrO ₂ (71.0/29.0)	15.9	3107	0.2	331	1.0	Yes	Yes	0.22
	TS-4	UO ₂ /ZrO ₂ (81.0/19.0)	14.3	3011	0.2	333	1.0	Yes	Yes	0.35
	TS-5	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/U (76.0/19.3/5.0/0.7)	17.9	2940	0.2	337	1.0	Yes	Steam Spike	0.06
	TS-6	UO ₂ /ZrO ₂ /Fe ₂ O ₃ /FP (73.3/18.5/4.9/3.3)	9.3	2910	0.2	338	1.0	Yes	Yes	0.66
	KS-1	UO ₂ /ZrO ₂ (70.0/30.0)	2.4	2969	0.4	302	1.1	Yes	Yes	0.10
	KS-2	UO ₂ /ZrO ₂ (70.0/30.0)	3.9	3049	0.2	333	1.1	Yes	Yes	0.08
	KS-3	UO ₂ /ZrO ₂ (70.0/30.0)	0.8	2850	-	332	1.1	Yes	_(注1)	_(注1)
	KS-4	UO ₂ /ZrO ₂ (80.0/20.0)	2.3	2958	0.2	332	1.1	Yes	Yes	0.18
KS-5	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr (80.1/11.4/8.5)	1.7	2864	0.2	327	1.1	Yes	Energetic event (注2)	_(注2)	
KS-6	UO ₂ /ZrO ₂ /Fe ₂ O ₃ /FP (73.0/20.4/4.1/2.5)	1.7	2853	0.2	340	1.1	Yes	Yes	~0	

(注1) 実験失敗
 (注2) 計画失敗

泊発電所3号炉

実験	実験 ID	溶解物タイプ	UO ₂ 質量割合	溶解物 質量 kg	溶解物 温度 K	溶解物 過熱度 K	炉心温度 K	外部トリガーの有無	水蒸気爆発発生の有無	機械的エネルギーへの変換効率 (%)
TROI	TS 1	73.4%UO ₂ +26.6%ZrO ₂	0.734	15.4	~3000	145	115.9	○	○	0.12
	TS 2	68.0%UO ₂ +32.0%ZrO ₂	0.68	12.5	3063	228	81.7	○	○	0.28
	TS 3	71.0%UO ₂ +29.0%ZrO ₂	0.71	15.9	3107	272	85.1	○	○	0.22
	TS 4	81.0%UO ₂ +19.0%ZrO ₂	0.81	14.3	3011	171	64.0	○	○	0.35
	TS 5	76.0%UO ₂ +18.3%ZrO ₂ +5.0%Zr+0.7%U	0.76	17.9	2940	140	57.7	○	-	0.06
	TS 6	73.3%UO ₂ +18.5%ZrO ₂ +4.9%Fe ₂ O ₃ +3.3%FP	0.733	9.3	2910	239	96.9	○	○	0.66
KROTOS	KS 1	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	2.4	2969	109	118	○	○	0.10
	KS 2	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	3.8	3049	189	60	○	○	0.08
	KS 3	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	0.8	2850	-	-	-	-	-
	KS 4	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	2.3	2958	38	62	○	○	0.18
	KS 5	80.1%UO ₂ +11.4%ZrO ₂ +8.5%Zr	0.801	1.7	2864	64	67	○	-	-
	KS 6	73%UO ₂ +20.4%ZrO ₂ +4.1%Fe ₂ O ₃ +2.5%FP	0.73	1.7	2853	182	54	○	○	~0

表 3.1-6 SERENA 実験条件及び結果一覧 [1]

