

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

表 2.3-1 有効性評価の物理現象のランク (炉心損傷防止) (3/3)

分類	物理現象	炉心損傷防止				LOCA時注水機能喪失 原子炉格納容器圧力及び温度
		高圧・低圧注水機 能喪失 原子炉格納容器圧力及び温度	高圧注水・減圧機 能喪失 原子炉格納容器圧力及び温度	全交流動力電源喪失 原子炉格納容器圧力及び温度	崩壊熱除去機能喪失 原子炉格納容器圧力及び温度	
原子炉格納容器	(28) 冷却材放出	L	L	L	L	L
	(29) 格納容器各領域間の流動	H	H	H	H	H
	(30) サプレッション・プール冷却	I	H	H	H	I
	(31) 気液界面の熱伝達	M	M	M	M	M
	(32) 構造材との熱伝達及び内部熱伝導	M	M	M	M	M
	(33) スプレイ冷却	H	I	H	H	H
	(34) 放射線分解等による水素ガス・酸素ガス発生	I	I	I	I	I
	(35) 格納容器ベント	H	I	H	H	H

表 2.3-1 有効性評価の物理現象のランク (3/4)

分類・物理現象	炉心損傷防止				格納容器破損防止			
	原子炉格納ECCS再循環 容器の除熱機能喪失 機能喪失	原子炉格納燃料被覆管 温度	格納容器過 圧・過温破損 放出/格納冷却材相互 容器雰囲気作用 直接加熱	高圧溶融物溶融燃料-水素燃焼 相互作用	格納容器破損燃料-水素燃焼 相互作用	溶融炉心・コ ンクリート 相互作用	溶融炉心・コ ンクリート 相互作用	溶融炉心・コ ンクリート 相互作用
1次側・2次側の熱伝達	L	L	H(注)/L(注)	L	L	L	L	L
冷却材放出 (臨界流・垂圧流)	I	I	M(注)/I(注)	I	I	I	I	I
2次側水位変化・ドライアウト	I	I	H(注)/I(注)	I	I	I	I	I
2次側給水 (主給水・補助給水)	L	L	I(注)/L(注)	L	L	L	L	L
区画間・区画内の流動 (蒸気、非凝縮性ガス)	L※	I	L	L	H	I	I	I
区画間・区画内の流動 (液体)	L※	L※	L	L	M	L	M	M
気液界面の熱伝達	L	L	L	L	L	L	L	L
構造材との熱伝達及び内部熱伝導	H	L	L	L	L	L	L	L
スプレイ冷却	I	I	L	L	M	M	M	M
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	H	I	L	L	L	L	L	L
放射線分解等による水素発生	I	I	I	I	I	I	I	I
水素濃度変化	I	I	M	L	L	H	M	M
水素処理	I	I	I	I	I	I	I	I

※ 多区画モデルを採用する場合のランク。

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシ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 2.3-1 有効性評価の物理現象のランク (4/4)

評価事象・評価指標 分類・物理現象	炉心損傷防止		格納容器破損防止		溶融炉心・コ ンクリリース 相互作用
	原子炉格納 容器の除熱 機能喪失	原子炉格納ECCS再循環 燃料被覆管 温度	格納容器過 圧・過温破 損	高圧溶融物 放出/格納 容器雰囲気 直接加熱	
リロケーション	I	I	H	H	H
原子炉格納容器内FCI (溶融炉心細粒化)	I	I	L	M	L
原子炉格納容器内FCI (デブリ粒子熱伝達)	I	I	L	M	L
下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	I	I	M	H	M
原子炉格納容器破損、溶融	I	I	H	H	H
1次系内FP挙動	I	I	M	M	M
原子炉格納容器破損後の高圧溶融炉心放出	I	I	I	I	I
格納容器雰囲気直接加熱	I	I	I	I	I
原子炉格納容器外FCI (溶融炉心細粒化)	I	I	M	I	H
原子炉格納容器外FCI (デブリ粒子熱伝達)	I	I	M	I	H
原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の粒がり	I	I	L	L	H
溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	I	I	M	L	H
溶融炉心とコンクリリースの伝熱	I	I	M	L	H
コンクリリースと分解及び非凝縮性ガス発生	I	I	M	L	H
原子炉格納容器内FP挙動	I	I	M	M	M

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシ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
分類	物理現象	格納容器破損防止								※PWRは炉心損傷防止と格納容器破損防止をまとめて表に記載しているのに対し、BWRはそれぞれを分けて表に記載している
		格納容器過圧・過温破損	原子炉格納容器圧力及び温度	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力	溶融燃料-冷却材相互作用	原子炉格納容器圧力	酸素濃度	溶融炉心・コンクリート相互作用	
炉心	評価指標	(1) 核分裂出力	I	I	I	I	I	I	I	I
		(2) 出力分布変化	I	I	I	I	I	I	I	I
		(3) 反応度フィードバック効果	I	I	I	I	I	I	I	I
		(4) 制御棒反応度効果	I	I	I	I	I	I	I	I
		(5) 崩壊熱	H	H	H	H	H	H	H	H
		(6) 三次元効果	I	I	I	I	I	I	I	I
		(7) 燃料棒内温度変化	H	H	H	H	H	H	H	H
		(8) 燃料棒表面熱伝達	H	H	H	H	H	H	H	H
		(9) 沸騰遷移	I	I	I	I	I	I	I	I
		(10) 燃料被覆管酸化	H	H	H	H	H	H	H	H
		(11) 燃料被覆管変形	H	H	H	H	H	H	H	H
		(12) 三次元効果	I	I	I	I	I	I	I	I
		(13) 沸騰・ポイド率変化	H	H	H	H	H	H	H	H
		(14) 気液分離（水位変化）・対向流	H	H	H	H	H	H	H	H
		(15) 気液熱非平衡	L	L	L	L	L	L	L	L
		(16) 圧力損失	L	L	L	L	L	L	L	L
		(17) 三次元効果	I	I	I	I	I	I	I	I

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシ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
分類	物理現象	格納容器過圧・過温破壊	格納容器過圧・過温破壊	
	評価指標	格納容器過圧・過温破壊	格納容器過圧・過温破壊	
(選 原子炉圧力容器 安全弁を含む)	(18) 冷却材流量変化	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉格納容器圧力	
	(19) 冷却材放出（臨界流・差圧流）	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	
	(20) 沸騰・凝縮・ボイド率変化	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	
	(21) 気液分離・対向流	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	
	(22) 気液熱非平衡	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	
	(23) 圧力損失	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	
	(24) 構造材との熱伝達	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	
	(25) ECCS注水（能水系、代注水設備含む）	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	
	(26) ほう酸水の拡散	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	
	(27) 三次元効果	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	
	格納容器破損防止	格納容器破損防止	格納容器破損防止	
	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気加熱	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気加熱	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気加熱	
	溶融燃料-冷却材相互作用	溶融燃料-冷却材相互作用	溶融燃料-冷却材相互作用	
	水素燃焼	水素燃焼	水素燃焼	
	溶融炉心・コンクリート相互作用	溶融炉心・コンクリート相互作用	溶融炉心・コンクリート相互作用	

※PWRは炉心損傷防止と格納容器破損防止をまとめて表に記載しているのに対し、BWRはそれぞれを分けて表に記載している

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（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 2.3-2 有効性評価の物理現象のランク（格納容器破損防止）（3/5）					
分類	物理現象	格納容器破損防止			
		格納容器過圧・過温破損	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	溶融燃料-冷却材相互作用	
	評価指標	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	酸素濃度
原子炉格納容器	(28) 冷却材放出	L	L	L	L
	(29) 格納容器各領域間の流動	H	L	H	H
	(30) サプレッション・プール冷却	H	I	I	I
	(31) 気液界面の熱伝達	M	L	L	L
	(32) 構造材との熱伝達及び内部熱伝導	M	L	L	L
	(33) スプレイ冷却	H	I	I	H
	(34) 放射線水分解等による水蒸気ガス、酸素ガス発生	M	L	L	H
(35) 格納容器ベント	H	I	I	H	

※PWRは炉心損傷防止と格納容器破損防止をまとめて表に記載しているのに対し、BWRはそれぞれを分けて表に記載している

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（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		
分類	物理現象	評価指標	格納容器破損防止					格納容器破損防止	水素燃焼	溶融炉心・コンク リート相互作用	溶融炉心・コンク リート相互作用	溶融炉心・コンク リート相互作用	溶融炉心・コンク リート相互作用	溶融炉心・コンク リート相互作用
			格納容器過圧・過 温破損	原子炉格納容器圧 力及び温度	原子炉格納容器圧 力	原子炉格納容器圧 力	原子炉格納容器圧 力							
原子炉圧力容器 (逃がし安全弁後)	(36)	リロケーション	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	
	(37)	原子炉圧力容器内FCI(溶融炉心燃焼)	L	M	M	L	L	L	L	L	L	L	L	
	(38)	原子炉圧力容器内FCI(ゾブリ粒燃焼)	L	M	M	L	L	L	L	L	L	L	L	
	(39)	溶融炉心の再臨界	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I	
	(40)	構造材との熱伝達	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	
	(41)	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	M	H	H	L	L	L	L	L	L	L	L	
	(42)	原子炉圧力容器破損	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	
	(43)	放射線水分解等による水蒸ガス・酸素ガ ス発生	M	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L	
	(44)	原子炉圧力容器内F/P挙動	M	M	I	I	I	I	I	I	I	I	M	
													※PWRは炉心損傷 防止と格納容器 破損防止をまと めて表に記載し ているのに対し、 BWRはそれぞれを 分けて表に記載 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

表 2.3-2 有効性評価の物理現象のランク (格納容器破損防止) (5/5)

分類	物理現象	評価指標	格納容器破損防止					溶融炉心・コンク リート相互作用 コンクリート侵食 量
			格納容器過圧・過 温破損	原子炉格納容器圧 力及び温度	原子炉圧力	原子炉格納容器圧 力	溶融燃料-冷却材 相互作用	
原子 炉 格 納 容 器 損 傷 後	(45) 原子炉格納容器破損後の原子炉格納容器放出			-	-			-
	(46) 格納容器雰囲気気直接加熱			-	-			-
	(47) 格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり		L	I	I	I	I	H
	(48) 内部構造物の溶融、破損		I	I	I	L	I	L
	(49) 原子炉格納容器外FCI (溶融炉心結露)		M	I	I	H	I	H
	(50) 原子炉格納容器外FCI (ゾウリ粒子熱伝達)		M	I	I	H	I	H
	(51) 格納容器直接接触		I	I	I	I	I	I
	(52) 溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱		M	I	I	I	I	H
	(53) 溶融炉心とコンクリートの伝熱		M	I	I	I	I	H
	(54) コアークラフト分解及び非凝縮性ガス発生		M	I	I	I	I	M
	(55) 溶融炉心の再臨界		I	I	I	I	I	I
	(56) 原子炉格納容器内FP挙動		M	I	I	I	I	M

「-」：現象の発生防止を評価しており、現象モデルとしてには考慮してはいないため、ランクの分類の対象としない。

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

※PWRは炉心損傷防止と格納容器破損防止をまとめて表に記載しているのに対し、BWRはそれぞれを分けて表に記載している

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（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. 解析モデルについて</p> <p>3.1 コード概要</p> <p>MAAP (Modular Accident Analysis Program) コードは、米国産業界が実施したIDCOR (Industry Degraded Core Rulemaking) プログラムにおいて、1980年代の初めに米国FAI社 (Fauske &amp; Associates, LLC.) によって開発されたコードであり、プログラムの完了に伴い、所有権が米国EPR I (Electric Power Research Institute) に移管され、EPR Iを中心としたMUG (MAAP User's Group) のもとで保守及び改良が進められている。MAAPコードは、軽水炉のシビアアクシデント時の原子炉圧力容器、原子炉格納容器及び原子炉建屋内の熱水力/核分裂生成物 (FP) の放出・移行挙動を同時に一貫して解析できることに特徴があり、PRAやシビアアクシデントマネジメントの策定等において、米国を始め、世界的に広く利用されている。</p> <p>MAAPは、シビアアクシデントの事象進展の各段階を網羅し、炉心、原子炉圧力容器、原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全施設や炉心損傷防止対策あるいは格納容器破損防止対策で想定する各種の機器についてのモデルを備えている。また、FPに関する物理現象をモデル化しており、事故時に炉心溶融に伴って原子炉圧力容器や原子炉格納容器内に放出されるFPの挙動についても取り扱うことが可能である。このように、広範囲の物理現象を取り扱うことが可能な総合解析コードであり、シビアアクシデントで想定される種々の事故シーケンスについて、起因事象から安定した状態、あるいは過圧・過温により格納容器健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。</p> <p>また、MAAPのBWRプラント用解析モデルは、原子炉型式及び格納容器型式の違いを考慮してプラントタイプごとに適用可能なように開発されたものであり、プラント設計や運転状態に基づいて設定される入力条件及びそれらに基づく過渡計算中のプロセスの値の変動範囲を考慮したものである。</p> <p>MAAPの熱水力モデルでは、質量・エネルギー保存則を解く一方、運動量方程式を準静的な取扱いとしているが、系内の質量・エネルギーの収支を適切に取り扱っており、長期的な原子炉及び原子炉格納容器の応答の評価に対し、適用性を有する。</p> <p>なお、事故シーケンスの解析においては、溶融炉心とコンクリートの相互作用のようなシビアアクシデント特有の現象等、現時点でも研究段階のものが、実機規模での現象が必ずしも説明しきれない現象も含まれている。</p>	<p>3. 解析モデルについて</p> <p>3.1 コード概要</p> <p>MAAP コードは、シビアアクシデントを評価するための総合システム解析コンピュータコードであり、1980年代に初版が完成し、以降改良を重ねられてきた。当初は米国IDCORプログラム (Industry Degraded Core Rulemaking Program, 産業界における損傷炉心規制プログラム) の中で開発され、プログラムが終了した現在では、EPR Iに所有権が移管されている。</p> <p>MAAP コードは、シビアアクシデントの事象進展の各段階を網羅し、原子炉、1次冷却系、原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全設備や炉心損傷防止策あるいは格納容器破損防止策で想定する各種の機器についてのモデルを備えている。また、FPに関する物理現象をモデル化しており、事故時に炉心溶融に伴って1次冷却系や原子炉格納容器に放出されるFPの挙動についても取り扱うことが可能である。このように、広範囲の物理現象を取り扱うことが可能な総合解析コードであり、シビアアクシデントで想定される種々の重要事故シーケンスについて、起因事象から安定した状態、あるいは過圧や過温により原子炉格納容器の健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。また、MAAPコードのPWRプラント用解析モデルは、ウェスチングハウス型、CE型、三菱型等のPWRプラントに適用可能なよう、開発されたものであり、プラント設計や運転状態に基づき設定される入力条件及びそれらに基づく過渡計算中のプロセスの値の変動範囲を考慮したものである。</p> <p>MAAPコードの熱水力モデルでは、質量及びエネルギー保存則を解く一方、運動量方程式を準静的な取扱いとしているため、流体慣性が重要となる現象、例えばLOCA直後の炉心の流動など、短期間に発生する現象を精緻に取り扱うような場合には適していないものの、系内の質量及びエネルギーの収支を適切に取り扱っており、長期的な原子炉及び原子炉格納容器の応答の評価には適用性を有する。</p> <p>なお、重要事故シーケンスの解析においては、溶融炉心・コンクリート相互作用のようなシビアアクシデント特有の現象には、現時点でも研究段階のものが、実機規模での現象が、必ずしも説明しきれない現象も含まれている。</p>	<p>※炉型、評価事故シーケンス差等により、2章において抽出された物理現象及びそれらのランキングに相違があるため、解析モデルに差が生じる。</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>3.2 重要現象に対する解析モデル</p> <p>2章において、重要現象に分類された物理現象 (表 2.3-1 及び表 2.3-2 における各事故シナエクスグループ等に対して、1つでも「H」又は「M」に分類された物理現象) について、その物理現象を評価するために必要となる解析モデルを表 3.2-1 に示す。</p>		<p>3.2 重要現象に対する解析モデル</p> <p>2章において、重要現象に分類された物理現象について、その物理現象を評価するために必要となる解析モデルを表 3.2-1 に示す。</p>																																																																																																																		
<p>表 3.2-1 重要現象に対する解析モデル (1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>重要現象</th> <th>解析モデル</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">炉心 (核)</td> <td>崩壊熱</td> <td>炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱) (3.3.2(2)) 核分裂生成物 (F P) 挙動モデル (F P の移動に伴う崩壊熱分配モデル) (3.3.7(3))</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">炉心 (燃料)</td> <td>燃料棒内温度変化</td> <td>炉心モデル (炉心熱水力モデル) (3.3.2(3))</td> </tr> <tr> <td>燃料棒表面熱伝達</td> <td>溶融炉心の挙動モデル (炉心ヒートアップ) (3.3.6(1))</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管酸化</td> <td>炉心モデル (炉心水位計算モデル) (3.3.2(4))</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管変形</td> <td>原子炉圧力容器モデル (破断流モデル) (3.3.3(3))</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心 (熱流動)</td> <td>沸騰・ボイド率変化</td> <td>安全系モデル (非常用炉心冷却系) (3.3.5(1))</td> </tr> <tr> <td>気液分離 (臨界流・差圧流)</td> <td>安全系モデル (代替注水設備) (3.3.5(4))</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器 (及び安全弁含む)</td> <td>冷却材放出 (臨界流・差圧流)</td> <td>格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル) (3.3.4(2))</td> </tr> <tr> <td>E C C S注水 (給水系・代替注水設備含む)</td> <td>安全系モデル (非常用炉心冷却系) (3.3.5(1))</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">原子炉格納容器</td> <td>格納容器各領域間の流動</td> <td>格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル) (3.3.4(2))</td> </tr> <tr> <td>サブレーション・プールの冷却</td> <td>安全系モデル (非常用炉心冷却系) (3.3.5(1))</td> </tr> <tr> <td>気液界面の熱伝達</td> <td>格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル) (3.3.4(2))</td> </tr> <tr> <td>構造材との熱伝達及び内部熱伝導</td> <td>安全系モデル (格納容器スプレイ) (3.3.5(2))</td> </tr> <tr> <td>スプレイ冷却</td> <td>安全系モデル (代替注水設備) (3.3.5(4))</td> </tr> <tr> <td>放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生</td> <td>格納容器モデル (水素ガス発生) (3.3.4(3))</td> </tr> <tr> <td>格納容器ベント</td> <td>格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル) (3.3.4(2))</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心 (核特性)</td> <td>崩壊熱</td> <td>炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱) (3.3.2(2)) FP 挙動モデル (FP 移動に伴う崩壊熱) (3.3.8(3))</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">炉心 (燃料)</td> <td>燃料棒内温度変化</td> <td>炉心モデル (炉心熱水力モデル) (3.3.2(3))</td> </tr> <tr> <td>燃料棒表面熱伝達</td> <td>溶融炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ) (3.3.7(1))</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管酸化</td> <td>炉心モデル (炉心水位計算モデル) (3.3.2(4))</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管変形</td> <td>1次冷却系モデル (1次冷却系の熱水力モデル) (3.3.3(2))</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心 (熱流動)</td> <td>沸騰・ボイド率変化</td> <td>1次冷却系モデル (1次冷却系破損モデル) (3.3.3(4))</td> </tr> <tr> <td>気液分離 (炉心水位)・対向流</td> <td>安全系モデル (ECCS) (3.3.6(1))</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">1次冷却系</td> <td>気液分離・対向流</td> <td>安全系モデル (蓄圧タンク) (3.3.6(2))</td> </tr> <tr> <td>構造材との熱伝達</td> <td>1次冷却系モデル (加圧器モデル) (3.3.3(3))</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">加圧器</td> <td>ECCS強制注入</td> <td>安全系モデル (蓄圧タンク) (3.3.6(2))</td> </tr> <tr> <td>ECCS蓄圧タンク注入</td> <td>1次冷却系モデル (加圧器モデル) (3.3.3(3))</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">蒸気発生器</td> <td>冷却材放出 (臨界流・差圧流)</td> <td>蒸気発生器モデル (3.3.4)</td> </tr> <tr> <td>冷却材放出 (臨界流・差圧流)</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>2次側水位変化・ドライアウト</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>		分類	重要現象	解析モデル	炉心 (核)	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱) (3.3.2(2)) 核分裂生成物 (F P) 挙動モデル (F P の移動に伴う崩壊熱分配モデル) (3.3.7(3))	炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	炉心モデル (炉心熱水力モデル) (3.3.2(3))	燃料棒表面熱伝達	溶融炉心の挙動モデル (炉心ヒートアップ) (3.3.6(1))	燃料被覆管酸化	炉心モデル (炉心水位計算モデル) (3.3.2(4))	燃料被覆管変形	原子炉圧力容器モデル (破断流モデル) (3.3.3(3))	炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	安全系モデル (非常用炉心冷却系) (3.3.5(1))	気液分離 (臨界流・差圧流)	安全系モデル (代替注水設備) (3.3.5(4))	原子炉圧力容器 (及び安全弁含む)	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル) (3.3.4(2))	E C C S注水 (給水系・代替注水設備含む)	安全系モデル (非常用炉心冷却系) (3.3.5(1))	原子炉格納容器	格納容器各領域間の流動	格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル) (3.3.4(2))	サブレーション・プールの冷却	安全系モデル (非常用炉心冷却系) (3.3.5(1))	気液界面の熱伝達	格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル) (3.3.4(2))	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	安全系モデル (格納容器スプレイ) (3.3.5(2))	スプレイ冷却	安全系モデル (代替注水設備) (3.3.5(4))	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	格納容器モデル (水素ガス発生) (3.3.4(3))	格納容器ベント	格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル) (3.3.4(2))	炉心 (核特性)	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱) (3.3.2(2)) FP 挙動モデル (FP 移動に伴う崩壊熱) (3.3.8(3))	炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	炉心モデル (炉心熱水力モデル) (3.3.2(3))	燃料棒表面熱伝達	溶融炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ) (3.3.7(1))	燃料被覆管酸化	炉心モデル (炉心水位計算モデル) (3.3.2(4))	燃料被覆管変形	1次冷却系モデル (1次冷却系の熱水力モデル) (3.3.3(2))	炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	1次冷却系モデル (1次冷却系破損モデル) (3.3.3(4))	気液分離 (炉心水位)・対向流	安全系モデル (ECCS) (3.3.6(1))	1次冷却系	気液分離・対向流	安全系モデル (蓄圧タンク) (3.3.6(2))	構造材との熱伝達	1次冷却系モデル (加圧器モデル) (3.3.3(3))	加圧器	ECCS強制注入	安全系モデル (蓄圧タンク) (3.3.6(2))	ECCS蓄圧タンク注入	1次冷却系モデル (加圧器モデル) (3.3.3(3))	蒸気発生器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	蒸気発生器モデル (3.3.4)	冷却材放出 (臨界流・差圧流)			2次側水位変化・ドライアウト		<p>表 3.2-1 重要現象に対する解析モデル (1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>重要現象</th> <th>解析モデル</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">炉心 (核特性)</td> <td>崩壊熱</td> <td>炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱) (3.3.2(2)) FP 挙動モデル (FP 移動に伴う崩壊熱) (3.3.8(3))</td> </tr> <tr> <td rowspan="4">炉心 (燃料)</td> <td>燃料棒内温度変化</td> <td>炉心モデル (炉心熱水力モデル) (3.3.2(3))</td> </tr> <tr> <td>燃料棒表面熱伝達</td> <td>溶融炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ) (3.3.7(1))</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管酸化</td> <td>炉心モデル (炉心水位計算モデル) (3.3.2(4))</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管変形</td> <td>1次冷却系モデル (1次冷却系の熱水力モデル) (3.3.3(2))</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心 (熱流動)</td> <td>沸騰・ボイド率変化</td> <td>1次冷却系モデル (1次冷却系破損モデル) (3.3.3(4))</td> </tr> <tr> <td>気液分離 (炉心水位)・対向流</td> <td>安全系モデル (ECCS) (3.3.6(1))</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">1次冷却系</td> <td>気液分離・対向流</td> <td>安全系モデル (蓄圧タンク) (3.3.6(2))</td> </tr> <tr> <td>構造材との熱伝達</td> <td>1次冷却系モデル (加圧器モデル) (3.3.3(3))</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">加圧器</td> <td>ECCS強制注入</td> <td>安全系モデル (蓄圧タンク) (3.3.6(2))</td> </tr> <tr> <td>ECCS蓄圧タンク注入</td> <td>1次冷却系モデル (加圧器モデル) (3.3.3(3))</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">蒸気発生器</td> <td>冷却材放出 (臨界流・差圧流)</td> <td>蒸気発生器モデル (3.3.4)</td> </tr> <tr> <td>冷却材放出 (臨界流・差圧流)</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td>2次側水位変化・ドライアウト</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>		分類	重要現象	解析モデル	炉心 (核特性)	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱) (3.3.2(2)) FP 挙動モデル (FP 移動に伴う崩壊熱) (3.3.8(3))	炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	炉心モデル (炉心熱水力モデル) (3.3.2(3))	燃料棒表面熱伝達	溶融炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ) (3.3.7(1))	燃料被覆管酸化	炉心モデル (炉心水位計算モデル) (3.3.2(4))	燃料被覆管変形	1次冷却系モデル (1次冷却系の熱水力モデル) (3.3.3(2))	炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	1次冷却系モデル (1次冷却系破損モデル) (3.3.3(4))	気液分離 (炉心水位)・対向流	安全系モデル (ECCS) (3.3.6(1))	1次冷却系	気液分離・対向流	安全系モデル (蓄圧タンク) (3.3.6(2))	構造材との熱伝達	1次冷却系モデル (加圧器モデル) (3.3.3(3))	加圧器	ECCS強制注入	安全系モデル (蓄圧タンク) (3.3.6(2))	ECCS蓄圧タンク注入	1次冷却系モデル (加圧器モデル) (3.3.3(3))	蒸気発生器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	蒸気発生器モデル (3.3.4)	冷却材放出 (臨界流・差圧流)			2次側水位変化・ドライアウト	
分類	重要現象	解析モデル																																																																																																																		
炉心 (核)	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱) (3.3.2(2)) 核分裂生成物 (F P) 挙動モデル (F P の移動に伴う崩壊熱分配モデル) (3.3.7(3))																																																																																																																		
	炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	炉心モデル (炉心熱水力モデル) (3.3.2(3))																																																																																																																	
燃料棒表面熱伝達		溶融炉心の挙動モデル (炉心ヒートアップ) (3.3.6(1))																																																																																																																		
燃料被覆管酸化		炉心モデル (炉心水位計算モデル) (3.3.2(4))																																																																																																																		
燃料被覆管変形		原子炉圧力容器モデル (破断流モデル) (3.3.3(3))																																																																																																																		
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	安全系モデル (非常用炉心冷却系) (3.3.5(1))																																																																																																																		
	気液分離 (臨界流・差圧流)	安全系モデル (代替注水設備) (3.3.5(4))																																																																																																																		
原子炉圧力容器 (及び安全弁含む)	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル) (3.3.4(2))																																																																																																																		
	E C C S注水 (給水系・代替注水設備含む)	安全系モデル (非常用炉心冷却系) (3.3.5(1))																																																																																																																		
原子炉格納容器	格納容器各領域間の流動	格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル) (3.3.4(2))																																																																																																																		
	サブレーション・プールの冷却	安全系モデル (非常用炉心冷却系) (3.3.5(1))																																																																																																																		
	気液界面の熱伝達	格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル) (3.3.4(2))																																																																																																																		
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	安全系モデル (格納容器スプレイ) (3.3.5(2))																																																																																																																		
	スプレイ冷却	安全系モデル (代替注水設備) (3.3.5(4))																																																																																																																		
	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	格納容器モデル (水素ガス発生) (3.3.4(3))																																																																																																																		
	格納容器ベント	格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル) (3.3.4(2))																																																																																																																		
	炉心 (核特性)	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱) (3.3.2(2)) FP 挙動モデル (FP 移動に伴う崩壊熱) (3.3.8(3))																																																																																																																	
		炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	炉心モデル (炉心熱水力モデル) (3.3.2(3))																																																																																																																
	燃料棒表面熱伝達		溶融炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ) (3.3.7(1))																																																																																																																	
燃料被覆管酸化	炉心モデル (炉心水位計算モデル) (3.3.2(4))																																																																																																																			
燃料被覆管変形	1次冷却系モデル (1次冷却系の熱水力モデル) (3.3.3(2))																																																																																																																			
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	1次冷却系モデル (1次冷却系破損モデル) (3.3.3(4))																																																																																																																		
	気液分離 (炉心水位)・対向流	安全系モデル (ECCS) (3.3.6(1))																																																																																																																		
1次冷却系	気液分離・対向流	安全系モデル (蓄圧タンク) (3.3.6(2))																																																																																																																		
	構造材との熱伝達	1次冷却系モデル (加圧器モデル) (3.3.3(3))																																																																																																																		
加圧器	ECCS強制注入	安全系モデル (蓄圧タンク) (3.3.6(2))																																																																																																																		
	ECCS蓄圧タンク注入	1次冷却系モデル (加圧器モデル) (3.3.3(3))																																																																																																																		
蒸気発生器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	蒸気発生器モデル (3.3.4)																																																																																																																		
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)																																																																																																																			
	2次側水位変化・ドライアウト																																																																																																																			
分類	重要現象	解析モデル																																																																																																																		
炉心 (核特性)	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱) (3.3.2(2)) FP 挙動モデル (FP 移動に伴う崩壊熱) (3.3.8(3))																																																																																																																		
	炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	炉心モデル (炉心熱水力モデル) (3.3.2(3))																																																																																																																	
燃料棒表面熱伝達		溶融炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ) (3.3.7(1))																																																																																																																		
燃料被覆管酸化		炉心モデル (炉心水位計算モデル) (3.3.2(4))																																																																																																																		
燃料被覆管変形		1次冷却系モデル (1次冷却系の熱水力モデル) (3.3.3(2))																																																																																																																		
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	1次冷却系モデル (1次冷却系破損モデル) (3.3.3(4))																																																																																																																		
	気液分離 (炉心水位)・対向流	安全系モデル (ECCS) (3.3.6(1))																																																																																																																		
1次冷却系	気液分離・対向流	安全系モデル (蓄圧タンク) (3.3.6(2))																																																																																																																		
	構造材との熱伝達	1次冷却系モデル (加圧器モデル) (3.3.3(3))																																																																																																																		
加圧器	ECCS強制注入	安全系モデル (蓄圧タンク) (3.3.6(2))																																																																																																																		
	ECCS蓄圧タンク注入	1次冷却系モデル (加圧器モデル) (3.3.3(3))																																																																																																																		
蒸気発生器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	蒸気発生器モデル (3.3.4)																																																																																																																		
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)																																																																																																																			
	2次側水位変化・ドライアウト																																																																																																																			

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

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
表 3.2-1 重要現象に対する解析モデル (2/2)				
分類	重要現象	解析モデル		
原子炉圧力容器 (炉心損傷後) (逃がし安全弁含む)	リロケーション	溶融炉心の挙動モデル (リロケーション) (3.3.6(2))		
	原子炉圧力容器内FCI (溶融炉心細粒化)			
	原子炉圧力容器内FCI (デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心の挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心の挙動) (3.3.6(3))		
	構造材との熱伝達			
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心の挙動モデル (原子炉圧力容器破損モデル) (3.3.6(4))		
原子炉圧力容器 (炉心損傷後)	原子炉圧力容器破損	格納容器モデル (水素ガス発生) (3.3.4(3))		
	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生			
	原子炉圧力容器内FP挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル(3.3.7)		
	格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり			
	原子炉圧力容器外FCI (溶融炉心細粒化)	溶融炉心の挙動モデル (格納容器下部での溶融炉心の挙動) (3.3.6(5))		
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉圧力容器外FCI (デブリ粒子熱伝達)			
	溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱			
	溶融炉心とコンククリートの伝熱			
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生			
	原子炉格納容器内FP挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル(3.3.7)		
表 3.2-1 重要現象に対する解析モデル (2/2)				
分類	重要現象	解析モデル		
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動 (蒸気、非凝縮性ガス)	原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水カモデル) (3.3.5(2))		
	区画間・区画内の流動 (液体)			
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	安全系モデル (格納容器スプレイモデル) (3.3.6(3))		
	スプレイ冷却	格納容器再循環ユニットモデル (3.3.6(5))		
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	原子炉格納容器モデル (水素発生) (3.3.5(4))		
原子炉容器 (炉心損傷後)	水素濃度変化	溶融炉心挙動モデル (リロケーション) (3.3.7(2))		
	リロケーション			
	原子炉容器内FCI (溶融炉心細粒化)	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動) (3.3.7(3))		
	原子炉容器内FCI (デブリ粒子熱伝達)			
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル (原子炉容器破損モデル) (3.3.7(4))		
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉容器破損、溶融	PP 挙動モデル (3.3.8)		
	1次系内FP挙動			
	原子炉容器外FCI (溶融炉心細粒化)			
	原子炉容器外FCI (デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動) (3.3.7(5))		
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり			
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱			
	溶融炉心とコンククリートの伝熱			
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生			
	原子炉格納容器内FP 挙動	PP 挙動モデル (3.3.8)		

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.3 解析モデル</p> <p>3.3.1 熱水力挙動に関する基礎方程式</p> <p>MAAPの炉心、原子炉压力容器、格納容器モデルは、ノードとジャンクションにより構成されており、各ノードにおいて、水、水蒸気、非凝縮性ガスの質量とエネルギーから状態方程式により圧力及び温度を計算し、ジャンクションにおいては流量を計算する。運動量バランスは準定常として扱われ、代数方程式で表されるため、運動量に関する微分方程式はない。</p> <p style="text-align: center;">【参考のため掲載順を入替え】</p> <p style="text-align: center;">図 3.3-1 各ノード（領域）における物質ごとの質量及びエネルギーバランス</p> <p>質量とエネルギーの変化率は、各ノード（領域）における物質ごとの質量及びエネルギーバランスより求められる。図 3.3-1 に概念図を示す。領域<i>i</i>における物質<i>j</i>の質量変化率<math>(\dot{M}_i)_j</math>は、</p> $(\dot{M}_i)_j = (W_{in})_j - (W_{out})_j \pm \left( \begin{array}{c} \text{相変化による} \\ \text{質量変化} \end{array} \right)_j \pm \left( \begin{array}{c} \text{化学反応による} \\ \text{質量変化} \end{array} \right)_j \quad (3.3.1-1)$ <p>により求める。ここで、質量変化率<math>(W_{in})_j</math>は物質<i>j</i>の対象領域<i>i</i>への流入量、<math>(W_{out})_j</math>は物質<i>j</i>の領域<i>i</i>からの流出量である。</p> <p>領域<i>i</i>のエネルギー変化率<math>(\dot{U}_i)_j</math>は、各物質の入出熱の合計であり、</p> $(\dot{U}_i)_j = (W_{in}h_{in})_j - (W_{out}h_{out})_j \pm \left( \begin{array}{c} \text{相変化} \\ \text{割合} \times \text{潜熱} \end{array} \right)_j \pm \left( \begin{array}{c} \text{化学} \\ \text{反応熱} \end{array} \right)_j - \left( \begin{array}{c} \text{機器・壁への} \\ \text{熱伝達} \end{array} \right)_j \pm \left( \begin{array}{c} \text{物質間} \\ \text{熱伝達} \end{array} \right)_j + \left( \begin{array}{c} \text{ヒータ出力} \\ \text{・崩壊熱} \end{array} \right)_j \quad (3.3.1-2)$	<p>3.3 解析モデル</p> <p>3.3.1 熱水力挙動に関する基礎方程式</p> <p>MAAPコードの炉心、1次冷却系、蒸気発生器、原子炉格納容器モデルは、ノードとジャンクションにより構成しており、ノードにおいて、水、水蒸気、非凝縮性ガスの質量とエネルギーから状態方程式により圧力及び温度を計算し、ジャンクションにおいては流量を計算する。運動量の収支は準定常を想定し代数的に取り扱っている。</p> <p>各ノード（領域）の質量及びエネルギーは、下図の概念で、物質毎に計算される。</p> <p>領域<i>i</i>における物質<i>j</i>の質量変化率<math>(\dot{M}_i)_j</math>は、</p> $(\dot{M}_i)_j = (W_{in})_j - (W_{out})_j \pm \left( \begin{array}{c} \text{相変化による} \\ \text{質量変化} \end{array} \right)_j \pm \left( \begin{array}{c} \text{化学反応による} \\ \text{質量変化} \end{array} \right)_j$ <p>により求める。ここで、質量変化率<math>(W_{in})_j</math>は対象領域<i>i</i>の物質<i>j</i>の流入量、<math>(W_{out})_j</math>は領域<i>i</i>の物質<i>j</i>の流出量である。</p> <p>領域<i>i</i>のエネルギー変化率<math>\dot{U}_i</math>は、各物質の入出熱の合計であり、</p> $\dot{U}_i = \sum_j ((W_{in})_j \cdot (h_{in})_j) - \sum_j ((W_{out})_j \cdot (h_{out})_j) \pm \sum_j \left( \begin{array}{c} \text{相変化} \\ \text{割合} \times \text{潜熱} \end{array} \right)_j + \sum_j \left( \begin{array}{c} \text{化学} \\ \text{反応熱} \end{array} \right)_j - \sum_j \left( \begin{array}{c} \text{機器・壁への} \\ \text{熱伝達} \end{array} \right)_j \pm \sum_j \left( \begin{array}{c} \text{物質間} \\ \text{熱伝達} \end{array} \right)_j + \sum_j \left( \begin{array}{c} \text{ヒータ出力} \\ \text{・崩壊熱} \end{array} \right)_j$	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシ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>により求める。<math>(h_m)_j</math>は対象領域<i>i</i>の上流側領域の物質<i>j</i>の比エンタルピ、<math>(h_i)_j</math>は対象領域<i>i</i>の物質<i>j</i>の比エンタルピである。上式の化学反応熱とは、ジルコニウムの酸化反応熱等である。崩壊熱については、FPの気体中での浮遊、水中での沈着、ヒートシンクへの沈着、溶融炉心での沈着等の状態も含み、各ノードでの熱源として取り扱う。</p> <p>領域間はジャンクションで結合されるが、ジャンクション<i>j</i>の流量<math>W_j</math>は運動量の定常のバランス式から評価される。</p> <p>MAAPコードは、事故直後の原子炉圧力容器から原子炉格納容器へのブローダウン過程については、そのダイナミックな挙動の模擬には不確かさが大きいものの、冷却材流出を臨界流モデルで評価し、原子炉圧力容器や原子炉格納容器内の質量・エネルギー保存則を適切に考慮しており、冷却材流出に伴う炉心ヒートアップや原子炉格納容器内熱水力挙動を模擬できる。また、冷却材の流出が減少し、原子炉格納容器内の流動が緩やかになり、崩壊熱による静的な加圧・加熱が支配的となった以降は、諸現象を適切にモデル化しているため、長期間の格納容器圧力・温度応答評価に適用性を有する。</p> <p>3.3.2 炉心モデル</p> <p>炉心モデルは、あらゆる事故フェーズにおける熱水力的な挙動、原子炉内構造物の応答を考慮したモデルである。以下、炉心モデルに関して述べる。</p> <p>(1) ノード分割</p> <p>炉心モデルは、径方向及び高さ方向にノード分割した、R-Zの2次元モデルである。ノード分割の例を図3.3-2に示す。ノードごとに燃料、燃料被覆管、制御棒、ウォータロッド、チャンネルボックス、冷却材を模擬し、それぞれの間の熱伝達、冷却材の減少と回復、水素ガス発生、自然対流、燃料被覆管の変形・膨れ、溶融プールの形成といった重要なプロセスについて計算している。</p> <p>入力条件としては、燃料（FP組成含む）、燃料被覆管、制御棒、ウォータロッド、チャンネルボックスの質量や形状、流体の流路として炉心の流路面積及び炉心バイパス領域の流路面積を与え、これらに基づき熱水力挙動、原子炉内構造物応答を計算する。なお、FP組成については、元素ごとに質量を入力値で与える。</p>	<p>により求める。<math>(h_i)_j</math>は対象領域<i>i</i>の物質<i>j</i>の比エンタルピである。上式の化学反応熱とは、ジルコニウムの酸化反応熱や上部プレナム内のスチールの酸化反応熱などである。崩壊熱については、FPの気体中での浮遊、水中での沈着、ヒートシンクへの沈着、溶融炉心での沈着などの状態も含み、各ノードでの熱源として取り扱う。</p> <p>各ジャンクションの流量は、</p> $\sum_j K_j W_j  W_j  = \sum_i g \Delta z_i \rho_i$ <p>により求める。ここで、<math>W_j</math>はジャンクション流量、<math>K_j</math>は流路の抵抗係数、<math>\Delta z_i</math>はノード高さ、<math>\rho_i</math>はノード密度、<math>g</math>は重力加速度である。この式の左辺は1次冷却系全体の流動抵抗の合計で、右辺は密度差による駆動力の合計で、これがバランスすると仮定してジャンクションの流量<math>W_j</math>を計算する。ここで、ジャンクションは、図3.3-3の隣接するノード同士を接続するものである。</p> <p>MAAPコードが適用される重要事故シーケンスにおいて流体慣性が重要となる事項としては、大破断LOCAにおける破断流量の計算、破断口の位置（低温側配管破断と高温側配管破断）の感度（言い換えると、炉心の逆流と流動の停滞）及びECCバイパス等が挙げられる。これらはLOCA直後のブローダウン期間中の炉心の流動（炉心の露出と炉心ヒートアップ）に影響する。このような短期間に発生する現象の模擬には不確かさが大きい、その後の炉心再冠水以降は、崩壊熱による冷却材の蒸散が主たる支配因子となることから、圧力損失及び静水頭のバランスが適切に考慮されることにより、その流動は十分に模擬でき、適用性を有する。</p> <p>3.3.2 炉心モデル</p> <p>炉心モデルは、あらゆる事故フェーズにおける熱水力的な挙動、炉内構造物の応答を考慮したモデルである。以下、炉心モデルに関して述べる。</p> <p>(1) ノード分割</p> <p>炉心モデルは、径方向及び高さ方向にノード分割した、R-Zの2次元モデルであり、ノードごと燃料、燃料被覆管、制御棒、冷却材を模擬し、それぞれの間の熱伝達、冷却材、冷却材の減少と回復、水素発生、自然対流、炉心あるいは炉心内部の輻射及び対流熱伝達、燃料被覆管の変形や膨れ、溶融プールの形成といった重要なプロセスについて計算している。</p> <p>ノード分割は、図3.3-1に例示するとおりである。径方向及び高さ方向に、構造物としては、燃料（FP組成含む）、燃料被覆管、制御棒及び構造物の質量を入力条件として与え、流体の流路としては、炉心の流路面積及び炉心バイパス領域の流路面積を与え、これらに基づき熱水力挙動、炉内構造物応答を計算する。なお、FP組成については、元素ごとに質量を入力値で与える。</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>ノードの分割数は、入力値により与え、例えば、径方向に <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">    </span> 高さ方向に <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">    </span> としている。径方向は輻射熱伝達により温度勾配が小さく、分割数の影響は小さいが、軸方向の分割数は高さ方向の温度勾配がジルコニウム-水反応の速度や炉心溶融挙動に影響するため10以上としている。なお、径方法の分割は任意であるが、各ノードの体積割合はノードに含まれる燃料集合体数を考慮して設定し、解析の安定性のため、各分割要素の差があまり大きくならないように設定している。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px auto; width: fit-content;"> <p>本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	<p>ノードの分割数は、入力値により与えることが可能であり、径方向に <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">    </span>、高さ方向に <span style="border: 1px solid black; padding: 2px;">    </span> としている。これはMAAPコードの標準的な分割数である。径方向は輻射熱伝達により温度勾配が小さく分割数の影響は小さいが、軸方向の分割数は高さ方向の温度勾配がジルコニウム-水反応の速度や炉心溶融挙動に影響するため10以上が推奨される。なお、径方向の分割は任意であるが、各ノードの体積割合は燃料集合体単位で設定し、解析の安定性のため、各分割要素が等断面（体積）の差があまり大きくならないように設定することが推奨されている。</p> <div 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>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 原子炉出力及び崩壊熱</p> <p>初期の原子炉出力分布は入力値として与える。R-Z体系にノード分割された炉心に対して、個々のプラントの燃料特性を反映させた径方向・軸方向の炉心出力分布を入力値として与える。その炉心出力分布は各ノードの崩壊熱割合（熱出力割合）として表現され、炉心全出力が各ノードの崩壊熱割合に応じて分配される。炉心の溶融により炉心内の物質が移動しても、移動した質量に応じて崩壊熱割合も移動するため炉心溶融後の発熱分布を評価することができる。</p> <p>事象初期から原子炉スクラムに至るまでの期間、原子炉出力は初期出力を維持し、原子炉がスクラムすると出力は崩壊熱レベルまで低下するとしている。この出力変化の模擬については、MAAPが適用される事故シーケンスでは原子炉出力及び出力分布の時間変化が顕著ではない、又は早期に原子炉スクラムに至るため、評価結果に与える影響は小さい。</p> <p>崩壊熱については、コード内蔵のANSI/ANS.5.1-1979<sup>[1]</sup>モデルによって評価する。炉心溶融後に炉心領域から移動したFPと溶融炉心については表3.3-2に示す核種グループごとに崩壊熱の割合を与えることで、崩壊熱の移動量を評価する。</p> <p>(3) 炉心熱水力モデル</p> <p>炉心に特有な熱水力モデルとして、炉心が露出する場合の挙動がある。</p> <p>炉心露出の判定は、(4)に示す炉心水位計算モデルにより行う。冠水領域では、沸騰挙動に応じて燃料棒から液相への熱伝達と蒸気発生量を計算し、露出領域では、炉心がヒートアップすると、炉心域で気体の密度差が生じ、炉心と上部プレナム間で自然循環による流れが発生するため、この自然循環を考慮した対流伝熱等による燃料棒の冷却を計算する。炉心露出部と冷却材の熱伝達については、Dittus-Boelterの相関式を用いた計算を行う。なお、これら炉心の領域ごとに計算された流体側への伝熱量と蒸気発生量等は炉心全体で合計され、3.3.1に示した質量とエネルギーの保存則の右辺ソース項に反映される。</p> <p>炉心がヒートアップするにつれて燃料被覆管が酸化し、酸化ジルコニウムと水素ガスが発生するとともに、酸化反応により発熱し、炉心の露出部分を更に加熱する。この酸化反応計算には1875KにおいてBaker-Justの相関式(3.3.2-1)、1850KにおいてCathcartの相関式(3.3.2-2)を用い、1850Kと1875Kの間は内挿によって求める。</p>	<p>(2) 原子炉出力及び崩壊熱</p> <p>初期の原子炉出力分布は入力条件である。炉心は、R-Zの2次元でノード分割され、個々のプラントの燃料特性を反映させた径方向及び軸方向の炉心出力分布を入力値として与える。その炉心出力分布は各ノードの崩壊熱割合（熱出力割合）として表現され、炉心全出力が各ノードの崩壊熱割合に応じて分配される。炉心の溶融により炉心質量が移動しても、質量の移動に応じて崩壊熱割合も移動するので炉心溶融後の発熱分布を評価することができる。</p> <p>原子炉出力は、事象初期から原子炉トリップに至るまでの期間は、初期出力を維持するが、原子炉トリップが発生する場合には、出力は崩壊熱レベルまで低下する模擬としている。この模擬については、MAAPコードが適用される重要事故シーケンスにおいて、原子炉出力及び出力分布の時間変化が顕著ではない、あるいは、早期に原子炉トリップに至るため、評価結果に与える影響は小さい。</p> <p>崩壊熱については、時間に対するテーブルデータとして与える。また、炉心溶融後に炉心領域から外に輸送されたFPや溶融炉心については、表3.3-2に示す核種グループ毎に崩壊熱の割合を与える。</p> <p>(3) 炉心熱水力モデル</p> <p>炉心の熱水力応答は、3.3.1に示した基礎方程式により計算する。</p> <p>熱水力のうち炉心特有なものに炉心が露出する場合の挙動がある。炉心露出部と冷却材の熱伝達については、Dittus-Boelterの相関式を用いた計算を行っている。露出した炉心がヒートアップすると炉心域で気体密度の差ができ、炉心と上部プレナム間で自然循環流れが発生する。</p> <p>炉心が露出する場合については、後述の炉心水位計算モデルにより燃料棒の露出と冠水の高さ位置を判定する。冠水した領域では、沸騰挙動に応じて燃料棒から液相への伝熱と蒸気発生を計算する。露出した領域では、上部プレナムとの自然循環を考慮した対流伝熱等による燃料棒の冷却を計算する。なお、これら炉心の各チャンネルのセル毎に計算された流体側への伝熱量と蒸気発生量等は、炉心全体で合計した結果が3.3.1に示した基礎方程式における右辺のソース項となる。</p> <p>炉心がヒートアップするにつれて燃料被覆管が酸化し、酸化ジルコニウムと水素が発生するとともに、酸化反応により発熱し、炉心の露出部分をさらに加熱する。損傷した炉心にダウンカムを通して急速に注水するような場合に、炉心部での逆環状流となり、流路の中心部には水があるが、蒸気膜が高温燃料棒を覆うため、炉心の浸水部分は水プールより高温になり酸化が促進される。この酸化反応計算にはBaker-Justの相関式（高温）、又はCathcart-Pawelの相関式（低温）を用いており、次の式で表される。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																	
$\dot{x} = \frac{3330}{2\rho_{Zr}^2 x} e^{-1.9046 \times 10^8 / RT} \quad T > 1875K \quad (3.3.2-1)$ $\dot{x} = \frac{294}{2\rho_{Zr}^2 x} e^{-1.671 \times 10^8 / RT} \quad T \leq 1850K \quad (3.3.2-2)$ <p>ここで、<math>T</math>[K]は燃料被覆管温度、<math>x</math>[m]は酸化厚さ、<math>\rho_{Zr}</math>[kg/m<sup>3</sup>]はジルコニウムの密度、<math>R</math>[J/kg-mole・K]は気体定数である。この反応による物質変化と反応熱は、質量とエネルギーの保存則で考慮される。</p> <p>炉心の熱伝達に関しては、炉心の冠水・露出、炉心形状に応じて熱伝達の計算を行っており、炉心の損傷・溶融状態も含めると、以下のとおり整理される。</p>	$\dot{x} = \frac{294}{2\rho_{Zr}^2 x} e^{-\frac{1.654 \times 10^8}{RT}} \quad T \leq 1850K$ $\dot{x} = \frac{3330}{2\rho_{Zr}^2 x} e^{-\frac{1.884 \times 10^8}{RT}} \quad T > 1875K$ <p>ここで、<math>T</math>[K]は燃料被覆管温度、<math>x</math>[m]は酸化厚さ、<math>\rho_{Zr}</math>[kg/m<sup>3</sup>]はジルコニウム密度、<math>R</math>[J/kg-mole/K]は気体定数である。燃料被覆管温度が 1850K から 1875K の間は内挿によって求める。</p> <p>以上、炉心の熱伝達に関しては、炉心の冠水及び露出、炉心形状に応じて熱伝達率の計算を行っており、炉心崩壊時も含めると、以下のとおり整理される。</p>																																		
<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">炉心状態</th> <th>伝熱面積</th> <th>熱伝達</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">燃料自立状態</td> <td>冠水時</td> <td rowspan="2">円柱形状から計算</td> <td>水への対流・輻射熱伝達</td> </tr> <tr> <td>露出時</td> <td>ガスへの対流・輻射熱伝達</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">損傷・溶融状態</td> <td>冠水時</td> <td rowspan="2">炉心損傷状態に応じて段階的に定義された炉心形状のタイプ及びノード内炉心質量割合から計算</td> <td>限界熱流束</td> </tr> <tr> <td>露出時</td> <td>ガスへの対流・輻射熱伝達</td> </tr> </tbody> </table>	炉心状態		伝熱面積	熱伝達	燃料自立状態	冠水時	円柱形状から計算	水への対流・輻射熱伝達	露出時	ガスへの対流・輻射熱伝達	損傷・溶融状態	冠水時	炉心損傷状態に応じて段階的に定義された炉心形状のタイプ及びノード内炉心質量割合から計算	限界熱流束	露出時	ガスへの対流・輻射熱伝達	<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">炉心状態</th> <th>伝熱面積</th> <th>熱伝達</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">健全形状炉心</td> <td>冠水時</td> <td rowspan="2">円柱形状から計算</td> <td>水への対流及び輻射熱伝達</td> </tr> <tr> <td>露出時</td> <td>ガスへの対流及び輻射熱伝達</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">崩壊炉心</td> <td>冠水時</td> <td>炉心崩壊に応じて段階的に定義された炉心形状のタイプ及びノード内炉心質量割合から計算</td> <td>限界熱流束</td> </tr> <tr> <td>露出時</td> <td>炉心崩壊に応じて段階的に定義された炉心形状のタイプ及びノード内炉心質量割合から計算</td> <td>ガスへの対流及び輻射熱伝達</td> </tr> </tbody> </table>	炉心状態		伝熱面積	熱伝達	健全形状炉心	冠水時	円柱形状から計算	水への対流及び輻射熱伝達	露出時	ガスへの対流及び輻射熱伝達	崩壊炉心	冠水時	炉心崩壊に応じて段階的に定義された炉心形状のタイプ及びノード内炉心質量割合から計算	限界熱流束	露出時	炉心崩壊に応じて段階的に定義された炉心形状のタイプ及びノード内炉心質量割合から計算	ガスへの対流及び輻射熱伝達	
炉心状態		伝熱面積	熱伝達																																
燃料自立状態	冠水時	円柱形状から計算	水への対流・輻射熱伝達																																
	露出時		ガスへの対流・輻射熱伝達																																
損傷・溶融状態	冠水時	炉心損傷状態に応じて段階的に定義された炉心形状のタイプ及びノード内炉心質量割合から計算	限界熱流束																																
	露出時		ガスへの対流・輻射熱伝達																																
炉心状態		伝熱面積	熱伝達																																
健全形状炉心	冠水時	円柱形状から計算	水への対流及び輻射熱伝達																																
	露出時		ガスへの対流及び輻射熱伝達																																
崩壊炉心	冠水時	炉心崩壊に応じて段階的に定義された炉心形状のタイプ及びノード内炉心質量割合から計算	限界熱流束																																
	露出時	炉心崩壊に応じて段階的に定義された炉心形状のタイプ及びノード内炉心質量割合から計算	ガスへの対流及び輻射熱伝達																																
<p>(4) 炉心水位計算モデル</p> <p>原子炉圧力容器内の水位及び二相水位の概要を図 3.3-3 に示す。</p> <p>ダウンカマ及び炉心内の二相水位は、炉心露出前には二相混合体積から求めるが、炉心露出後には炉心径方向ノード（以下「チャンネル」という。）ごとの出力分布に応じた二相水位をもつと仮定する。このとき、一つ前のタイムステップにおける炉心での蒸発量を径方向出力ピーキングに基づいて全チャンネルに振り分け、各チャンネルの二相水位を求める。</p> <p>まず、チャンネル <math>J</math> のガス流量 <math>W_{st}(J)</math> を以下の式から求める。</p> $W_{st}(J) = F_A(J) (F_{PR}(J) W_{st,CORE} + W_{st,LP}) \quad (3.3.2-3)$ <p>ここで、<math>F_A(J)</math> はチャンネル <math>J</math> の面積割合、<math>F_{PR}(J)</math> はチャンネル <math>J</math> の径方向ピーキング、<math>W_{st,CORE}</math> は一つ前のタイムステップでの炉心領域の蒸発量、<math>W_{st,LP}</math> は一つ前のタイムステップにおける下部プレナム領域の蒸発量である。</p> <p>次に、チャンネル <math>J</math> の二相水位 <math>x_{2\phi}(J)</math>（原子炉圧力容器底部からの水位）を以下の式で与える。</p>	<p>(4) 炉心水位計算モデル</p> <p>1次冷却系が気液分離した後の原子炉容器内の水位及び二相水位の概要を図 3.3-2 に示す。</p> <p>原子炉容器内はダウンカマ部と炉心部では同じ水頭になるように評価し、このときダウンカマ及び炉心の水位はそれぞれ領域の中で同じであると仮定する。炉心の冠水部では崩壊熱による水蒸気が発生し、炉心内では二相状態になり二相水位はダウンカマの水位より高くなる。</p> <p>ダウンカマの水位については、幾何形状に基づき水位を保有水体積との関係で与えておき、過渡時の保有水体積を計算することにより求める。</p>	<p>※炉型の相違。</p>																																	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
$x_{2\phi}(J) = \left[ M_{w,sub} v_{w,ps} + \frac{M_{w,sup} v_{w,sup}}{1 - \alpha(J)} \right] / A_{fl} + (Z_{cpl} - Z_{bv}) \quad (3.3.2-4)$ <p>ここで、<math>M_{w,sub}</math> はサブクール領域の水の全質量、<math>v_{w,ps}</math> は炉心部の水の平均比容積、<math>M_{w,sup}</math> は沸騰領域の水の全質量、<math>v_{w,sup}</math> は沸騰領域の水の比容積、<math>A_{fl}</math> はチャンネル内部全流路面積、<math>Z_{cpl}</math> は炉心支持板高さ、<math>Z_{bv}</math> はベッセル底部高さであり、平均ボイド率 <math>\alpha(J)</math> はドリフトフラックスモデルにより以下の式で評価する。</p> $\alpha(J) = \frac{\varphi}{2 + C_0 \varphi} \quad (3.3.2-5)$ <p>ここで、<math>C_0</math> は比例定数、<math>\varphi</math> は気相の見かけ流速とドリフト速度 <math>U_\infty</math> の比であり、<math>U_\infty</math> は以下の式によって評価する。</p> $U_\infty = 1.53 \left[ \frac{\sigma g (\rho_l - \rho_g)}{\rho_l^2} \right]^{1/4} \quad (3.3.2-6)$ <p>ここで、<math>\sigma</math> は液相の表面張力、<math>g</math> は重力加速度、<math>\rho_l</math> は液相密度、<math>\rho_g</math> は気相密度である。</p>	<p>原子炉容器内の二相水位は、断面積の異なる下部プレナム、炉心内、上部プレナム内の平均ボイド率と水の体積から計算される。平均ボイド率は水蒸気から計算される気泡上昇速度及びガス相のドリフト速度からドリフトフラックスモデルに基づき計算される。平均ボイド率は水蒸気速度の関数として表され、</p> $\alpha = \frac{\varphi}{2 + C_0 \varphi}$ <p>により計算される。<math>\alpha</math>は平均ボイド率、<math>C_0</math>は集中定数、<math>\varphi</math>はプール上端の表面ガス速度を下式により求められるチャーン流のドリフト速度<math>U_\infty</math>で除したものであり、<math>U_\infty</math>は</p> $U_\infty = 1.53 \left[ \sigma g \frac{\rho_l - \rho_g}{\rho_l^2} \right]^{1/4}$ <p>により評価される。ここで、<math>\sigma</math>は液相の表面張力、<math>g</math>は重力加速度、<math>\rho_l</math>は液相密度、<math>\rho_g</math>は気相密度である<sup>[2]</sup>。</p> <p>上記のように原子炉容器内の二相水位は、流体の占める断面積及び体積が異なる下部プレナム、炉心内、上部プレナム内の平均ボイド率及びそれぞれ水温の関数である水の比体積と水質量とから計算される水の体積を基に計算される。</p> <p><u>具体的な水位は、下部プレナムにある場合、下部プレナムよりも高く炉心よりも低い場合、炉心内でサブクール領域の場合、炉心内で二相領域の場合、炉心よりも高い場合のそれぞれに対して計算される。</u></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>水位<math>z_w</math>が下部プレナムにある場合、以下の式で計算される。</p> $V_w = \frac{\pi}{3} z_w^2 (3R_x - z_w)$ <p>ここで、<math>V_w</math>は水の体積、<math>R_x</math>は下部プレナムの半径である。</p> <p>水位<math>z_w</math>が下部プレナムよりも高く炉心よりも低い場合、以下の式で計算される。</p> $z_w = z_{cyl} + \frac{M_{cr} v_{wcr}}{A_{lower} (1 - \alpha_{lp})}$ <p>ここで、<math>z_{cyl}</math>は原子炉容器胴部下端高さ、<math>M_{cr}</math>は炉心の水の質量、<math>v_{wcr}</math>は炉心の水の比体積、<math>A_{lower}</math>は炉心下端の流路面積、<math>\alpha_{lp}</math>は下部プレナムの平均ボイド率である。</p> <p>水位<math>z_w</math>が炉心内でサブクール領域の場合、以下の式で計算される。</p> $z_w = z_{crl} + \frac{(M_{cr} - M_{lpl}) v_{wcr}}{A_{cr}}$ <p>ここで、<math>z_{crl}</math>は炉心下端高さ、<math>M_{cr}</math>は炉心の水の質量、<math>M_{lpl}</math>は下部プレナム上端よりも高く炉心下端よりも低い位置の水の質量、<math>v_{wcr}</math>は炉心の水の比体積、<math>A_{cr}</math>は炉心の流路面積である。</p> <p>水位<math>z_w</math>が炉心内で二相領域の場合、以下の式で計算される。</p> $z_w = z_{crsub} + \frac{(M_{cr} - M_{sub}) v_{wcr}}{A_{cr} (1 - \alpha_{cr})}$ <p>ここで、<math>z_{crsub}</math>は炉心のサブクール領域の高さ、<math>M_{cr}</math>は炉心の水の質量、<math>M_{sub}</math>は炉心のサブクール領域の水の質量、<math>v_{wcr}</math>は炉心の水の比体積、<math>A_{cr}</math>は炉心の流路面積、<math>\alpha_{cr}</math>は炉心の平均ボイド率である。</p> <p>水位<math>z_w</math>が炉心よりも高い場合、以下の式で計算される。</p> $z_w = z_{cru} + \frac{(M_{cr} - M_{crl}) v_{wcr}}{A_{up} (1 - \alpha_{acr})}$ <p>ここで、<math>z_{cru}</math>は炉心上端高さ、<math>M_{cr}</math>は炉心の水の質量、<math>M_{crl}</math>は炉心を冠水させる水の質量、<math>v_{wcr}</math>は炉心の水の比体積、<math>A_{up}</math>は上部プレナムの流路面積、<math>\alpha_{acr}</math>は炉心上部の平均ボイド率である。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.3.3 原子炉圧力容器モデル</p> <p>原子炉圧力容器モデルは原子炉圧力容器内をモデル化し、炉心、上部プレナム、スタンドパイプ/セパレータ、蒸気ドーム、上部ダウンカマ、下部ダウンカマ、下部プレナム、再循環ループから構成され、この領域における水、蒸気、非凝縮性ガスの挙動の計算を行う。図3.3-4にBWR5を例として原子炉圧力容器モデルの概要を示す。以下、原子炉圧力容器モデルについて述べる。</p> <p>(1) ノード分割</p> <p>原子炉圧力容器内は水と気体で占められており、水領域として、炉心領域、ダウンカマ、下部プレナム、CRDチューブの4つの領域を考慮する。有効燃料上端以上の上部プレナム及びスタンドパイプまでの領域にある水は炉心領域の水の一部とし、炉心領域ではサブクール領域と沸騰領域、炉心上部のスプレイ水の質量とエネルギーを分けて計算する。ジェットポンプを有するプラントの場合、ジェットポンプ及び再循環ループ内の水はダウンカマ領域の水の一部として扱う。ダウンカマ領域では、ジェットポンプの内側と外側のサブノードに分けて水の質量を扱い、再循環ループ内の水はジェットポンプの外側の水に含まれ、ダウンカマ領域の水位が再循環ポンプ吸込位置高さ以上になると再循環ループが最初に満たされる。</p> <p>残りの空間部は単一の気体領域として扱い、気体の全エネルギー及び各気体成分はこの中にあるものとする。気体の成分として、蒸気、水素、酸素、窒素、一酸化炭素、二酸化炭素を考慮し、二相領域内の蒸気も気体の一部とする。気体の体積、エネルギー及び質量に基づき原子炉圧力容器の圧力及び温度が計算され、水の圧力は気体の圧力と等しいとしている。</p> <p>気体領域は、図3.3-5に示すように、原子炉圧力容器内を炉心、上部プレナム、スタンドパイプ/セパレータ、蒸気ドーム、上部ダウンカマ、下部ダウンカマ、下部プレナム、再循環ループの8つのサブノードに分割している。各サブノードに対して、気体温度、水素質量割合、FGグループごとの質量を計算し、その他の非凝縮性ガスの質量分布や圧力は全サブノードで同一とするため、蒸気の質量割合はサブノードごとに一意に定まる。</p> <p>このノード分割は、国内外の典型的なBWRプラントの原子炉圧力容器を模擬したもので、コード内に設定されたプリセットとなっており、各炉型に対して適用性を有する。</p>	<p>3.3.3 1次冷却系モデル</p> <p>1次冷却系モデルは、炉心、原子炉容器、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、加圧器、1次冷却材配管等を配置した1次冷却系ループにより構成される。水、蒸気、非凝縮性ガスの挙動の計算を行う。以下、1次冷却系モデルについて述べる。</p> <p>(1) ノード分割</p> <p>1次冷却系モデルは、図3.3-3に示すように、原子炉容器、1次冷却系配管、加圧器、蒸気発生器等の1次冷却系の構成要素ごとにノード分割し、各ノードの形状等の特性は設計値に基づき与える。1次冷却系ループは、破断側ループと健全側ループの2ループでの模擬であり、3ループプラントや4ループプラントのように健全側ループが複数ある場合は、それらを1ループに縮約して取り扱っている。このノード分割は、コード内に設定されたプリセットであり、国内外の典型的なPWRプラントの1次冷却系を模擬したものである。</p> <p>有効性評価において、炉心損傷防止の観点では、LOCA事象を想定しており、初期の複雑な流況を高い精度で予測をするものではないが、その後の崩壊熱による冷却材の蒸散が主たる支配因子となる段階においては、適用性を有する。</p>	<p>※炉型の相違。</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 原子炉圧力容器の熱水力モデル</p> <p>原子炉圧力容器の熱水力応答は 3.3.1 に示した基礎方程式により計算するが、気相部の流動に関しては、ジャンクション <math>j</math> の流量 <math>W_j</math> に対する次のバランス式で評価する。</p> $\sum_j K_j W_j  W_j  = \sum_i g \Delta z_i \rho_i \quad (3.3.3-1)$ <p>ここで、<math>K_j</math> は流路の抵抗係数、<math>\Delta z_i</math> はノード高さ、<math>\rho_i</math> はノード密度、<math>g</math> は重力加速度である。上式両辺の和は原子炉圧力容器内の閉ループに沿って和をとるものとし、左辺は流動抵抗の合計、右辺は密度差による駆動力の合計となり、これがバランスすると仮定してジャンクションの流量 <math>W_j</math> を計算する。閉ループとして、i) 炉心→上部プレナム→スタンドパイプ/セパレータ→蒸気ドーム→上部ダウンカマ→下部ダウンカマ→下部プレナム、ii) スタンドパイプ/セパレータ→蒸気ドーム→上部ダウンカマ、iii) 下部ダウンカマ→再循環ループ→下部プレナムの3つの経路に対して考慮する。</p> <p>原子炉圧力容器では図 3.3-5 に示すヒートシンク（原子炉圧力容器、原子炉内構造物）がモデル化されており、原子炉圧力容器内においては、これらのヒートシンクと図中にヒートシンク表面番号で示したノード内の水、蒸気との熱伝達が計算される。また、水と原子炉圧力容器ヒートシンクの熱伝達係数は、強制対流時、自然循環時を個別に取り扱っている。蒸気と原子炉圧力容器ヒートシンクの熱伝達は、輻射と対流熱伝達を考慮している。対流熱伝達について、自然循環時及び強制対流時に分けて取り扱い、熱伝達係数を求める。</p> <p>再循環ポンプ流量は入力値として与え、その流量が再循環ポンプのトリップまで維持される。再循環ポンプのトリップに伴い、入力値として与えたコーストダウン曲線にしたがって自然循環へと移行する。</p> <p>逃がし安全弁が開放される場合、逃がし安全弁から放出された冷却材は、サブプレッション・プールに導かれる。各弁の流量については、入力として与えた各弁の実効的な流路面積を元に計算している。</p> <p>給水ライン及び主蒸気ラインについては、境界条件として取り扱っている。主蒸気流量は、内部計算により初期原子炉出力に相当した流量が設定され、主蒸気隔離弁の閉止による隔離を模擬している。給水流量は、入力値を与えており、原子炉水位高等の信号による給水ポンプトリップを模擬している。</p>	<p>(2) 1次冷却系の熱水力モデル</p> <p>1次冷却系の熱水力応答は、3.3.1 に示した基礎方程式により計算する。</p> <p>1次冷却系では、ヒートシンク（原子炉容器、1次冷却系配管及び炉内構造物）と水、気体の間の熱伝達及び蒸気発生器での熱伝達が計算される。また、1次冷却系内の気相の自然循環や、蒸気発生器での伝熱がある場合にはリフラックス流れと呼ばれる、原子炉容器の上部プレナムから高温側配管を通り蒸気発生器までの間で発生する対向流自然循環、さらには加圧器のサージ管、弁の流れを模擬している。</p>	<p>※炉型の相違</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>冷却材の流動様式は、冷却材中のボイド分布に応じて計算される。1次冷却材ポンプ運転中は強制対流であり、冷却材中に一様にボイドが生じる仮定としている。1次冷却材ポンプが停止するとボイド率が低い場合には自然循環が発生する。1次冷却系全体平均のボイド率（グローバルボイド率）が高くなり、自然循環により液相を蒸気発生器伝熱管の頂部まで運ぶことができなくなると気液分離が発生する。なお、この時のボイド率は [ ] を根拠として、有効性評価では [ ] を与えている。</p> <p>なお、参考文献[3]では、Westinghouse タイプの原子炉は実験に基づく0.4～0.7であることが示されている。このボイド率は、1次冷却系の流動様式が切り替わるしきい値であり、1次冷却系の平均ボイド率が徐々に変化する場合に流動様式が切り替わる時期への影響が現れる。大破断LOCAの再冠水以降は気液分離状態であり、このボイド率の設定は影響しない。全交流動力電源喪失の場合には、蒸気発生器2次側がドライアウトして1次冷却系からの除熱が失われる時点から1次冷却系のボイド率が早期に上昇するため、ボイド率の設定による気液分離のタイミングに大きな差は生じないことから、事象進展への影響は小さい。</p> <p>気液分離後の液相の流動は水頭差により駆動される流れになる。即ち、ダウンカマ側の液相水位と炉心側のドリフトフラックスモデルで計算された二相水位の水頭差により駆動された流れが流動抵抗を考慮して計算される。蒸気発生器出口側配管内の液相は流動せず熱収支に応じて蒸発を行う。気相は蒸気発生器におけるリフラックス冷却と発生水蒸気による流動が考慮される。</p> <p>水と1次冷却系ヒートシンクの熱伝達係数は、強制対流時や自然循環時を個別に取り扱っている。気体と1次冷却系ヒートシンクの熱伝達は、輻射と対流熱伝達を考慮している。対流熱伝達について、自然循環時及び強制対流時（乱流域、層流域及びそれらの遷移域）に分けて取り扱い、熱伝達係数を求める。</p> <p>1次冷却材ポンプ流量は入力値として与え、その流量が1次冷却材ポンプのトリップまで維持される。1次冷却材ポンプのトリップに伴い、入力値として与えたコストダウン曲線にしたがって自然循環へと移行する。</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（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) 破断流モデル</p> <p>原子炉圧力容器と原子炉格納容器との間の流れについては、差圧流又は臨界流にて計算する。</p> <p>差圧流の場合は、流動の式(3.3.3-1)に、原子炉圧力容器と原子炉格納容器の差圧を考慮して流量を計算する。</p> <p>臨界流については、Henry-Fauske のモデル<sup>[2]</sup>を採用している。気液の流速が同じであると仮定して、気液それぞれの流量を計算している。参考文献<sup>[3]</sup>より、Henry-Fauske のモデルは</p>	<p>(3) 加圧器モデル</p> <p>加圧器は、加圧器本体、サージ管、加圧器スプレイ、加圧器ヒータ、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、加圧器逃がしタンクをモデル化しており、それらの質量及びエネルギー収支を計算している。モデル概念を図3.3-4に示す。</p> <p>物質移動としては、加圧器への流入は、1次冷却材の膨張に伴う高温側冷却材のサージ管からの流入、加圧器スプレイからの流入がある。加圧器からの流出としては、高温側配管へのサージ管からの流出、加圧器逃がし弁及び安全弁からの流出（液相と気相それぞれについて考慮）がある。また、熱移動としては、加圧器ヒータによる入熱、加圧器内に輸送されたFPの崩壊熱による入熱、加圧器壁面への熱伝達がある。また、加圧器内部でのプロセスとして、流出サージ時に発生する加圧器内水のフラッシング及び気相の凝縮を考慮しており、それに伴う気相及び液相間の質量とエネルギー移動を計算している。</p> <p>なお、加圧器は、破断側ループに接続されており、非破断側ループに接続される場合に比べて、非破断側ループ高温側配管から上部プレナムに流れ込む流量が小さく、上部プレナム保有水量が少なくなり、炉心冷却が悪化する傾向となるが、大破断LOCAの場合は、加圧器が早期に空となり、短期的な影響に限定される。</p> <p>加圧器逃がし弁が開放される場合、加圧器逃がし弁から放出された冷却材は、加圧器逃がしタンクに導かれる。ここで、設計値（設計圧力に対する流量）から臨界流モデル（蒸気単相）に基づき各弁の実効的な流路面積を最初に計算し、各弁の流量については加圧器内の二相水位に応じて臨界流モデルを選択（蒸気単相から二相まで）しながら気相と液相の流量を計算している。</p> <p>加圧器逃がしタンクは、加圧器逃がし弁に接続する体積要素として模擬しており、加圧器逃がし弁が開放した際に、気相及び液相の流量及びそれに伴うエネルギーの授受を計算している。ここで、臨界流にはHenry-Fauske モデル<sup>[4]</sup>を使用している。加圧器逃がしタンク内圧力が破損圧力に達するとラプチャディスクが破損し、以降、冷却材が原子炉格納容器の下部区画に放出される。</p> <p>(4) 1次冷却系破損モデル</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ（加圧器サージ管、高温側配管、蒸気発生器伝熱管）の破損については、原子炉容器と同様にクリープ破損を模擬している（3.3.7(4)参照）。</p> <p>(5) 破断流モデル</p> <p>1次冷却系と原子炉格納容器との間の流れについては、差圧流、サブクール臨界流、二相臨界流及び気相臨界流を計算する。</p> <p>差圧流の場合は、3.3.1に示した流動の式に、1次冷却系と原子炉格納容器の差圧を考慮して流量を計算する。</p> <p>臨界流については、Henry-Fauske のモデルを採用している。気液の流速が同じであると仮定して、気液それぞれの流量を計算している。参考文献<sup>[5]</sup>より、Henry-Fauske のモデルは</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（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>Marviken 試験装置<sup>[4],[5]</sup>による実験に対して臨界流量を過大評価する傾向にあり、破断流量に関して保守的なモデルである。</p> <p>3.3.4 格納容器モデル</p> <p>格納容器モデルは、原子炉格納容器内の熱流動として、水、蒸気、非凝縮性ガスの挙動の計算を行う。以下、格納容器モデルについて述べる。</p> <p>(1) ノード分割</p> <p>原子炉格納容器のノード分割として、壁等で囲まれた領域を模擬したノード（区画）と吹き</p>	<p>Marviken の実験率に対して臨界流量を過大評価する傾向にあり、破断流量に関して保守的なモデルである。</p> <p>※出典：NUREG/CR-2671 MXC-301</p> <p>3.3.4 蒸気発生器モデル</p> <p>蒸気発生器モデルは、図 3.3-5 に示すように、蒸気発生器2次側を伝熱部とドーム部の2ノードに分割したモデルであり、蒸気発生器1次側と2次側との熱授受、蒸気発生器1次側から2次側への1次冷却材とFPの放出（伝熱管破断時）を考慮し、各ノードで質量及びエネルギーの保存則を計算している（基礎式は3.3.1参照）。</p> <p>蒸気発生器モデルは、1次冷却系モデルと同様に破断側ループと健全側ループに設けられるが、健全側ループが複数ある場合は、それらを1ループに縮約して取り扱っている。</p> <p>蒸気発生器の伝熱モデルの概念を図 3.3-6 に示す。蒸気発生器1次側については、伝熱管1次側の流動状態に応じて、単相及び二相均質流の強制対流時はDittus-Boelter 相関式、単相及び二相均質流の自然循環では一定値として熱伝達係数を仮定する。また、伝熱管1次側が気液分離状態の場合は、伝熱管1次側水蒸気の2次側への伝熱に伴う凝縮、即ちリフラックス冷却を模擬しており、ここで非凝縮性ガスは水蒸気の上方に分離される扱いとしている。蒸気発生器2次側は、液相が存在する領域では Jens-Lottes 相関式で熱伝達係数を求めている。伝熱部が露出した場合の気相部との熱伝達は、気体と1次冷却系ヒートシンクと同様の計算方法を用いる。</p> <p>蒸気発生器2次側の水位計算は、炉心水位と同様であり、幾何学形状と保有水量の関係から水位を計算する。</p> <p>主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁からの冷却材放出については、設計値（設計圧力に対する流量）から臨界流モデル（蒸気単相）に基づき各弁の実効的な流路面積を最初に計算し、各弁の流量については蒸気発生器2次側の二相水位に応じて臨界流モデルを選択（蒸気単相から二相まで）しながら気相と液相の流量を計算している。</p> <p>給水ライン及び主蒸気ラインについては、境界条件として取り扱っている。主蒸気流量は、内部計算により初期原子炉出力に相当した流量が設定され、主蒸気隔離弁の閉止による隔離を模擬している。また、蒸気発生器2次側が加圧される場合は、主蒸気逃がし弁や主蒸気安全弁により原子炉格納容器内に蒸気が放出される。主給水流量は、入力値を与えており、原子炉トリップ等の信号による給水隔離を模擬している。補助給水は、蒸気発生器水位がプログラム水位に一致するよう自動制御を行っており、最大流量は、設計値に基づき入力値として与える。</p> <p>3.3.5 原子炉格納容器モデル</p> <p>原子炉格納容器モデルは、原子炉格納容器内の熱流動として、水、蒸気、非凝縮性ガスの挙動の計算を行う。以下、原子炉格納容器モデルについて述べる。</p> <p>(1) ノード分割</p> <p>壁などの物理区画を模擬したノードと吹き抜けや扉などの開口部を模擬したジャンクショ</p>	<p>※泊では女川[4,5]のサマリーであるNUREGを参照</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>抜けや扉等の開口部を模擬したジャンクションを組み合わせてモデル化を行う。原子炉格納容器のノード分割は、原子炉圧力容器モデルのようなプリセットではなく、入力値によって分割数を与え、各区分に対しては自由体積、形状、高さ等を、各ジャンクションに対しては等価直径、長さ、ノードに対する接続位置等を与える。</p> <p>ヒートシンクは、原子炉格納容器の壁面及び床、区分内部の金属機器等を模擬し、区分の境界に位置する壁面及び床については、ヒートシンクを介した両区分間での熱移動を考慮できる。</p> <p>原子炉格納容器のノードと同一のモデルを用いて原子炉建屋をモデル化することができ、格納容器壁面を介した原子炉格納容器内外の熱移動を考慮することができる。原子炉格納容器内雰囲気から格納容器本体並びにその周囲のコンクリート製生体遮蔽壁を介した原子炉建屋への放熱が評価されるモデルでは、生体遮蔽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、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。また、原子炉建屋をモデル化することにより、ISLOCAを想定した原子炉建屋内の区分の環境評価を行うことも可能である。</p> <p>原子炉格納容器のノード分割例を図 3.3-6 に示す。同じ特徴を有する空間を集約することを基本として、壁や床によって囲われた領域をノードとしてモデル化する。同じ特徴を有する空間では物理パラメータも同等となるため、緩やか又は長期的な応答を模擬することができ、各ノード間の接続条件を適切に与えることによって、格納容器の型式によらず適用性を有する。標準的には、格納容器下部（下部ドライウェル、ペDESTAL）、ドライウェル、ベント管、ウェットウェルに分割される。</p> <p>3.3.3 に示した原子炉圧力容器のノード分割との関係では、原子炉圧力容器はドライウェル区分に存在し、図 3.3-5 に示したヒートシンクのうち、上部ヘッド、上部ダウンカマ、下部ダウンカマ、下部ヘッド、さらに、再循環ループを有するプラントの場合は再循環ループの外表面と格納容器間の熱伝達が考慮される。</p> <p>LOCA事象では、破断流はドライウェルに放出される。炉心熔融後に原子炉圧力容器が破損する場合、下部プレナムからのデブリジェットは格納容器下部に放出される。</p> <p>(2) 原子炉格納容器の熱水力モデル</p> <p>MAAPコードの原子炉格納容器内モデルは、区分内の代表する状態量を1点で模擬し、区分間の流動を解析する集中定数モデルである。原子炉格納容器の熱水力応答は 3.3.1 に示した基礎方程式により計算する。また、気相の流動に関しては、</p> $K W^{n-1} W = P_1 - P_2 + \rho_2 g(Z_2 + L - Z_1) \quad (3.3.4-1)$ <p>を用いる。ここで、<math>K</math> はジャンクションの流動抵抗、<math>W</math> はジャンクションの流量、<math>P</math> はノード圧力、<math>\rho</math> はノード内の気相密度、<math>n</math> は流動状態に依存した乗数であり、<math>Z</math> と <math>L</math> はそれぞれジャンクションの接続高さ位置とジャンクション長さである（図 3.3-7）。</p>	<p>を組み合わせて原子炉格納容器のモデル化を行う。原子炉格納容器のノード分割は、1次冷却系モデルのようなプリセットではなく、入力値によって、分割数を与え、各ノードについては設計値に基づき、有効体積、形状、高さ等を、各ジャンクションについては、等価直径、長さ、ノードに対する接続位置等を与える。また、各ノードでは、スプレイ、ファンクーラ等の機器も配置できる。ヒートシンクとして、原子炉格納容器壁及び床、金属機器を模擬するが、区分の境界に存在する原子炉格納容器壁及び床については、両区分に配分するよう設定する。</p> <p>原子炉格納容器のノード分割例を図 3.3-7 に示す。壁や床によって囲われた空間毎に分割し、同じ特徴を有する空間を集約することを基本にして設定し、同じ特徴を有する空間では、物理パラメータも同等となることから、緩やか、あるいは、長期的な応答を模擬できる。有効性評価では、上部区分、下部区分、アニューラ区分、原子炉下部キャビティ区分及び圧力ヘッド室区分（2及び3ループプラント）の4若しくは5ノードとしている。</p> <p>3.3.3 に示した1次冷却系のノード分割（図 3.3-3、図 3.3-4）との関係では、原子炉容器（頂部ヘッドを除く）は原子炉下部キャビティ区分に存在し、その他の1次冷却材配管等は下部区分に存在する。なお、頂部ヘッドは上部区分、加圧器逃がしタンクはアニューラ区分に存在する。低温側配管破断では、破断流は下部区分に放出される。一方、炉心熔融後に原子炉容器が破損する場合、下部プレナムからのデブリジェットは原子炉下部キャビティ区分に放出される。</p> <p>(2) 原子炉格納容器の熱水力モデル</p> <p>MAAPコードの原子炉格納容器内モデルは、区分内の代表する状態量を1点で模擬し、区分間の流動を解析するラウンドモデルである。</p> <p>原子炉格納容器の熱水力応答は、3.3.1 に示した基礎方程式により計算するが、気相部の流動の式に関しては、</p> $K_j W^{n-1} W = P_1 - P_2 + \rho_2 g(Z_2 + L - Z_1)$ <p>を用いている。ここで、<math>K_j</math> はジャンクションの抵抗係数、<math>W</math> はジャンクションの流量、<math>P</math> はノード圧力、<math>\rho</math> はノード密度、<math>Z</math> はジャンクションの接続位置、<math>L</math> はジャンクション長さである（<u>図 3.3-8</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（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>各ノードでは、区画間の気体・水の移動に伴う質量及びエネルギーの変化、気体と水との熱伝達、ヒートシンク（格納容器壁及び床、機器）の状態に基づき、質量とエネルギーの保存式を計算する。このとき、気液界面での水の蒸発と水蒸気の凝縮、破断口からの水と蒸気の放出、放出された水のフラッシング、スプレイ水の蒸発、スプレイ水による凝縮及び原子炉格納容器内のヒートシンク表面での凝縮を模擬する。</p> <p>MAAPコードでは、原子炉格納容器破損や格納容器ベント等による、原子炉格納容器内から建屋や環境等への水・気体の放出流量も区画間と同様に計算される。</p> <p>LOCA（液相破断）の場合、破断口からドライウェルに放出された水は格納容器圧力に応じて一部はフラッシングにより蒸気となり、破断口から放出された蒸気（水素ガスを含む）とあいまってドライウェル内の圧力を上昇させる。このため、ドライウェル内の気体の大部分はサブプレッション・チェンパに押し出され、気体中の蒸気はサブプレッション・チェンパ内の水により凝縮される一方で、非凝縮性ガスはサブプレッション・チェンパの空間部に移行する。また、炉心溶融後に原子炉圧力容器が破損する場合、格納容器下部に放出（落下）したデブリジェットにより発生した多量の蒸気（水素ガスを含む）は、ドライウェルからサブプレッション・チェンパへと流出する。</p> <p>原子炉格納容器中に存在する水プールは、水位が開口部に到達すると他の区画に流出する。例えば、格納容器スプレイによりドライウェルに注入された水は、ベント管を経由して、サブプレッション・プールに流入する。</p> <p>原子炉格納容器内には、1次元ヒートシンクモデルとランプドヒートシンクを配置できる。1次元ヒートシンクは、熱伝導率が小さく、内部の温度勾配が重要となるコンクリート壁等に適用し、片面又は両面において区画内の流体との熱伝達を行う。1次元ヒートシンクの分割は比較的溫度勾配の大きな表面近傍は細かいメッシュで、それ以外は粗いメッシュで分割される。ランプドヒートシンクは主に熱伝導率が大きく、内部の温度分布が一様と仮定できる金属ヒートシンクに適用し、温度を1点で代表する。</p> <p>これらのヒートシンクの表面積及び材質の物性に加えて、高さ等の位置情報を与えることで、ヒートシンクの冠水/露出を判断する。冠水部分では水との対流熱伝達を考慮したモデルを、露出部分では気相との対流熱伝達、凝縮熱伝達及び輻射熱伝達を考慮したモデルを用いて熱伝達を評価する。</p>	<p>各ノードでは、区画間の気体、水、非凝縮ガスの移動に伴う質量及びエネルギーの変化、気体及び水との熱伝達、ヒートシンク（原子炉格納容器壁及び床、金属機器）に基づき、質量及びエネルギーバランスを計算する。その際、気液界面での水の蒸発及び水蒸気の凝縮、破断口からの水と蒸気の放出、放出された水のフラッシング、スプレイ水の蒸発、スプレイ水による凝縮並びに原子炉格納容器内のヒートシンク表面の凝縮も模擬している。水プールと原子炉格納容器床及び壁、気体と原子炉格納容器内ヒートシンクの熱伝達係数は、1次冷却系と同様の計算方法を用いている。</p> <p>大破断LOCAの場合、破断口から下部区画に放出された水は原子炉格納容器圧力に応じて一部はフラッシングにより蒸気となり、破断口から放出された蒸気（水素ガスを含む）とあいまって上部区画へ流出し、残りの水は下部区画から圧力ヘッダ室区画を経て最終的には原子炉下部キャビティ区画に流出する（2及び3ループプラントの場合）。一方、炉心溶融後に原子炉容器が破損する場合、原子炉下部キャビティ区画に放出（落下）したデブリジェットにより発生した多量の蒸気（水素ガスを含む）は、下部区画及びアニューラ区画を経て上部区画へと流出する。</p> <p>原子炉格納容器中に存在する水プールの場合は、格納容器再循環ランプ等の区画が満水になると他の区画に流出する。例えば、格納容器スプレイにより原子炉格納容器上部区画に注入された水は、他の区画を経由して、最終的には原子炉下部キャビティ区画に流入する。</p> <p>原子炉格納容器内は1次元ヒートシンクモデル及びランプドヒートシンクが用いられ、これらの表面では気相との対流熱伝達、凝縮熱伝達及び輻射熱伝達が、冠水部分では水との対流熱伝達が考慮される。1次元ヒートシンクは主にコンクリート壁へ適用し、片面あるいは両面が区画に接して熱交換を行う。1次元分割は温度勾配の大きい表面は細かいメッシュで、それ以外は粗いメッシュで分割される。ランプドヒートシンクは主に熱伝導率の高い金属ヒートシンクに適用する。ランプドヒートシンクは、熱伝導率が高く内部温度が一様であると仮定できるとし温度を1点で代表する。</p> <p>原子炉格納容器の熱水力応答に関しては、1次冷却系の破断等による、1次冷却系と原子炉格納容器との間の流れも模擬しているが、特に大破断LOCAのように破断流が高流量かつ高エネルギーの場合には、運動量方程式を準静的に扱っているという、近似的な取り扱いのために、破断流の蒸気が一時的に過熱度を保った状態で原子炉格納容器に放出され、原子炉格納容器内温度が非現実的に上昇する傾向がある。事象進展中においても、同様の傾向が現れる可能性があるものの、それ以降のエネルギー放出は緩やかであり、顕著な影響とはならない。</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>(3) 水素ガス発生</p> <p>原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内の水素ガス発生源として、以下を考慮する。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉心ヒートアップ及び溶融炉心のジルコニウム-水反応による水素ガス発生 (3.3.6(1)参照)</li> <li>・ 溶融炉心によるコンクリート分解等に伴う水素ガス発生 (3.3.6(5)参照)</li> </ul> <p>発生した水素ガスのノード間の移動は、原子炉圧力容器及び格納容器の各熱水力モデルにより計算される。</p> <p>なお、水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生は、コード内にモデルを備えていないため、有効性評価では崩壊熱を用いた評価としている。</p> <p>(4) 格納容器破損モデル</p> <p>格納容器内圧力と限界圧力あるいは格納容器温度と限界温度との比較により原子炉格納容器の破損を判定する。</p>	<p>(3) 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却モデル</p> <p>格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却は、格納容器再循環ユニット冷却コイルに冷却水を通水することで生じる格納容器再循環ユニットの出入口の密度差を駆動力として自然循環を発生させるものである。MAAPコードでは、原子炉格納容器上部区画とアンюра区画の間の流路として格納容器再循環ユニットを模擬しており、除熱特性としては、原子炉格納容器内温度と流速及び原子炉格納容器内温度と除熱量の関数を入力値により与え、原子炉格納容器内温度に対応した格納容器再循環ユニットの流量及び除熱量を計算する。ここで得られた流速及び除熱量から、原子炉格納容器内の質量及びエネルギーバランスを計算する。概念を図3.3-9に示す。ここで、MAAPコードに与える除熱特性は、国内で実施された凝縮熱伝達実験で確認された評価式を用いて格納容器再循環ユニットの形状に基づき設定されるものである。</p> <p>格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却によって発生する凝縮水は、アンюра区画の液相部に混合され、原子炉下部キャビティに流入する。</p> <p>(4) 水素発生</p> <p>原子炉容器内及び原子炉格納容器内の水素発生源として、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 炉心ヒートアップ及び溶融炉心のジルコニウム-水反応による水素発生 (3.3.7(1)参照)</li> <li>・ 溶融炉心によるコンクリート分解に伴う水素発生 (3.3.7(5)参照)</li> </ul> <p>を模擬する。なお、以下については、上記の水素発生量に比べて、ごく小規模であることから、解析モデル上、考慮はしていない。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 放射線水分解による水素発生</li> <li>・ 原子炉格納容器内での金属腐食による水素発生</li> <li>・ 原子炉格納容器内でのヒドラジン分解による水素発生</li> </ul> <p>発生した水素のノード間の移動は、1次冷却系及び原子炉格納容器の各熱水力モデルにより計算される。</p> <p>(5) 原子炉格納容器破損モデル</p> <p>原子炉格納容器圧力と最高使用圧力の2倍あるいは原子炉格納容器内温度と200℃との比較により原子炉格納容器の破損を判定する。また、溶融炉心によるコンクリートの侵食がある場合には、侵食深さを考慮して原子炉格納容器の破損を判定する。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3.3.5 安全系モデル</p> <p>(1) 非常用炉心冷却系            炉心注水系（高圧・低圧）、炉心スプレイ系（高圧・低圧）、原子炉隔離時冷却系等、原子炉の型式の特徴を考慮し、実プラントに即した各系統がモデル化されている。それぞれについて注入特性、作動設定圧、作動遅れ時間を入力値として与え、原子炉圧力に応じて注入流量が計算され、ダウンカマあるいは炉心領域へ注入する。            また、残留熱除去系によるサブプレッション・プール冷却モード運転もモデル化されており、サブプレッション・プールから取水し、熱交換器を通じて冷却した後に、再びサブプレッション・プールへ戻される。</p> <p>(2) 格納容器スプレイ            格納容器スプレイモデルは、入力として、台数、作動遅れ時間、注入特性等を与え、格納容器圧力に応じて注入流量が計算される。</p>	<p>3.3.6 安全系モデル            安全保護系、制御系、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策で想定する機器を模擬している。なお、有効性評価では、水素処理（原子炉格納容器内水素処理装置（PAR）及び格納容器水素イグナイタ（イグナイタ））に関するモデルは考慮しない。</p> <p>(1) ECCS            高圧注入、低圧注入それぞれについて注入特性、作動設定圧、遅れ時間を入力値として与え、1次冷却材圧力に応じて注入流量が計算され、1次冷却系の低温側配管に流入する。</p> <p>(2) 蓄圧タンク            入力値として、タンク数、体積、注入ライン高さ、注入ライン長さ、注入ライン面積、注入ライン圧力損失を与える。また、初期状態としてタンク圧力、温度、水位を与える。蓄圧注入系が作動した場合、気相変化プロセスとして等温変化を仮定し、状態方程式により蓄圧タンク圧力を評価し、1次冷却材圧力との差圧及び配管圧力損失から注入流量を評価する。ここで、配管圧力損失は、逆止弁、止め弁やエルボも含めた配管全体の圧力損失係数を与える（図3.3-10）。</p> <p>(3) 格納容器スプレイ            格納容器スプレイモデルは、入力として台数、作動設定圧力、作動遅れ時間、定格流量を与え、原子炉格納容器圧力に応じて注入流量が計算される。</p> <p>(4) 燃料取替用水タンク            燃料取替用水タンクの入力としては、水の温度、質量、底部面積があり、これらを使用して初期状態を設定する。ECCS及び格納容器スプレイが作動した場合、燃料取替用水タンクの保有水が減少し、水位と水量の関係から水位計算を行う。</p> <p>(5) 格納容器再循環ユニット            格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却に関する現象モデルについては、3.3.5(3)で述べたとおりである。            入力としては、格納容器再循環ユニットの吸込及び吐出口の位置するノード、除熱特性、運転員等操作の起点及び遅れ時間を与える。</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) 逃がし安全弁            逃がし安全弁については、入力として、それぞれの弁個数、流路面積、作動設定圧力を与える。弁が作動する場合、その時刻の圧力に応じて流量が計算される。</p> <p>(4) 代替注水設備            上記に加え、原子炉圧力容器内への注水が可能な代替注水系がモデル化されており、入力として、注入特性等を与え、原子炉圧力に応じて注入流量が計算される。また、原子炉格納容器内の各区画ヘスプレイが可能な代替スプレイもモデル化されており、注入特性等を入力値として与える。</p> <p>3.3.6 溶融炉心の挙動モデル            溶融炉心の状態としてデブリベッド（粒子状堆積物）、溶融プール（液体状物質）、クラスト（固化状物質）を模擬し、溶融炉心の挙動モデルとして、炉心溶融及びリロケーション、下部プレナムでの挙動、原子炉格納容器下部での挙動を評価する。これらの挙動モデルの概要について以下に述べる。なお、有効性評価では高圧溶融物放出及びそれに続く格納容器雰囲気直接加熱は、その発生防止を評価するため、現象モデルとしては考慮しない。</p> <p>(1) 炉心ヒートアップ            炉心はR-Zの2次元モデルで構成しており、炉心のヒートアップに伴って燃料、燃料被覆管、制御棒、ウォータロッド、チャンネルボックス等の構造材の溶融の計算を行い、ノード内で溶融が発生した場合にリロケーションの計算を行う。なお、炉心がヒートアップするまでの燃料棒と冷却材との伝熱挙動に関しては、3.3.2(3)に記載している。            炉心ヒートアップ・燃料の溶融の模式図を図3.3-8に示す。過熱した燃料棒は燃料棒内と原子炉圧力容器内の圧力差で膨れによる破損が開始する。露出し、過熱された燃料棒表面ではジルコニウムが水蒸気と酸化反応し、酸化ジルコニウムの層が形成されるとともに水素ガスが発生する。この酸化反応熱により燃料棒は更に過熱される。酸化ジルコニウムの層厚さの変化率はBaker-Justの相関式（高温時）及びCathcartの相関式（低温時）により評価される。ウォータロッド、チャンネルボックスにおけるジルコニウムの酸化反応も同様に評価される。</p>	<p>(6) 加圧器逃がし弁、安全弁            加圧器逃がし弁、安全弁については、入力としてそれぞれの弁個数、設計圧力及び流量、作動設定圧力を与える。弁の流路面積は、3.3.3(3)で述べたとおり、上記の設計圧力及び流量に整合するよう設定される。弁が作動する場合、その時刻の圧力に応じて流量が計算される。</p> <p>(7) 主蒸気逃がし弁、安全弁            加圧器逃がし弁、安全弁と同様の入力項目である。</p> <p>(8) 補助給水            3.3.4参照。</p> <p>3.3.7 溶融炉心挙動モデル            溶融炉心の状態として粒子ベッド（粒子状堆積物）、溶融プール、クラスト（固化状物質）を模擬し、溶融炉心モデルとして、炉心溶融及びリロケーション、下部プレナムでの挙動、原子炉下部キャビティでの挙動を評価する。これらの挙動モデルの概要について以下に述べる。なお、有効性評価では高圧溶融物放出（HPME）及びそれに続く格納容器雰囲気直接加熱（DCH）は、その防止が評価モデルであり、現象モデルとしては考慮しない。</p> <p>(1) 炉心ヒートアップ            炉心はR-Zの2次元ノードで構成しており、炉心のヒートアップに伴って燃料棒、燃料被覆管、制御棒、構造材の溶融の計算を行い、ノード内で溶融が発生した場合にリロケーションの計算を行う。炉心ヒートアップ及び溶融進展モデルを図3.3-2に示す。なお、炉心がヒートアップするまでの燃料棒と冷却材との伝熱挙動に関しては、3.3.2(3)に記載している。  <u>炉心ヒートアップ及び燃料溶融の模式図を図3.3-11に示す。過熱した燃料棒は燃料棒内と1次冷却系内の圧力差で膨れによる破損が開始される。露出し過熱された燃料棒表面ではジルコニウムが水蒸気と酸化反応を行い酸化ジルコニウムの層が形成されるとともに水素が発生する。この酸化反応熱により燃料棒はさらに過熱される。ペレットとジルコニウムの界面ではジルコニウムがペレット内部へ溶け込んだ層が形成される。酸化ジルコニウムの層厚さの変化率はBaker-Justの相関式（高温時）及びCathcart-Pawelの相関式（低温時）により評価される。また、ジルコニウムのペレットへの溶け込み深さの変化率も取り扱っており、各層厚さの変化速度は質量の変化速度へ換算される。ジルコニウム-水反応速度の計算では炉心の健全形状や溶融状態に応じて計算された幾何形状表面積（伝熱面積）を用いており、これに係数を乗じることで、燃料被覆管の直径、長さ等の幾何形状に影響を与えることなく、ジルコ</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（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ペレットとジルコニウムの界面ではジルコニウムがペレット内部へ溶け込んだ層が形成される。この溶け込み深さの変化率も取り扱っており、ペレット及びびペレットにジルコニウムの溶け込んだ層が融点に達すると溶融し、リロケーションを開始する。この際、混合物の組成に応じて共晶、偏晶反応を考慮して融点が計算される。</p> <p>CORA 実験における共晶反応による溶融の知見を考慮して、制御棒の温度が 1,500K を超えた場合に制御棒中の B<sub>4</sub> の共晶反応が考慮される。まず、制御棒中の B<sub>4</sub>C とステンレスの共晶反応が発生し、次に、この反応物とチャンネルボックスとの共晶反応が考慮される。チャンネルボックスは、Zr の融点到達、炉心ノードの流路閉塞及び制御棒の溶融物との反応によって破損が判定される。</p> <p>(2) リロケーション</p> <p>溶融炉心のリロケーションは軸方向及び径方向における質量及びエネルギーの移動を考慮している。質量の移動にはUO<sub>2</sub>の他に炉内構成物（Zr, ZrO<sub>2</sub>, ステンレス等）が含まれ、混合に応じた融点等が計算される。質量の移動に対応してエネルギーやFPの崩壊熱割合（初期炉心出力分布から評価）も移動する。これら質量、エネルギー及び崩壊熱割合の移動をもとに、リロケーション後の各ノード内の炉心溶融物のエネルギー保存式を計算する。</p> <p>軸方向のリロケーションは燃料の溶融状態に応じて定常を仮定した液膜流あるいは管内流の速度で移動する。径方向のリロケーションは下部ノードが閉塞し、隣接ノードに空隙があり、かつ溶融物の液面に差がある場合に適用され、水頭差と流動抵抗がバランスした速度で流動する。この際、チャンネルボックスが健全な場合には、溶融燃料の径方向のリロケーションが起こらないものとする。</p> <p>MAAPでは、炉心支持板から上部タイプレートまでを炉心領域としてモデル化し、炉心領域を軸方向及び径方向にユーザーがノード分割を行う（図 3.3-2 参照）。分割されたノードには、ユーザーが設定する軸方向及び径方向の出力分布にしたがった出力が設定される。これによって、各ノードにおける燃料のヒートアップ計算を行う。</p> <p>ヒートアップ計算においては、燃料の温度上昇や、ジルコニウム-水反応による発熱及び水素ガスの発生が計算される。燃料の温度上昇に伴い、燃料被覆管の破損やチャンネルボックス、制御棒等の構造物の損傷やこれらを含めた、炉心を構成する物質の溶融が計算され、炉心ノードは、空隙率と溶融度に応じて、以下に示すような6つのタイプに分類される。</p> <p>タイプ1：燃料が自立した状態            タイプ2：燃料が崩壊した状態            タイプ3：流路が減少した状態            タイプ4：流路が閉塞した状態            タイプ5：溶融プール状態            (タイプ0：空洞)</p>	<p>ニウム-水反応速度、即ち、酸化反応熱の発生速度、水素発生速度及び酸化ジルコニウム生成速度を変化させることができる。</p> <p>ペレット及びびペレットにジルコニウムの溶け込んだ層が融点に達すると溶融しリロケーションを開始する。</p> <p>(2) リロケーション</p> <p>炉心溶融物のリロケーションは軸方向及び径方向に質量及びエネルギーの移動を考慮している。移動させる質量はUO<sub>2</sub>の他に炉内の構成物（Zr, ZrO<sub>2</sub>, ステンレスなど）が含まれ、混合に応じた融点等が計算される。質量の移動に対応したエネルギーやFPの崩壊熱割合（初期炉心出力分布から評価）も移動させる。これら質量、エネルギー及び崩壊熱割合の移動によりリロケーション後も各ノード内の炉心溶融物のエネルギー保存式が計算できる。</p> <p>軸方向のリロケーションは燃料の溶融状態に応じて定常を仮定した液膜流あるいは管内流の速度で移動させる。径方向のリロケーションは下部ノードが閉塞し、隣接ノードに空隙があり、かつ溶融物の液面に差がある場合に適用され、水頭差と流動抵抗がバランスした速度で流動させる。</p> <p>リロケーション時に想定する炉心状態の概念を図 3.3-12 に示す。炉心ノードは空隙率と溶融度に応じて、以下に示すようなタイプに分類される。</p> <p><u>タイプ1：燃料が自立した状態</u>  <u>タイプ2：燃料が崩壊した状態</u>  <u>タイプ3：流路が減少した状態</u>  <u>タイプ4：流路が閉塞した状態</u>  <u>タイプ5：溶融プール状態</u>  <u>(タイプ0：空洞)</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（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>燃料の冷却形状変化について示す。一般には、炉心が露出し始めると燃料がヒートアップし、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。燃料崩壊が判定されると、当該ノードはタイプ2へと遷移し、燃料崩壊位置から上の全ての燃料は下方へ落下し、一部空洞状態（炉心を構成する物質がない状態：タイプ0）となる。また、炉心溶融進展に従い、冷却水の流路が減少し（タイプ1又は2 → タイプ3又は4）、やがて炉心ノード内の燃料のほぼ全量が溶融した場合、溶融プールを形成する（タイプ5）。</p> <p>・燃料の崩壊(タイプ1 → タイプ2)        ヒートアップ開始から、各炉心ノードの状態（周辺ノードで崩壊発生なし、下部ノードが崩壊、隣接ノードが空洞、周辺全ノードが空洞）に応じて、燃料崩壊の有無の判定が行われる。MAAPのモデルではLarson-Millerパラメータ手法（温度と破損時間の関係を整理したLarson-Millerパラメータを利用して燃料崩壊を予測する手法）により、各炉心ノードの累積損傷割合を計算する。累積損傷割合が1となれば、当該炉心ノードが崩壊し、タイプ2となる。</p> <p>・流路の減少・閉塞(タイプ1又は2 → タイプ3又は4)        流路の減少は、キャンドリングにより流下した溶融燃料及び崩壊により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ことによって発生する。このとき、炉心ノードの空隙率によってタイプ3（流路が減少した状態）かタイプ4（流路が閉塞した状態）が判定される。</p> <p>・溶融プール(タイプ5)        炉心ノード内が溶融プールを形成しているかどうかは、炉心ノード内の溶融度で判定される。炉心ノード内のほぼ全量が溶融した場合は、当該ノードは溶融プール(タイプ5)とみなす。</p> <p>TMI事故では、炉心溶融物が燃料被覆管表面に沿って流下し、炉心下部で閉塞領域が形成された後、溶融が径方向に進展して、側面のクラストを崩壊させて、下部プレナムに落下したと推定されている。タイプ3及び4はこうしたTMI事故の分析に基づいて炉心閉塞挙動を考慮するために導入された概念である。</p>	<p><u>炉心がヒートアップすると、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。燃料崩壊が判定されると、当該ノードはタイプ2へと遷移し、燃料崩壊位置から上のすべての燃料は下方へ落下し、タイプ0の状態となる。炉心溶融進展に従い、蒸気の流路が減少すると、タイプ3又は4の状態となり、炉心ノード内の燃料が溶融した場合、タイプ5の状態となる。</u></p> <p><u>タイプ1からタイプ2への遷移では、Larson-Millerパラメータ手法（温度と破損時間の関係を整理したパラメータを利用して燃料崩壊を予測する手法）によって、各炉心ノードの累積損傷割合を計算し、それが1となれば、当該炉心ノードが崩壊し、タイプ2となる。</u></p> <p><u>タイプ1又はタイプ2からタイプ3又はタイプ4への遷移では、流路の減少は、キャンドリングで流下した溶融燃料及び崩壊で落下する固形物によって、それを受け取る炉心ノードの空隙が減少することによって発生する。このとき、炉心ノードの空隙率によって、タイプ3（流路が減少した状態）であるか、タイプ4（流路が閉塞した状態）であるかが判定される。</u></p> <p><u>タイプ5への遷移では、炉心ノード内の燃料が溶融した場合に当該タイプに判定される。</u>  <u>以下に炉心ノードのタイプ間の遷移について整理する。</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（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>また、一つ若しくは複数の流路が閉塞した炉心ノード(タイプ4)が発生すると、        この判定により、固体層が破損すると、その直下のノードに溶融物が落下する。その結果として、直下のノードが閉塞すれば、同様の判定が行われることになり、次第に溶融物が下方へと移動していく。</p> <p>炉心支持板の破損若しくは、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。下部プレナムへ移行した溶融物は、下部プレナム内で堆積し、制御棒案内管等の構造物を溶融させる。構造物の大半が溶融すると、炉心を保持できなくなり、炉心領域の燃料が下部プレナムへ一気に移行する（炉心スランプ）。</p> <p>図 3.3-9 に炉心溶融進展における損傷炉心の形状の変化の例を示す。</p> <div data-bbox="302 639 1014 687" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div> <p>(3) 下部プレナムでの溶融炉心の挙動</p> <p>炉心支持板の破損若しくは、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。落下する溶融炉心の量は、デブリジェット径（開口部の面積）、溶融炉心の密度、冷却材の密度、差圧、重力加速度により計算する。</p> <p>溶融炉心が下部プレナム内の水と接触すると、一部がエントレインされて粒子状となって水中に拡散し、水により冷却されつつ重力落下し、下部プレナムに堆積する。このとき、粒子状デブリが周囲の冷却水と伝熱する際に多量の水蒸気を発生させ、過渡的な圧力変化（圧力ス</p>	<p>流れ出した燃料被覆管及び燃料は、冠水か露出及び崩壊形状に応じて、周囲と対流熱伝達、輻射熱伝達及び限界熱流束（冠水部）によって伝熱しつつ冷却されて、燃料棒の周囲で再固化する、いわゆる、キャンドル状態となる（図 3.3-12 の③：タイプ3）。このとき燃料棒間の隙間が減少し、炉内の蒸気の流れは、流路面積に応じて再配分されるため、キャンドル状態では蒸気による冷却の効果も低下する。炉心損傷初期段階では、蒸気流れの再配分により、閉塞部（あるいはキャンドル状態）の熱が蒸気を介して非閉塞部に運ばれることで、炉内の温度が平坦化する現象が生じ、炉心損傷の進展を遅らせる効果があるが、MAAP コードの炉心は2次元化しており、多次元的な実現象に比べ、その効果は小さく、保守的な取扱いとなる。</p> <p>燃料棒の燃料被覆管が薄くなると、燃料ペレットが崩壊して堆積する（図 3.3-12 の②：タイプ2）。キャンドル状態の進行あるいは溶融した燃料が崩壊した燃料ペレット間の隙間に流れ込むと、固体と液体で閉塞した二相が共存する状態となる（図 3.3-12 の④あるいは⑤：タイプ4あるいは5）。この固体と液体の体積割合はノードの炉心温度と固化及び液化温度から求められる。この状態では蒸気による冷却ができなくなり、さらに高温になり液体割合が増加する。閉塞した状態で冷却される固体割合が増加しクラストを形成する（図 3.3-12 の④：タイプ4）。ここで、クラストは溶融プールの周囲に形成されると仮定している。なお、燃料棒間や燃料ペレット間の隙間で蒸気による冷却が可能な状況では、ジルコニウム-水反応によって水素が発生するが、その隙間が閉塞すると水素生成も停止する。</p> <p>閉塞した状態（図 3.3-12 の④あるいは⑤：タイプ4あるいは5）から温度が上昇すると二相状態から完全溶融（図 3.3-12 の⑥：タイプ5）になり溶融プールを形成する。溶融プールはノード間で自然対流熱伝達を計算する。クラストは過熱及び溶融プールによる水頭でクリップ破損すると、溶融物は下方の炉心部あるいは下部プレナムへ移動する。</p> <p>(3) 下部プレナムでの溶融炉心挙動</p> <p>溶融炉心が下部炉心支持板に達し、下部炉心支持板上部のクラストが融解する場合、炉心支持板の隙間から下部プレナムへ落下する。落下する溶融炉心の量は、デブリジェット径（開口部の面積）、溶融炉心の密度、冷却材の密度、差圧、重力加速度により計算する。</p> <p>溶融炉心が下部プレナム内の水と接触すると、一部がエントレインされて粒子状となって水中に拡散し、水により冷却されつつ重力落下し、下部プレナムに堆積する。このとき、デブリ粒子が周囲の冷却水と伝熱する際に多量の水蒸気を発生させ、過渡的な圧力変化（圧力ス</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>バイクが生じる（原子炉圧力容器内FCI）。粒子化しないものは、下部プレナムにクラスト及び溶融プールを形成する。なお、エントレイン及びデブリ粒子と水の伝熱に関するモデルについては、原子炉格納容器下部と共通のモデルを使用しており、(5)a)において後述する。また、エントレインされたデブリ粒子の酸化も考慮されており、その際に水素ガスが発生する。</p> <p>下部プレナムでの溶融炉心の堆積状態については、初期にエントレインされたデブリ粒子が下部プレナムに堆積した後、崩壊熱により再溶融する過程において、酸化物との密度差により、上部に金属層が形成される成層化状態を模擬し、溶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。また、TMI事故の調査やその後の実験から、堆積した溶融炉心と下部ヘッドの間には100<math>\mu</math>m程度のギャップが存在することが確認されている。このギャップが溶融物からのクラストを介した加熱による原子炉圧力容器のクリープとともに大きくなり、このギャップに冷却材が浸入するとギャップの大きさに応じた熱除去が生じ、クラストから原子炉圧力容器壁への熱伝達が抑制される。MAAPでは、原子炉圧力容器のクリープ変形量に基づきギャップ幅を計算し、冷却材の浸入を考慮した熱除去を模擬している。下部プレナムでの溶融炉心の挙動モデルの概念を図3.3-10に示す。</p> <p>下部プレナムでの伝熱は成層化したデブリベッドのそれぞれに対して次の模擬を行っている。上部の水への除熱量はHenry-Epstein-Fauske相関式により計算する。デブリベッドに浸入した水による熱除去は、水の浸入を考慮した限界熱流束相関式を用いる。また、下部ヘッドと溶融炉心周りのクラスト間への水の浸入によるギャップ冷却については、門出らの相関式により、クラスト外面及び原子炉圧力容器壁からの熱除去を考慮している<sup>[6]</sup>。</p> <p>(4) 原子炉圧力容器破損モデル</p> <p>下部プレナムに溶融炉心が堆積し、溶融炉心を冷却できない状態が継続すると、原子炉圧力容器が破損し、原子炉格納容器下部への落下を開始する。その落下量は、破損口の口径、原子炉圧力容器内外の圧力差、溶融炉心の水頭及び重力加速度により計算する。原子炉圧力容器の破損判定は、圧力、原子炉圧力容器壁・溶融炉心温度、材料物性及び形状から計算されるが、MAAPでは、原子炉圧力容器の破損について、原子炉圧力容器の貫通部（計装管又は制御棒駆動機構ハウジング溶接部）の破損、原子炉圧力容器下部ヘッドのクリープ破損等、複数の破損形態を模擬しており、最も早く判定される破損モードが適用される。下部ヘッドは径方向及び厚さ方向に分割しており、これにより破損位置を模擬している。なお、MAAPでは、原子炉圧力容器の最初の破損後、原子炉圧力容器内に残存した溶融炉心による2度目の破損も考</p>	<p>イクが生じる（原子炉容器内FCI）。粒子化しないものは、下部プレナムにクラスト及び溶融プールを形成する。なお、エントレイン及びデブリ粒子と水の伝熱に関するモデルについては、原子炉下部キャビティと共通のモデルを使用しており、後述する（(5)a)参照）。また、エントレインされたデブリ粒子の酸化も考慮されており、その際に水素が発生する。</p> <p>下部プレナムでの溶融炉心の堆積については、成層化した状態を模擬している。即ち、堆積過程の初期、エントレインされたデブリ粒子が下部プレナムに堆積し、その後、崩壊熱により再溶融する過程で密度差により金属層が形成され、溶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。また、TMI-2の調査やその後の実験から、堆積した溶融炉心と下部ヘッドの間には100<math>\mu</math>m程度のギャップが存在することが確認されている。このギャップが溶融物からのクラストを介した加熱による原子炉容器のクリープと共に大きくなり、このギャップに冷却材が浸入するとギャップ幅に応じた熱除去が生じクラストから原子炉容器への熱伝達が抑制される。これらの挙動は原子炉容器内保持としてTMI-2以降研究が行われている。MAAPコードでは、原子炉容器のクリープ量に基づきギャップ幅を計算し、冷却材の浸入を考慮した熱除去を模擬している。下部プレナムでの溶融炉心の概念を図3.3-13に示す。</p> <p>下部プレナムでの伝熱は成層化した溶融炉心のそれぞれに対して次の模擬を行っている。上部の水による熱除去はLipinskiドライアウト熱流束又はHenry-Epstein-Fauske相関式により計算する。粒子ベッドに浸入した水による熱除去は、水の浸入を考慮したCHF相関式を用いる。また、下部ヘッドと溶融炉心のギャップでの沸騰水による熱除去については、Monde相関式、クラスト側面及び原子炉容器壁からの熱除去を考慮している<sup>[6]</sup>。</p> <p>溶融炉心を冷却できない状態が継続すると、原子炉容器が破損し、原子炉下部キャビティへの落下を開始する。その落下量（落下速度）は、破損口の口径、原子炉容器内外の圧力差、溶融炉心の水頭及び重力加速度により計算する。</p> <p>炉心部から下部プレナムへのリロケーションは断続的に発生し、原子炉容器破損は後述のとおり2回考慮しており、原子炉下部キャビティへの溶融炉心の落下は、これらの組合せで発生する。例を図3.3-14に示す。</p> <p>(4) 原子炉容器破損モデル</p> <p>下部プレナムに溶融炉心が堆積し、溶融炉心が冷却されない状態が継続すると、原子炉容器の破損に至る。原子炉容器の破損判定は、圧力、原子炉容器壁温度、溶融炉心温度、材料物性及び形状から計算されるが、MAAPコードでは、原子炉容器の破損について、計装用案内管溶接部の破損、原子炉容器のクリープ破損など、複数の破損形態を模擬しており、最も早く判定される破損モードが適用される。下部ヘッドは径方向及び厚さ方向に分割しており、これにより破損位置を模擬している。なお、MAAPコードでは、原子炉容器の最初の破損後、原子炉容器内に残存した溶融炉心による2回目の破損も計算する。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>慮可能である。</p> <p>以下、MAAPにおいてモデル化されている破損モードの評価モデルについて述べる。</p> <p>a) 下部ヘッド貫通部への溶融物流入による破損</p> <p>溶融炉心が下部プレナムへ移行した後、計装管等を溶融させ、内部に溶融炉心が流入すると仮定する。このとき、内部に溶融炉心が流入し、構造物との熱伝達によって固化した場合には流路を塞ぐことになり、それ以上溶融炉心が流入できなくなる。このため、原子炉圧力容器外へ流出するためには溶融炉心が十分な過熱度を有している必要がある。溶融炉心が過熱度を持っている場合には、溶融炉心の固化によって流路が閉塞するまでの移動距離が求められる。溶融炉心の移動距離が入力によって与えるしきい値を超えた場合に原子炉圧力容器が破損したと判定される。この計算では、貫通部内部は空洞であると仮定している。また、ドレン配管は通常原子炉圧力容器へ再接続されているので、溶融炉心の駆動圧力としては、溶融炉心の重量のみとなる。</p> <p>b) 下部ヘッド貫通部の逸出</p> <p>原子炉圧力容器の貫通部（制御棒駆動機構ハウジング等）の溶接部が溶融炉心により加熱されることで機械的強度が低下し、貫通部逸出により破損するモードである。MAAPでは、この破損モードについて以下の2種類の判定を行っている。</p> <p>第一は、せん断応力による判定である。原子炉圧力容器と原子炉格納容器間の圧力差によって貫通部にかかるせん断応力が、限界せん断応力を超える場合に、破損が発生したと判定している。溶融炉心からの伝熱による溶接部の機械的強度の低下は、限界せん断応力を温度の関数とすることで考慮している。</p> <p>第二は、ひずみによる判定である。溶融炉心が下部プレナムに落下することにより、高温かつ高圧の環境下にある原子炉圧力容器の壁にひずみを生じ、溶接部にも同様にひずみが発生し、溶接部のひずみ量がしきい値を超えた場合に、破損が発生したと判定している。</p> <p>c) デブリジェットの衝突による下部ヘッドの局所破損</p> <p>本破損モードは、炉心溶融物が下部ヘッドへ最初に移行する際にのみ考慮される。これは、2回目以降では、下部ヘッド表面にクラストが形成されると考えられるためである。</p> <p>最初にジェットの自由落下速度と水面に到達した際の直径を求める。続いて、水中を通過する際のジェット表面でのエントレインメント速度を求め、エントレインされたデブリは粒子状デブリとなってデブリベッドに沈降する。残りのジェットはある直径、過熱度、速度を持って下部ヘッドに衝突し、最終的にこのジェットによる下部ヘッドの侵食割合を評価する。この割合は、下部ヘッドの破損が起こるかどうかを評価するため、ジェットが消滅するまで積分される。</p>	<p>以下、有効性評価において想定される破損モードの解析モデルについて述べる。</p> <p>a) 計装用案内管溶接部の破損</p> <p>原子炉容器の貫通部（計装案内管）の溶接部が溶融炉心により加熱されることで機械的強度が低下し、貫通部が飛び出し破損する破損モードである。MAAPコードでは、この破損モードについて以下の2種類の判定を行っている。</p> <p>第一は、せん断応力による判定である。貫通部は、1次冷却系と原子炉格納容器間の差圧と、原子炉容器の壁の温度勾配にさらされている場合、1次冷却系と原子炉格納容器間の差圧は、溶接部のせん断応力と釣り合った状態となっているが、せん断応力が限界せん断応力を超える場合に、破損が発生したと判定している。溶融炉心からの伝熱による溶接部の機械的強度の低下は、限界せん断応力を温度の関数とすることで考慮している。</p> <p>第二は、歪みによる判定である。溶融炉心が下部プレナムに落下することにより、高温かつ高圧の環境下にある原子炉容器の壁に歪みを生じ、溶接部にも同様に歪みが発生し、溶接部の歪み量がしきい値を超えた場合に、破損が発生したと判定している。</p>	