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

相違理由

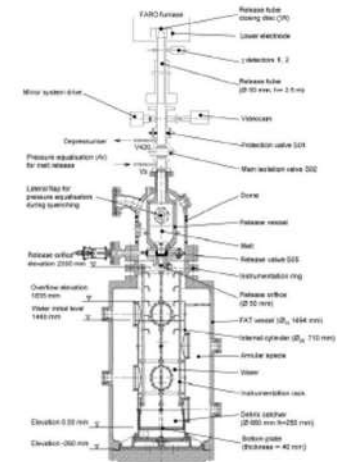
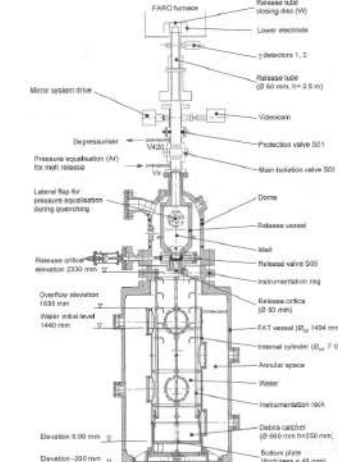
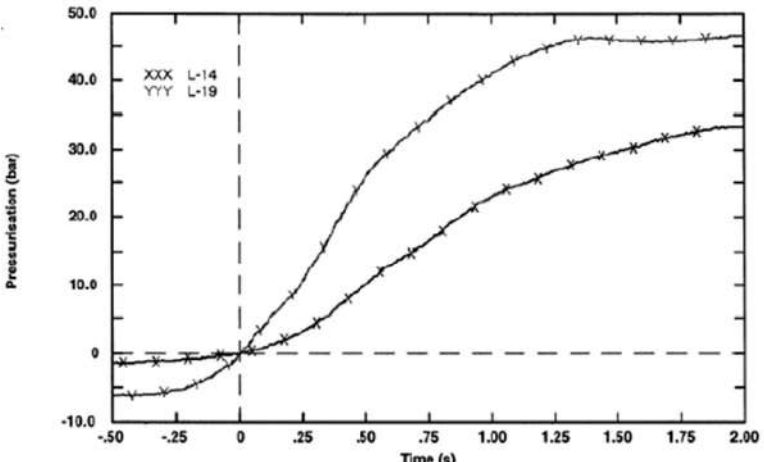
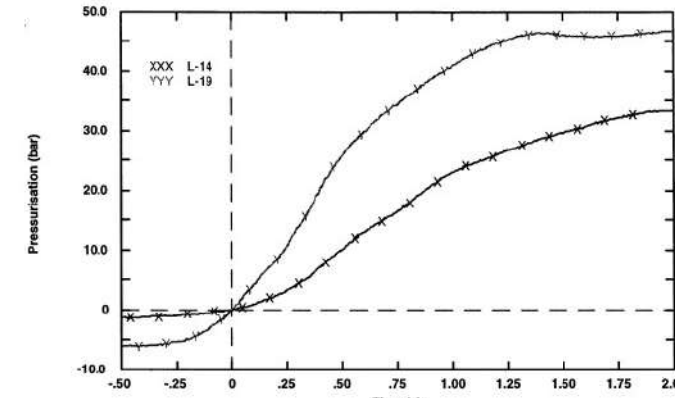
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