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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシ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>d) 金属層による原子炉圧力容器壁の破損</p> <p>下部ヘッド内において溶融炉心上部に形成される金属層からの原子炉圧力容器壁への熱流束の集中は、金属層内で自然対流が起こり、溶融炉心の崩壊熱を上方へ移行させることにより、金属層と原子炉圧力容器壁面境界領域への側面方向に伝熱が生じる現象を考慮したものである。これによって金属層から側壁への熱流束が計算される。この熱流束は、金属層に接する原子炉圧力容器壁に伝えられる。このときの原子炉圧力容器壁の温度分布によって、壁面の応力分布の影響やクリープ破損の有無について評価している。</p> <p>e) 原子炉圧力容器のクリープ破損</p> <p>原子炉圧力容器に加熱により不可逆のひずみが生じ、そのひずみが拡大することにより破損に至る、いわゆるクリープ破損を模擬している。MAAPでは、このクリープ現象を、Larson-Miller パラメータ手法により評価している。</p> <p>溶融炉心が炉心部から下部プレナムに落下し、下部ヘッド上に堆積する場合における主要な過程は、これまで、(2)リロケーション、(3)下部プレナムでの溶融炉心の挙動及び(4)原子炉圧力容器破損モデルにおいて述べたとおり、以下のように分けられる。</p> <p>a) 下部プレナムへの溶融物移行          b) 水中へ落下する溶融物の分散及び冷却          c) 落下・堆積した溶融炉心と下部プレナム内構造物との熱的相互作用          d) 堆積した溶融炉心上面からのプール水による冷却          e) 溶融プール周囲のクラスト形成と溶融プール内での自然対流熱伝達          f) 下部ヘッドと溶融炉心のギャップ形成及びギャップ冷却          g) 原子炉圧力容器の破損</p> <p>上記の一連の現象は、いわゆる原子炉圧力容器内溶融物保持（I V R： In-Vessel Retention）*としてMAAPコード内においてモデル化されている。</p> <p>※：炉心損傷後に溶融炉心が下部プレナム部に落下し、堆積した場合においても、原子炉圧力容器下部が早期に破損することはなく、原子炉注水系の手動操作等により、溶融炉心が原子炉圧力容器内に保持・冷却される現象。TMI事故の分析・評価を契機として、国際的に実験・解析的研究が進められてきた。</p> <p>下部ヘッドの破損後は、破損口を溶融炉心が通過する際に、溶融炉心により破損口の側面が溶かされ、破損口が拡大する現象（アブレーション）も模擬している。アブレーション量に基</p>	<p>b) 原子炉容器のクリープ破損</p> <p>原子炉容器が、加熱により不可逆の歪みが生じ、その歪みが拡大することにより破損に至る、いわゆるクリープ破損を模擬している。MAAPコードでは、このクリープ現象を、Larson-Miller パラメータ手法（応力と破損時間の関係を整理した Larson-Miller パラメータを利用しクリープ破損寿命を予測する手法）により評価している。なお、ここで考慮している応力は、圧力、温度、溶融炉心の荷重による応力である。</p> <p><u>溶融炉心が、炉心部から下部プレナムに落下し、下部ヘッド上に堆積して、原子炉容器破損に至る過程は次のように整理できる。①下部プレナムへの溶融炉心の移行、②水中へ落下する溶融物の細粒化及び冷却、③堆積した溶融炉心と下部プレナム内構造物との熱的相互作用、④堆積した溶融炉心上面からのプール水による冷却、⑤溶融プール周囲のクラスト形成と溶融プール内での自然対流熱伝達、⑥下部ヘッドと溶融炉心のギャップ形成及びギャップ冷却、⑦原子炉容器の破損。</u></p> <p>下部ヘッドの破損後は、破損口を溶融炉心が通過する際に、溶融炉心により破損口の側面が溶かされ、破損口が拡大する現象（アブレーション）も模擬している。アブレーション量に基</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシ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>づき格納容器下部へのデブリジェット径が決定され、これにより、格納容器下部への溶融炉心の落下量に変化し、原子炉圧力容器外FCIによる細粒化量に影響する。なお、格納容器下部には制御棒駆動装置等の構造物が存在するが、デブリジェットとの干渉は模擬していない。</p> <p>なお、日本原子力学会やEURSAFE<sup>[7]</sup>等のシビアアクシデント研究において、実際に起こり得る原子炉圧力容器破損について、想定される破損モードはおおむね把握されているが、その発生条件や破損面積の予測には困難さがあり、現象の不確かさが大きく、破損後の事象進展への影響もあることから、知見の拡充とともに、破損条件の明確化や評価手法の検討が解決すべき課題として位置付けられている。</p> <p>(5) 格納容器下部での溶融炉心の挙動</p> <p>下部プレナムに溶融炉心が堆積し、溶融炉心を冷却できない状態が継続し、原子炉圧力容器が破損すると、溶融炉心は、原子炉圧力容器と原子炉格納容器の圧力差及び水頭に応じた速度で格納容器下部への落下を開始する（「デブリジェット」を形成する）。これら一連の現象の流れを図3.3-11に示す。</p> <p>この溶融炉心の格納容器下部への落下過程及び落下後における床への堆積状態の挙動に関して、以下に示す現象がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・溶融炉心と冷却水の相互作用（FCI）</li> <li>・溶融炉心とコンクリートの相互作用（MCCI）</li> </ul> <p>溶融炉心と冷却水の相互作用（FCI）は、デブリジェットと格納容器下部の冷却水が接触してエンタレインされて形成される粒子状デブリが、周囲の冷却水と伝熱する際に多量の水蒸気を発生させ、格納容器圧力の上昇（圧力スパイク）をもたらす現象である。このため、本現象は格納容器圧力挙動に影響し、細粒化量が多い場合に圧力スパイクの規模が大きくなる傾向となる。一方、格納容器下部床面に堆積する溶融炉心の冷却の観点からは、細粒化することで水により冷却されやすくなることから、細粒化量が少ない場合にコンクリート侵食に対して厳しい傾向となる。なお、FCIに伴う水蒸気爆発については、MAAPではモデル化されていないが、国内外の知見から、発生可能性は小さいと判断されている。</p> <p>溶融炉心とコンクリートの相互作用は、格納容器下部の底に堆積した溶融炉心の熱が床面のコンクリートを加熱し、コンクリートの温度がコンクリートの融点を上回る場合に、コンクリートが分解され侵食されるとともに、非凝縮性ガス（水素、一酸化炭素、二酸化炭素）が発生する現象である。このため、本モデルはコンクリート侵食挙動や水素発生挙動に影響する。</p> <p>これらの現象に関するMAAPモデルについて以下に示す。</p>	<p>づき原子炉下部キャビティへのデブリジェット径が決定され、これにより、原子炉下部キャビティへの溶融炉心落下量に変化し、原子炉容器外FCIによる細粒化量に影響する。なお、原子炉下部キャビティ内には計装案内管等の構造物が存在するが、デブリジェットとの干渉は模擬していない。一方、アブレーションの程度により、DCHに関係する、原子炉容器からのガス放出流量及び継続時間が影響を受けるが、有効性評価においては、高圧シーケンスにおいても、HPME及びDCHを防止する目的で、加圧器逃がし弁の開放による1次冷却系減圧操作を行い、原子炉容器破損時点の1次冷却材圧力を低下させている。</p> <p>なお、日本原子力学会やEURSAFE<sup>[7]</sup>等のシビアアクシデント研究において、実際に起こり得る原子炉容器破損について、想定される破損モードは概ね把握されているが、その発生条件や破損面積の予測には困難さがあり、現象の不確かさが大きく、破損後の事象進展への影響もあることから、知見の拡充とともに、破損条件の明確化や評価手法の検討が解決すべき課題として位置付けられている。</p> <p>(5) 原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動</p> <p>下部プレナムに溶融炉心が堆積し、溶融炉心を冷却できない状態が継続し、原子炉容器が破損すると、溶融炉心は、1次冷却系と原子炉格納容器の圧力差及び水頭に応じた速度で原子炉下部キャビティへの落下を開始する（「デブリジェット」を形成する）。</p> <p>この溶融炉心の原子炉下部キャビティへの落下過程及び落下後に床への堆積状態の挙動に関して、以下に示す現象がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・溶融炉心-冷却材の相互作用（FCI）</li> <li>・溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）</li> </ul> <p>溶融炉心と冷却水の相互作用（FCI）は、デブリジェットと原子炉下部キャビティの冷却水と接触してエンタレインされて形成されるデブリ粒子が、周囲の冷却水と伝熱する際に多量の水蒸気を発生させ、原子炉格納容器圧力の上昇（圧力スパイク）をもたらす現象である。このため、本現象は原子炉格納容器圧力挙動に影響し、細粒化量が多い場合に圧力スパイクの規模が大きくなる傾向となる。一方、原子炉下部キャビティ床面に堆積する溶融炉心の冷却の観点からは、細粒化することで水により冷却されやすくなることから、細粒化量が少ない場合にコンクリート侵食に対して厳しい傾向となる。なお、FCIに伴う水蒸気爆発については、国内外の知見から、発生可能性は低いと判断されることから、MAAPコードでは取り扱わない。</p> <p>溶融炉心・コンクリート相互作用は、原子炉下部キャビティの底に堆積した溶融炉心の熱が床面のコンクリートを加熱し、コンクリートの温度がコンクリートの融点を上回る場合に、コンクリートが分解され侵食されるとともに、非凝縮性ガス（水素、一酸化炭素、二酸化炭素）が発生する現象である。このため、本モデルはコンクリート侵食挙動や水素発生挙動に影響する。</p> <p>これらの現象に関するMAAPコードのモデルについて以下に示す。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（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) 熔融炉心と冷却水の相互作用モデル</p> <p>熔融炉心が原子炉圧力容器下部プレナムあるいは、格納容器下部へ熔融物のジェットとして落下した時、熔融炉心は静止する水プールとの運動量交換に伴うエントレインメントにより急速に細粒化し、水プールに大きな伝熱量を与える。これらの挙動はMAAPでは以下のモデルから構成され、急速な水蒸気発生とそれに伴う圧力上昇の評価が可能である。本モデルの概念を図 3.3-12 に示す。</p> <p>① デブリジェットの細粒化モデル</p> <p>Ricou-Spalding モデル(式 3.3.6-1)をベースにしたモデルである。本モデルにより細粒化速度並びにジェット落下速度及び水位から細粒化する割合が評価される。細粒化径はウェーバー数（慣性力と表面張力の比を表す無次元数）に基づき決定される。</p> <p>② 細粒化粒子と水との伝熱モデル</p> <p>細粒化した粒子群と水との伝熱は、膜沸騰状態での対流及び輻射熱伝達を考慮したモデルが使用されている。細粒化した粒子群と水が相互作用する領域は発生水蒸気による二相状態を仮定する。この領域の伝熱は急速な水蒸気発生及びそれに伴う圧力上昇に影響する。</p> <p>Ricou-Spalding モデルは、エントレインメント速度（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、</p> $m_{ent} = E_0 \cdot u_{jet} \cdot \sqrt{\frac{\rho_w}{\rho_{jet}}} \quad (3.3.6-1)$ <p>で表され、<math>m_{ent}</math> はエントレインメント速度、<math>E_0</math> はエントレインメント係数、<math>u_{jet}</math> はジェット速度、<math>\rho_w</math> は静止側（格納容器下部）の流体密度、<math>\rho_{jet}</math> は噴出側の流体（デブリジェット）の密度である。エントレインメント係数<math>E_0</math>は、海外での大規模FCI実験に基づき設定している。ジェット速度<math>u_{jet}</math>は、破損口の差圧（原子炉圧力容器内圧力と格納容器内圧力の差）と熔融炉心の水頭により計算する。デブリジェットの径は、粒子化速度に基づいて深さ方向に減少していき、その減少を積分することで、全細粒化量が得られる。</p> <p>細粒化したデブリ粒子の径は、デブリ粒子及び水の密度及び表面張力、重力加速度、ジェット速度並びにウェーバー数により計算する。</p> <p>デブリ粒子から格納容器下部の水への伝熱量は、デブリ粒子の数と径（表面積）に影響さ</p>	<p>a) 熔融炉心と冷却材の相互作用モデル</p> <p>熔融炉心が原子炉容器下部プレナムあるいは、原子炉下部キャビティ内に熔融物のジェットとして落下した時、熔融炉心は静止する水プールとの運動量交換に伴うエントレインメントにより急速に細粒化し、水プールに大きな伝熱量を与える。これらの挙動はMAAPコードでは以下のモデルから構成される。本モデルの概念を図 3.3-15 に示す。</p> <p>①デブリジェットの細粒化モデル</p> <p>Ricou-Spalding モデルをベースにしたモデル。ただし、エントレインメント係数はFCI実験に基づいた値を与える。本モデルにより細粒化速度とジェット落下速度及び水位から細粒化する割合が評価される。細粒化径はウェーバ数に基づき決定される。</p> <p>②細粒化粒子と水との伝熱モデル</p> <p>細粒化した粒子群と水との伝熱は、膜沸騰及び輻射熱伝達を考慮した対流熱伝達モデルが使用されている。細粒化した粒子群と水が相互作用する領域は発生水蒸気による二相状態を仮定する。この領域の伝熱は急速な水蒸気発生及びそれに伴う圧力上昇に影響する。</p> <p>Ricou-Spalding モデルは、エントレインメント速度（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、</p> $m_{ent} = E_0 \cdot u_{jet} \cdot \sqrt{\frac{\rho_w}{\rho_{jet}}}$ <p>で表され、<math>m_{ent}</math>はエントレインメント速度、<math>E_0</math>はエントレインメント係数、<math>u_{jet}</math>はジェット速度、<math>\rho_w</math>は静止側（原子炉下部キャビティ）の流体密度、<math>\rho_{jet}</math>は噴出側の流体（デブリジェット）の密度である。エントレインメント係数<math>E_0</math>は、海外での大規模FCI実験に基づき設定している。ジェット速度<math>u_{jet}</math>は、破損口の差圧（原子炉容器内圧と原子炉格納容器圧力の差）と熔融炉心の水頭により計算する。デブリジェットの径は、粒子化速度に基づいて深さ方向に減少していき、その減少を積分することで、全細粒化量が得られる。</p> <p>細粒化したデブリ粒子の径は、デブリ粒子の密度、水の密度及び表面張力、重力加速度、ジェット速度並びにウェーバ数（慣性力と表面張力の比を表す無次元数）により計算する。デブリ粒子の径に関する相関式における経験係数は、海外での大規模FCI実験に基づき設定される。</p> <p>水中に拡散したデブリ粒子は高温かつ発熱しており、蒸気膜に覆われた状態にあることから、原子炉下部キャビティ水とデブリ粒子の伝熱には、粒子周囲の二相状態を考慮し膜沸騰熱伝達及び輻射熱伝達モデルを適用している。デブリ粒子から原子炉下部キャビティ水</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシ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>れる。落下した熔融炉心の温度は3,000K程度と非常に高温であるのに対しプール水はサブクール水であっても飽和水であってもその差は数十℃と小さいため、水温が伝熱挙動には影響しにくいモデルになっている。ただし、次に述べるように、伝熱量が水の顕熱上昇と水蒸気発生に使用される場合は水温に影響される。</p> <p>デブリ粒子は格納容器下部の水が飽和水になるまでエネルギーを与え、残りが水蒸気発生に使用される。発生した水蒸気の気泡は上昇過程でサブクール度に応じて凝縮が考慮され、残りが気相に放出されるといった、水蒸気の気泡が周囲の水を巻き込むことによる、水蒸気の凝縮を模擬している。</p> <p>b) 熔融炉心とコンクリートの相互作用モデル        本モデルの概要を図3.3-13及び図3.3-14に示す。本モデルは大きく次の3つのモデルから構成される。</p> <p>① 熔融プールモデル</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>格納容器下部床上に落下した熔融炉心の質量とエネルギーは熔融プールに加算され瞬時に均質化すると仮定</li> <li>平坦な熔融プールを仮定(図3.3-13)</li> <li>上部・下部・側部クラストを考慮し、下方及び側方への侵食を考慮</li> <li>内部の熔融プールの温度は1点で模擬</li> <li>クラスト内の温度分布は崩壊熱を考慮して放物分布で近似(図3.3-13)</li> <li>侵食したコンクリートと炉心熔融物との混合割合から液化・固化温度を評価(図3.3-14)</li> <li>炉心材及びコンクリートの化学組成の化学平衡計算に基づき非凝縮性ガス(水素、一酸化炭素、二酸化炭素)の発生を評価</li> <li>熔融炉心内部の発生ガスによる熔融プールの伝熱挙動への影響は模擬しない</li> </ul> <p>② 熔融プール伝熱モデル</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>上部クラストから上部水プールへはKutateladzeの熱伝達相関式(式3.3.6-2)を考慮</li> <li>水がない場合は上部クラストから対流及び輻射熱伝達を考慮</li> <li>内部の熔融物から上部・下部・側部クラストは対流熱伝達を考慮</li> </ul> <p>③ コンクリート侵食モデル</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>コンクリートへは熱伝導で伝熱し、コンクリートの分解エネルギーを考慮</li> <li>コンクリート内部の温度分布を考慮</li> </ul> <p>ア) 熔融プールモデル        格納容器下部水中に落下した熔融炉心は、粒子化せず格納容器下部の床に達し、熔融プ</p>	<p>への伝熱量は、デブリ粒子の数と径(表面積)に影響される。落下した熔融炉心の温度は3,000K程度と非常に高温であるのに対しプール水はサブクール水であっても飽和水であってもその差は数10℃と小さいため、水温が伝熱挙動には影響しにくいモデルになっている。ただし、次に述べるように、伝熱量が水の顕熱上昇と水蒸気発生に使用される場合は水温度に影響される。</p> <p>デブリ粒子は混合領域の水が飽和水になるまでエネルギーを与え、残りが水蒸気発生に使用される。発生した水蒸気の気泡は上昇過程でサブクール度に応じて凝縮が考慮され残りが気相に放出される。即ち、発生した水蒸気の気泡が周囲の水を巻き込み、それによる水蒸気の凝縮を模擬している。</p> <p>b) 熔融炉心・コンクリートの相互作用モデル        本モデルの概要を、図3.3-16～図3.3-18に示す。本モデルは大きく次の3つのモデルから構成される</p> <p>① 熔融プールモデル</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉下部キャビティ床上に落下した熔融炉心(連続体及び粒子状)の質量とエネルギーは熔融プールに加算され瞬時に均質化すると仮定</li> <li>熔融プールは図3.3-16に示すように平板を仮定</li> <li>上部、下部及び側部クラストを考慮し、下方及び側方への侵食を考慮</li> <li>内部の熔融プールの温度は1点で模擬</li> <li>クラスト内の温度分布は崩壊熱を考慮して2次式で近似(図3.3-17)</li> <li>侵食したコンクリートと炉心熔融物との混合割合から液化及び固化温度を評価(図3.3-18)</li> <li>炉心材及びコンクリートの化学組成の化学平衡計算に基づき非凝縮性ガス(水素、一酸化炭素、二酸化炭素)の発生を評価</li> <li>熔融炉心内部の発生ガスによる熔融プールの伝熱挙動への影響は模擬しない</li> </ul> <p>② 熔融プール伝熱モデル</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>上部クラストから上部水プールへはKutateladzeの熱伝達相関式を考慮</li> <li>水がない場合は上部クラストから対流及び輻射熱伝達を考慮</li> <li>内部の熔融物から上部、下部及び側部クラストへは対流熱伝達を考慮</li> </ul> <p>③ コンクリート侵食モデル</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>コンクリートへは熱伝導で伝熱し、コンクリートの分解エネルギーを考慮</li> <li>コンクリート内部の温度分布を考慮</li> </ul> <p>ア) 熔融プールモデル        原子炉下部キャビティ水に落下した熔融炉心(デブリジェット)は、粒子化せず原子炉</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシ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>ールを形成するものと、粒子状となって水中に拡散するものがある。MAAPのモデルでは、前者は、格納容器下部床面に達した時点で、床全面に均一に広がると仮定としている。後者は、水により冷却されつつ、格納容器下部床面に重力落下し、格納容器下部床面上の熔融プールに達するが、MAAPのモデルでは、熔融プールと一体化する仮定としている。</p> <p>格納容器下部床面上の熔融プールは、組成が均質の平板として模擬しており、落下量と拡がり面積から堆積厚さが算出される。熔融プールの状態は、その温度に応じて、液相と固相の割合が計算され、液相は内部の熔融プール、固相は外側のクラストとして取り扱っている。熔融炉心の相変化の概念を図3.3-14に示す。縦軸は温度であり、液化温度<math>T_L</math>と固化温度<math>T_S</math>は、各物質の物性値及び混合割合から計算される。熔融炉心温度が液化温度<math>T_L</math>よりも高い場合は全て液体となり、固化温度<math>T_S</math>よりも低い場合は固化した固体となり、その中間が二相の状態、すなわち、熔融プールとクラストを形成した状態であることを表す。横軸は、（酸化ウラニウム、酸化ジルコニウム）とコンクリートスラグの混合割合である。</p> <p>このように、熔融プールのクラスト量の変化は、熔融プール温度（及び組成）により計算されるが、言い換えれば、熔融プールからクラストに伝熱されるエネルギー、クラスト内で発生するエネルギー、クラストからコンクリートに伝達するエネルギーのエネルギーバランスにより計算される。</p> <p>上述のとおり、MAAPの熔融プールモデルでは、床全面に均一に広がる均質平板となっているが、水張りによって熔融炉心の拡がりが抑制されることが考えられる。しかしながら、有効性評価で想定している制御棒駆動機構ハウジングの逸出を想定すると、ABWRで床上に水がある場合でも、床全面に熔融物が拡がること示されており<sup>[5]</sup>、ABWR以外のBWRではベDESTAL床面積がABWRより小さいことを考慮すると、水張りを行っている場合でも熔融炉心は、床全面に拡がる可能性が高いと考えられる。これは、熔融物の拡がりに影響する因子のうち、主に想定しているデブリ落下流量が大きいことによるものと考えられる。また、堆積形状については、均一堆積形状（円柱）の扱いが、熔融炉心から水への伝熱を小さくし、結果的にコンクリートへの伝熱を大きくしているため、MCCI評価の観点から保守的な扱いと考えられるが、堆積形状の不確かさの影響を見るため、拡がりを抑制した場合の感度解析の実施が必要と考えられる。ただし、熔融炉心の拡がりについては、ベDESTALの形状や事前水張りの深さに依るところが大きいので、個別プラントにおけるこれらの状況を踏まえて感度解析等の取り扱いを行うことが適切と考えられる。</p> <p>イ) 熔融プール伝熱モデル</p> <p>熔融炉心は、崩壊熱や化学反応熱により発熱しつつ、クラストを介して周囲の物質（コ</p>	<p>下部キャビティの床に達し、熔融プールを形成するものと、粒子状となって水中に拡散するものがある。MAAPコードのモデルでは、前者は、原子炉下部キャビティ床面に達した時点で、入力変数により与える面積に拡がる仮定としている。後者は、水により冷却されつつ、原子炉下部キャビティ床面に重力落下し、原子炉下部キャビティの床面上の熔融プールに達するが、MAAPコードのモデルでは、熔融プールと一体化する仮定としている。</p> <p>原子炉下部キャビティの床面上の熔融プールは、組成が均質の平板として模擬しており、落下量と拡がり面積から堆積厚さが算出される。熔融プールの状態は、その温度に応じて、液相と固相の割合が計算され、液相は内部の熔融プール、固相は外側のクラストとして取り扱っている。熔融炉心の相変化の概念を図3.3-18に示す。縦軸は温度であり、液化温度<math>T_L</math>と固化温度<math>T_S</math>は、各物質の物性値及び混合割合から計算される。熔融炉心温度が液化温度<math>T_L</math>よりも高い場合は全て液体となり、固化温度<math>T_S</math>よりも低い場合は固化した固体となり、その中間が二相の状態、即ち、熔融プールとクラストを形成した状態であることを表す。横軸は、（酸化ウラニウム、酸化ジルコニウム）とコンクリートスラグの混合割合である。なお、MAAPコードでは、コンクリート侵食により発生するガス（水蒸気及び二酸化炭素）やスラグも考慮しており、これらは、直ちに熔融プールに浸入すると仮定している。</p> <p>このように、熔融プールのクラスト量の変化は、熔融プール温度（及び組成）により計算されるが、言い換えれば、熔融プールからクラストに伝熱されるエネルギー、クラスト内で発生するエネルギー、クラストからコンクリートに伝達するエネルギーのエネルギーバランスにより計算される。</p> <p>上述のとおり、MAAPコードの熔融プールモデルでは、入力変数により与える面積に拡がる均質平板となっているのに対し、実現現象は複雑な挙動となると考えられる。細粒化されない塊状の熔融物の原子炉下部キャビティ床への着床後の拡がりについては、自重で拡がりつつ水や床面による除熱を伴いながら固化する。また、熔融物の水中への落下に伴う急冷や再熔融等に伴い、多孔質層が形成されることも実験的に確認されている。デブリ粒子の堆積についても、必ずしも平板状とはならない。これらの挙動は熔融物の過熱状態、水深及び熔融物量に影響すると考えられる。また、コンクリート侵食に伴うガスやスラグの浸入による伝熱挙動や化学反応による影響も考えられる。このように、原子炉下部キャビティでの熔融炉心挙動、特に水プール中の熔融炉心挙動については種々の物理現象が関連した複雑な挙動である点で、その模擬性が課題である。したがって、更なる知見の拡充を行いつつ、現象の不確かさも踏まえ、感度解析等による影響評価を行う。</p> <p>イ) 熔融プールの伝熱モデル</p> <p>熔融炉心は、崩壊熱や化学反応熱により発熱しつつ、クラストを介して周囲の物質（コ</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシ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>ンクリート、水、空気）に伝熱する過程で冷却されるが、ここでは伝熱について述べる。</p> <p>熔融炉心と周囲の物質との伝熱の概念を図 3.3-13 に示す。熔融炉心は単一ノードとしているが、クラストは上面、下面、側面に分割して、それぞれ温度分布を持つ仮定としている。</p> <p>まず、コンクリートと熔融炉心の伝熱について述べる。熔融プールとクラストの界面は対流熱伝達を仮定し、クラスト内部は 2 次関数の温度勾配を持つ熱伝導を仮定し、クラストとコンクリートの界面がコンクリート表面温度となる。コンクリート内では、深さ方向に準定常の 1 次元の熱伝導方程式により温度分布を持つ仮定としている。したがって、クラストからコンクリートへの熱流束が、コンクリート内部の熱伝導を上回る場合にコンクリート温度は上昇する。</p> <p>次に熔融炉心上面の伝熱について述べる。クラストが気体と接触している場合は、輻射と対流熱伝達により周囲の物質と伝熱する。クラストが水と接触している場合は、Kutateladze 相関式型の限界熱流束モデルを使用している。Kutateladze 相関式は、水平面から飽和水へのプール沸騰（自然対流条件下の沸騰）における限界熱流束の整理式であり、熔融炉心により加熱されることにより発生する水蒸気の上昇速度とプール水の落下速度のつり合う伝熱量を限界熱流束とする式である。Kutateladze の式は、</p> $q_{chf} = F_{chf} h_{fg} \rho_g^{0.5} \left\{ \sigma g (\rho_l - \rho_g) \right\}^{0.25} \quad (3.3.6-2)$ <p>で表される。<math>q_{chf}</math> は熱流束、<math>h_{fg}</math> は蒸発潜熱、<math>\sigma</math> は表面張力、<math>g</math> は重力加速度、<math>\rho_l</math> 及び <math>\rho_g</math> は液体及び蒸気の密度である。ここで、<math>F_{chf}</math> は係数であり、Kutateladze は 0.16 を、Zuber は 0.12~0.16 の範囲、あるいは、<math>\pi/24</math> (=0.131) を与えている。係数 <math>F_{chf}</math> については、経験的に決定する必要があることから、有効性評価の解析では、米国立サンディア研究所 (SNL) で実施された熔融炉心とコンクリートの相互作用及び熔融炉心冷却に関する実験である SWISS 実験において報告されている溶融物から水プールへの熱流束が 0.8 MW/m<sup>2</sup> であることに基づき <math>F_{chf} = 0.1</math> がデフォルトとして設定されている。有効性評価の解析では、粒子状ベッドから水への熱流束の不確かさ評価結果より、大気圧状態で 0.8 MW/m<sup>2</sup> で圧力依存性を考慮した上面熱流束を使用できるとの判断から、デフォルト設定を使用している。</p> <p>前項で述べたように、水プール中の熔融炉心の挙動については種々の物理現象が関連した複雑な挙動である点で、その模擬性が課題であり、熔融プールの伝熱についても、格納容器下部床面での拡がり挙動、熔融プールの成層化の状態、水プールやコンクリートとの界面の状態等に影響を受け、不確かさが大きい現象の一つである。したがって、更なる</p>	<p>ンクリート、水、空気）に伝熱する過程で冷却されるが、ここでは伝熱について述べる。</p> <p>熔融炉心と周囲の物質との伝熱の概念を図 3.3-16 に示す。熔融プールは単一ノードとしているが、クラストは上面、下面、側面に分割して、それぞれ温度分布を持つ仮定としている。</p> <p>まず、コンクリートと熔融炉心の伝熱について述べる。図 3.3-17 に伝熱の概念を示す。熔融プールとクラストの界面は、対流熱伝達を仮定し、クラスト内部は熱伝導を仮定し、2 次関数の温度勾配を持つと仮定し、クラストとコンクリートの界面が、コンクリート表面温度となる。コンクリート内では、深さ方向に準定常の 1 次元の熱伝導方程式により温度分布を持つ仮定としている。したがって、クラストからコンクリートへの熱流束が、コンクリート内部の熱伝導を上回る場合にコンクリート温度は上昇する。また、熔融炉心の冷却が進み、コンクリート温度の方が高くなる場合には、コンクリートから熔融炉心への伝熱も仮定している。</p> <p>次に熔融炉心上面の伝熱について述べる。クラストが気体と接触している場合は、輻射熱と対流熱伝達により周囲の物質と伝熱する。クラストが水と接触している場合は、Kutateladze 相関式型の限界熱流束モデルを使用している。Kutateladze 相関式は、水平面から飽和水へのプール沸騰（自然対流条件下の沸騰）におけるバーンアウト熱流束（限界熱流束）の整理式であり、熔融炉心により加熱されることにより発生する水蒸気の上昇速度とプール水の落下速度のつり合う伝熱量を限界熱流束とする式である。Kutateladze の式は、</p> $\frac{q}{L\rho_v} = C_K \left[ \frac{\sigma g (\rho_l - \rho_v)}{\rho_v^2} \right]^{\frac{1}{4}}$ <p>で表される。<math>q</math> は熱流束、<math>L</math> は蒸発の潜熱、<math>\sigma</math> は表面張力、<math>g</math> は重力加速度、<math>\rho_l</math> 及び <math>\rho_v</math> は液体及び蒸気の密度である。ここで、<math>C_K</math> は係数であり、Kutateladze は 0.16 を、Zuber は 0.12~0.16 の範囲、あるいは、<math>\pi/24</math> (=0.131) を与えている。係数 <math>C_K</math> については、経験的に決定する必要があることから、有効性評価の解析では、米国立サンディア研究所 (SNL) で実施された熔融炉心・コンクリート相互作用及び熔融炉心冷却に関する実験である SWISS 実験において報告されている溶融物から水プールへの熱流束が 0.8 MW/m<sup>2</sup> であることに基づき <math>C_K = 0.1</math> としている。</p> <p>前項で述べたように、水プール中の熔融炉心挙動については種々の物理現象が関連した複雑な挙動である点で、その模擬性が課題であり、熔融プールの伝熱についても、原子炉下部キャビティ床面での拡がり挙動、熔融プールの成層化の状態、水プールやコンクリートとの界面の状態等に影響を受け、不確かさが大きい現象のひとつである。したがって、更なる</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>知見の拡充を行いつつ、現象の不確かさも踏まえ、感度解析等による影響評価を行う。</p> <p>ウ) コンクリート侵食モデル</p> <p>融炉心からコンクリートへの伝熱により、コンクリート温度がコンクリート融解温度を超えると侵食が開始する。その際、コンクリートの融解潜熱及び化学反応熱の発生を取り扱っている。</p> <p>コンクリートから放出されるガス（水蒸気及び二酸化炭素）は直ちに融解プールに混入し、融解プール中の金属との化学反応として原子炉内構造物や燃料を構成する金属（Zr, Cr, Fe 等）の酸化反応が発生する。その結果発生する非凝縮性ガス（水素、一酸化炭素及び二酸化炭素）は、格納容器内に放出される。これらのガスによる融解プールの伝熱挙動への影響は模擬していない。また、ガスによる影響として、コンクリートと融解炉心の間にクラックや空隙が形成され、融解炉心の冷却を促進する効果があることが実験的に確認されているが、解析モデルでは考慮しない。</p> <p>コンクリートスラグも融解プールに混入し、ウラン・ジルコニウム等との混合物となる。スラグが混入することにより、融解炉心の融点が低下する傾向となる。</p> <p>3.3.7 核分裂生成物（FP）挙動モデル</p> <p>FPは過熱された炉心からガス状として原子炉圧力容器内に放出される。なお、希ガス以外のほとんどのFPは単体を作らないため化合物の化学種として放出される。炉心から放出されたFPのうち希ガス以外のFPは揮発性の高いCsIにおいても沸点は1,277℃であり、原子炉圧力容器あるいは原子炉格納容器内ではガス状態を維持できず、気相中で凝縮しエアロゾル（微粒子）化する。エアロゾルであるため気相中での落下速度は遅く、ガスの流動とともに移動する。ゆっくりと床に落下したFPエアロゾルは構造物表面に沈着あるいは水中へ移動する。水中の微粒子状FPは後述するよう素を除いて気相へ出てくることはない。FPエアロゾルは重力沈降以外に微粒子特有の移動（熱泳動・拡散泳動）で構造物表面に付着し、また、サブプレッション・プール水中のスクラビングやスプレーによっても気相から除去される。以上はMAAPのFP挙動モデルで模擬されている範囲である。</p> <p>実際には、CsI等のよう素化学種のエアロゾルでは、原子炉格納容器内に形成されるプール水中に溶解し、放射線により化学反応が促進され、揮発性の無機よう素I<sub>2</sub>（沸点184.3℃）や水中に溶けた有機物（塗装材等）と反応し、有機よう素が生成され、一部が気相に時間をかけて移動する。なお、水中のよう素の反応はプール水のpHや放射線量、水中の多様な有機物の濃度に強く依存し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ことがよう素反応のOECD国際標準問題等で示されている。このためMAAPではよう素反応モデルが試験的にオプションとして組み込まれているものの、よう素反応の結果は参照用としてFP計算にフィードバックされない。</p>	<p>て、更なる知見の拡充を行いつつ、現象の不確かさも踏まえ、感度解析等による影響評価を行う。</p> <p>ウ) コンクリート侵食</p> <p>融炉心からコンクリートへの伝熱により、コンクリート温度がコンクリート融解温度を超えると侵食が開始する。その際、コンクリートの融解熱及び化学反応熱の発生を取り扱っている。</p> <p>コンクリートから放出されるガス（水蒸気及び二酸化炭素）は直ちに融解プールに混入し、融解プール中の金属との化学反応として炉内構造物や燃料を構成する金属（Zr, Cr, Fe など）の酸化反応が発生する。その結果発生する非凝縮性ガス（水素、一酸化炭素及び二酸化炭素）は、原子炉格納容器内に放出される。これらのガスによる融解プールの伝熱挙動への影響は模擬していない。また、ガスによる影響として、コンクリートと融解炉心間にクラックや空隙が形成され、融解炉心冷却を促進する効果があることが実験的に確認されているが、解析モデルでは考慮しない。</p> <p>コンクリートのスラグも融解プールに混入し、ウラン、ジルコニウム等との混合物となる。スラグが混入することにより、融解炉心の融点が低下する傾向となる。</p> <p>3.3.8 FP挙動モデル</p> <p>過熱された炉心からFPはガス状として1次冷却系内に放出される。なお、希ガス以外のほとんどのFPは単体を作らないため化合物の化学種として放出される。炉心から放出されたFPのうち希ガス以外のFPは揮発性の高いCsIにおいても沸点は1,277℃であり、1次冷却系あるいは原子炉格納容器内ではガス状態を維持できなく気相中で凝縮しエアロゾル（微粒子）化する。エアロゾルであるため気相中での落下速度は低くガスの流動とともに移動する。ゆっくりと床に落下したFPエアロゾルは構造物表面に沈着あるいは水中へ移動する。水中の微粒子状FPは後述するよう素を除き気相へ出てくることはない。FPエアロゾルは重力沈降以外に微粒子特有の移動（熱泳動や拡散泳動）で構造物表面に付着し、また、加圧器逃がしタンク内やSGTR時の水中のスクラビングやスプレーによっても気相から除去される。以上はMAAPコードのFP挙動モデルで模擬されている範囲である。</p> <p>実際には、CsI等のよう素化学種のエアロゾルでは、原子炉格納容器内に形成されるプール水中に溶解し、放射線により化学反応が促進され、揮発性の無機よう素I<sub>2</sub>（沸点184.3℃）や水中に溶けた有機物（塗装材等）と反応し有機よう素が生成され、一部が気相に時間をかけて移動する。なお、水中のよう素の反応はプール水のpHや放射線量、水中の多様な有機物の濃度に強く依存し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ことはよう素反応のOECD国際標準問題等で示されている。このためMAAPコードはよう素反応モデルを試験的にオプションとして組み込まれているものの、よう素反応の結果は参照用としてFP計算にフィードバックされない。</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>本F P挙動モデルは主に以下のモデルから構成される。</p> <p><u>炉心燃料からのF P放出モデル</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ペレットが高温になり内部のF Pが温度に依存してガス化し、ペレット外へ放出される。</li> </ul> <p><u>F Pの状態変化・輸送モデル</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・F Pが気相温度に依存して、気相中で凝固しエアロゾル化する。そのエアロゾルは気相とともに移動し、また各種のメカニズムで構造物表面やプール水に移動する。</li> </ul> <p><u>F Pの移動に伴う崩壊熱分配モデル</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・F Pは崩壊熱を有するので、F Pの移動先でF P量に依存した崩壊熱を発生し流体や構造物の熱源になる。</li> </ul> <p>また、本F Pモデルにおける概要を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・F P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、各F Pグループの質量保存が考慮される。</li> <li>・原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内のF P形態は各グループに対しガス状、エアロゾル状、沈着を考慮する（希ガスはガス状のみ）。また、水中及び熔融炉心内のF Pを考慮する。</li> <li>・熔融炉心内に残存するF Pは熔融炉心とともに移動する。</li> <li>・水中のF Pは区画間の水の流れとともに移動する。</li> <li>・崩壊熱は各位置のF P量に応じて分配され、各エネルギー保存式に考慮される。</li> <li>・F Pの崩壊による発生エネルギーは崩壊熱データで考慮する。</li> <li>・F Pの崩壊による各F Pグループの質量の変化は考慮しない。</li> </ul> <p>(1) 炉心燃料からのF P放出モデル</p> <p>炉心燃料からのF P放出モデルでは、炉心温度に対する放出速度の相違に基づいて表3.3-2のように12グループに分類される。MAAPはモデルの選択が可能であり、希ガス、CsI、CsOHに対しては[ ]、他の核種グループについては[ ]のF P放出速度モデルを使用する。本モデルにより炉心各ノードの温度に対応した各F Pの放出速度が計算される。ペレットと燃料被覆管の間隙部に蓄積したF Pは、被覆管が破損すると原子炉圧力容器内に放出され、また、原子炉圧力容器破損後の熔融炉心・コンクリート相互作用に伴ってF Pが原子炉格納容器内に放出される挙動も模擬している。</p> <p>放出されたF Pグループのうち、希ガス以外は、雰囲気温度に依存してガス状からエアロゾル状へ遷移する。ガス状及びエアロゾル状のF Pは原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内のガス流動とともに移動する。これらF Pの状態変化・移動挙動については後述する。</p> <div data-bbox="315 1358 1032 1406" 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>	<p>本FP 挙動モデルは主に以下のモデルから構成される。</p> <p><u>炉心燃料からのFP 放出モデル</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ペレットが高温になり内部のFP が温度に依存してガス化し、ペレット外へ放出される。</li> </ul> <p><u>FP の状態変化及び輸送モデル</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・FP が気相温度に依存して、気相中で凝固しエアロゾル化する。そのエアロゾルは気相と共に移動し、また各種のメカニズムで構造物表面やプール水に移動する。</li> </ul> <p><u>FP 移動に伴う崩壊熱分配モデル</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・FP は崩壊熱を有するので、FP の移動先でFP 量に依存した崩壊熱を発生し流体や構造物の熱源になる。</li> </ul> <p>また、本FP モデルにおける概要を以下に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・FP 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、各FP グループの質量保存が考慮される。</li> <li>・1次冷却系及び原子炉格納容器内のFP 形態は各グループに対しガス状、エアロゾル状、沈着を考慮する（希ガスはガス状のみ）。また、水中及び熔融炉心内のFP を考慮する。</li> <li>・熔融炉心内に残存するFP は熔融炉心と共に移動する。</li> <li>・水中のFP は区画間の水の流れと共に移動する。</li> <li>・崩壊熱は各位置のFP 量に応じて分配され各エネルギー保存式に考慮される。</li> <li>・FP の崩壊による発生エネルギーは入力の崩壊熱データで考慮する。</li> <li>・FP の崩壊による各FP グループの質量の変化は考慮しない。</li> </ul> <p>(1) 炉心燃料からのFP 放出モデル</p> <p>炉心燃料からのFP 放出モデルでは、炉心温度に対する放出速度の相違に基づいて表3.3-2のように12グループに分類される。MAAPコードはモデルの選択が可能であり、希ガス、CsI、CsOHに対しては[ ]、他の核種グループについては[ ]のFP 放出速度モデルを使用する。本モデルにより燃料各ノードの温度に対応した各FP の放出速度が計算される。ペレットと燃料被覆管の間隙部に蓄積したFP は、燃料被覆管が破損すると1次冷却系内に放出され、また、原子炉容器破損後の熔融炉心・コンクリート相互作用によってFP が原子炉格納容器内に放出される挙動も模擬している。</p> <p>放出されたFP グループの内、希ガス以外は、雰囲気温度に依存してガス状からエアロゾルへ遷移する。ガス状及びエアロゾルは1次冷却系内及び原子炉格納容器内のガス流動と共に移動する。これらFP の状態変化及び移動挙動については後述する。</p> <div data-bbox="1608 1382 1912 1445" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px;"> <p>枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	



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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシ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) FPの状態変化・輸送モデル</p> <p>高温燃料から出た希ガス以外のFPは雰囲気温度に依存して凝固し、エアロゾルへ変化する。気相及び液相中のFPの輸送においては、熱水力計算から求まる体積流量からFP輸送量を計算する。FPがガス状とエアロゾル状の場合は、気体の流れに乗って、原子炉圧力容器内と原子炉格納容器内の各部に輸送される。水プール上に沈着したFPの場合は、区画内の水の領域間の移動に伴って輸送される。また、炉心あるいは熔融炉心中のFPの場合は、熔融炉心の移動量に基づいて輸送される。</p> <p>FPの輸送モデルは上述の仮定に基づいており、炉心燃料から放出されてから原子炉格納容器に到達する経路としては、次のとおりである。燃料から原子炉圧力容器内に放出されたFPは、原子炉圧力容器破損前にはLOCA破損口あるいは逃がし安全弁から原子炉格納容器へ放出される。また、原子炉圧力容器破損後には原子炉圧力容器破損口若しくは格納容器下部に落下した熔融炉心からFPが原子炉格納容器へ放出される。逃がし安全弁を通じて放出されたFPはスクラッピングによってサブプレッション・チェンバ液相部へ移行する。原子炉格納容器の気相部へ放出されたFPは、気体の流れに伴って原子炉格納容器内を移行する。</p> <p>原子炉圧力容器及び原子炉格納容器内での気体、エアロゾル及び構造物表面上（沈着）の状態間の遷移を模擬している。原子炉格納容器内のFP輸送モデル概要を図3.3-15に示す。</p> <p>エアロゾルの沈着の種類としては、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、FPガス凝縮、FPガス再蒸発を模擬している。なお、沈着したエアロゾルの再浮遊は考慮していない。</p> <p>重力沈降は、Stokesの重力沈降式とSmoluchowski方程式（エアロゾルの粒径分布に対する保存式）の解から得られる無次元相関式を用いて、浮遊するエアロゾル質量濃度から沈着率を求める。なお、Smoluchowski方程式を無次元相関式としているのは解析時間短縮のためであり、この相関式を使用したMAAPのモデルは様々な実験データと比較して検証が行われている。</p> <p>拡散泳動による沈着は、水蒸気凝縮により生じるStefan流（壁面へ向かう流体力学的気流）のみを考慮して沈着率を求める。</p> <p>熱泳動による沈着は、Epsteinのモデルを用い、沈着面での温度勾配による沈着速度及び沈着率を求める。</p> <p>慣性衝突による沈着は、原子炉格納容器内でのみ考慮され、流れの中にある構造物に、流線から外れたエアロゾルが衝突するものと仮定し、沈着率は重力沈降の場合と同様にSmoluchowski方程式の解から得られる無次元相関式を用いて求める。</p> <p>FPガスの凝縮は、FPガスの構造物表面への凝縮であり、雰囲気中の気体状FP圧力がFP飽和蒸気圧を超えると構造物表面への凝縮を計算する。</p> <p>FPガスの再蒸発は、凝縮と逆であり、気体状FPの圧力がFPの飽和蒸気圧を下回ると、蒸発が起こると仮定している。</p>	<p>(2) FPの状態変化及び輸送モデル</p> <p>高温燃料から出た希ガス以外のFP蒸気は雰囲気温度に依存して凝固しエアロゾル（微粒子）へ変化する。気相及び液相中のFPの輸送は、熱水力計算から求まる体積流量からFP輸送量を計算する。FPがガスとエアロゾルの場合は、気体の流れに乗って、1次冷却系内と原子炉格納容器内の各部に輸送される。水プール上に沈着したFPの場合は、区画間の水の領域間の移動に伴って輸送される。また、炉心あるいは熔融炉心中のFPの場合は、熔融炉心の移動量に基づき輸送される。</p> <p>FPの輸送モデルは上述の仮定であり、炉心燃料から放出されてから原子炉格納容器上部に到達する経路としては、次のとおりである。燃料から1次冷却系内に放出されたFPは、原子炉格納容器破損前には1次冷却系破断口あるいは加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器へ放出される。また、原子炉格納容器破損後には原子炉格納容器破損口若しくは原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心からFPが原子炉格納容器へ放出される。原子炉格納容器へ放出されたFPは、気体の流れに伴って原子炉格納容器内を移行し、原子炉格納容器上部に到達する。</p> <p>一方、原子炉格納容器及び1次冷却系内での気体、エアロゾル及び構造物表面（沈着）の状態間の遷移を模擬している。原子炉格納容器内のFP輸送モデル概要を図3.3-19に示す。</p> <p>エアロゾルの沈着の種類としては、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、FPガス凝縮、FPガス再蒸発を模擬している。なお、沈着したエアロゾルの再浮遊は考慮していない。</p> <p>重力沈降は、Stokesの重力沈降式とSmoluchowski方程式（エアロゾルの粒径分布に対する保存式）の解から得られる無次元相関式を用いて、浮遊するエアロゾル質量濃度から沈着率を求める。なお、Smoluchowski方程式を無次元相関式としているのは解析時間短縮のためであり、この相関式を使用したMAAPコードのモデルはさまざまな実験データと比較して検証が行われている。</p> <p>拡散泳動による沈着は、水蒸気凝縮により生じるStefan流（壁面へ向かう流体力学的気流）のみを考慮して沈着率を求める。</p> <p>熱泳動による沈着は、Epsteinのモデルを用い、沈着面での温度勾配による沈着速度及び沈着率を求める。</p> <p>慣性衝突による沈着は、原子炉格納容器内でのみ考慮され、流れの中にある構造物に、流線から外れたエアロゾルが衝突するものと仮定し、沈着率は重力沈降の場合と同様にSmoluchowski方程式の解から得られる無次元相関式を用いて求める。</p> <p>FPガス凝縮は、FPガスの構造物表面への凝縮であり、雰囲気中の気体状FP分圧がFP飽和蒸気圧を超えると構造物表面への凝縮を計算する。</p> <p>FPガス再蒸発は、凝縮と逆であり、気体状FP分圧がFP飽和蒸気圧を下回ると、蒸発が起こると仮定している。</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>エアロゾルのプール水によるスクラビング現象による除去効果の取り扱いに関しては、スクラビングによる除染係数(DF)を設定し、エアロゾル除去効果が計算される。DFの値は、クエンチャ、垂直ベント、水平ベントの3つの種類のスクラビング機器に対し、詳細コードSUPRA<sup>9)</sup>を用いて、圧力、プール水深、キャリアガス中の水蒸気質量割合、プール水のサブクール度及びエアロゾル粒子径をパラメータとして評価した結果を内蔵しており、これらのデータから求める。</p> <p>また、格納容器スプレイによるFP除去も模擬しており、スプレイ液滴とエアロゾルとの衝突による除去率を衝突効率、スプレイの液滴径、流量及び落下高さから計算する。</p> <p>(3) FPの移動に伴う崩壊熱分配モデル</p> <p>FPの崩壊に伴いエネルギーが発生する。ANSI/ANS5.1-1979モデルによって評価された崩壊熱はそれぞれのFPグループに分配され、気相、液相及び構造物にFP量に応じたエネルギーを与える。</p> <p>揮発性FP（希ガス、CsI、RbI、CsO<sub>2</sub>、TeO<sub>2</sub>、Te<sub>2</sub>等）が炉心から放出されると、炉心の崩壊熱は減少する。炉心の温度が上昇してFPが放出されると、それらの崩壊熱は移動先の原子炉圧力容器又は原子炉格納容器で熱源としてエネルギー計算に用いられる。熔融炉心に含まれるFPもまた崩壊熱を持ち、熔融炉心のエネルギー計算において考慮される。原子炉格納容器内気相部のFPも崩壊熱を生成し、原子炉格納容器内の気相部のエネルギーに加えられ、原子炉格納容器の温度上昇に寄与する。</p> <p>ガス状及びエアロゾル状のFPは、水プールへの落下や周辺のヒートシンクへの付着が考慮され、FPから発生した崩壊熱は水プールあるいはヒートシンクに加えられる。水プールが存在する場合、その温度がFPの再蒸発の判断に使用される。ヒートシンク上に沈着したFPはその崩壊熱をそのヒートシンクのエネルギーに付与する。その際、ヒートシンクの表面温度が再蒸発の判断に使用される。原子炉圧力容器内では図3.3-5に示すヒートシンクがモデル化されており、これらについてFPから発生した崩壊熱による温度変化が考慮される。</p>	<p>また、格納容器スプレイによるFP除去も模擬しており、スプレイ液滴とエアロゾルとの衝突による除去率を、衝突効率、スプレイの液滴径、流量及び落下高さから計算する。</p> <p>(3) FP移動に伴う崩壊熱分配モデル</p> <p>FPの崩壊に伴いエネルギー発生する。ANSI又は指定した崩壊熱曲線により計算された崩壊熱はそれぞれのFPに分配され、気相、液相及び構造物にFP量に応じたエネルギーを与える。</p> <p>揮発性FP（希ガス、CsI、RbI、CsO<sub>2</sub>、TeO<sub>2</sub>、Te<sub>2</sub>など）が炉心から放出されると、炉心の崩壊熱は減少する。炉心の温度が上昇してFPが放出されると、それらの崩壊熱は移動先の1次冷却系又は原子炉格納容器で熱源としてエネルギー計算に用いられる。</p> <p>熔融炉心に含まれるFPもまた崩壊熱を持ち、熔融炉心のエネルギー計算において考慮される。原子炉格納容器内気相部のFPも崩壊熱を生成し、原子炉格納容器内の気相エネルギーに加えられ、原子炉格納容器の温度上昇に寄与する。</p> <p>沈着した気体とエアロゾルFPは、水プールへの落下や周辺のヒートシンクへの付着を考慮し、発生した崩壊熱は水プールあるいはヒートシンクに加えられる。水プールが存在する場合、その温度は再蒸発の判断に使用される。ヒートシンク上に沈着したFPはその崩壊熱をそのヒートシンクのエネルギーに付与する。その際、ヒートシンクの表面温度は再蒸発の判断に使用される。</p> <p>(4) FP化学形態の取扱いとその影響</p> <p>過熱炉心から放出された希ガス以外のFPの沸点は揮発性FPであっても1,000℃以上であり、1次冷却系及び原子炉格納容器内の気相では固化してエアロゾル（微粒子化）化する。エアロゾルは凝集して大きくなるにつれ、ゆっくり沈降して構造物表面あるいはプール水中に移動する。これらの現象に対して、MAAPコードのFP挙動モデルでは、前述のとおり、各種のエアロゾル挙動を模擬している。</p> <p>水中に移動した微粒子状FPは気相へ出てくることはないが、実際には、特にCsIエアロゾルにおいては水中で溶解し、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、揮発性の無機よう素I<sub>2</sub>（沸点184.3℃より全量は気体にならない）や水中に溶けた有機物（塗装材等）と反応し有機よう素が生成される。それ</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシ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>らは、一部が時間をかけて気相に移動するが、水中のよう素の反応はプール水の pH や放射線量、水中の多様な有機物の濃度に強く依存し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ことは、よう素反応の OECD 国際標準問題等で示されている。このような背景により、MAAP コードでは、有機よう素や無機よう素の化学形態を模擬せず、粒子状よう素のみを考慮している。なお、MAAP コードにおいて、簡易的なよう素反応モデルを試験的なオプションとして備えているものの、各 FP グループの保存則の計算にフィードバックされない、いわゆる、参照用の結果を出力する。</p> <p>また、PWR では制御棒の材料に銀 (Ag) が含まれており、熔融炉心中の Ag とよう素が結びついてヨウ化銀 (AgI) の形で存在する場合も考えられる。AgI は水には溶けず配管等に沈着することから、AgI を考慮することで原子炉格納容器気相部のよう素量は低下する方向であるが、MAAP コードではモデル化されていない。</p> <p>このように MAAP コードでは、よう素の化学形態として、粒子状よう素のみを考慮しており、その影響について述べる。</p> <p>原子炉格納容器内の圧力や温度を評価する観点では、FP の崩壊熱が重要であり、上述の解析モデルにより、FP の輸送量及びそこでの発熱（崩壊熱）を計算する。ここで、崩壊熱は大部分が熔融炉心及び原子炉格納容器液相部で発生する。原子炉格納容器気相部に放出された有機よう素、無機よう素及び粒子状よう素のうち、無機よう素及び粒子状よう素はスプレイ及び沈着によって原子炉格納容器気相部から速やかに除去される一方、有機よう素はスプレイ及び沈着により速やかに除去されない。したがって原子炉格納容器気相部の崩壊熱に対するよう素化学形態の影響としては有機よう素の寄与を評価する。本影響評価については、表 3.3 3 に示すとおり有効性評価に用いる希ガスとよう素の崩壊熱割合を前提としてよう素に対しては有機よう素の存在割合を保守的に高めに設定して行う。よう素の存在割合は、炉内の pH 環境で存在割合が大きく異なることが知られており、有機よう素の存在割合は、pH&gt;7 の場合、NUREG-1465<sup>[8]</sup>に示されているとおり 0.15%であるが、pH に依存せず保守的に評価するため、RG1.195<sup>[9]</sup>に示される 4%を有機よう素の存在割合として用いる。評価の結果、原子炉格納容器気相部の崩壊熱割合については、有効性評価解析に用いた気相部に浮遊している主要な元素である希ガスの割合が 4%であるのに対し、有機よう素の寄与を見込んだ場合は 0.8%であることから、よう素の化学形態の差異は原子炉格納容器内の圧力や温度の評価にはほとんど影響しない。</p> <p>なお、被ばく評価の観点では、MAAP コードの評価結果の原子炉格納容器圧力から得られる「原子炉格納容器漏えい率」を用いる。ソースタームについては、MAAP コードから得られる放出放射線量を用いず、NUREG-1465 及び RG1.195 に基づきよう素の化学形態も含めて設定している。</p> <p>以上、MAAP コードの FP 挙動モデルにおいては、炉心燃料からの FP 放出モデル、FP の状態変化及び輸送モデル並びに FP 移動に伴う崩壊熱分配モデルを備えており、炉心熔融時の原子炉格納容器内への FP の放出及び原子炉格納容器内の FP の移行挙動を事象進展に応じて評価するこ</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシ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>とができる。FP 化学形態や沈着したエアロゾルの再浮遊など、モデル上考慮していない現象もある。そこで、参考1では、MAAP コードによる原子炉格納容器内ソースターム評価結果と被ばく評価で用いる更新ソースターム（NUREG-1465）との比較を行うことで、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ている。</p>	