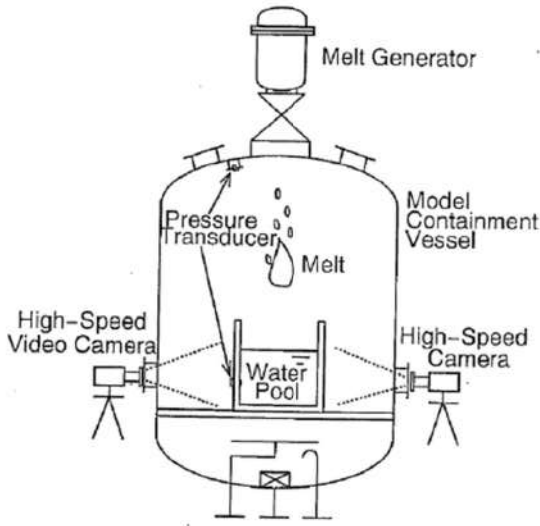
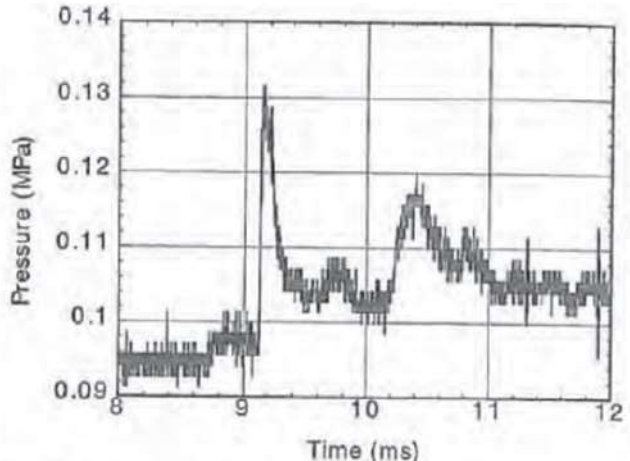
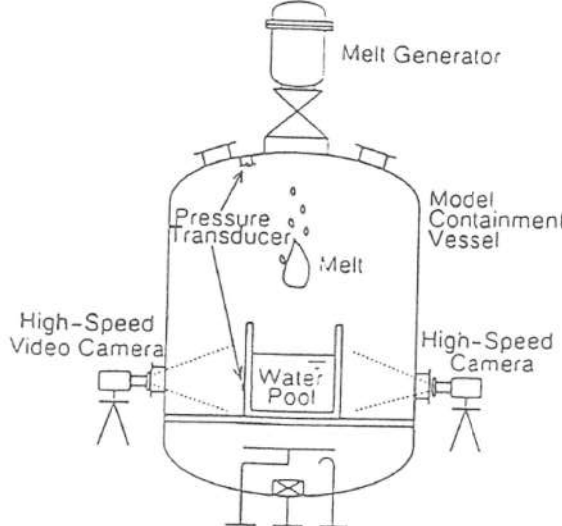
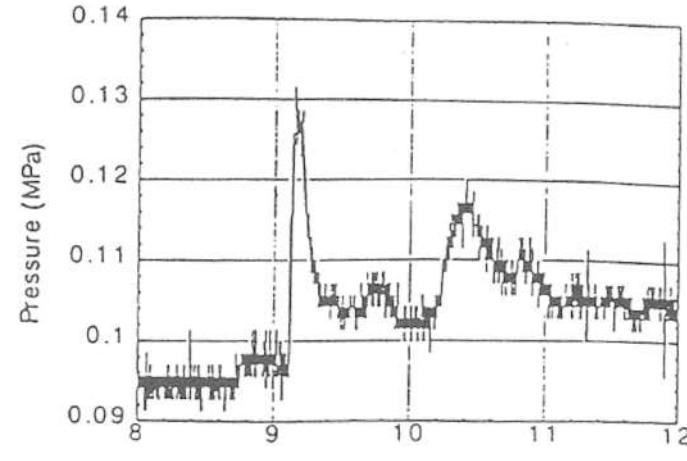
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>出典：参考文献^[3] p. 380 Fig. 1</p>	<p>図 3. 1-3 KROTOS 実験装置</p>	
<p>出典：参考文献^[3] p. 385 Fig. 3</p>	<p>図 3. 1-4 KROTOS 実験代表的圧力変化 (ケース 37 及び 42)</p>	
<p>図 3-4 KROTOS 実験の代表的圧力変化の例 (K-37, K-42)</p>	<p>図 3. 1-4 KROTOS 実験代表的圧力変化 (ケース 37 及び 42)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

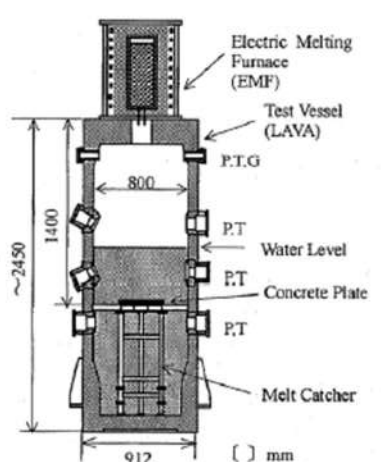
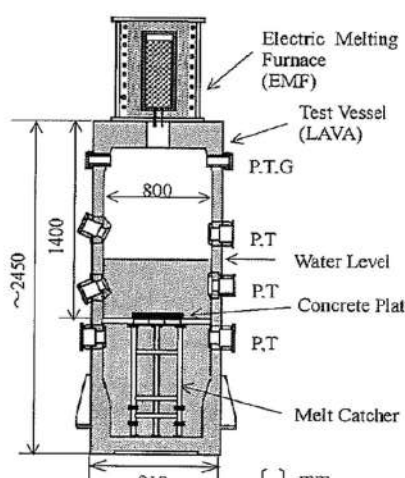
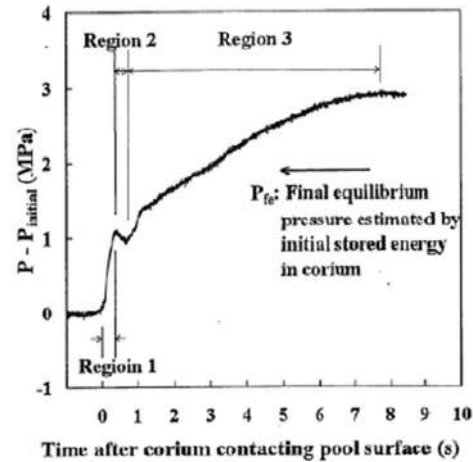
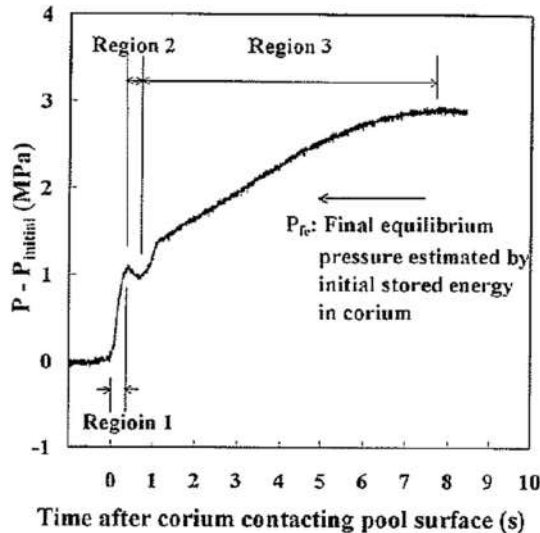
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付2 溶融炉心と冷却材の相互作用について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="436 750 728 774">出典：参考文献^[2] p. 371 Fig. 1</p> <p data-bbox="459 813 728 837">図 3-1 ALPHA 実験装置の概要</p>  <p data-bbox="436 1356 772 1380">出典：参考文献^[2] p. 380 Fig. 8</p> <p data-bbox="392 1396 795 1420">図 3-2 ALPHA 実験の圧力評価の例 (STX016)</p>	 <p data-bbox="1388 782 1635 805">図 3.1-5 ALPHA 実験装置</p>  <p data-bbox="1310 1396 1713 1420">図 3.1-6 ALPHA 実験代表的圧力変化 (016)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="448 670 672 710">P: Pressure, T: Temperature, G: Gas sampling line</p> <p data-bbox="403 726 716 758">出典：参考文献^[7] p.37 Fig.1</p> <p data-bbox="448 782 716 805">図3-7 COTELS 実験装置の概要</p>	 <p data-bbox="1366 710 1590 750">P: Pressure, T: Temperature, G: Gas sampling line</p> <p data-bbox="1366 782 1635 805">図3.1-7 COTELS 実験装置</p>	
 <p data-bbox="448 1348 739 1380">出典：参考文献^[7] p.38 Fig.2</p> <p data-bbox="403 1396 761 1428">図3-8 COTELS 実験の圧力変化の例 (A1)</p>	 <p data-bbox="1299 1396 1702 1428">図3.1-8 COTELS 実験代表的圧力変化(A-1)</p>	