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

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

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由				
表 3.3-1 MAAPコードのモデル一覧(1/5)		表 3.3-1 MAAPコードのモデル一覧(1/5)						
項目	計算モデル	項目	計算モデル					
炉心モデル	原子炉出力	崩壊熱	原子炉出力	崩壊熱				
	崩壊熱		崩壊熱					
	熱水力モデル（伝熱）	熱水力モデル（伝熱）	熱水力モデル（伝熱）					
	水位計算モデル	水位計算モデル	水位計算モデル					
原子炉圧力容器モデル	熱水力モデル（流動）	破断流モデル	熱水力モデル（流動）	破断流モデル				
	破断流モデル		破断流モデル					
		1次冷却系モデル	熱水力モデル（流動）	熱水力モデル（伝熱）	加圧器モデル	1次冷却系破損モデル	破断流モデル	

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

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシ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 3.3-1 MAAPコードのモデル一覧(2/5)		表 3.3-1 MAAPコードのモデル一覧(2/5)		
項目	計算モデル	項目	計算モデル	
原子炉格納容器モデル	熱水力モデル（流動）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ノード及び物質ごとに以下を適用                             <ul style="list-style-type: none"> <li>－ 質量保存則</li> <li>－ エネルギー保存則</li> <li>－ 流量は圧損、静水頭バランス及び圧力差により計算</li> </ul> </li> <li>・原子炉圧力容器破断口からの水と蒸気の放出、放出された水のフラッシングを考慮</li> <li>・気液界面の水のフラッシング、蒸気の凝縮を考慮</li> </ul>	蒸気発生器モデル 熱水力モデル（流動） <ul style="list-style-type: none"> <li>・ノード及び物質毎に以下を適用                             <ul style="list-style-type: none"> <li>－ 質量保存則</li> <li>－ エネルギー保存則</li> <li>－ 流量は圧力損失、静水頭バランスにより計算</li> </ul> </li> </ul>	
	熱水力モデル（伝熱）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器ヒートシンクとして、格納容器壁及び床、金属機器を考慮</li> <li>・水と格納容器ヒートシンク：強制対流熱伝達及び自然対流熱伝達</li> <li>・水蒸気と格納容器ヒートシンク：強制対流熱伝達、自然対流熱伝達、凝縮熱伝達及び輻射熱伝達</li> </ul>	熱水力モデル（伝熱） <ul style="list-style-type: none"> <li>・1次側（単相及び二相均質流） 強制対流時：Dittus-Boelter 相関式 自然対流時：一定の熱伝達係数を仮定</li> <li>・1次側（気液分離） リフラックス冷却を模擬</li> <li>・2次側（伝熱管冠水部（液相部）） Jens-Lottes 相関式</li> <li>・2次側（伝熱管露出部（液相部）） 強制対流熱伝達、自然対流熱伝達及び輻射熱伝達</li> </ul>	
	水素ガス発生	水素ガス発生源として以下を考慮： <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心ヒートアップ及び溶融炉心のジルコニウム-水反応（Baker-Just 相関式（高温時）及び Cathcart 相関式（低温））</li> <li>・溶融炉心とコンクリートの相互作用</li> </ul>	原子炉格納容器モデル 熱水力モデル（流動） <ul style="list-style-type: none"> <li>・ノード及び物質毎に以下を適用                             <ul style="list-style-type: none"> <li>－ 質量保存則</li> <li>－ エネルギー保存則</li> <li>－ 流量は圧力損失、静水頭バランス及び圧力差により計算</li> </ul> </li> <li>・1次冷却系からの破断口からの水と蒸気の放出、放出された水のフラッシングを考慮</li> <li>・気液界面の水のフラッシング、蒸気の凝縮を考慮</li> </ul>	
	格納容器破損モデル	<ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器内圧力と限界圧力あるいは格納容器温度と限界温度との比較等により格納容器の破損を判定</li> </ul>	熱水力モデル（伝熱） <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器ヒートシンクとして、原子炉格納容器壁及び床、金属機器を考慮</li> <li>・水と原子炉格納容器ヒートシンク：強制対流熱伝達及び自然対流熱伝達</li> <li>・水蒸気と1次冷却系ヒートシンク：強制対流熱伝達、自然対流熱伝達及び輻射熱伝達</li> </ul>	
	安全系モデル	非常用炉心冷却系 <ul style="list-style-type: none"> <li>・注入特性を入力し、原子炉圧力に応じて注入流量を計算</li> </ul>	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却モデル <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器上部区画とアニューラ区画の間の流路として格納容器再循環ユニットを模擬</li> <li>・除熱特性：原子炉格納容器内温度と流速及び原子炉格納容器内温度と除熱量の関数を入力</li> </ul>	
	格納容器スプレイ <ul style="list-style-type: none"> <li>・注入特性を入力し格納容器圧力に応じて注入流量を計算</li> <li>・スプレイ水による凝縮熱伝達により気相部冷却を計算</li> </ul>	水素発生 <ul style="list-style-type: none"> <li>・水素発生源：                             <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心ヒートアップ及び溶融炉心のジルコニウム-水反応（Baker-Just 相関式（高温時）及び Cathcart-Pawel の相関式（低温））</li> <li>・溶融炉心によるコンクリート分解（放射線水分解による水素発生、原子炉格納容器内での金属腐食による水素発生、原子炉格納容器内でのヒドラジン分解による水素発生については、上記の水素発生量に比べて、ごく小規模であることから、解析モデル上、考慮していない）</li> </ul> </li> </ul>		
	逃がし安全弁 <ul style="list-style-type: none"> <li>・設計値に基づいて流量を計算</li> </ul>	原子炉格納容器破損モデル <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器圧力と最高使用圧力の2倍あるいは原子炉格納容器内温度と200℃との比較により原子炉格納容器の破損を判定</li> </ul>		

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）  
 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	
表 3.3-1 MAAPコードのモデル一覧(3/5)		表 3.3-1 MAAPコードのモデル一覧(3/5)			
項目	計算モデル	項目	計算モデル		
溶融炉心の挙動モデル	ヒートアップ	(炉心モデル（熱水力モデル（伝熱）に記載）	安全系モデル	ECCS ・注入特性を入力し1次冷却材圧力に応じて注入流量を計算	
	リロケーション	<ul style="list-style-type: none"> <li>軸方向及び径方向に質量及びエネルギーの移動を考慮</li> <li>炉心ノード内の状態として、「燃料が自立した状態」、「燃料が崩壊した状態」、「流路が減少した状態」、「流路が閉塞した状態」及び「溶融プール状態」を考慮</li> <li>軸方向のリロケーションは燃料の溶融状態に応じて定常を仮定した液膜流あるいは管内流の速度で移動</li> <li>径方向のリロケーションは下部ノードが閉塞し、隣接ノードに空隙があり、かつ溶融物の液面に差がある場合に適用され、水頭差と流動抵抗がバランスした速度で流動</li> <li>流路減少の進展、流路閉塞及び溶融プールの各状態において蒸気及びガスの流路の閉塞を模擬</li> <li>クラストのクリープ破損を考慮</li> </ul>	蓄圧タンク	・状態方程式により蓄圧タンク圧力を計算し1次冷却材圧力との差圧及び配管圧力損失から注入流量を計算	
	下部プレナムでの溶融炉心の挙動	<ul style="list-style-type: none"> <li>下部プレナムからの溶融炉心の落下速度は、デブリジェットの密度、冷却材の密度、差圧、重力加速度により計算</li> <li>デブリジェットと水のエントレインを計算</li> <li>エントレイン量：Ricou-Spaldingモデル</li> <li>水との熱伝達：膜沸騰及び輻射熱伝達</li> <li>成層化したデブリベッドを模擬</li> <li>上部の水による熱除去はHenry-Epstein-Fauske 相関式</li> <li>デブリベッドに浸入した水による熱除去は、水の浸入を考慮したCHF 相関式</li> <li>下部ヘッドと溶融炉心のギャップでの沸騰水による熱除去については、門出らの相関式</li> </ul>	格納容器スプレイ	・原子炉格納容器圧力に応じて注入流量を計算	
原子炉圧力容器破損	<ul style="list-style-type: none"> <li>制御棒駆動機構ハウジング溶接部等の貫通部の破損として、せん断応力あるいはひずみがしきい値を超える場合に破損を判定</li> <li>原子炉圧力容器下部ヘッドの破損として、Larson-Millerパラメータ手法によるクリープ破損を考慮</li> <li>破損後、溶融炉心からの加熱による破損口拡大を模擬</li> </ul>	加圧器逃がし弁、安全弁	・設計値（設計圧力に対する流量）から臨界流モデル（蒸気単相）に基づき各弁の実効的な流路面積を計算 ・加圧器内の二相水位に応じて臨界流モデルを選択（蒸気単相から二相まで）しながら気相と液相の流量を計算		
		主蒸気逃がし弁、安全弁	・設計値（設計圧力に対する流量）から臨界流モデル（蒸気単相）に基づき各弁の実効的な流路面積を計算 ・蒸気発生器2次側二相水位に応じて臨界流モデルを選択（蒸気単相から二相まで）しながら気相と液相の流量を計算		
		補助給水	・境界条件（蒸気発生器水位がプログラム水位に一致するよう自動制御）		
		溶融炉心挙動モデル	ヒートアップ	(炉心モデル（熱水力モデル（伝熱）に記載）	
			リロケーション	<ul style="list-style-type: none"> <li>軸方向及び径方向に質量及びエネルギーの移動を考慮</li> <li>炉心ノード内の状態として、「健全状態」、「崩壊状態」、「キャンドリング」、「クラスト」及び「溶融」を考慮</li> <li>軸方向のリロケーションは燃料の溶融状態に応じて定常を仮定した液膜流あるいは管内流の速度で移動</li> <li>径方向のリロケーションは下部ノードが閉塞し、隣接ノードに空隙があり、かつ溶融物の液面に差がある場合に適用され、水頭差と流動抵抗がバランスした速度で流動</li> <li>キャンドリングの進展、クラスト及び溶融の各状態において蒸気及びガスの流路の閉塞を模擬</li> <li>ノード内のクラスト及び溶融の比率はノード平均温度により計算</li> <li>クラストは過熱及び溶融プールによる水頭でのクリープ破損を考慮</li> </ul>	
			下部プレナムでの溶融炉心挙動	<ul style="list-style-type: none"> <li>下部プレナムからの溶融炉心の落下速度は、溶融炉心の密度、冷却材の密度、差圧、重力加速度により計算</li> <li>デブリジェットと水のエントレインを計算</li> <li>エントレイン量：Ricou-Spaldingモデル</li> <li>水との熱伝達：膜沸騰及び輻射熱伝達</li> <li>成層化した溶融炉心を模擬</li> <li>上部の水による熱除去はLipinski ドライアウト熱流束又はHenry-Epstein-Fauske 相関式</li> <li>粒子ベッドに浸入した水による熱除去は、水の浸入を考慮したCHF 相関式</li> <li>下部ヘッドと溶融炉心のギャップでの沸騰水による熱除去については、Monde 相関式</li> </ul>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）  
 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
表 3.3-1 MAAPコードのモデル一覧(4/5)		表 3.3-1 MAAPコードのモデル一覧(4/5)		
項目		計算モデル		
溶融炉心の挙動モデル（つづき）	原子炉压力容器破損後の 高压溶融炉心放出	<ul style="list-style-type: none"> <li>高压溶融物放出の防止が評価目的であり、高压溶融物放出及びそれに引き続き発生する格納容器雰囲気気直接加熱についてはモデル上考慮しない</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>計装用案内管溶接部の破損として、関数化されたせん断応力あるいは歪みがしきい値を超える場合に破損を判定</li> <li>原子炉容器下部ヘッドの破損として、Larson-Millerパラメータ手法によるクリープ破損を考慮</li> <li>破損後、溶融炉心の加熱による破損口拡大を模擬</li> </ul>
	格納容器雰囲気気直接加熱	<ul style="list-style-type: none"> <li>高压溶融物放出の防止が評価目的であり、高压溶融物放出及びそれに引き続き発生する格納容器雰囲気気直接加熱についてはモデル上考慮しない</li> </ul>		
	格納容器下部での溶融炉心の挙動（落下及び溶融プール）	<ul style="list-style-type: none"> <li>デブリジェットと水のエントレインを計算 エントレイン量：Ricou-Spaldingモデル</li> <li>水との熱伝達：膜沸騰及び輻射熱伝達</li> <li>格納容器下部床上に落下した溶融炉心（連続体及び粒子状）の質量とエネルギーは溶融プールに加算され瞬時に均質化すると仮定</li> <li>格納容器下部床全面に均一に広がると仮定</li> <li>溶融プールは厚さ均一の平板を仮定、内部温度は1点で模擬</li> <li>上部・下部・側部クラストを考慮し、下方及び側方への侵食を考慮</li> <li>クラスト内の温度分布は崩壊熱を考慮して2次式で近似</li> <li>侵食したコンクリートと炉心溶融物との混合割合から液化・固化温度を評価</li> <li>炉心材及びコンクリートの化学組成の化学平衡計算に基づき非凝縮性ガス（水素、一酸化炭素、二酸化炭素）の発生を評価</li> </ul>		
原子炉格納容器下部での溶融炉心の挙動（溶融プールの伝熱）	<ul style="list-style-type: none"> <li>上部クラストから上部水プールへは Kutateladze の熱伝達相関式を考慮</li> <li>内部の溶融物から下部・側部クラストへは対流熱伝達を考慮</li> </ul>		<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉下部キャピティでの溶融炉心挙動（溶融プールの伝熱）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉下部キャピティでの溶融炉心挙動（溶融プールの伝熱）</li> <li>原子炉下部キャピティ床での拡がり面積は入力値で設定</li> <li>溶融プールは厚さ均一の平板を仮定、内部温度は1点で模擬</li> <li>上部、下部及び側部クラストを考慮し、下方及び側方への侵食を考慮</li> <li>クラスト内の温度分布は崩壊熱を考慮して2次式で近似</li> <li>侵食したコンクリートと炉心溶融物との混合割合から液化及び固化温度を評価</li> <li>炉心材及びコンクリートの化学組成の化学平衡計算に基づき非凝縮性ガス（水素、一酸化炭素、二酸化炭素）の発生を評価</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉下部キャピティでの溶融炉心挙動（コンクリート侵食）</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>上部クラストから上部水プールへは Kutateladze の熱伝達相関式を考慮</li> <li>水がない場合は上部クラストから対流及び輻射熱伝達を考慮</li> <li>内部の溶融物から上部、下部及び側部クラストへは対流熱伝達を考慮</li> <li>コンクリート温度は、深さ方向に準定常の1次元の熱伝導方程式により温度分布を持つと仮定</li> <li>コンクリート温度がコンクリート融解温度を超えると侵食開始。その際、コンクリート融解熱及び化学反応熱発生を考慮。</li> <li>コンクリートから放出されるガス（水蒸気及び二酸化炭素）は直ちに溶融プールに浸入すると仮定し、溶融プール中の金属との酸化反応を考慮</li> <li>コンクリートのスラグも溶融プールに浸入し、ウラン、ジルコニウム等と混合すると仮定</li> </ul>



赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）  
 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
表 3.3-1 MAAPコードのモデル一覧(5/5)		表 3.3-1 MAAPコードのモデル一覧(5/5)		
項目		計算モデル		
溶融炉心の挙動モデル（つづき）	原子炉格納容器下部での溶融炉心の挙動（コンクリート侵食）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・コンクリート温度は、深さ方向に準定常の1次元の熱伝導方程式により温度分布を持つと仮定</li> <li>・コンクリート温度がコンクリート溶融温度を超えると侵食開始。その際、コンクリート溶融潜熱及び化学反応熱の発生を考慮</li> <li>・コンクリートから放出されるガス（水蒸気及び二酸化炭素）は直ちに溶融プールに侵入すると仮定し、溶融プール中の金属との酸化反応を考慮</li> <li>・コンクリートのスラグも溶融プールに侵入し、ウラン・ジルコニウム等と混合すると仮定</li> </ul>		
	F P 挙動モデル	F P 放出	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ F P は炉心温度に対する放出速度の相違に基づき 12 グループに分類し、各 F P グループの質量保存を考慮</li> <li>・ 溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う F P 放出を模擬</li> </ul>	
	遷移・輸送	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉圧力容器及び格納容器内の F P 形態は各グループに対し、ガス状、エアロゾル状、沈着を考慮（希ガスはガス状のみ）。また、水中及び溶融炉心内の F P を考慮</li> <li>・ 気相及び液相中の F P の輸送は、熱水力計算から求められる体積流量から F P 輸送量を計算</li> <li>・ F P がガスとエアロゾルの場合は、気体の流れに乗って移動</li> <li>・ 溶融炉心内に残存する F P は溶融炉心とともに移動</li> <li>・ 水中の F P は区画間の水の流れとともに移動</li> <li>・ 格納容器及び原子炉圧力容器内での気体、エアロゾル及び構造表面上（沈着）の状態間の遷移を模擬</li> <li>・ エアロゾルの沈着は、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、F P ガス凝縮、F P ガス再蒸発を模擬。沈着したエアロゾルの再浮遊は考慮していない</li> </ul>		
	崩壊熱	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 崩壊熱は各位置の F P 量に応じて分配され、各エネルギー保存式に考慮</li> <li>・ F P 崩壊による発生エネルギーは崩壊熱データで考慮</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ FP 放出</li> <li>・ FP 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。各 FP グループの質量保存を考慮</li> <li>・ ペレットと燃料被覆管の間隙部に蓄積した FP の放出（ギャップ放出を模擬）</li> <li>・ 溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う FP 放出を模擬</li> <li>・ 1 次系及び原子炉格納容器内の FP 形態は各グループに対しガス状、エアロゾル状、沈着を考慮（希ガスはガス状のみ）。また、水中及び溶融炉心内の FP を考慮</li> <li>・ 気相及び液相中の FP の輸送は、熱水力計算から求まる体積流量から FP 輸送量を計算</li> <li>・ FP がガスとエアロゾルの場合は、気体の流れに乗って移動</li> <li>・ 溶融炉心内に残存する FP は溶融炉心と共に移動</li> <li>・ 水中の FP は区画間の水の流れと共に移動</li> <li>・ 原子炉格納容器及び 1 次冷却系内での気体、エアロゾル及び構造表面状（沈着）の状態間の遷移を模擬</li> <li>・ エアロゾルの沈着は、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、FP ガス凝縮、FP ガス再蒸発を模擬。沈着したエアロゾルの再浮遊は考慮していない</li> <li>・ よう素の化学形態として、粒子状よう素のみを考慮</li> <li>・ 崩壊熱は各位置の FP 量に応じて分配され、各エネルギー保存式に考慮</li> <li>・ FP 崩壊による発生エネルギーは入力崩壊熱データで考慮</li> <li>・ FP 崩壊による各 FP グループの質量の変化は考慮していない</li> </ul>	

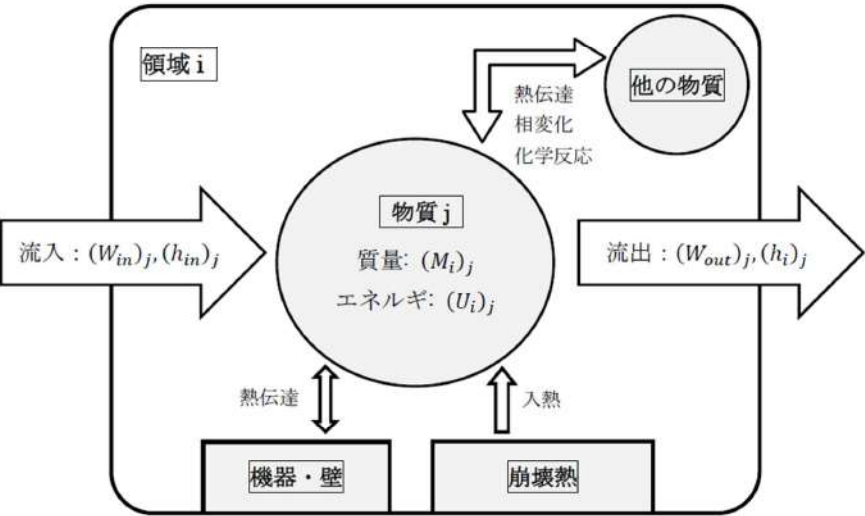
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）  
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

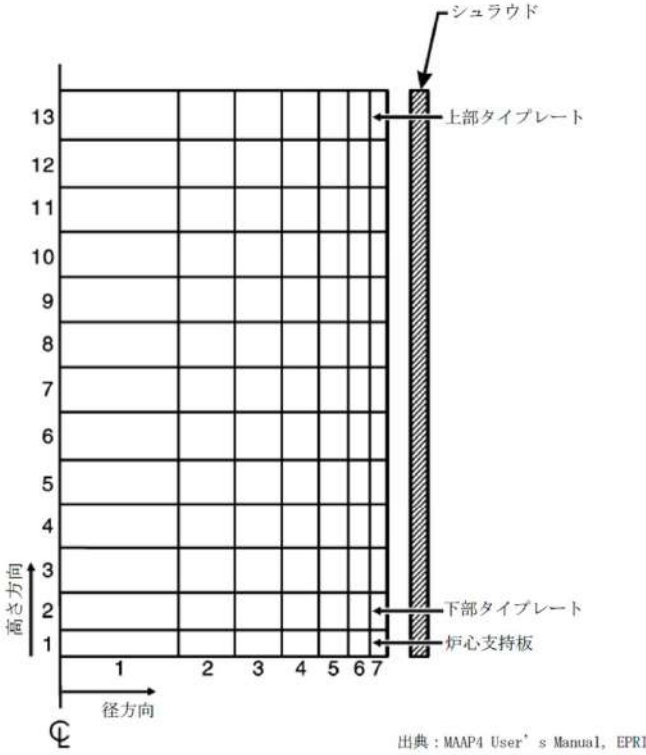
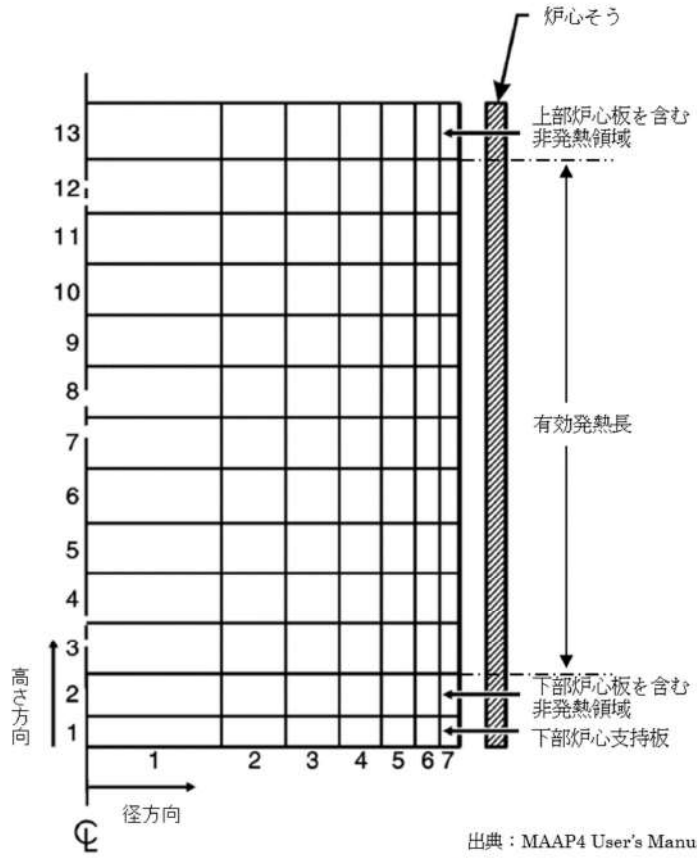
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉			泊発電所3号炉	相違理由
表 3.3-2 MAAPコードのFPの核種グループ				※泊では「表 3.3-2」に記載
グループ	代表核種	説明		
1	希ガス	希ガス (Xe, Kr)		
2	CsI	CsI 及び RbI。よう素は全てアルカリFPと結合すると仮定。また、セシウムがほとんどであるため、CsIの物性を用いる。		
3	TeO <sub>2</sub>	酸化テルル (TeO <sub>2</sub> )。炉心内に放出されたテルルは直接 TeO <sub>2</sub> となると仮定。原子炉压力容器外で放出されたテルルは元素状態にあると仮定するが、蒸気や酸素ガスが存在する場合には酸化されて TeO <sub>2</sub> になるものと仮定。		
4	SrO	ストロンチウムは主として原子炉压力容器外から元素状態で放出されるが、原子炉格納容器内で酸化されて SrO になるものと仮定。原子炉压力容器内放出についても、酸化されて SrO になると仮定。		
5	MoO <sub>2</sub>	二酸化モリブデン (MoO <sub>2</sub> )。モリブデンが主にコンクリート接触時に放出されると考えられるためである。		
6	CsOH	CsOH 及び RbOH を表す。これは、よう素と結合した後に放出される Cs と Rb を表す。		
7	BaO	酸化バリウム (BaO) を表す。Ba は化学的周期性から、Sr と同じような挙動を示す。		
8	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	La を表す。La 類の全三酸化物の化学的挙動は同様であるので一つのグループとする。これらは不揮発性であるが、原子炉压力容器内放出が許容されている。主として一酸化物の状態で原子炉压力容器外に放出されるが、原子炉格納容器内で更に酸化する。		
9	CeO <sub>2</sub>	Ce の挙動は La と同様であるが、化学量及びガス分圧が異なるため、違うグループとしている。		
10	Sb	アンチモンは元素の形態のまま原子炉压力容器内及び原子炉压力容器外へ放出される。		
11	Te <sub>2</sub>	原子炉压力容器外に放出された Te のうち酸化しないものは Te <sub>2</sub> のままとする。		
12	UO <sub>2</sub>	ウラン及び超ウラン元素は特性が異なるため他のFPとは区別してグループ化する。これらは原子炉压力容器外のみ放出され、原子炉格納容器内で二酸化物になるものと仮定。		

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

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="264 885 929 909">図 3.3-1 各ノード（領域）における物質ごとの質量及びエネルギーバランス</p>		<p data-bbox="1975 375 2116 502">※泊は「3.3.1 熱水力挙動に関する基礎方程式」にて記載。</p>

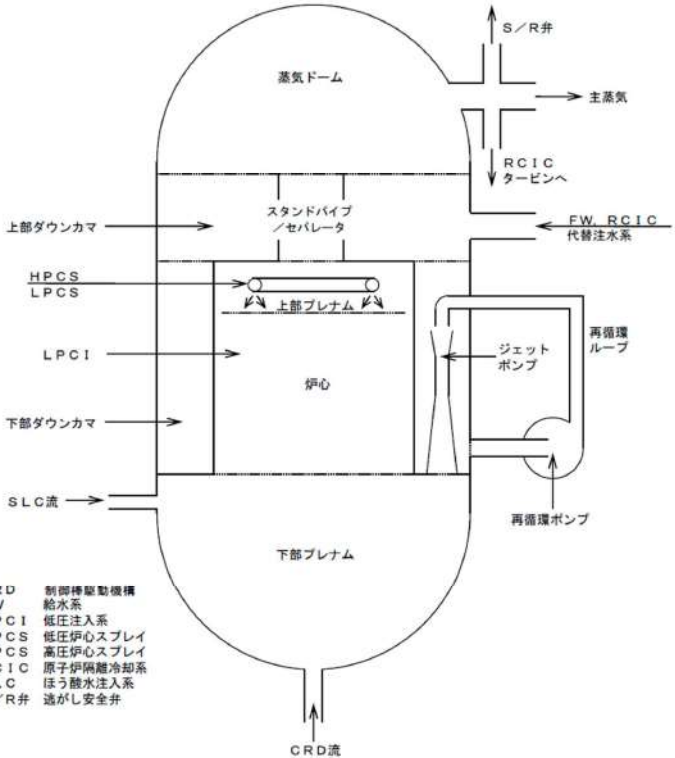
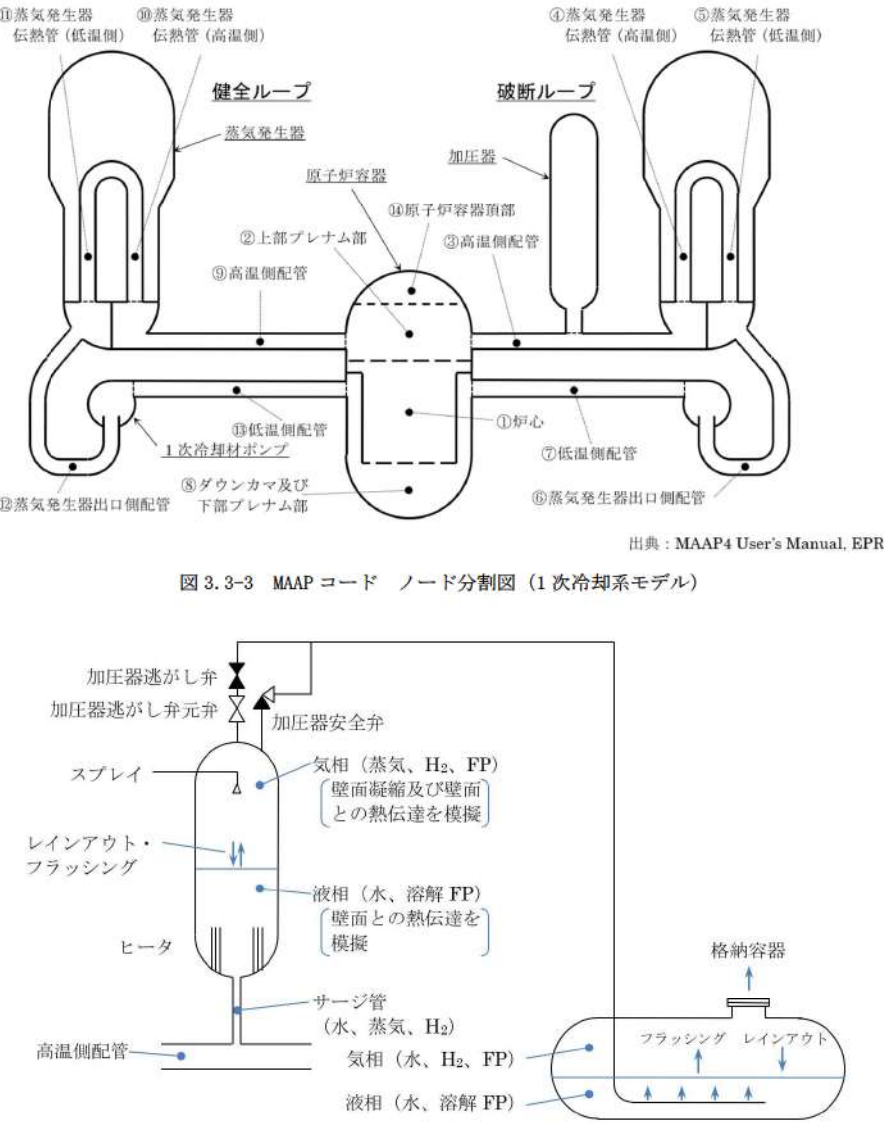
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)  
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図 3.3-2 MAAP ノード分割例 (炉心モデル)</p>	 <p>図 3.3-1 MAAP コード ノード分割例 (炉心モデル)</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p style="text-align: center;">図 3.3-3 炉心水位モデル</p>	<p style="text-align: right;">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p style="text-align: center;">図 3.3-2 炉心水位モデル</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図 3.3-4 MAAP原子炉压力容器モデルの概要 (BWR 5 の例)</p>	 <p>図 3.3-3 MAAP コード ノード分割図 (1次冷却系モデル)</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 3.3-4 加圧器及び加圧器逃がしタンクモデル</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 3.3-5 MAAP原子炉圧力容器ノード分割図</p>	<p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 3.3-5 MAAPコード ノード分割図 (2次冷却系モデル)</p>	

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

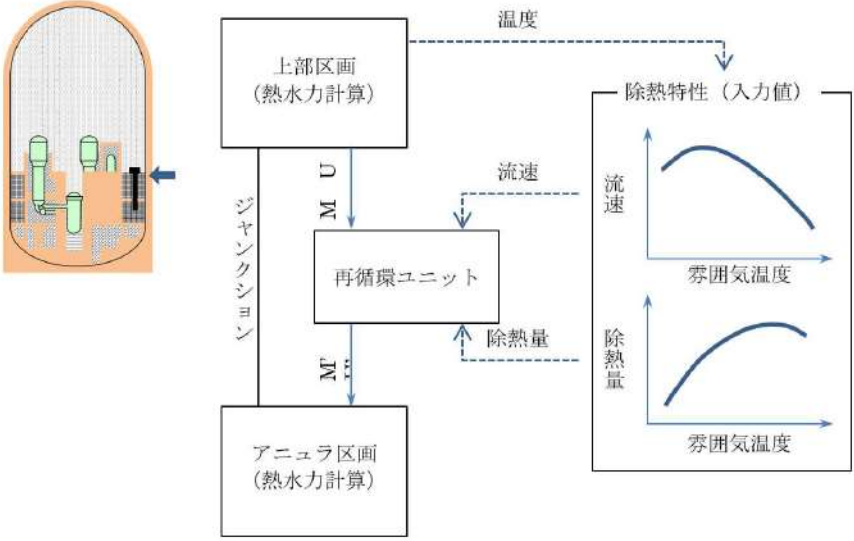
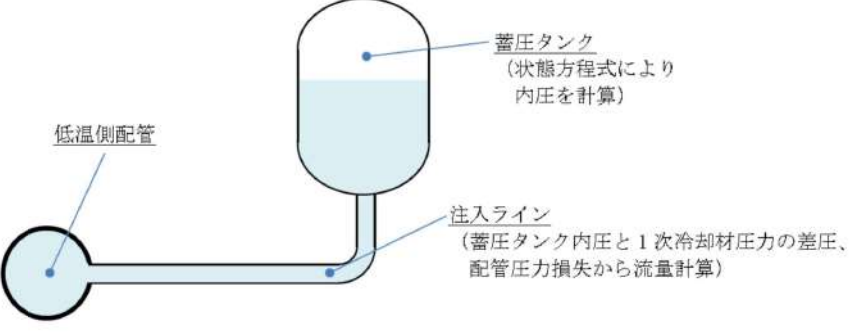
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	
<p>図 3.3-6 蒸気発生器の伝熱モデル</p>		



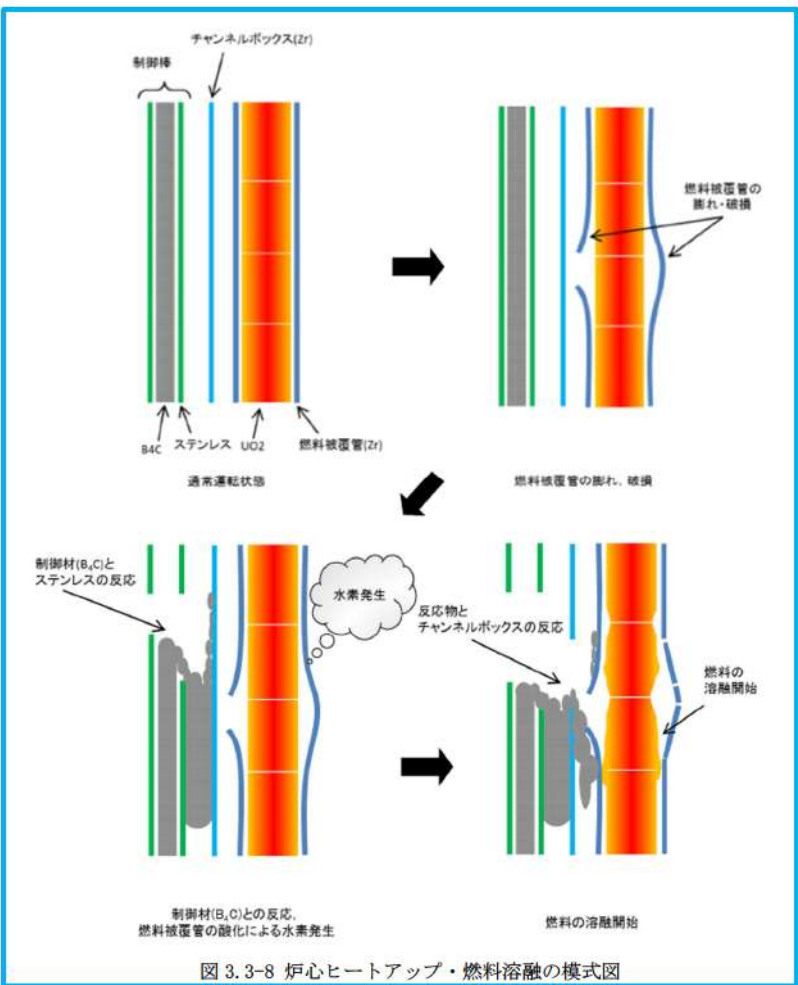
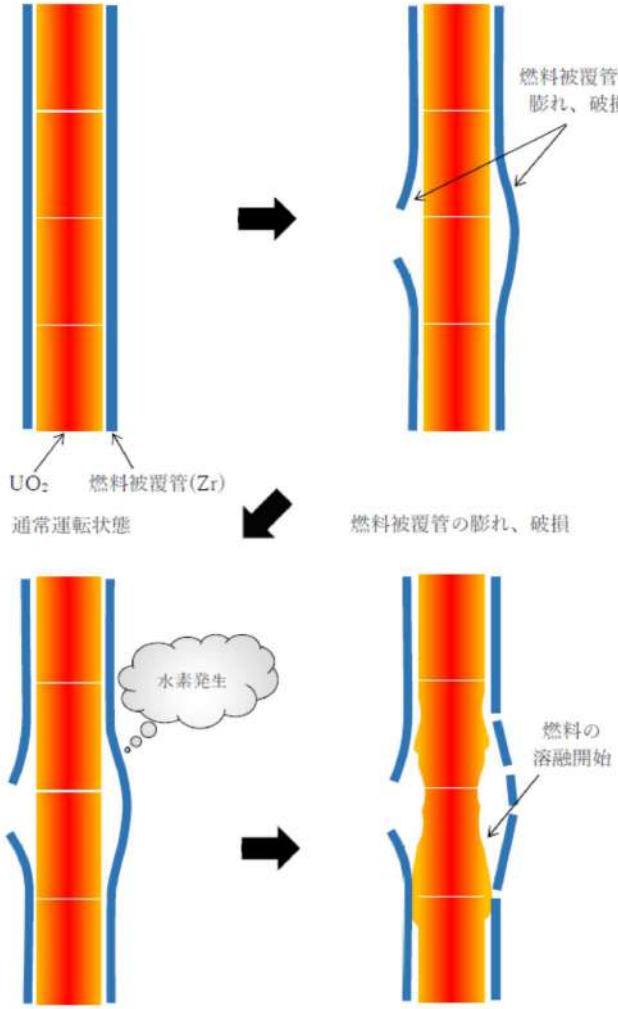
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）  
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 3.3-6 MAA P ノード分割図 (格納容器モデル：Mark-I 改の例)</p>	<p>図 3.3-7 MAA P コード ノード分割図 (原子炉格納容器モデル：3ループプラントの例)</p>	
<p>図 3.3-7 ジャンクションの接続関係</p>	<p>図 3.3-8 ジャンクションの接続関係</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>図 3.3-9 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却モデル</p>  <p>図 3.3-10 蓄圧注入系モデル</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">【参照のため、掲載順を入替え】</p>  <p style="text-align: center;">図 3.3-8 炉心ヒートアップ・燃料溶融の模式図</p>	 <p style="text-align: center;">図 3.3-11 炉心ヒートアップ及び燃料溶融の模式図</p>	

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

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>タイプ1 (燃料が自立した状態)</p> <p>タイプ2 (燃料が劣化した状態)</p> <p>タイプ3 (流路が減少した状態)</p> <p>タイプ4 (流路が閉塞した状態)</p> <p>タイプ5 (溶融プール状態)</p> <p>タイプ0 (空洞)</p> <p>炉心溶融開始直後の状態。炉心溶融は炉心径方向中心から開始し、シュラウド側 (径方向外側) の溶融は炉心中央に比べて進展が遅い。</p> <p>代替注水系による損傷炉心冷却後の状態。損傷炉心の冷却が行われているため、溶融プール状態のノードの周囲に流路が閉塞した状態のノードが形成され、シュラウド側 (径方向外側) においても冷却されている。</p> <p>原子炉圧力容器破損後の状態。炉心支持板より上部に燃料は存在せず、空洞となっている。</p>	<p>①健全な状態。燃料棒間の隙間を蒸気やガスが移動できる。(タイプ1)</p> <p>②崩壊。燃料棒が固体の状態で崩壊した状態。(タイプ2)</p> <p>③キャンディング。溶融体が燃料棒外周を流れ固化していく状態。燃料棒間の隙間が狭くなり、蒸気やガスが移動しにくくなる。(タイプ3)</p> <p>④クラスト。ノード全体が固化した状態。流路は閉塞し、蒸気・ガスは移動できない。(タイプ4)</p> <p>⑤クラストと溶融体が共存した状態。ノード温度から、クラストと溶融体の比率を計算。クラストは溶融プールの外側に形成。流路は閉塞し、蒸気・ガスは移動できない。(タイプ4、5)</p> <p>⑥完全溶融。ノード全体が溶融した状態。下あるいは横方向のノードに空隙がある場合、ノードから流出。(タイプ5)</p> <p>⑦空隙。(タイプ0)</p> <p>燃料棒の被覆管が薄くなると崩壊し、崩壊炉心は下部の円柱状の燃料に支持され、その上に堆積する。          炉心中央部近傍でキャンディングが生じ、溶融体が燃料棒外周を流れ固化し、燃料棒間の隙間が狭くなる。</p> <p>キャンディングが進み閉塞することで燃料の過熱が進み、クラスト・溶融プールが形成される。          徐々に下部プレナムへのリロケーションも進む。</p> <p>閉塞部 (クラスト・溶融プール) が拡大し、下部プレナムへのリロケーションも進む。          外周部の健全燃料も崩壊・溶融が進み閉塞する。</p>	
<p>図 3.3-9 炉心溶融進展における損傷炉心の形状の変化 (例)</p>	<p>図 3.3-12 リロケーション時の炉心の状態 (例)</p>	

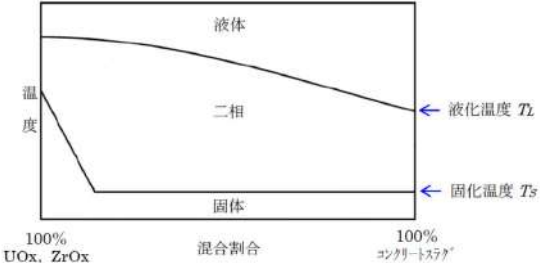
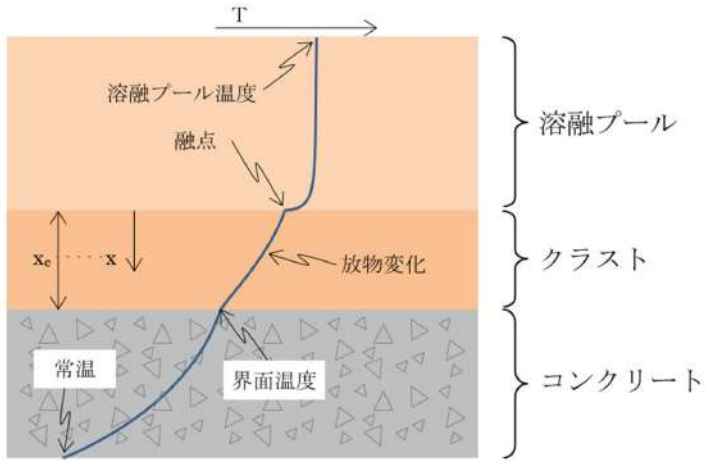
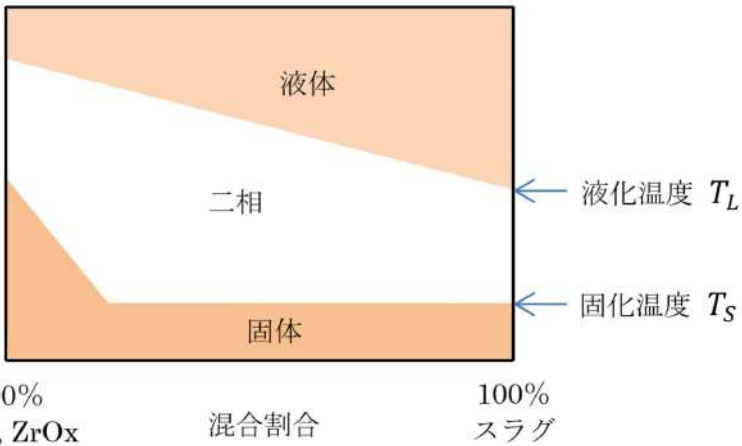
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）  
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

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="257 220 779 335"> <p> </p></div> <div data-bbox="689 758 952 778"> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> </div> <div data-bbox="398 813 795 842"> <p>図 3.3-10 下部プレナムでの熔融炉心の概念</p> </div> <div data-bbox="257 901 981 1364"> <div data-bbox="750 901 981 1364"> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 炉心からのリロケーションにより下部プレナムに移行。冷却水との接触により、エントレイン及び冷却水の蒸発</li> <li>② 制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損により、格納容器下部への落下を開始。破損口はアブレーションにより拡大</li> <li>③ 格納容器下部プール水との接触によりエントレイン</li> <li>④ 熔融炉心は格納容器下部へ落下</li> </ol> </div> </div> <div data-bbox="219 1396 963 1423"> <p>図 3.3-11 格納容器下部への熔融炉心の落下の例（格納容器モデル：Mark-I 改の例）</p> </div>	<div data-bbox="1131 175 1859 526"> </div> <div data-bbox="1299 542 1713 571"> <p>図 3.3-13 下部プレナムでの熔融炉心の概念</p> </div> <div data-bbox="1131 582 1892 710"> <ol style="list-style-type: none"> <li>① 炉心部から下部プレナムへのリロケーション。冷却水との接触によりエントレイン。</li> <li>② 炉心部から下部プレナムへのリロケーションが継続し、下部プレナムに堆積。</li> <li>③ 下部プレナムの冷却材がドライアウトし、下部ヘッドへの伝熱が進む。</li> <li>④ 計装案内管が破損し、原子炉キャビティへの落下を開始し、原子炉下部キャビティ水との接触によりエントレイン。</li> </ol> </div> <div data-bbox="1142 710 1892 1189"> <ol style="list-style-type: none"> <li>③ 熔融炉心は全て原子炉下部キャビティに落下。</li> <li>⑦ 下部ヘッドがクリープ破損し、下部プレナムの熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下。</li> <li>⑧ 炉心部から下部プレナムへのリロケーションが継続し、計装案内管の破損口より低い部分の熔融炉心が下部プレナムに残る。</li> <li>⑤ 炉心部から下部プレナムへのリロケーションが断続的に発生し、計装案内管の破損口はアブレーションにより拡大。</li> </ol> </div> <div data-bbox="1243 1364 1769 1391"> <p>図 3.3-14 原子炉下部キャビティへの熔融炉心の落下の例</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>原子炉圧力容器</p> <p>溶融炉心</p> <p>粒子化</p> <p>水</p> <p>粒子状ベツド</p>	<p>原子炉容器</p> <p>溶融炉心</p> <p>蒸気</p> <p>水</p> <p>粒子</p> <p><math>d_{jet0}</math></p> <p><math>l_{jet}</math></p> <p><math>u_{jet}</math></p> <p><math>u_w</math></p> <p><math>d_{jet}</math></p> <p><math>d_{dp}</math></p> <p><math>z_{cm}</math></p> <p><math>z_w</math></p> <p><math>z_r</math></p>	
<p>図 3.3-12 原子炉格納容器下部における溶融炉心の挙動の概念</p>	<p>図 3.3-15 原子炉下部キャビティにおける溶融炉心挙動の概念</p>	
<p>プール水</p> <p>上部クラスト</p> <p>溶融プール</p> <p>下部クラスト</p> <p>床コンクリート</p> <p>側面コンクリート</p> <p>側面クラスト</p> <p>溶融プール</p> <p>クラスト</p> <p>コンクリート</p> <p>プール温度</p> <p>プール融点</p> <p>核物分布</p> <p>境界温度</p> <p>熱、ガス</p> <p>熱、侵食</p> <p>熱、侵食</p> <p>クラスト</p> <p>溶融プール</p> <p>コンクリート(床)</p>	<p>原子炉下部キャビティ水 あるいは空気</p> <p>熱、ガス</p> <p>クラスト</p> <p>溶融プール</p> <p>熱、侵食</p> <p>熱、侵食</p> <p>コンクリート(床)</p>	
<p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 3.3-13 溶融炉心の伝熱の概念</p>	<p>図 3.3-16 溶融炉心の伝熱の概念</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図 3.3-14 溶融プールの相変化の概念</p>	 <p>図 3.3-17 溶融炉心の温度分布の概念</p>  <p>図 3.3-18 溶融プールの相変化の概念</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)  
 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>FP 輸送パス：              1. 蒸気-エアロゾル (蒸発/凝縮)              2. 蒸気-ドライ壁 (蒸発/凝縮)              3. エアロゾル-水 (拡散泳動、重力沈降、熱泳動)              4. エアロゾル-ドライ水平壁 (重力沈降、熱泳動)              5. エアロゾル-ドライ垂直壁 (慣性衝突、熱泳動)              6. 水-水没水平壁 (溶解/沈着)</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 3.3-15 格納容器内 FP 遷移モデル</p>	<p>FP 輸送パス：              1. 蒸気-エアロゾル (蒸発/凝縮)              2. 蒸気-ドライ壁 (蒸発/凝縮)              3. エアロゾル-水 (拡散泳動、重力沈降、熱泳動)              4. エアロゾル-ドライ水平壁 (重力沈降、熱泳動)              5. エアロゾル-ドライ垂直壁 (慣性衝突、熱泳動)              6. 水-水没水平壁 (溶解/沈着)</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 3.3-19 原子炉格納容器内 FP 遷移モデル</p>	



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

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

【参考のため再掲】

表 3.3-2 MAAPコードのFPの核種グループ

グループ	代表核種	説明
1	希ガス	希ガス (Xe, Kr)
2	CsI	CsI 及び RbI。ヨウ素は全てアルカリFPと結合すると仮定。また、セシウムがほとんどであるため、CsIの物性を用いる。
3	TeO <sub>2</sub>	酸化テルル (TeO <sub>2</sub> )。炉心内に放出されたテルルは直接 TeO <sub>2</sub> となると仮定。原子炉压力容器外で放出されたテルルは元素状態にあると仮定するが、蒸気や酸素ガスが存在する場合には酸化されて TeO <sub>2</sub> になるものと仮定。
4	SrO	ストロンチウムは主として原子炉压力容器外から元素状態で放出されるが、原子炉格納容器内で酸化されて SrO になるものと仮定。原子炉压力容器内放出についても、酸化されて SrO になると仮定。
5	MoO <sub>2</sub>	二酸化モリブデン (MoO <sub>2</sub> )。モリブデンが主にコンクリート接触時に放出されると考えられるためである。
6	CsOH	CsOH 及び RbOH を表す。これは、ヨウ素と結合した後に放出される Cs と Rb を表す。
7	BaO	酸化バリウム (BaO) を表す。Ba は化学的周期性から、Sr と同じような挙動を示す。
8	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	La を表す。La 類の全三산화物の化学的挙動は同様であるので一つのグループとする。これらは不揮発性であるが、原子炉压力容器内放出が許容されている。主として一酸化物の状態で原子炉压力容器外に放出されるが、原子炉格納容器内で更に酸化する。
9	CeO <sub>2</sub>	Ce の挙動は La と同様であるが、化学量及びガス分圧が異なるため、違うグループとしている。
10	Sb	アンチモンは元素の形態のまま原子炉压力容器内及び原子炉压力容器外へ放出される。
11	Te <sub>2</sub>	原子炉压力容器外に放出された Te のうち酸化しないものは Te <sub>2</sub> のままとする。
12	UO <sub>2</sub>	ウラン及び超ウラン元素は特性が異なるため他のFPとは区別してグループ化する。これらは原子炉压力容器外にのみ放出され、原子炉格納容器内で二酸化物になるものと仮定。

表 3.3-2 MAAPコードのFPの核種グループ

グループ	代表核種	説明
1	希ガス	希ガス (Xe, Kr)
2	CsI	CsI 及び RbI。ヨウ素は全てアルカリFPと結合すると仮定。また、セシウムがほとんどであるため、CsIの物性を用いる。
3	TeO <sub>2</sub>	酸化テルル (TeO <sub>2</sub> )。炉心内に放出されたテルルは直接 TeO <sub>2</sub> となると仮定。压力容器外で放出されたテルルは元素状態にあると仮定するが、蒸気や酸素が存在する場合には酸化されて TeO <sub>2</sub> になるものと仮定。
4	SrO	ストロンチウムは主として压力容器外から元素状態で放出されるが、原子炉格納容器内で酸化されて SrO になるものと仮定。压力容器内放出についても、酸化されて SrO になると仮定。
5	MoO <sub>2</sub>	二酸化モリブデン (MoO <sub>2</sub> )。モリブデンが主にコンクリート接触時に放出されると考えられるためである。
6	CsOH	CsOH 及び RbOH を表す。これは、ヨウ素と結合した後に放出される Cs と Rb を表す。
7	BaO	酸化バリウム (BaO) を表す。Ba は化学的周期性から、Sr と同じような挙動を示す。
8	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	La を表す。La 類の全三산화物の化学的挙動は同様であるので一つのグループとする。これらは不揮発性であるが、压力容器内放出は許容されている。主として一酸化物の状態で压力容器外に放出されるが、原子炉格納容器内でさらに酸化する。
9	CeO <sub>2</sub>	Ce の挙動は La と同様であるが、化学量及びガス分圧が異なるため、違うグループとしている。
10	Sb	アンチモンは元素の形態のまま压力容器内及び压力容器外へ放出される。
11	Te <sub>2</sub>	压力容器外に放出された Te のうち酸化しないものは Te <sub>2</sub> のままとする。
12	UO <sub>2</sub>	ウラン及び超ウラン元素は放射特性が異なるため他のFPとは区別してグループ化する。これらは压力容器外にのみ放出され、原子炉格納容器内で二酸化物になるものと仮定。

表 3.3-3 原子炉格納容器気相部の崩壊熱の影響評価

	希ガス	ヨウ素
全FPに対する希ガス及びヨウ素の崩壊熱割合 (注1) (a)	約 4%	約 20% (全ヨウ素)
存在割合 (注2) (b)	100%	4% (有機ヨウ素)
化学形態を考慮した崩壊熱割合 (a) × (b)	4%	0.8% (有機ヨウ素)

(注1) 有効性解析に用いる崩壊熱割合

(注2) 粒子状ヨウ素及び無機ヨウ素は沈着等により原子炉格納容器気相部から除去されることから、原子炉格納容器気相部に留まる有機ヨウ素の影響を評価する。有機ヨウ素の存在割合は最大となる RG1.195 の値に基づく。

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシ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>3.4 ノード分割</p> <p>実機解析に用いるノード分割の考え方を表3.4-1に示す。</p> <p>炉心モデルは、R-Zの2次元モデルであり、各ノードの体積割合は燃料集合体単位で設定している。径方向は輻射熱伝達により温度勾配が小さく分割数の影響は小さいが、解析の安定性のため、各分割要素で断面積（体積）の差があまり大きくなならないよう考慮している。軸方向の分割数は高さ方向の温度勾配がジルコニウム-水反応の速度や炉心熔融挙動に影響するため10以上としている。</p> <p>原子炉圧力容器のノードは、蒸気ドーム、スタンドパイプ/セパレータ、上部プレナム、ダウンカマ、下部プレナム等の原子炉圧力容器の構成要素ごとに分割された、コードプリセットの分割を用いている。</p> <p>原子炉格納容器は、壁等の物理区画を模擬したノードと吹き抜けや扉等の開口部を模擬したジャンクションを組み合わせてモデル化し、同じ特徴を有する空間を集約することを基本にして設定している。</p> <p>ノード分割の考え方は、BWRプラントに共通して適用するものである。</p>	<p>3.4 ノード分割</p> <p>実機解析に用いるノード分割の考え方を表3.4-1に示す。</p> <p>炉心モデルは、R-Zの2次元モデルであり、各ノードの体積割合は燃料集合体単位で設定している。径方向は輻射熱伝達により温度勾配が小さく分割数の影響は小さいが、解析の安定性のため、各分割要素が等断面（体積）の差があまり大きくなならないよう考慮している。軸方向の分割数は高さ方向の温度勾配がジルコニウム-水反応の速度や炉心熔融挙動に影響するため10以上としている。</p> <p>1次冷却系のノードは、原子炉容器、ループ配管、加圧器、蒸気発生器等の1次冷却系の構成要素ごとに分割された、コードプリセットの分割を用いている。LOCA事象の初期の複雑な流況を高い精度で予測をするものではないが、その後の崩壊熱による冷却材の蒸散が主たる支配因子となる段階においては、適用性を有する。なお、破断側ループと健全側ループの2ループでの模擬であり、3ループプラントや4ループプラントのように健全側ループが複数ある場合は、それらを1ループに縮約して取り扱っている。</p> <p>蒸気発生器2次側のノードは、伝熱部とドーム部の2ノードに分割したコードプリセットの分割を用いている。ダウンカマ水位と伝熱部2次側の二相水位の水頭バランスを考慮し、これにより1次冷却系と2次冷却系の伝熱量をほぼ適正に計算可能である。</p> <p>原子炉格納容器は、壁などの物理区画を模擬したノードと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てモデル化し、同じ特徴を有する空間を集約することを基本にして設定している。</p> <p>ノード分割の考え方は、2、3及び4ループプラントに共通して適用するものである。</p>	

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

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
表 3.4-1 MAAPコードのノード分割の考え方		表 3.4-1 MAAPコードのノード分割の考え方		
項目	ノード分割の考え方	項目	ノード分割の考え方	
炉心	径方向及び高さ方向にノード分割した、R-Zの2次元モデルである。径方向は輻射熱伝達により温度勾配が小さく分割数の影響は小さいが、軸方向の分割数は高さ方向の温度勾配がジルコニウム-水反応の速度や炉心溶融挙動に影響するため10以上が推奨される。径方法の分割は任意であるが、各ノードの体積割合は燃料集合体単位で設定し、解析の安定性のため、各分割要素で断面積（体積）の差があまり大きくならないように設定することが推奨されている。	炉心	径方向及び高さ方向にノード分割した、R-Zの2次元モデルであり、分割数は、径方向に□、高さ方向に□としている。径方向は輻射熱伝達により温度勾配が小さく分割数の影響は小さいが、軸方向の分割数は高さ方向の温度勾配がジルコニウム-水反応の速度や炉心溶融挙動に影響するため10以上が推奨される。径方法の分割は任意であるが、各ノードの体積割合は燃料集合体単位で設定し、解析の安定性のため、各分割要素が等断面（体積）の差があまり大きくならないように設定することが推奨されている。	
原子炉圧力容器	蒸気ドーム、スタンドパイプ/セパレータ、上部プレナム、ダウンカム、下部プレナム等の原子炉圧力容器の構成要素ごとにノード分割される（コードのプリセット）。このノード分割は、国内外の典型的なBWRプラントの原子炉圧力容器を模擬したもので、コード内に設定されたプリセットのものとなっており、各炉型に対して適用性を有する。	1次冷却系	原子炉容器、ループ配管、加圧器、蒸気発生器等の1次冷却系の構成要素ごとにノード分割（コードのプリセット）。LOCA事象の初期の複雑な流況を高い精度で予測をするものではないが、その後の崩壊熱による冷却材の蒸散が主たる支配因子となる段階においては、適用性を有する。なお、破断側ループと健全側ループの2ループでの模擬であり、3ループプラントや4ループプラントのように健全側ループが複数ある場合は、それらを1ループに縮約して取り扱う。	
原子炉格納容器	壁等の物理区画を模擬したノードと吹き抜けや扉等の開口部を模擬したジャンクションを組み合わせ、標準的には、格納容器内部を格納容器下部（下部ドライウエル、ベデスタル）、ドライウエル、ベント管、ウェットウエルに分割する。 このノード分割は、同じ特徴を有する空間を集約することを基本として、壁や床によって囲われた領域をノード（区画）として設定し、同じ特徴を有する空間では物理パラメータも同等となるため、緩やか又は長期的な応答を模擬することができ、各ノード間の接続条件を適切に与えることによって、格納容器の型式によらず適用性を有する。	蒸気発生器	蒸気発生器2次側を伝熱部とドーム部の2ノードに分割したモデル（コードのプリセット）。ダウンカム水位と伝熱部2次側の二相水位の水頭バランスを考慮し、これにより1次冷却系と2次冷却系の伝熱量を計算し、MB-2実験に対するベンチマーク解析により妥当な結果が確認されており、適用性を有する。	
		原子炉格納容器	壁などの物理区画を模擬したノードと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、上部区画、下部区画、アニュラ区画、原子炉下部キャビティ区画及び圧力ヘッダ室区画（2及び3ループプラント）の4若しくは5ノードとしている。このノード分割は、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、同じ特徴を有する空間では、物理パラメータも同等となることから、緩やか、あるいは、長期的な応答を模擬できる。	
		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>3.5 入出力</p> <p>MAAPコードへの入力情報は、別紙1に示すとおりである。            主要な入出力は、図3.5-1に示すとおりであり、入力は、</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 燃料質量、被覆管質量等</li> <li>② 核分裂生成物質量等</li> <li>③ 原子炉圧力容器圧力・温度、格納容器圧力・温度等の初期条件</li> <li>④ 原子炉圧力容器内の形状等</li> <li>⑤ 工学的安全設備、格納容器スプレイの特性等</li> <li>⑥ 原子炉格納容器内の区画形状、原子炉格納容器内の区画間の形状等</li> <li>⑦ 原子炉格納容器内のヒートシンクの材質・形状等</li> <li>⑧ 起因事象、緩和設備等の情報等</li> </ul> <p>を与え、これらに基づきプラント全体の過渡解析を実施し、以下の出力を得る。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 原子炉圧力容器圧力</li> <li>② 原子炉圧力容器水位</li> <li>③ 格納容器内圧力</li> <li>④ 格納容器温度</li> <li>⑤ 格納容器内水素濃度</li> <li>⑥ 格納容器内水量</li> <li>⑦ コンクリート侵食深さ等</li> </ul> <p>なお、上に示した入力情報のうち、核分裂生成物質量については核種生成崩壊計算コードにより求められたデータを初期値として用いる。この値は、炉心内蔵量を保守的に与えるため、1サイクル13ヶ月(395日)に余裕をみて1サイクル1万時間(416日)の燃焼期間を仮定し、平衡炉心の燃料装荷体数の割合に基づいた条件で評価されたものである。</p> <p>これらの入力作成の流れを図3.5-2に示す。</p>	<p>3.5 入出力</p> <p>MAAPコードの入出力を図3.5-1に示す。MAAPコードのインプットデータは、以下のとおり構成される。MAAPコードのインプットデータの元となる「プラントデータ」、「事故条件」、「事象収束に重要な機器・操作」等を整理した解析条件を別紙-1に示す。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 燃料質量、燃料被覆管質量等</li> <li>② FP質量等</li> <li>③ 1次冷却材圧力及び温度、原子炉格納容器圧力及び温度等の初期条件</li> <li>④ 1次冷却系、原子炉容器内、加圧器、蒸気発生器の形状等</li> <li>⑤ 工学的安全設備、格納容器スプレイの特性等</li> <li>⑥ 原子炉格納容器内の区画形状、原子炉格納容器内の区画間の形状等</li> <li>⑦ 原子炉格納容器内のヒートシンクの材質及び形状等</li> <li>⑧ 起因事象、緩和設備等の情報等</li> </ul> <p>上記をインプットデータとして、プラント全体の過渡解析を実施し、以下のアウトプットデータを得る。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>① 1次冷却材圧力</li> <li>② 原子炉容器水位</li> <li>③ 原子炉格納容器圧力</li> <li>④ 原子炉格納容器内温度</li> <li>⑤ 原子炉格納容器内水素濃度</li> <li>⑥ 原子炉格納容器内水量</li> <li>⑦ コンクリート侵食深さ等</li> </ul> <p><u>MAAPコードの入力のうち、核分裂生成物（FP）質量の入力は、前処理コード（ORIGENコード）を使用して得られた結果に基づいて設定している。具体的には、MAAPコードで考慮しているFPの各元素に対して、サイクル末期の質量を算出し、それをMAAPコードの入力としている。</u></p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（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="156 215 421 965" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p><u>主要な入力</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 燃料質量, 被覆管質量等</li> <li>・ 核分裂生成物質量等</li> <li>・ 原子炉压力容器圧力・温度, 格納容器圧力・温度等の初期条件</li> <li>・ 原子炉压力容器内の形状等</li> <li>・ 工学的安全設備, 格納容器スプレイの特性等</li> <li>・ 原子炉格納容器内の区画形状, 原子炉格納容器内の区画間の形状等</li> <li>・ 原子炉格納容器内のヒートシンクの材質・形状等</li> <li>・ 起因事象, 緩和設備等の情報等</li> </ul> </div> <div data-bbox="421 379 1041 869" style="text-align: center; margin: 20px 0;"> </div> <div data-bbox="779 383 1041 869" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-left: 20px;"> <p><u>主要な出力</u></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉压力容器圧力</li> <li>・ 原子炉压力容器水位</li> <li>・ 格納容器内圧力</li> <li>・ 格納容器温度</li> <li>・ 格納容器内水素濃度</li> <li>・ 格納容器内水量</li> <li>・ コンクリート侵食深さ等</li> </ul> </div>		<p>※次頁の図に含まれる。</p>

図 3.5-1 MAAPの入出力

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>核種生成崩壊計算コード (ORIGEN)</p> <p>(FPデータ) 核分裂生成物質量</p> <p>(燃料質量, 被覆管質量等) (原子炉圧力容器圧力・温度, 格納容器圧力・温度等の初期条件) (原子炉圧力容器内の形状等) (工学的安全設備, 格納容器スプレイの特性等) (原子炉格納容器内の区画形状, 原子炉格納容器内の区画間の形状等) (原子炉格納容器内のヒートシンクの材質・形状等) (起因事象, 緩和設備等の情報等)</p> <p>MAAP</p> <p>原子炉圧力容器圧力 原子炉圧力容器水位 格納容器内圧力 格納容器温度 格納容器内水素濃度 格納容器内水量 コンクリート侵食深さ等</p>	<p>核種生成崩壊計算コード (ORIGENコード)</p> <p>FP質量データ</p> <p>(燃料質量, 燃料被覆管質量等) (FP質量等) (1次冷却材圧力及び温度, 原子炉格納容器圧力及び温度等の初期条件) (1次冷却系, 原子炉容器内, 加圧器, 蒸気発生器の形状等) (工学的安全設備, 格納容器スプレイの特性等) (原子炉格納容器内の区画形状, 原子炉格納容器内の区画間の形状等) (原子炉格納容器内のヒートシンクの材質及び形状等) (起因事象, 緩和設備等の情報)等</p> <p>MAAPコード</p> <p>1次冷却材圧力 原子炉容器水位 原子炉格納容器圧力 原子炉格納容器内温度 原子炉格納容器内水素濃度 原子炉格納容器内水量 コンクリート侵食深さ等</p>	

図 3.5-2 前処理コードによるMAAP入力作成の流れ

図 3.5-1 MAAPコードの入出力

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
<p>4. 妥当性確認</p> <p>4.1 妥当性確認方法</p> <p>2.3において分類した重要現象の妥当性確認方法を以下に記載する。各重要現象の妥当性確認においては、事故解析あるいは実験解析によって確認することを基本とするが、機器や設備の性能に基づいて物理現象の特性を与えているため、妥当性確認が不要となるものがある。</p> <p>2章では「原子炉圧力容器破損後の高圧溶融炉心放出」及び「格納容器雰囲気直接加熱」を重要現象として抽出していないものの、その発生を防止するという観点からは、事象進展に影響する各モデルの不確かさに基づいた総合的な判断が必要なことから、添付1において不確かさの分析及び感度解析による影響評価をまとめる。</p> <p>また、「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用（FCI）」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）」については、国内外において現象の解明や評価に関する多くの活動が行われてきているが、現在においても研究段階にあり、不確かさが大きい現象であると言えることから、添付2及び添付3において、知見の整理、不確かさの分析及び感度解析による影響評価をまとめる。</p> <p>4.1.1 崩壊熱【炉心（核）】</p> <p>重要現象に分類された物理現象のうち崩壊熱は、信頼性の高いモデルと現実的な条件を用いて評価された最確値をもとに、事象発生後の原子炉出力変化として計算される。このため、MAAPコードにおける崩壊熱の妥当性確認は不要であると考えられる。</p> <p>4.1.2 沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流【炉心（熱流動）】</p> <p>炉心の「沸騰・ボイド率変化」及び「気液分離（水位変化）・対向流」については、原子炉圧力容器内水位に関係する現象である。MAAPコードの炉心水位（二相水位）は、3.3.2(4)で述べたモデルによって計算される。上部プレナム領域についても同様にドリフトフラックスモデルによるボイド率から二相水位が計算され、炉心水位と併せて原子炉圧力容器内水位として計算される。</p>	<p>4. 妥当性確認</p> <p>4.1 妥当性確認方法</p> <p>2.3において分類した重要現象の妥当性確認方法を以下に記載する。なお、各重要現象の妥当性確認においては、事故解析あるいは実験解析によって確認することを基本とするが、物理現象の特性が設備性能に基づき妥当性確認が不要なものや、MAAPコード以外のコードに依存して妥当性確認が不要なものがある。</p> <p>なお、2章では「原子炉容器破損後の高圧溶融炉心放出」及び「格納容器雰囲気直接加熱」を重要現象として抽出していないものの、その発生を防止するという観点からは、事象進展に影響する各モデルの不確かさに基づいた総合的な判断が必要なことから、添付1において不確かさの分析及び感度解析による影響評価を纏める。</p> <p>また、「原子炉容器外の溶融炉心と冷却材の相互作用（FCI）」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）」については、国内外において現象の解明や評価に関する多くの活動が行われてきているが、現在においても研究段階にあり、また、実機規模での現象についてほとんど経験がなく、有効なデータが得られていないのが現状であり、不確かさが大きい現象であると言えることから、添付2及び添付3において、知見の整理、不確かさの分析及び感度解析による影響評価を纏める。</p> <p>4.1.1 崩壊熱</p> <p>崩壊熱は、下記の崩壊熱曲線を入力値で与えていることから、MAAPコードの解析モデルとしての不確かさはなく、妥当性評価は不要と考えられる。</p> <p>有効性評価解析では、崩壊熱が高い方が注目する評価指標を厳しく評価することになるため、崩壊熱の不確かさ及び実機運用による変動を考慮した崩壊熱曲線を使用する。具体的には、参考文献[10]に示すように、アクチニド崩壊熱はORIGEN-2コード、FP崩壊熱はAESJ推奨値により評価された崩壊熱曲線を使用している。この崩壊熱曲線は、不確かさとしてアクチニド崩壊熱は20%、FP崩壊熱は<math>3\sigma_A</math>を考慮し、実機運用による変動として燃料運用を考慮した燃料濃縮度（MOX燃料はPu含有率等）や燃焼度が考慮されている。これにより、有効性評価においては崩壊熱に関する不確かさや実機運用による変動が考慮された崩壊熱曲線が適用されることから、5章においては、入力条件の不確かさとして、評価指標や運転員等操作への影響を整理する。</p> <p>4.1.2 沸騰・ボイド率変化、気液分離（炉心水位）・対向流（炉心（熱流動））、気液分離・対向流（1次冷却系）</p> <p>炉心の「沸騰・ボイド率変化」及び「気液分離（炉心水位）・対向流」は、炉心水位に関連する物理現象である。また、1次冷却系の「気液分離・対向流」について、蒸気発生器でのスチームバインディングは、高温側配管のボイド率が高く、蒸気発生器伝熱管への冷却材流入量が増加すると冷却材が伝熱管内で蒸発して圧力損失を増大させるため、炉心水位を下げる方向に働く。これらの現象は、いずれも炉心水位に関連する現象であり、「ECCS再循環機能喪失」シーケンス</p>	<p>※重要現象、解析モデルに相違があるため、妥当性確認に差が生じる。</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>炉心損傷防止対策の事故シーケンスにおいては、対象とする原子炉水位といった原子炉圧力容器内挙動はSAFERコードによって評価されており、MAAPコードは原子炉格納容器内挙動の評価のみに用いられているが、格納容器破損防止対策の事故シーケンスにおいては、MAAPコードによって、原子炉圧力容器内挙動を含めた全体挙動を評価している。原子炉水位は炉心冷却状態及び炉心溶融進展への影響が考えられるため、原子炉水位についてSAFERコードと比較を行い、不確かさを確認する（4.3.1参照）。</p> <p>4.1.5 ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）[原子炉圧力容器]、スプレイ冷却、サブプレッション・プール冷却 [原子炉格納容器]</p> <p>ECCS及びスプレイ注入特性は、設計値に基づいて、作動圧力及びポンプの圧力-流量特性を入力値として与えている。スプレイによる格納容器気相部の冷却に関しては、液滴径を入力し、液滴と気相部の界面熱伝達により気相部が冷却されるモデルが採用されている。液滴は質量に対して伝熱面積が大きいことより、スプレイされた水は気相部温度と等しくなって液相に落下する。スプレイの水滴温度が比較的短時間に周囲の雰囲気温度と平衡状態となることは良く知られているところであり、伝熱モデルの不確かさによる結果への影響はないと考えられる。よって、「ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）」、「スプレイ冷却」の妥当性確認は不要であると考えられる。「サブプレッション・プール冷却」においても、設計値に基づいて、ポンプ流量及び除熱量を入力値として与えており、妥当性確認は不要であると考えられる。</p>	<p>におけるECCS再循環失敗以降の炉心水位挙動に対して影響が大きいと考えられることから、コード間比較により評価を行う（4.3.1参照）。</p> <p>4.1.3 構造材との熱伝達（1次冷却系）</p> <p>1次冷却系の「構造材との熱伝達」は、炉心露出後に炉心で発生した過熱蒸気から1次冷却系配管等への熱伝達による1次冷却系配管のクリープ破損の観点で、重要な現象として抽出されたものである。</p> <p>過熱蒸気と構造材の熱伝達は、炉心部と同じくDittus-Boelterの相関式を用い、1次冷却系配管のクリープ破損については、Larson-Millerパラメータ手法を適用している。いずれも、工学分野でクリープ破損評価に広く使用されるモデルであり、妥当性評価は不要と考えられる。</p> <p>4.1.4 ECCS強制注入（1次冷却系）</p> <p>強制注入系特性は、設計での不確かさを考慮し、目的に応じて最大流量又は最小流量を使い分ける。解析では作動圧力及びポンプの圧力-流量特性を入力値として与えるため、妥当性評価は不要である。</p> <p>一方、ECCS注入水の1次冷却系内の混合については、LOCA等により1次冷却系の保有水量が減少すると、気相と液相を別に取り扱うモデルとなっており、気液の混合挙動は気液界面の対流熱伝達及び凝縮熱伝達によりモデル化されている。</p> <p>炉心損傷防止に係る重要事故シーケンスのうち「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、ECCSの作動を仮定するが、原子炉格納容器圧力上昇の観点で厳しい結果となるよう、ECCSによる蒸気凝縮効果がほとんど無いような重要事故シーケンスが選択されており、上記のモデルに係る不確かさは小さい。また、「ECCS再循環機能喪失」では、炉心再冠水以降では、対流熱伝達及び凝縮熱伝達はほとんど発生せず、上記のモデルに係る不確かさは小さい。</p> <p>4.1.5 ECCS蓄圧タンク注入（1次冷却系）</p> <p>蓄圧タンク注入流量は、1次冷却系との圧力差及び注入配管の圧力損失に基づき計算され、注入開始後の蓄圧タンク圧力は状態方程式により計算されるため、一般的な状態方程式及び差圧流モデルという意味で不確かさは小さく妥当性確認は不要である。</p> <p>ただし、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」（及び「格納容器過温破損」）においては、1次冷却系強制減圧時の1次冷却材圧力の挙動に影響を与える可能性があるため、感度解析によりその影響を確認する（4.3.2及び添付1参照）。</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>【参考のため掲載順を入替え】</p>		
<p>4.1.3 冷却材放出（臨界流・差圧流）[原子炉圧力容器]</p> <p>原子炉圧力容器と原子炉格納容器との間の流れとなる、LOCA破断口からの臨界流による流量については、3.3.3(3)で述べたとおり、保守的なモデルを用いている。逃がし安全弁からの流量については、3.3.5(3)で述べたとおり、設計値に基づいて流量が計算される。差圧流については一般的なモデルが用いられていることから解析モデルとしての不確かさは小さく、MAAPコードにおける「冷却材放出（臨界流・差圧流）」の妥当性確認は不要であると考えられる。</p>	<p>4.1.6 冷却材放出（加圧器）</p> <p>加圧器逃がし弁からの放出量については、加圧器逃がし弁設定圧における放出係数に基づき圧力に応じて流量計算されるため、TMI事故に対するベンチマーク解析において、事故発生から加圧器逃がし弁元弁閉止までの挙動に着目して妥当性の確認を行う。具体的には、1次冷却材圧力及び加圧器水位の挙動に着目して考察を行う（4.2.1参照）。</p> <p>なお、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」（及び「格納容器過温破損」）では、加圧器逃がし弁開放による1次冷却系強制減圧が、「原子炉容器破損後の高圧溶融炉心放出」の防止の観点で重要であることから、低圧時の加圧器逃がし弁からの放出量に関して考察している（添付1参照）。</p> <p>4.1.7 1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出（臨界流・差圧流）、2次側水位変化・ドライアウト（蒸気発生器）</p> <p>蒸気発生器の「1次側・2次側の熱伝達」、「冷却材放出（臨界流・差圧流）」及び「2次側水位変化・ドライアウト」は、PWRプラントの蒸気発生器を模擬したMB-2実験（米国）に対するベンチマーク解析により妥当性確認を行う（4.2.6参照）。</p> <p>なお、TMI事故解析における蒸気発生器2次側の挙動については、事故データに不確かさがあることが国際的にも指摘されていることから参考情報として検討する（4.2.1参照）。</p>	
<p>【参考のため掲載順を入替え】</p>		
<p>4.1.4 格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、格納容器ベント [原子炉格納容器]</p> <p>「格納容器各領域間の流動」、「構造材との熱伝達及び内部熱伝導」、「気液界面の熱伝達」は、HDR実験に対するベンチマーク解析により妥当性の確認を行う。あわせて、「格納容器各領域間の流動」、「構造材との熱伝達及び内部熱伝導」は、CSTF実験に対するベンチマーク解析によって妥当性の確認を行う。「格納容器ベント」に関しては、3.3.4(2)で述べたとおり、「格納容器各領域間の流動」と同様の計算方法が用いられており、「格納容器各領域間の流動」の妥当性の確認に含まれる。なお、「構造材との熱伝達及び内部熱伝導」に関しては、直接的なデータが得られていないため、格納容器圧力や温度の過渡挙動を模擬した実験との比較から、所定の入熱があった場合の構造材への熱伝達及び内部熱伝導による放熱計算に関する考察を行うものとする（4.2.3及び4.2.4参照）。</p>	<p>4.1.8 区画間・区画内の流動（蒸気、非凝縮性ガス）、構造材との熱伝達及び内部熱伝導（原子炉格納容器）</p> <p>「区画間・区画内の流動（蒸気、非凝縮性ガス）」、「構造材との熱伝達」は、廃炉となった独国のHDR炉を用いたHDR実験（国際標準問題ISP-29）及び米国のハンフォード工学研究所で実施されたCSTF実験に対するベンチマーク解析により妥当性の確認を行う。なお、「構造材との熱伝達」に関しては、直接的データが得られていないことから、原子炉格納容器圧力や温度の挙動から考察を行うものとする（4.2.2及び4.2.3参照）。</p> <p>4.1.9 区画間・区画間の流動（液体）（原子炉格納容器）</p> <p>「区画間・区画間の流動（液体）」は、原子炉格納容器の形状（流路高低差や堰高さ）に基づく静水頭による流動計算には不確かさは小さいため、妥当性確認は不要である。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">【参考のため再掲】</p> <p>4.1.5 ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）[原子炉圧力容器]、スプレイ冷却、サブプレッション・プール冷却 [原子炉格納容器]</p> <p>ECCS及びスプレイ注入特性は、設計値に基づいて、作動圧力及びポンプの圧力-流量特性を入力値として与えている。スプレイによる格納容器気相部の冷却に関しては、液滴径を入力し、液滴と気相部の界面熱伝達により気相部が冷却されるモデルが採用されている。液滴は質量に対して伝熱面積が大きいことより、スプレイされた水は気相部温度と等しくなって液相に落下する。スプレイの水滴温度が比較的短時間に周囲の雰囲気温度と平衡状態となることは良く知られているところであり、伝熱モデルの不確かさによる結果への影響はないと考えられる。よって、「ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）」、「スプレイ冷却」の妥当性確認は不要であると考えられる。「サブプレッション・プール冷却」においても、設計値に基づいて、ポンプ流量及び除熱量を入力値として与えており、妥当性確認は不要であると考えられる。</p>	<p>4.1.10 スプレイ冷却（原子炉格納容器）</p> <p>スプレイ注入特性は、設計での不確かさを考慮し、目的に応じて最大流量又は最小流量を使い分けており、解析では評価目的に応じた作動圧力及びポンプの圧力-流量特性を入力値として与えるため、妥当性確認は不要であると考えられる。</p> <p>スプレイによる原子炉格納容器気相部の冷却に関しては、液滴径を入力し、液滴と気相部の界面熱伝達により気相部が冷却されるモデルが採用されている。液滴は質量に対して伝熱面積が大きいことより、評価結果ではスプレイされた水は気相部温度と等しくなって液相に落下する。スプレイの水滴温度が比較的短時間に周囲の雰囲気温度と平衡状態となることは良く知られているところであり、伝熱モデルの不確かさによる結果への影響は無いと考えられる。</p>	
<p style="text-align: center;">【参考のため掲載順を入替え】</p> <p>4.1.6 燃料被覆管酸化 [炉心（燃料）]、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生 [原子炉格納容器] [原子炉圧力容器（炉心損傷後）]</p> <p>炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、TMI事故に対するベンチマーク解析により妥当性の確認を行う。水の放射線分解による水素ガス及び酸素ガスの発生量は、コード内にモデルを備えていないため、崩壊熱を用いた評価としており、妥当性確認は不要である。</p>	<p>4.1.11 水素濃度変化（原子炉格納容器）</p> <p>原子炉容器内での水素の発生量、規制要求に応じて全炉心内ジルコニウムの75%反応に相当する水素量を使用する。水素の発生速度はMAAPコード解析結果に応じた補正を行うため、水素発生速度の妥当性を確認する必要がある。水素発生速度は炉心損傷進展挙動に大きく依存するため、MAAPコードの炉心溶融モデルについて、TMI-2の炉心溶融過程の時間経過ならびに発生した水素量に対する評価の模擬能力から、水素発生期間及び水素発生速度の時間変化について一定の妥当性が確認できる（4.2.1参照）。</p>	
<p>4.1.7 炉心ヒートアップ（燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形 [炉心（燃料）]、リロケーション、構造材との熱伝達及び下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達 [原子炉圧力容器（炉心損傷後）]</p> <p>MAAPコードの炉心ヒートアップモデルについては、TMI事故に対するベンチマーク解析及びCOR実験に対するベンチマーク解析により、構造材との熱伝達及び下部プレナムでの</p>	<p>4.1.12 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却（原子炉格納容器）</p> <p>雰囲気ガス温度に対する格納容器再循環ユニットの除熱特性をMAAPコードの入力データとして模擬している。格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の除熱データは、国内の凝縮熱伝達実験において確認された評価式を用いて、格納容器再循環ユニットの形状等に基づき算出した除熱特性を使用しているため、妥当性評価は不要である。</p> <p>一方、格納容器再循環ユニットの冷却特性は、原子炉格納容器内のガス流動モデルにも影響される。そこで、原子炉格納容器内のガス流動挙動に妥当性の検討結果も踏まえ感度解析により確認する（4.3.3参照）。</p> <p>4.1.13 炉心ヒートアップ（燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形）及びリロケーション、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達</p> <p>MAAPコードの炉心溶融モデル及び下部プレナムでの溶融炉心熱伝達モデルについては、TMI事故に対するベンチマーク解析により妥当性の確認を行う。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>溶融炉心伝熱モデルについては、TMI事故に対するベンチマーク解析により妥当性の確認を行う。</p> <p>TMI事故では炉心ヒートアップ（燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形）、構造材との熱伝達及び下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達を直接示す測定値はないものの、それらの挙動が間接的に影響する1次系及び2次系の挙動や、事故後の調査研究で各時刻の溶融進展状況が推定されており、それら調査結果との比較により本モデルの妥当性が確認できると考えられる（4.2.1参照）。</p> <p>TMI事故は原子炉圧力容器破損前に事象終息していること、炉心溶融時の実機の挙動に関しては、現段階では十分な知見が得られていない状況であり、不確かさが大きいと考えられることから、感度解析による影響の把握を行う（4.3.2、4.3.3、4.3.5参照）。</p> <p>4.1.8 原子炉圧力容器破損 [原子炉圧力容器(炉心損傷後)]</p> <p>原子炉圧力容器破損挙動を溶融炉心挙動と併せて実験した例はないため、実験解析により直接的に妥当性評価を行うことはできない。以下のように、MAAPコードの原子炉圧力容器破損モデルはTMI事故の知見に基づき開発されており、妥当性確認は不要と考えられる。</p> <p>TMI事故では、溶融炉心が下部プレナムへ落下したものの、原子炉圧力容器と溶融炉心のギャップに水が浸入することで原子炉圧力容器壁を冷却できたと推定されている。MAAPではTMI事故の調査研究や溶融炉心から原子炉圧力容器壁への伝熱挙動を模擬した実験に基づいて、原子炉圧力容器壁への伝熱挙動をモデル化している。また、原子炉圧力容器の破損形態として、原子炉圧力容器のクリープ破損、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損等が考慮されている。原子炉圧力容器破損モデルは、工学分野でクリープ破損評価に広く使用されるLarson-Millerパラメータ手法に基づくものであり、制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損は単純な熱伝導問題であり、これらモデルにはある程度の妥当性があるものと推測される。しかしながら、現象自体が持つ不確かさもあることを踏まえ、不確かさの整理を行うとともに、感度解析による影響の確認を行う。（4.3.6参照）</p> <p>4.1.9 原子炉圧力容器内FP挙動 [原子炉圧力容器(炉心損傷後)]、原子炉格納容器内FP挙動 [原子炉格納容器(炉心損傷後)]</p> <p>炉心からのFP放出モデルについては、これまでに実験や検討がなされてきており、MAAP Pではその知見に基づくFP放出モデルが採用されている。燃料から原子炉圧力容器及び原子</p>	<p>TMI事故では炉心ヒートアップ（燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形）及びリロケーションを直接示す測定値はないものの、それらの挙動が間接的に影響する1次冷却系及び2次冷却系挙動や、事故後の調査研究で各時刻の溶融進展状況が推定されており、それら調査結果との比較により本モデルの妥当性が確認できると考えられる（4.2.1参照）。</p> <p>TMI事故は原子炉容器破損前に事象収束していること、炉心溶融時の実機の挙動に関しては、現段階では十分な知見が得られていない状況であり、不確かさが大きいと考えられることから、感度解析による影響の把握を行う（4.3.4、4.3.5、4.3.7及び4.3.8参照）。</p> <p>一方、炉心損傷防止に係る重要事故シーケンスに関しては、「ECCS再循環機能喪失」の重要事故シーケンスに対して、炉心が露出する場合の重要現象として「燃料棒表面熱伝達」が挙げられているが、有効性評価では炉心露出を判断基準とし、炉心が冠水した状態を取り扱い、その場合には、「燃料棒表面熱伝達」が炉心水位や燃料被覆管温度に与える影響は小さい。なお、再循環機能喪失後の崩壊熱による冷却材の蒸散に伴う炉心水位低下の挙動の妥当性については、4.3.1において確認する。</p> <p>4.1.14 原子炉容器破損、溶融</p> <p>原子炉容器破損挙動を溶融炉心挙動と合わせて実験した例は無いため、実験解析により直接的に妥当性評価を行うことは出来ない。以下のように、MAAPコードの原子炉容器破損モデルはTMI事故の知見に基づき開発されており、妥当性評価は不要と考えられる。</p> <p>TMI事故では、溶融炉心が下部プレナムへ落下したものの、原子炉容器と溶融炉心のギャップに水が浸入することで原子炉容器壁を冷却できたと推定されている。MAAPコードではTMI事故の調査研究や溶融炉心から原子炉容器壁への伝熱挙動を模擬した実験に基づいて、原子炉容器壁への伝熱挙動をモデル化している。また、原子炉容器破損形態として、原子炉容器のクリープ破損及び計装案内管溶接部の破損が考慮されている。原子炉容器破損モデルは、工学分野でクリープ破損評価に広く使用されるLarson-Millerパラメータ手法に基づくものであり、計装案内管溶接部の破損は単純な熱伝導問題であり、これらモデルにはある程度の妥当性があるものと推測される。しかしながら、現象自体が持つ不確かさもあることを鑑み、不確かさの整理を行うとともに、感度解析による影響の確認を行う（4.3.8参照）。</p> <p>4.1.15 1次系内FP挙動、原子炉格納容器内FP挙動</p> <p>炉心からのFP放出モデルについては、これまでに実験や検討がなされてきており、MAAPコードではその知見に基づくFP放出モデルが採用されている。燃料から1次冷却系へ放出され</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシ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>炉圧力容器から原子炉格納容器へ放出されるFP挙動についてPHEBUS-FP実験のベンチマーク解析によって妥当性を確認する（4.2.7参照）。また、格納容器内に放出されたエアロゾル挙動についてABCOVE実験のベンチマークによって妥当性を確認する（4.2.8参照）。</p> <p>4.1.10 原子炉圧力容器内FCI（熔融炉心細粒化，デブリ粒子熱伝達）〔原子炉圧力容器（炉心損傷後）〕            熔融炉心の細粒化及び粒子状デブリから水への熱伝達については、熔融物の粘性や冷却材条件に違いはあるものの、幅広く個別効果試験が実施されてきた。それらの知見をもとにMAAPのモデルは構成されているので、妥当性確認は不要と考えられる。また、原子炉圧力容器内FCIにより生じる圧カスパイクについては、専門家間では原子炉冷却材圧力バウンダリや格納容器の破損に対する脅威とはならないと考えられている。            ただし、高圧熔融物放出を防止する観点から、原子炉圧力容器内FCIによる原子炉圧力上昇は原子炉圧力容器破損とあいまって、有効性の確認に影響するものと考えられることから、原子炉圧力容器内FCIに関する現象について、知見の整理、不確かさの分析及び感度解析による影響評価を添付2にまとめており、概要を4.3.4に示す。</p> <p>4.1.11 原子炉圧力容器外FCI（熔融炉心細粒化，デブリ粒子熱伝達）〔原子炉格納容器（炉心損傷後）〕            原子炉圧力容器外FCIに関する現象について、知見の整理、不確かさの分析及び感度解析による影響評価を行ったものを添付2にまとめており、概要を4.3.7に示す。</p> <p>4.1.12 格納容器下部床面での熔融炉心の拡がり，熔融炉心と格納容器下部プール水との伝熱，熔融炉心とコンクリートの伝熱，コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生〔原子炉格納容器（炉心損傷後）〕            「格納容器下部床面での熔融炉心の拡がり」，「熔融炉心と格納容器下部プール水との伝熱」，「熔融炉心とコンクリートの伝熱」及び「コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生」を含めたMCCIに関する現象について、知見の整理、不確かさの分析及び感度解析による影響評価を行ったものを添付3にまとめており、概要を4.3.8に示す。また、「熔融炉心とコンクリートの伝熱」，「コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生」については、ACE実験及びSURC-4実験に対するベンチマーク解析によっても妥当性の確認を行う（4.2.5及び4.2.6参照）。</p>	<p>るFP挙動についてPHEBUS-FP実験のベンチマークによって妥当性を確認する（4.2.7参照）。また、原子炉格納容器内に放出されたエアロゾル挙動についてABCOVE実験のベンチマークによって妥当性を確認する（4.2.8参照）。</p> <p>また、有効性評価で採用しているFP放出モデルの不確かさを考慮し、炉心からの放出速度を変更した場合に対する感度解析によって、炉心損傷検知判断の観点から特に原子炉格納容器空間に放出される希ガスの挙動を比較し、感度解析による影響の確認を行う（4.3.11参照）。</p> <p>4.1.16 原子炉容器内FCI（熔融炉心細粒化，デブリ粒子熱伝達）            熔融炉心の細粒化及びデブリ粒子から水への熱伝達については、熔融物の粘性、や冷却材条件には違いはあるものの、幅広く個別効果試験が実施されてきた。それらの知見を基にMAAPコードのモデルは構成されているので、妥当性評価は不要と考えられる。また、原子炉容器内FCIにより生じる圧カスパイクについては、専門家間では原子炉冷却材圧力バウンダリや原子炉格納容器の破損に対する脅威とはならないと考えられている。            ただし、高圧熔融物噴出を防止する観点から、原子炉容器内FCIによる1次冷却材圧力上昇は原子炉容器破損とあいまって、判断基準への適合性に影響するものと考えられることから、添付1において関連する物理現象も含めた総合的な評価を続けている。このうち、原子炉容器内FCIに関し、概要を4.3.6に示す。</p> <p>4.1.17 原子炉容器外FCI（熔融炉心細粒化，デブリ粒子熱伝達）            原子炉容器外FCIに関する現象について、知見の整理、不確かさの分析及び感度解析による総合的な評価を行っており添付2に纏めており、4.3.9に概要を示す。</p> <p>4.1.18 原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり，熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱，熔融炉心とコンクリートの伝熱，コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生            熔融炉心伝熱モデルは、熔融プールとその周囲の固化したクラストの間の対流熱伝達，上部クラストと上部の原子炉下部キャビティ水あるいは気相への熱伝達，下部クラスト及び側部クラストとコンクリートとの伝熱モデルから構成される。また、コンクリート分解及び非凝縮性ガスの発生は、分解コンクリートと炉心材の混合物の化学平衡計算によりモデル化されている。            「熔融炉心とコンクリートの伝熱」，「コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生」については、ACE実験及びSURC実験に対するベンチマーク解析により妥当性の確認を行う（4.2.4及び4.2.5参照）。また、これらの物理現象も含めたMCCIに関する現象について、知見の整理、不確かさの分析及び感度解析による総合的な評価を行っており添付3に纏めており、4.3.10に概要を示す。</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

表 4.1-1 重要現象に対する妥当性確認方法 (1/2)

物理現象	重要現象	妥当性確認方法												
		TMI 事故	CORA 実験	HDR 実験	CSTF 実験	ACE 実験	SURC-4 実験	PHEBUS -FP 実験	ABCONE 実験	感度解析	その他*			
炉心(腔)	崩壊熱	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.1.1
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	燃料棒表面熱伝達	図 4.2-1	図 4.2-9	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	燃料棒間管変形	図 4.2-2	~	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.2
	燃料棒間管腐化	図 4.2-4	図 4.2-16	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	気液分離 (水位変化)・対向流	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.1
原子炉 压力容器	冷却材放出 (駆動流・差圧流)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.1.3
	ECCS注水 (給水系・代替注水設備含む)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.1.5
原子炉 格納 容器	格納容器各領域間の流動	-	-	-	図 4.2-31	-	-	-	-	-	-	-	-	4.1.5
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	-	-	図 4.2-19 図 4.2-26 図 4.2-27	図 4.2-32 図 4.2-33	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉 格納 容器	気液界面の熱伝達	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	スプレイ冷却	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.1.6
原子炉 格納 容器	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.1.4
	格納容器ベント	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.1.5
原子炉 格納 容器	サブプレッション・プール冷却	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.1.5

\* 4.1 で示した理由により妥当性確認が不要と考えられる現象

表 4.1-1 重要現象に対する妥当性確認方法 (1/2)

物理領域	重要現象	妥当性確認方法												
		TMI 事故	HDR 実験	CSTF 実験	ACE 実験	SURC 実験	MB-2 実験	PHEBUS -FP 実験	ABCONE 実験	感度解析	その他*			
炉心	崩壊熱	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.1.1
	燃料棒内温度変化	図 4.2-5	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	燃料棒表面熱伝達	図 4.2-6	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	燃料棒間管腐化	図 4.2-10	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.4
	燃料棒間管変形	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
1次 冷却系	沸騰・ボイド率変化	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	気液分離 (炉心水位)・対向流	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.1
	構造材との熱伝達	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	ECCS 強制注入	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.1.3 4.1.4
加圧器	ECCS 蓄圧タンク注入	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	流動抵抗 4.3.2 注入特性 4.1.5
	冷却材放出	図 4.2-1 図 4.2-2	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
蒸気 発生器	1次側・2次側の熱伝達	-	-	-	-	-	-	-	-	図 4.2-30	-	-	-	-
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	-	-	-	-	-	-	-	-	4.2-30	-	-	-	-
蒸気 発生器	2次側水位変化・ドライアウト	-	-	-	-	-	-	-	-	4.2-31	-	-	-	-

\* 4.1 で示した理由により妥当性確認が不要と考えられる現象

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 4.1-1 重要現象に対する妥当性確認方法 (2/2)

物理現象	重要現象	妥当性確認方法										その他*			
		TMI 事故	CORA 実験	HDR 実験	CSIF 実験	ACE 実験	SURC-1 実験	PHEBUS -FP 実験	ABCONE 実験	感度解析					
原子炉 圧力 容器 (炉心 損傷後)	リロケーション	図 4.2-2	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	構造材との熱伝達	図 4.2-4	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.3	-
原子炉 圧力 容器 (炉心 損傷後)	原子炉圧力容器内 FCI (溶融炉心細粒化)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.4	-
	原子炉圧力容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.5	-
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	図 4.2-3	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.6	-
	原子炉圧力容器破損	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.1.6
原子炉 格納 容器 (炉心 損傷後)	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	図 4.2-1	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器内 FP 挙動	-	-	-	-	-	-	-	-	-	図 4.2-53 図 4.2-54	図 4.2-58	-	-	-
原子炉 格納 容器 (炉心 損傷後)	原子炉格納容器内 FP 挙動	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器外 FCI (溶融炉心細粒化)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.7	-
	原子炉圧力容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	溶融炉心と格納容器下部への水の伝熱	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	溶融炉心とコックリートの伝熱	-	-	-	-	-	-	-	-	図 4.2-36 図 4.2-37 図 4.2-38	-	-	-	-	4.3.8
コックリート分解及び非凝縮性ガス発生	-	-	-	-	-	-	-	-	-	図 4.2-40	-	-	-	-	-

\* 4.1 で示した理由により妥当性確認が不要と考えられる現象

表 4.1-1 重要現象に対する妥当性確認方法 (2/2)

物理領域	重要現象	妥当性確認方法										その他*			
		TMI 事故	HDR 実験	CSIF 実験	ACE 実験	SURC 実験	MB-2 実験	PHEBUS -FP 実験	ABCONE 実験	感度解析					
原子炉 格納容器 (炉心損傷)	区間間・区間内の流動 (蒸気、非凝縮性ガス)	図 4.2-13 図 4.2-15	-	図 4.2-20 図 4.2-21 図 4.2-22	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	区間間・区間内の流動 (液体)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.1.9 4.1.10
	スプレイ冷却	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉 容器 (炉心損傷)	水素濃度変化	図 4.2-5	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉 格納容器 (炉心損傷)	リロケーション	図 4.2-6 図 4.2-10	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉容器内 FCI (溶融炉心細粒化)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	原子炉容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	図 4.2-7	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉 格納容器 (炉心損傷)	原子炉容器破損、溶融	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	1次系内 FP 挙動	-	-	-	-	-	-	-	-	図 4.2-38 図 4.2-42 図 4.2-43	-	-	-	-	-
	原子炉格納容器内 FP 挙動	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.11	-
	原子炉容器外 FCI (溶融炉心細粒化)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.9	-
原子炉 格納容器 (炉心損傷)	原子炉容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.9	-
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉 格納容器 (炉心損傷)	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	-	-	-	図 4.2-25 図 4.2-26	-	-	-	-	図 4.2-28	-	-	-	-	-

\* 4.1 で示した理由により妥当性確認が不要と考えられる現象

相違理由

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4.2 妥当性確認（事故解析及び実験解析）</p> <p>4.2.1 TMI 事故解析</p> <p>(1) 事故の概要</p> <p>TMI 事故は、大きく4つのフェーズに分けることができる<sup>[10]</sup>。フェーズ1は、事故発生から全ての1次冷却材ポンプが停止するまでの過程であり、事故発生0～100分後に相当する。フェーズ2は、全ての1次冷却材ポンプが停止し、その後最初の1次冷却材ポンプ2Bが起動するまでの過程であり、事故発生100～174分後に相当する。このフェーズでは、1次冷却材のボイルオフによって、炉心露出、ヒートアップ、さらには炉心損傷が生じた。フェーズ3は、1次冷却材ポンプ2Bの起動から、高圧注入系が作動するまでの過程であり、事故発生174～200分後に相当する。1次冷却材ポンプ2Bの起動によって炉心は一時的に冷却されるが、その後ヒートアップ及び炉心損傷は継続したと考えられる。フェーズ4は、高圧注入系が作動した事故発生200分後以降であり、炉心が再冠水するとともに熔融炉心が下部プレナムに落下することで冷却可能形状に至ったと考えられる。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>解析では、TMI-2のプラント形状、システム挙動及び初期状態を入力として与える。ノード分割については、炉心をR-Z系の2次元でモデル化し、径方向には4分割、軸方向には16分割する。1次系及び蒸気発生器は、貫流型蒸気発生器の冷却ループを模擬したコード内蔵のノード分割が採用されている。</p> <p>境界条件としては、2次系のデータとして蒸気発生器水位、高圧注入系からの注入流量に加え、運転員の操作に関する入力として加圧器逃がし弁及び主蒸気隔離弁の開閉操作並びに1次冷却材ポンプの運転の時刻を与える。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>水素ガス発生量の解析結果を図4.2-1に示す。MAAPによる解析では、水素ガス発生が事故発生約145分後に開始し、事故発生約185分後まで急激に増加する。その後、水素ガス発生は事故発生約230分後まで継続し、この間に発生する水素ガス量は合計で約510kg（約1,125lb）である。</p>	<p>4.2 妥当性確認（事故解析及び実験解析）</p> <p>4.2.1 TMI 事故解析</p> <p>(1) 事故の概要</p> <p>TMI 事故については、事故発生から300分後までの事故シナリオを、以下の4つのフェーズに分けて考えることができる。なお、この事故シナリオの分類は、参考文献[11]に基づくものである。</p> <p>フェーズ1…事故発生（0分）から1次冷却材ポンプ（RCP）全台停止（約100分）まで。蒸気発生器の除熱機能が短時間喪失し、加圧器逃がし弁から1次冷却材が流出する小破断LOCAの状態である。</p> <p>フェーズ2…1次冷却材ポンプ全台停止（約100分）から1次冷却材ポンプ2B起動（約174分）まで。1次冷却材ポンプが停止することから1次冷却材流量が喪失し気水分離が生じる。その結果、炉心は露出し燃料棒がヒートアップすることにより炉心損傷が生じる。</p> <p>フェーズ3…1次冷却材ポンプ2B起動（約174分）から高圧注入系作動（約200分）まで。2Bポンプの短時間の起動により炉心に1次冷却材が流入し、急冷により炉心形状が大きく変化すると同時に大量の水素ガスが発生したと考えられている。</p> <p>フェーズ4…高圧注入系作動（約200分）以降。高圧注入系により炉心の冷却が促進されるものの、約224分～226分に熔融炉心が下部プレナムに落下したと考えられている。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>本解析では、TMIの体系を模擬し、事故前のプラント状態を初期値として設定している。炉心のノード分割は、炉心は径方向4、軸方向16のR-Z2次元ノードである。1次冷却系及び蒸気発生器は、貫流型蒸気発生器の冷却ループを模擬したコード内蔵のノード分割が採用されている。原子炉格納容器は、上部区画、下部区画、アニュラ区画及び原子炉下部キャビティ区画の4ノードとしている。</p> <p>境界条件としては、蒸気発生器水位と高圧注入系からの注入流量を時間関数として与え、加圧器逃がし弁及び主蒸気隔離弁の開閉操作並びに1次冷却材ポンプの運転の時刻をそれぞれ入力値として与えている。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>代表的なパラメータに関してベンチマーク解析結果について述べる。</p> <p>1次冷却材圧力について事故データと解析結果の比較を図4.2-1に示す。炉心露出（～112分後）から1次冷却材ポンプ2Bを起動する174分後までは、1次冷却材ポンプの全台停止（100分後）による圧力の緩やかな低下、加圧器逃がし弁元弁の閉止（139分後）による圧力</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシ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>事故発生約220分後における炉心状態の解析結果を図4.2-2に示す。炉心の外周部は下から8番目のノードにおいて固体クラストが形成され、この6分後（事故初期から226分後）に固体クラストが破損し、熔融炉心が下部プレナムへ流出する。解析では下部プレナムに流出した熔融炉心は約25,000kgである。</p> <p>原子炉容器壁温の解析結果を図4.2-3に示す。熔融炉心が下部プレナムに流入すると、最初は堆積した熔融炉心により原子炉容器壁が加熱される。一時的に約1,200℃（約2,200°F）まで急上昇し、その熱により原子炉容器壁がクリープ変形することで熔融炉心と原子炉容器壁との間にギャップが生じ成長する。その結果、ギャップに水が浸入し壁面が冷却される。</p>	<p>の上昇、1次冷却材ポンプ2Bの一時的な運転（174分～193分）による圧力の急上昇等の主要挙動が事故データとよく一致している。1次冷却材ポンプ2Bの手動起動から高圧注入系の再起動（200分～217分）までは解析結果の方が高い値で推移するが、これは炉心損傷を保守的に評価するために水素発生量が多いことから、非凝縮性ガスによる凝縮抑制を過大に評価しているためである。その後の加圧器逃がし弁元弁の開閉操作による圧力挙動及び熔融炉心の下部プレナムへの移行（226分後）による圧力の一時的な上昇等は、全体的に事故データの応答の特徴をよく模擬している。</p> <p>加圧器水位の挙動に関しては、図4.2-2に示すように、事故データ及び解析結果における1次冷却材ポンプ2Bが起動する174分以降の水位上昇は、ポンプの一時的な運転（174分～193分）による1次冷却材圧力の急上昇が原因である。高圧注入系が作動する200分後の水位低下が解析結果の方が事故データよりも穏やかであるのは、解析結果の1次冷却材圧力が高い値で推移したためである。</p> <p>蒸気発生器圧力（Aループ及びBループ）の挙動については、図4.2-3及び図4.2-4に示すように、事故データとよく一致している。ここで、解析ではAループの蒸気発生器圧力が約174分後以降に上昇しているのは、境界条件で指定した蒸気発生器の水位及び主蒸気逃がし弁の開放割合に不確実性があるためと考えられる。同様に、解析ではBループの蒸気発生器圧力が100分後までの減圧が小さく、174分後に1次冷却材ポンプ2Bを起動した際の瞬間的な圧力上昇が模擬できていないが、全体的な挙動は模擬できている。</p> <p>水素発生量に関しては、図4.2-5に示すように、解析では1次冷却材ポンプ2B起動の直前に700Lb.（約318kg）、最終的には1,125Lb.（約510kg）生成される結果となった。TMI事故では水素が1,100～1,200Lb.（約499～544kg）生成されたと考えられているが、事故データは水素が生成されている間の150分時点一点のみであり、その時は多量の水素が蒸気発生器Aに蓄積されていたと考えられている。事故後10時間経って原子炉格納容器内で水素燃焼が生じたことから、解析結果は妥当である。</p> <p>原子炉容器内の炉心状態の解析結果（約220分後）を図4.2-6に示す。約220分後には、炉心の外周部は8番目の高さ位置に固体クラストが形成され、この6分後（事故初期から226分後）に固体クラストが破損し、熔融炉心が下部プレナムへ流出する。</p> <p>解析では下部プレナムへ流出した熔融炉心は56,000Lb.（約25,401kg）である。これは、TMI事故で観察された量42,000Lb.（約19,051kg）と比較すると、やや多めの評価となっているが同等であり、MAAPコードでの下部プレナムへの熔融炉心の落下挙動は妥当である。</p> <p>熔融炉心が下部プレナムに流入すると、最初は堆積した熔融炉心により原子炉容器壁が加熱される。一時的に1,200℃（2,200°F）まで急上昇し、その熱により原子炉容器壁がクリープ変形することで熔融炉心と原子炉容器壁との間にギャップが生じ成長する。その結果、ギャップに水が浸入し壁面が冷却される。原子炉容器（下部ヘッド）の壁温の解析結果を図4.2-7に示す。1,200℃まで上昇した後、急冷するこの温度挙動は、TMI-2 Vessel Investigation Project<sup>[12]</sup>の観察結果と一致している。</p>	



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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(4) 重要現象に関する不確かさの評価</p> <p>有効性評価における重要現象として抽出された項目について、解析結果に基づいてMAAPの不確かさを評価する。</p> <p>(a) 燃料被覆管酸化、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生</p> <p>TMI事故の分析では、約139分で水素ガスの発生が開始し、ジルコニウム-水反応による水素ガス発生率が約175分の時点で最大となった。約203分で炉心が冠水した以降は再露出することはないが、クラスト内部の熔融炉心領域の温度は上昇しており、約224分で熔融炉心が下部プレナムに移行するまで水素ガスが発生したと分析されている。全水素ガス発生量は499～544kg（1,100～1,200lb）であったと分析されている。TMI事故の分析とMAAPコード解析の水素ガス挙動の比較を表4.2-1に示す。</p> <p>このように、MAAPによる解析で得られた水素ガス発生期間及び水素ガス発生量は、ともにTMI事故の分析結果と良く一致している。したがって、MAAPは放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生及び燃料被覆管酸化に関して適切なモデルを有していると判断でき</p>	<p>原子炉格納容器については、原子炉下部キャビティ、下部区画、外周部及び上部区画の4区画に分割した解析モデルとしており、図4.2-8に示すように、原子炉格納容器（下部区画）の雰囲気温度の解析結果は、加圧器逃がし弁元弁の開閉に伴う温度変化を良く模擬できている。</p> <p>原子炉格納容器圧力に関しては、図4.2-9に示すように、解析では原子炉格納容器内のヒートシンクを簡略化していることから圧力変化はデータの方が緩慢であるが、全体的な挙動は良く一致しており、ファンクーラ等の原子炉格納容器の除熱機能が適切に模擬できている。</p> <p>(4) 重要現象に関する不確かさの評価</p> <p>有効性評価における物理現象として抽出された項目に対し、本ベンチマーク解析の結果からMAAPコードの不確かさについて考察した。</p> <p>a) 加圧器からの冷却材放出</p> <p>1次冷却材圧力及び加圧器水位より、加圧器からの冷却材放出について考察する。</p> <p>1次冷却材圧力について事故発生から、加圧器逃がし弁元弁の閉止（139分後）までの挙動に着目する。初期は炉出力の低下に伴う1次冷却材の収縮及び加圧器逃がし弁開固着により圧力が低下し、その後、強制循環による炉心の冷却に伴う入熱と加圧器逃がし弁からの冷却材放出がバランスして圧力はほぼ一定に維持され、A-1次冷却材ポンプの停止（100分）以降は、1次冷却系内の気液分離により炉心水位が下がるにつれて、冷却材の蒸散が少なくなり、1次冷却材圧力は徐々に低下傾向となり、加圧器逃がし弁元弁の閉止により1次冷却材圧力が上昇に転じるまでの一連の挙動を模擬できている。</p> <p>加圧器水位については、1次冷却系の加熱による水位の上昇、加圧器逃がし弁開による一時的な水位低下、1次冷却系の減圧沸騰に伴う水位上昇、1次冷却材ポンプ停止による気液分離に伴う水位低下の一連の挙動について模擬できている。</p> <p>以上のとおり、1次冷却材圧力及び加圧器水位の挙動は、事故データを模擬しており、加圧器からの「冷却材放出」を伴った場合の1次冷却系保有水量が適切に評価されていることを示している。</p> <p>b) 水素濃度変化、燃料被覆管酸化</p> <p>TMI事故の分析では、約139分に水素の発生が開始され、ジルコニウム-水反応による水素発生率が約175分の時点で最大となった。約203分で炉心が冠水した以降は再露出することはないが、クラスト内部の熔融炉心領域の温度は上昇しており、約224分で熔融炉心が下部プレナムに移行するまで水素が発生したと分析されている。全水素発生量は約499～544kgの範囲であったと分析されている。</p> <p>一方、MAAPコードの解析では、水素発生期間が約145～230分で、全水素発生量が510kgであった。水素の発生率が高いのは図4.2-5より155～185分の期間であり、また、水素の発生が停止したのは約230分の時点であり、水素発生期間及び水素発生量共にTMI事故結果と概ね一致している。</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>る。なお、酸素ガス生成については、MAAPによる解析において直接的に考慮されないが、格納容器の水素ガス及び酸素濃度を評価するに当たっては、MAAPによる事象進展解析に加えて、原子炉格納容器の初期酸素濃度、水の放射線分解によって発生する酸素ガスを適切に考慮している。</p> <p>【参考のため掲載順を入替え】</p> <p>表 4.2-1 水素ガス挙動の比較</p> <table border="1" data-bbox="152 387 1037 603"> <thead> <tr> <th>水素ガス挙動の比較項目</th> <th>TMI 事故の分析</th> <th>MAAPコード解析</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水素ガス発生開始時刻</td> <td>139分</td> <td>145分</td> </tr> <tr> <td>水素ガス発生期間</td> <td>139～224*分</td> <td>145～230分</td> </tr> <tr> <td>全水素ガス発生量</td> <td>1,100～1,200lb. 499～544kg</td> <td>1,125lb. 510kg</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 推定時間。224分まで溶融固化領域は温度上昇しているため。</p>	水素ガス挙動の比較項目	TMI 事故の分析	MAAPコード解析	水素ガス発生開始時刻	139分	145分	水素ガス発生期間	139～224*分	145～230分	全水素ガス発生量	1,100～1,200lb. 499～544kg	1,125lb. 510kg	<p>よって、炉心ヒートアップ速度、ヒートアップした炉心に関連するモデルは妥当と考えられる。</p> <table border="1" data-bbox="1066 379 1955 603"> <thead> <tr> <th>水素挙動の比較項目</th> <th>TMI 事故の分析</th> <th>MAAPコード解析</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>水素発生開始時刻</td> <td>139分</td> <td>145分</td> </tr> <tr> <td>水素発生期間</td> <td>139～224*分</td> <td>145～230分</td> </tr> <tr> <td>全水素発生量</td> <td>1,100～1,200 lb. 約 499～544kg</td> <td>1,125 lb. 510 kg</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ 推定時間。224分まで溶融固化領域は温度上昇をしているため。</p>	水素挙動の比較項目	TMI 事故の分析	MAAPコード解析	水素発生開始時刻	139分	145分	水素発生期間	139～224*分	145～230分	全水素発生量	1,100～1,200 lb. 約 499～544kg	1,125 lb. 510 kg	
水素ガス挙動の比較項目	TMI 事故の分析	MAAPコード解析																								
水素ガス発生開始時刻	139分	145分																								
水素ガス発生期間	139～224*分	145～230分																								
全水素ガス発生量	1,100～1,200lb. 499～544kg	1,125lb. 510kg																								
水素挙動の比較項目	TMI 事故の分析	MAAPコード解析																								
水素発生開始時刻	139分	145分																								
水素発生期間	139～224*分	145～230分																								
全水素発生量	1,100～1,200 lb. 約 499～544kg	1,125 lb. 510 kg																								
<p>(b) 燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管変形、リロケーション、構造材との熱伝達及び下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達</p> <p>TMI 事故の分析より得られた事故発生約 220 分後の炉心状態を図 4.2-4 に示す。図 4.2-2 に示したMAAPによる解析結果と比較すると、軸方向位置に若干の相違はあるものの、炉心上部の空隙、デブリベッド、クラスト、溶融プール及び非破損領域の状態は良く一致している。</p> <p>TMI 事故で観察された下部プレナムへ流出した溶融炉心は、約 19,000kg であり、MAAPによる解析結果と比較すると、MAAPの解析結果（約 25,000kg）はやや多めの評価となっているが同等である。</p> <p>また、原子炉容器壁温について考察すると、TMI-2 vessel inspection project<sup>[11]</sup>の分析では、炉心出口温度の急上昇による警報発信及び中性子源領域中性子検出器の指示値の急上昇から、事故発生約 224 分後に溶融炉心の下部プレナムへの流入が開始し、ECCSによる注入水等で約 20 分以内に冷却されたとされている。図 4.2-3 に示したMAAPによる原子炉容器壁温の解析結果は、事故発生約 224 分後で急上昇し、事故発生約 240 分後に低下することから、TMI 事故の分析結果と一致している。また、原子炉容器壁温の最大値は、ステンレス鋼の融点（約 1,350℃）より低い約 1,200℃であり、原子炉容器に損傷がなかったという事実と整合している。</p>	<p>c) 燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管変形、リロケーション、下部プレナムの溶融炉心の熱伝達</p> <p>TMI 事故では、炉心溶融後早期に注水が回復したため、原子炉容器の破損には至らなかった。そこで、炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展、下部プレナムへの落下、及び、原子炉容器の加熱状況を確認した。</p> <p>MAAP コード解析結果として、図 4.2-6 に 220 分時点の炉心状態を示す。TMI 事故の分析により推定された約 220 分時点の炉心状態図（図 4.2-10）と比較すると、中央の溶融プール位置は解析の方がやや高い位置となっているものの、上部の空隙領域、その下の上部崩壊領域、中央の溶融プール（二相及び単相の溶融プール）、ならびに、下部の非溶融領域の各状態は、TMI 事故の推定結果をよく模擬している。よって、炉心溶融及びリロケーションに関する MAAP コードの解析モデルは、一定の妥当性を有すると考えられる。</p> <p>溶融炉心から原子炉容器壁への熱伝達に関しては、原子炉容器（下部ヘッド）の壁温の解析結果（図 4.2-7）から妥当性を考察する。TMI 事故の分析によると、炉心出口温度の急上昇による警報発信、及び、中性子源領域中性子検出器の指示値の急上昇から、約 224 分時点で溶融炉心が下部プレナムに落下を開始し、その後、ECCSによる注入水等により約 20 分以内に冷却されたと分析されている。</p> <p>MAAP コードの解析結果では、原子炉容器（下部ヘッド）の壁温は、約 224 分時点で急上昇し、約 240 分時点で低下傾向となっており、TMI 事故の分析結果と一致する結果を得ている。また、原子炉容器（下部ヘッド）の壁温の最高温度は、ステンレス鋼の融点（約 1,350℃）よりわずかに低い約 1,200℃（2,200°F）であり、圧力容器に損傷がなかったという結果と一致する。</p>																									

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																												
<p>このように、MAAPによる解析で得られた炉心状態及び原子炉容器壁温は、TMI事故の分析結果との比較から、妥当であると考えられる。したがって、MAAPは炉心ヒートアップに関連する燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管変形、リロケーション、構造材との熱伝達及び下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に関して、適切なモデルを有していると判断できる。</p>	<p>このように、「炉心ヒートアップ（燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形）」、「リロケーション」及び「下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達」に関しては、TMI事故の分析結果と比較して妥当であり、MAAPコードの解析モデルは炉心損傷過程を適切に評価できる。</p> <p style="text-align: center;">表 4.2-1 TMI 2号機と国内PWRの比較</p> <table border="1" data-bbox="1111 459 1944 1058"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>単位</th> <th>TMI-2</th> <th>国内PWR</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>一般</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>熱出力</td> <td>MWt</td> <td>2,772</td> <td>2,652</td> </tr> <tr> <td>ループ数</td> <td>-</td> <td>2</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>ループ全流量</td> <td>kg/h</td> <td>62.5×10<sup>6</sup></td> <td>45.7×10<sup>6</sup></td> </tr> <tr> <td>炉心</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>燃料集合体数</td> <td>-</td> <td>177</td> <td>157</td> </tr> <tr> <td>集合体当たりの燃料棒数</td> <td>-</td> <td>208</td> <td>264</td> </tr> <tr> <td>燃料棒配列</td> <td>-</td> <td>15×15</td> <td>17×17</td> </tr> <tr> <td>燃料有効発熱長</td> <td>m</td> <td>3.66</td> <td>3.66</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>タイプ</td> <td>-</td> <td>貫流型</td> <td>U字型</td> </tr> <tr> <td>基数</td> <td>-</td> <td>2</td> <td>3</td> </tr> <tr> <td>1次冷却材ポンプ</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>台数</td> <td>-</td> <td>4</td> <td>3</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">※ 代表3ループプラントの場合</p>	項目	単位	TMI-2	国内PWR	一般				熱出力	MWt	2,772	2,652	ループ数	-	2	3	ループ全流量	kg/h	62.5×10 <sup>6</sup>	45.7×10 <sup>6</sup>	炉心				燃料集合体数	-	177	157	集合体当たりの燃料棒数	-	208	264	燃料棒配列	-	15×15	17×17	燃料有効発熱長	m	3.66	3.66	蒸気発生器				タイプ	-	貫流型	U字型	基数	-	2	3	1次冷却材ポンプ				台数	-	4	3	
項目	単位	TMI-2	国内PWR																																																											
一般																																																														
熱出力	MWt	2,772	2,652																																																											
ループ数	-	2	3																																																											
ループ全流量	kg/h	62.5×10 <sup>6</sup>	45.7×10 <sup>6</sup>																																																											
炉心																																																														
燃料集合体数	-	177	157																																																											
集合体当たりの燃料棒数	-	208	264																																																											
燃料棒配列	-	15×15	17×17																																																											
燃料有効発熱長	m	3.66	3.66																																																											
蒸気発生器																																																														
タイプ	-	貫流型	U字型																																																											
基数	-	2	3																																																											
1次冷却材ポンプ																																																														
台数	-	4	3																																																											

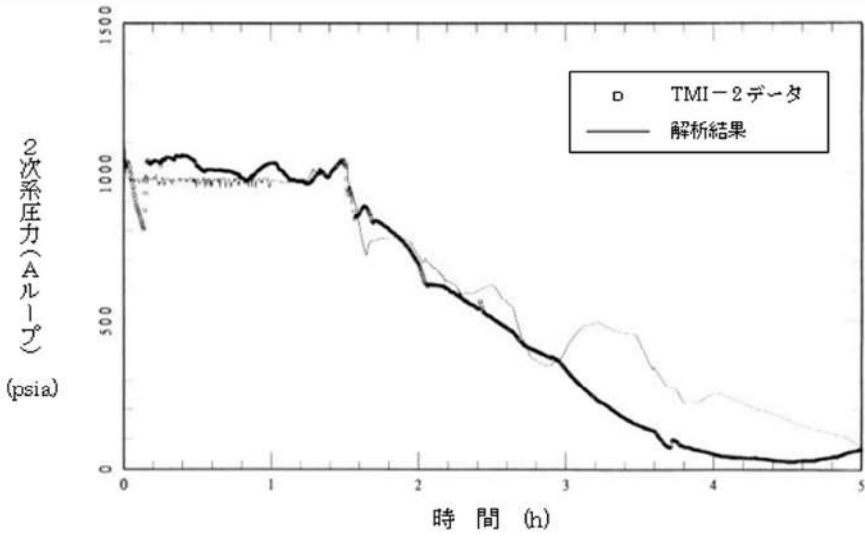
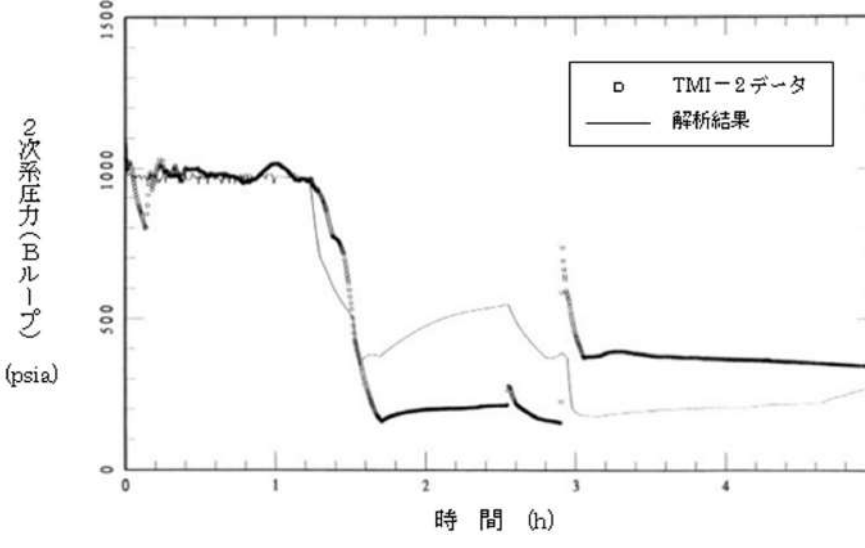
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)  
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>図 4.2-1 TMI 事故のベンチマーク解析結果：1次冷却材圧力</p>	
	<p>図 4.2-2 TMI 事故のベンチマーク解析結果：加圧器水位</p>	

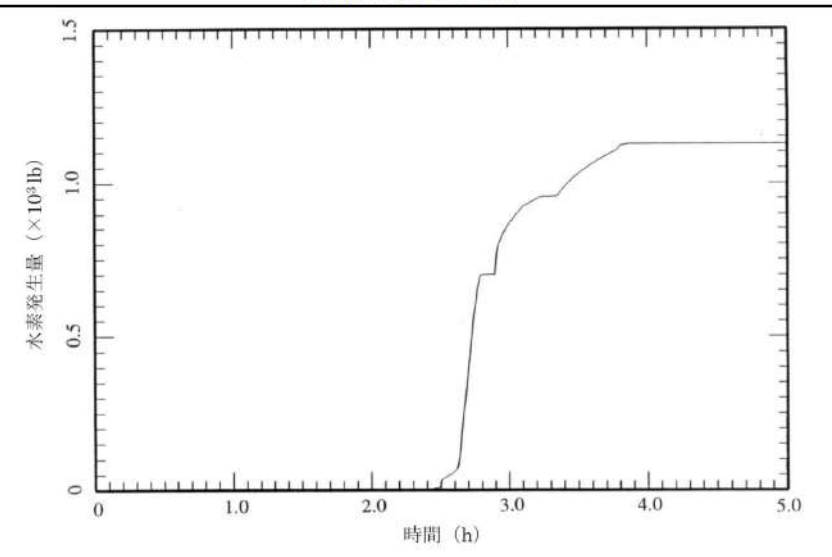
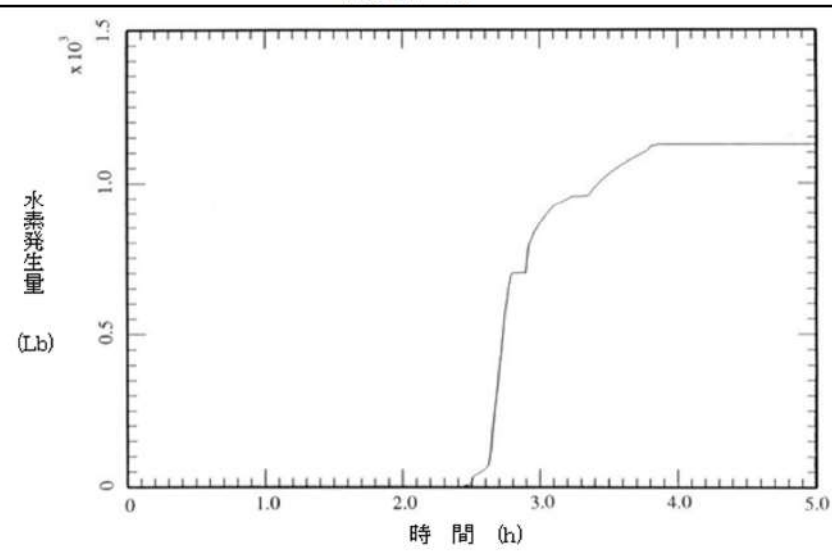
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）  
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシ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="1075 295 1131 574">2次系圧力(Aループ) (psia)</p> <p data-bbox="1489 670 1624 702">時間 (h)</p> <p data-bbox="1635 231 1904 319">□ TMI-2 データ — 解析結果</p> <p data-bbox="1635 726 1937 750">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI<sup>®</sup></p> <p data-bbox="1176 750 1825 774">図 4.2-3 TMI 事故のベンチマーク解析結果：蒸気発生器圧力（Aループ）</p>  <p data-bbox="1075 909 1131 1189">2次系圧力(Bループ) (psia)</p> <p data-bbox="1489 1300 1624 1332">時間 (h)</p> <p data-bbox="1635 853 1904 941">□ TMI-2 データ — 解析結果</p> <p data-bbox="1635 1364 1937 1388">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI<sup>®</sup></p> <p data-bbox="1176 1396 1825 1420">図 4.2-4 TMI 事故のベンチマーク解析結果：蒸気発生器圧力（Bループ）</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）  
 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="179 159 1008 718">水素発生量 (×10<sup>3</sup>Lb)</p> <p data-bbox="560 670 672 702">時間 (h)</p> <p data-bbox="716 718 1008 750">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p data-bbox="358 750 806 782">図 4.2-1 TMI 事故の解析結果 (水素ガス発生量)</p>	 <p data-bbox="1097 159 1926 718">水素発生量 (Lb) ×10<sup>3</sup></p> <p data-bbox="1478 670 1590 702">時間 (h)</p> <p data-bbox="1635 718 1926 750">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p data-bbox="1254 750 1702 782">図 4.2-5 TMI 事故のベンチマーク解析結果：水素発生量</p>	

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

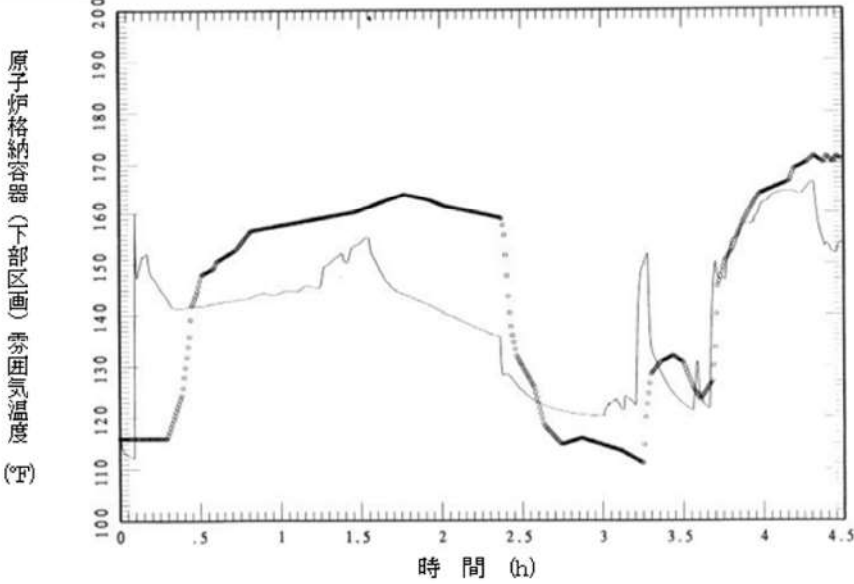
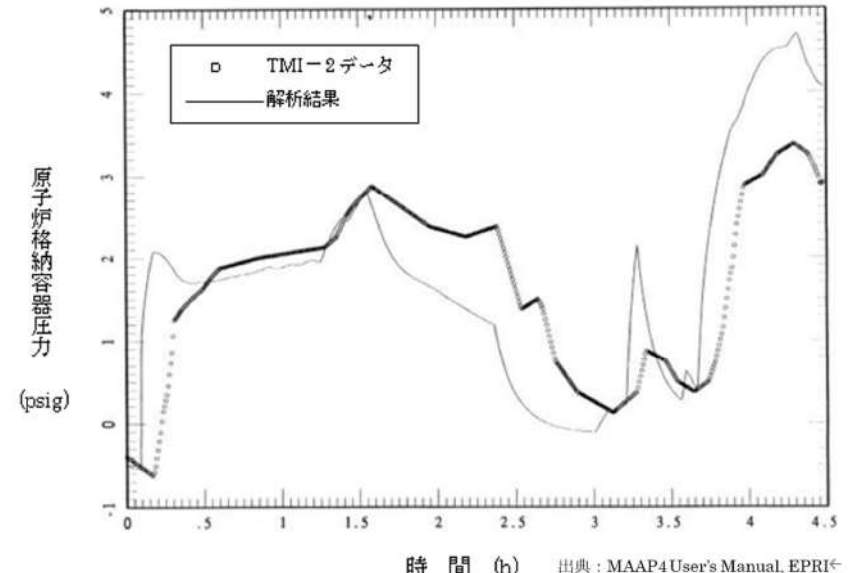
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	<p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	
<p>図 4.2-2 TMI 事故の解析結果（事故発生約 220 分後の炉心状態）</p>	<p>図 4.2-6 TMI 事故のベンチマーク解析結果：炉心状態（約 220 分後）</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)  
 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>図 4.2-3 TMI 事故の解析結果 (原子炉容器壁温)</p>	<p>図 4.2-7 TMI 事故のベンチマーク解析結果：原子炉容器下部ヘッド壁温</p>	



赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)  
 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<sup>6</sup></p> <p>図 4.2-8 TMI 事故のベンチマーク解析結果：原子炉格納容器下部区画雰囲気温度</p>  <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI<sup>6</sup></p> <p>図 4.2-9 TMI 事故のベンチマーク解析結果：原子炉格納容器圧力</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)  
 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 TMI 事故の炉心溶融状況の分析結果 (事故発生約 220 分後) <sup>[12]</sup></p>	<p>図 4.2-10 炉心溶融状況の比較 (炉心溶融 220 分後, TMI 事故) <sup>[13]</sup></p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4.2.2 CORA 実験解析</p> <p>(1) 実験の概要</p> <p>CORA 実験<sup>(3)</sup>は、シビアアクシデント条件下での燃料集合体の損傷・熔融進展を把握するために、国際的な協力の枠組みの中で、独カールスルーエ研究センター(KIT, 旧 FZK)にて実施された。</p> <p>図 4.2-5 に CORA 実験装置の概要を示す。CORA 実験では、軽水炉の燃料バンドルを模擬し、燃料をヒーターによって電気加熱し、水蒸気とアルゴンガスの混合物を注入することによって、燃料の熔融進展挙動を模擬することができる。CORA-16、CORA-17 及び CORA-18 では、BWR の燃料集合体を模擬した試験が行われており、バンドルの材質と主要な形状は表 4.2-2 に示すとおりである。CORA-16 実験は、燃料、燃料被覆管、制御棒 (B<sub>4</sub>C) 及びチャンネルボックスを配置し、BWR の炉心を模擬している。CORA-17 実験は、CORA-16 実験をベースケースとしてクエンチさせたケース、CORA-18 実験は、バンドルサイズを大きくしたケースである。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>CORA 実験装置に対応するベンチマーク解析のノード分割を図 4.2-6 に示す。炉心は、燃料、燃料被覆管、チャンネルボックス、制御棒及び流体(アルゴン、水蒸気及び水素)によって構成される。炉心は2つの径方向リングに分割され、各々のリングは軸方向に分割され、下から下部非燃料域、10 ノードの燃料有効部及び2ノードの上部非燃料域となっている。ノード間においては、軸方向の熱伝導、対流、リロケーション及び輻射が考慮され、最外周のリングでは、シュラウドへの輻射が考慮される。燃料バンドルの底部からアルゴンと水蒸気の混合ガスを注入し、燃料バンドルがヒートアップによって、燃料棒が急速に酸化し2,100K から 2,300K になるまで、燃料棒ヒーターへの出力を直線的に増加させる。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>CORA 実験のケース CORA-16、CORA-17 及び CORA-18 に対するベンチマーク解析の結果を以下に述べる。</p> <p>CORA-16 実験</p> <p>CORA-16 実験のバンドルの配置を図 4.2-7 に示す。この実験は制御棒中の B<sub>4</sub>C とステンレス及び制御棒のステンレスとチャンネルボックスの Zr の反応を確認する目的で実施された。バンドル中には 12 本の加熱燃料棒及び 6 本の非加熱燃料棒、ステンレス中の B<sub>4</sub>C 及び燃料棒を取り囲むチャンネルボックスで構成される。</p> <p>図 4.2-9、図 4.2-10、図 4.2-11 及び図 4.2-12 に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。</p> <p>燃料被覆管の温度は、約 1,800K における Zr の酸化によって 1,100 秒付近において急上昇する。加熱が停止されるまでの間、測定値に比べて、800K 程度高い解析結果となっているが、</p>		<p>※BWR 燃料を模した BWR 特有の実験のため記載なし</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシ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>測定温度が低くなっている理由として、短い予熱時間や測定誤差による可能性が考えられる。加熱燃料棒、非加熱燃料棒ともに同様の傾向を示している。</p> <p>近接する制御棒と反応しているチャンネルボックスの温度の比較は、おおむね一致している。制御棒の温度は、1,100秒付近において溶融し、リロケーションするまで、解析結果は高い値を示しているが、これは、比較的低温な上部プレナム構造物への輻射熱伝達と、のぞき窓を介した対流熱伝達が模擬されていないためであると考えられる。</p> <p>CORA-17 実験</p> <p>CORA-17 実験は、CORA-16の実験条件と同様であるが、損傷炉心のクエンチの効果を確認する目的で実施された。実験開始後、2,000秒から2,125秒まで、燃料棒をクエンチタンク内で水没させている。</p> <p>図4.2-13に燃料被覆管の温度変化を示す。解析結果では、Zrの酸化反応によって温度は急上昇している。解析結果のピークは高温のU-Zr-O共晶物が上方のノードからリロケーションしてきたことによる。1,500秒から1,800秒において、解析結果は測定結果よりも高い温度を示しているが、この期間においては、上のノードからのリロケーションしてきた溶融物が熱電対に接触し、測定値に影響が出ているものと考えられる。なお、解析結果では、Zrは溶融し、バンドル底部にリロケーションしており、クエンチに付随した酸化による発熱は予測されていない。</p> <p>CORA-18 実験</p> <p>CORA-18 実験のバンドルの配置を図4.2-8に示す。バンドル中には48本の燃料棒が配置されており、この実験は炉心溶融の進展過程におけるバンドルサイズの影響を確認する目的で実施された。</p> <p>図4.2-14、図4.2-15及び図4.2-16に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が、全体的な温度挙動は、実験期間全体において測定値とよく一致している。なお、実験ではバンドルの加熱割合や冷却材の流量といった境界条件に違いがあったものの、バンドルサイズの影響は直接的には確認できなかった。</p> <p>(4) 重要現象に関する不確かさの評価</p> <p>有効性評価における重要現象として抽出された項目について、解析結果に基づいてMAAPの不確かさを評価する。</p> <p>燃料被覆管、制御棒及びチャンネルボックスの温度変化については、図4.2-9、図4.2-10、図4.2-11、図4.2-12、図4.2-13、図4.2-14、図4.2-15及び図4.2-16に示すとおり、CORA-16及びCORA-17実験において、Zrの急激な酸化の開始から加熱を停止するまでの間、温度を高く評価しているものの、実機の体系により近いCORA-18実験においては、測定データと良く一致する解析結果が得られている。</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（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>このように、MAAPによる解析で得られた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は、CORA 実験における測定データとの比較から妥当であると考えられる。したがって、MAAPは燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に関して、適切なモデルを有していると判断できる。</p>																																																						
表 4.2-2 試験バンドルの材質と主要な形状																																																						
<table border="1"> <thead> <tr> <th>バンドルデータ</th> <th>単位</th> <th>CORA-16 &amp; 17</th> <th>CORA-18</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>燃料 UO<sub>2</sub> 質量</td><td>kg</td><td>9.14</td><td>25.63</td></tr> <tr><td>ヒーター質量</td><td>kg</td><td>6.57</td><td>15.32</td></tr> <tr><td>炉心 Zr 質量</td><td>kg</td><td>8.98</td><td>17.42</td></tr> <tr><td>保温材 ZrO<sub>2</sub> 質量</td><td>kg</td><td>3.50</td><td>5.38</td></tr> <tr><td>制御棒 B<sub>4</sub>C 質量</td><td>kg</td><td>0.54</td><td>0.54</td></tr> <tr><td>制御棒ステンレス質量</td><td>kg</td><td>1.67</td><td>1.67</td></tr> <tr><td>非燃料域 Zr 質量</td><td>kg</td><td>0.27</td><td>0.71</td></tr> <tr><td>非燃料域ステンレス質量</td><td>kg</td><td>0.94</td><td>2.15</td></tr> <tr><td>シュラウド Zr 質量</td><td>m<sup>2</sup></td><td>0.423</td><td>0.599</td></tr> <tr><td>バンドル流路面積</td><td>m<sup>2</sup></td><td>4.818E-3</td><td>9.957E-3</td></tr> <tr><td>チャンネル1 燃料棒数</td><td>-</td><td>8</td><td>18</td></tr> <tr><td>チャンネル2 燃料棒数</td><td>-</td><td>10</td><td>30</td></tr> </tbody> </table>	バンドルデータ	単位	CORA-16 & 17	CORA-18	燃料 UO <sub>2</sub> 質量	kg	9.14	25.63	ヒーター質量	kg	6.57	15.32	炉心 Zr 質量	kg	8.98	17.42	保温材 ZrO <sub>2</sub> 質量	kg	3.50	5.38	制御棒 B <sub>4</sub> C 質量	kg	0.54	0.54	制御棒ステンレス質量	kg	1.67	1.67	非燃料域 Zr 質量	kg	0.27	0.71	非燃料域ステンレス質量	kg	0.94	2.15	シュラウド Zr 質量	m <sup>2</sup>	0.423	0.599	バンドル流路面積	m <sup>2</sup>	4.818E-3	9.957E-3	チャンネル1 燃料棒数	-	8	18	チャンネル2 燃料棒数	-	10	30		
バンドルデータ	単位	CORA-16 & 17	CORA-18																																																			
燃料 UO <sub>2</sub> 質量	kg	9.14	25.63																																																			
ヒーター質量	kg	6.57	15.32																																																			
炉心 Zr 質量	kg	8.98	17.42																																																			
保温材 ZrO <sub>2</sub> 質量	kg	3.50	5.38																																																			
制御棒 B <sub>4</sub> C 質量	kg	0.54	0.54																																																			
制御棒ステンレス質量	kg	1.67	1.67																																																			
非燃料域 Zr 質量	kg	0.27	0.71																																																			
非燃料域ステンレス質量	kg	0.94	2.15																																																			
シュラウド Zr 質量	m <sup>2</sup>	0.423	0.599																																																			
バンドル流路面積	m <sup>2</sup>	4.818E-3	9.957E-3																																																			
チャンネル1 燃料棒数	-	8	18																																																			
チャンネル2 燃料棒数	-	10	30																																																			
出典：MAAP4 User's Manual, EPRI																																																						

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)  
 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>電源接続部              エレベーション (mm)              シユラウド              シユラウド保温材              のぞき窓              アルゴン、水蒸気              クエンチシリンダー              加熱燃料棒              クエンチシリンダー移動機構</p> <p>1471              1231              1000              880              790              590              496              390              36              5              201              220              489</p> <p>エレベーション              0・1000mmの              間にヒーター</p> <p>スペーサー              スペーサー              スペーサー              熱遮蔽              非加熱燃料棒              加熱燃料棒</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 4.2-5 CORA 実験装置概要</p>		

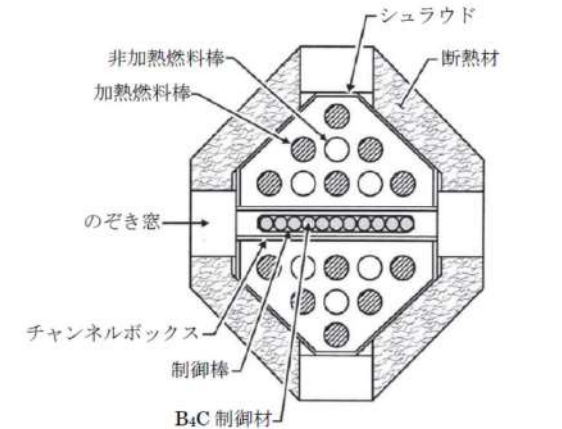
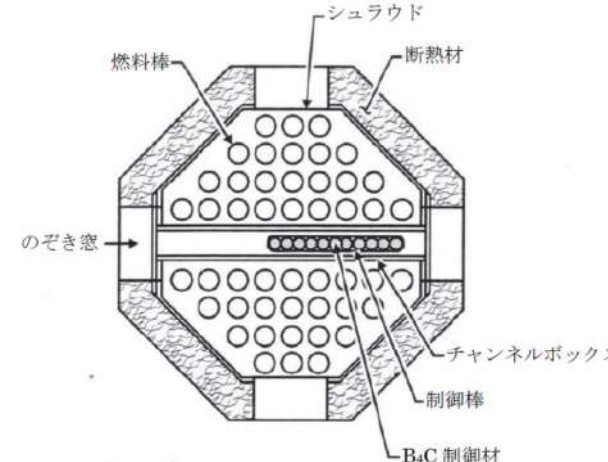
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）  
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>エレベーション (mm)</p> <p>グリッド (mm)</p> <p>冷却材</p> <p>燃料</p> <p>被覆管</p> <p>チャンネルボックス</p> <p>制御棒</p> <p>炉心ノード 2・11 &amp; 15・24</p> <p>軸方向 熱伝導/対流/リロケーション</p> <p>径方向 リロケーション</p> <p>径方向 輻射</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 4.2-6 CORA 実験ベンチマーク解析MAAPノード分割</p>		

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

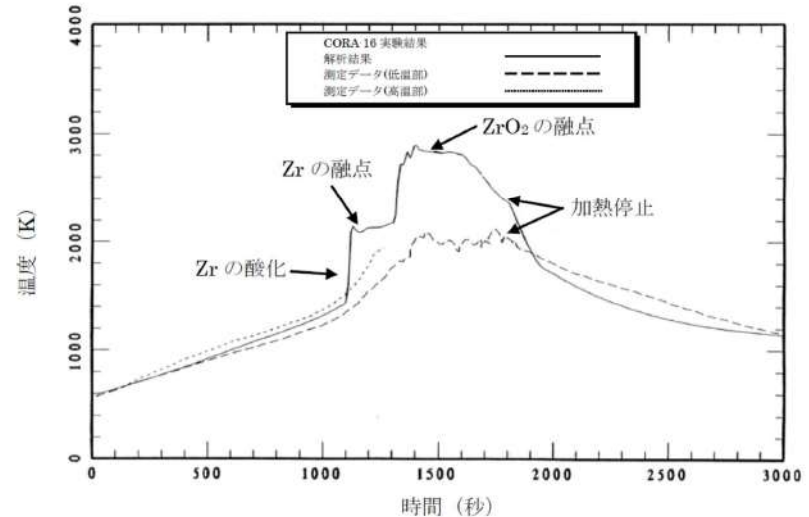
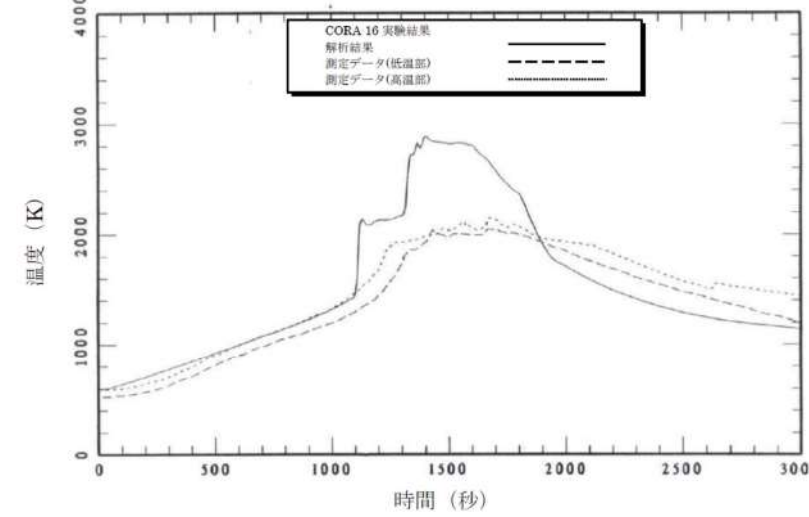
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 4.2-7 CORA-16 実験 試験バンドル形状</p>	 <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 4.2-8 CORA-18 実験 試験バンドル形状</p>	



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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>		
<p>図 4.2-9 CORA-16 実験 燃料被覆管温度変化(加熱燃料棒：エレベーション 550mm)</p>		
 <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>		
<p>図 4.2-10 CORA-16 実験 燃料被覆管温度変化(非加熱燃料棒：エレベーション 550mm)</p>		

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>		
<p>図 4.2-11 CORA-16 実験 チャンネルボックス温度変化(エレベーション 550mm)</p>		
<p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>		
<p>図 4.2-12 CORA-16 実験 制御棒温度変化(エレベーション 550mm)</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

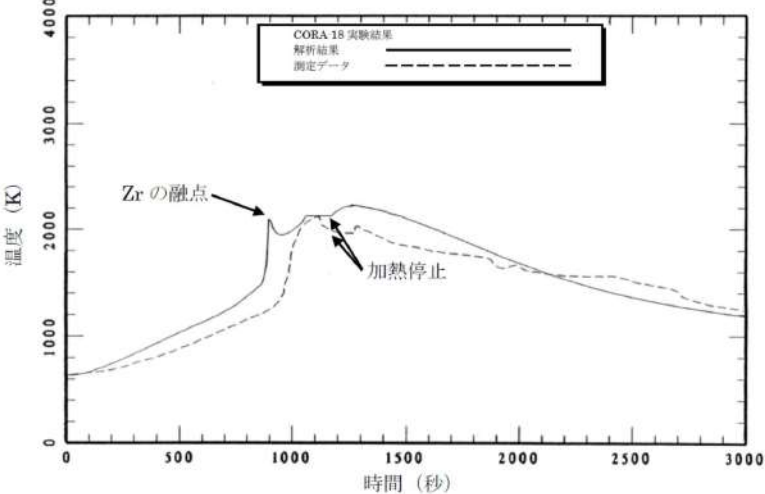
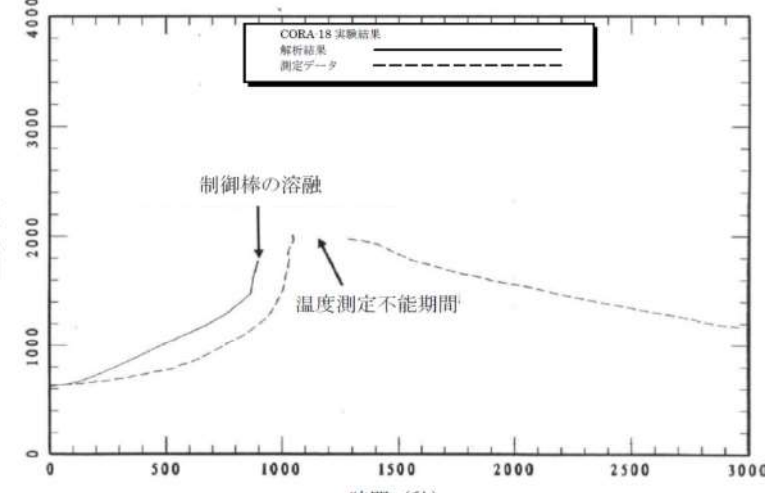
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (第3部 MAAPコード)

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>		
<p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>		
<p>図 4.2-15 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)</p>  <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 4.2-16 CORA-18 実験 制御棒温度変化(エレベーション 550mm)</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4.2.3 HDR 実験解析</p> <p>(1) 実験の概要</p> <p>HDR 実験<sup>(14)、(15)</sup>は、廃炉となったドイツのHDRで行われた実験であり、モデルの妥当性確認に利用できる大規模実験データが取得されている。代表的な実験ケースの一つであるE11.2実験では、小破断LOCAによる格納容器中への蒸気放出、それに続く水素及びヘリウムの放出並びに外部スプレイによる格納容器の冷却が模擬されている。</p> <p>図4.2-17にはHDRの格納容器の概略を示すが、格納容器は高さ60m、直径20mの円筒型である。また、比較的大きい自由空間を有するドーム部と、細かく区画化された空間を特徴としている。ドーム部の自由空間は、全自由体積11,400m<sup>3</sup>のうち5,000m<sup>3</sup>を占める。また、格納容器内には、多数の流路で繋がった約70の区画が存在するが、支配的な流路は格納容器下層からドームへ向かう1対の階段と設備シャフトと同定できる。また、格納容器圧力バウンダリは厚さ17mmのスチール・シェルであり、シェルとコンクリート外壁には約0.6mの間隙がある。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>解析では、図4.2-18に示すとおり、29ノード及び44ジャンクションを設定しており、破断想定位置から近い区画は個別に、離れた区画はまとめてモデル化している。ドーム部は2ノードで、またシェルとコンクリート外壁の間隙は3ノードに分割している。</p> <p>実験では、開始から約750分の間、23.5m位置にある1805室に約2.1kg/s（最後の約1時間は1.1kg/s）の流量で水蒸気が注入される。水蒸気の注入終了の約10分前から、水素及びヘリウムの混合ガスが同じ位置に約30分間注入される。さらに、混合ガス注入後には、下方に位置する1405室に水蒸気が約3時間注入される。格納容器は約15分間自然冷却された後、外部スプレイにより冷却される。解析では、これら一連の操作を境界条件として与える。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>格納容器圧力の解析結果を測定データと比較して図4.2-19に示す。最初の水蒸気注入期間（試験開始0～41,400秒後）において、解析結果は測定データよりも速く上昇し、また最大値は228kPaと測定データの203kPaに比べて高い。その後、水蒸気流量を減少させガスを注入する期間（試験開始41,400～46,200秒後）においては、解析結果は測定データよりも速く減少する。2度目の水蒸気注入期間（試験開始46,200～57,600秒後）では、期間を通じてMAAPは緩やかな圧力低下を正確に予測している。外部スプレイ冷却期間（試験開始58,500～71,400秒後）においては、解析結果は測定データよりも速く減少する傾向を示している。</p>	<p>4.2.2 HDR 実験解析</p> <p>(1) 実験の概要</p> <p>HDR 実験<sup>(14) (15)</sup>は、廃炉となったドイツのHDR (Heiss Dampf Reaktor)で行われた実験であり、様々なタイプのLOCAに関する実機規模の実験が行われている。HDRの原子炉格納容器の概要を図4.2-11に示す。原子炉格納容器は、高さ60m、直径20mであり、半球状のドームを持ち、全自由体積11,400m<sup>3</sup>のうち5,000m<sup>3</sup>を占める。原子炉格納容器内は、約70区画が流路で連結されている。支配的な流路は、対称位置にある下部からドーム部へ立ち上がっている対の階段室と設備シャフト室である。また、原子炉格納容器圧力バウンダリは厚さ17mmのスチールシェルであり、シェルとコンクリート外壁のギャップは0.6mである。</p> <p>HDR 実験のうちE11.2実験は、水蒸気の注入により小破断LOCAを模擬し、水素とヘリウムを注入することで燃料被覆管酸化により炉心が十分に過熱された状況（即ち、水素の大量発生）を想定したものである。E11.2実験は、シビアアクシデントのシナリオを特徴付けるシーケンスに則っており、OECD/NEAの国際標準問題（ISP-29）に選定されている。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>本実験を模擬したMAAPコードの解析モデルでは、図4.2-12に示すように、HDRの原子炉格納容器の区画、流路、ヒートシンク等をモデル化している。また、E11.2実験の後半で外部冷却されるスチールドームや原子炉格納容器下部のスチールシェル内側のコンクリートライナーも模擬している。</p> <p>E11.2実験の操作イベントは、表4.2-2に示すとおりであり、これらを境界条件として与えている。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>原子炉格納容器圧力の解析とデータとの比較を図4.2-13に示す。最初の予熱期間（0秒から41,400秒）の圧力上昇は解析結果の方が高く、ピーク圧力も解析結果の方が高くなっている。その後のガス注入期間（41,400秒から46,200秒）では、圧力低下幅は解析結果の方が大きくなっている。2回目の蒸気注入期間（46,200秒から57,600秒）では、MAAPコードは圧力低減度合いをよく模擬している。外部スプレイ冷却期間（58,500秒から71,400秒）では、圧力低下幅は解析結果の方がやや大きくなっている。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（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>格納容器の圧力上昇速度は、図4.2-20に示すようなエネルギー配分に依存する。表4.2-3には最初の水蒸気注入が終了した時点（試験開始41,400秒後）におけるエネルギー配分の主な内訳を示すが、圧力上昇に寄与する雰囲気への配分は、注入された水蒸気が保有するエネルギーのわずかに約7%であり、残りの大部分はヒートシンクに吸収される。したがって、圧力上昇を計算する上で、ヒートシンクへの熱伝達の観点から温度成層の予測性が重要となる。</p> <p>図4.2-21、図4.2-22及び図4.2-23に、それぞれ10m位置、階段横及び0m位置における雰囲気温度の解析結果を測定データと比較して示す。図4.2-21、図4.2-22及び図4.2-23より、測定データでは、10mより低い位置においては最初の水蒸気注入の影響はほぼ認められないが、MAAPでは10m位置における水蒸気注入の影響を大きく評価している。図4.2-23より、0m位置においては、二度目の水蒸気注入までは雰囲気温度の上昇は見られない。図4.2-22における16.5m位置においては、解析結果が測定データを下回っており、測定データに比べて水蒸気注入の影響が及ぶ範囲をやや小さく評価しているものの、全体としては温度成層の様子を良く再現できている。図4.2-24及び図4.2-25に、それぞれドーム部及び蒸気発生器室の雰囲気温度の解析結果を測定データと比較して示す。ドーム部の雰囲気温度はやや高めに評価されており、測定データは水蒸気の飽和を示唆しているのに対し、解析結果は水蒸気の過熱を予測している。これは、MAAPにおいて雰囲気からヒートシンクへの伝熱が過小に評価されている可能性を示唆している。蒸気発生器室については、解析結果は総じて測定データを良く再現できている。</p> <p>これらの解析結果より、温度上昇を大きめに予測する原因として、系内のヒートシンクを正確に模擬できていないことが考えられる。ヒートシンクの不確かさとしてコンクリートの物性が考えられるが、図4.2-19に示すとおり、コンクリートの熱伝導率を2倍にした解析結果は、測定データと良い一致を示している。</p> <p>図4.2-26及び図4.2-27には、それぞれドーム部上部及びドーム部下部の水素・ヘリウム混合ガス濃度の解析結果を示す。二度目の水蒸気注入の期間では、空気を多く含むガスが格納容器下方から上方に向かい流れるが、ドーム部上部の混合ガス濃度は高い状態を維持する。その後、外部スプレーが開始されると、ドーム部上部において水蒸気の凝縮が顕著になり、ドーム部下部から空気を多く含むガスが流入する。同時に、スプレー冷却によってドーム部上部のガス密度が増加し、下方の区画との間で循環が生じる。このため、約65,000秒で変化の傾向が反転し、上部ドームの混合ガス濃度は低下を、ドーム部下部の混合ガス濃度は上昇を開始する。MAAPによる解析結果は、これら一連の変化挙動を良く再現できている。</p>	<p>上部ドーム部と下部区画の雰囲気温度の変化を図4.2-14に示す。(a)上部区画（ドーム部下部）については、最初の予熱期間（0秒から41,400秒）の温度上昇は解析結果の方が高く、ピーク温度も解析結果の方が高くなっている。その後の低下挙動については、解析結果の低下幅は実験結果と同等である。(b)下部区画については、同様に最初の予熱期間の温度上昇幅が実験よりも大きくなっているが、総じて実験結果をよく再現している。</p> <p>このHDR原子炉格納容器は図4.2-11に示されるように縦長の形状である。また水蒸気及び水素ヘリウム混合ガスの注入点は同図上の高いエレベーションにある1805室（ノード23）である。これらの条件においては、PWRの原子炉格納容器に比べ、原子炉格納容器内全体のガス混合はあるものの、相対的に水蒸気及び混合ガスは密度が低いためにドーム部に成層化されやすい傾向にある。解析結果のドーム部の温度が相対的に下部区画の温度より高めに評価しているのは、温度の高いガスをドーム部近傍で高位置に注入することにより、MAAPコードで温度の成層化を大きめに評価しているためであると考えられる。この温度成層化にともない原子炉格納容器内のガス流動（主にエネルギーの移動）が抑制され、水蒸気凝縮も抑制される方向に働き、圧力の解析結果も実験値より高くなったものと考えられる。図4.2-16にMAAPコードで計算された注入水蒸気エネルギーの分配割合の時間変化を示す。水蒸気注入中は、分配割合はほぼ一定の関係で推移し、蒸気の注入を停止させた状態や外部冷却を行っている場合は、蒸気の凝縮が進み、気相のエネルギー割合が低下する傾向となっている。最初の予熱終了時点（41,400秒）での割合を表4.2-4に示す。注入水蒸気の7%がガスの加圧に寄与し、残りは凝縮熱としてヒートシンクや原子炉格納容器壁等に吸収され、その内50%がコンクリート壁に吸収され割合が高い。また、感度解析でコンクリートの熱伝導率を2倍にした結果が実験結果と良く一致している（図4.2-13）。これらのことは成層化に伴うガス流動の抑制によりコンクリートへの伝熱が低下したこと及び圧力が高めに解析されたことを裏付けている。なお、このHDRの縦長格納容器と高い放出点はPWRと類似性は低く、これらの傾向がPWRでも同じように現れるとは考えにくい。</p> <p>ドーム部上部とドーム部下部の水素ヘリウム混合ガス濃度の変化を図4.2-15に示す。0秒から約45,000秒の間、下部区画に水蒸気が注入されており、原子炉格納容器内は水蒸気雰囲気である。約44,000秒から約46,300秒の間、下部区画に水素ヘリウム混合ガスが注入され、ドーム部下部の混合ガス濃度は上昇するが、軽いガスはドーム部上部に移動するため、混合ガスの注入が終了すると、ドーム部下部の混合ガス濃度は低下に転じる。一方、ドーム部上部の混合ガス濃度は、混合ガスの注入終了後も上昇を続け、57,600秒に外部スプレーが作動すると、ドーム部上部の水蒸気が急速に凝縮するためドーム部上部へのガス流入が増加し、混合ガス濃度は上昇する。外部スプレーによる冷却の継続によりガス温度が低下するとドーム部上部のガス密度が相対的に高くなり、原子炉格納容器内の自然対流とそれに伴うガス混合が促進される。そうして約65,000秒以降は、ドーム部上部の混合ガス濃度は低下し、ドーム部下部の混合ガス濃度は上昇する。MAAPコードによる解析結果（破線）は、初期のガス成層とガスの入れ替わりの一連の挙動をよく模擬できており、実験結果と同等の応答が得られている。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(4) 重要現象に関する不確かさの評価</p> <p>有効性評価における重要現象として抽出された項目について、解析結果に基づいてMAAPの不確かさを評価する。</p> <p>HDR実験（E11.2実験）では、格納容器内に水蒸気及び非凝縮ガスを注入し、外部スプレイを実施している。このため格納容器内のガスの移流挙動、外部スプレイによる効果を含めたヒートシンク面の凝縮熱伝達挙動等の効果が現れる実験である。</p> <p>格納容器圧力及び温度については、図4.2-19、図4.2-21、図4.2-22、図4.2-23、図4.2-24及び図4.2-25に示すとおり、雰囲気からヒートシンクへの伝熱が過小に評価されている可能性が示唆されており、それに起因して格納容器温度を十数℃程度高めに、格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認されたが、縦長格納容器形状や水蒸気注入位置といった実験体系に起因するものと考えられ、主要な傾向は再現できている。</p> <p>また、図4.2-26及び図4.2-27に示したドーム部上部及びドーム部下部の水素・ヘリウム混合ガス濃度については、水蒸気及び混合ガス注入過程における混合ガス濃度の変化挙動、外部スプレイ冷却後における循環流による混合挙動等、測定データと良く一致する解析結果が得られている。</p>	<p>以上のとおり、MAAPコードの原子炉格納容器内の伝熱、流動（水素ガス挙動を含む）に関する現象モデルは、HDR特有の縦長の形状と放出点が高い条件によると考えられるが、ガス成層化を大きめに評価し圧力を若干高めに評価しているものの、各部の温度及び混合ガス濃度の挙動を比較的適切に模擬できており、MAAPコードは、原子炉格納容器内の気相混合挙動を妥当に評価できる能力を持つと判断できる。</p> <p>(4) 重要現象に関する不確かさの評価</p> <p>有効性評価に関わる重要現象として抽出された項目に対し、本ベンチマーク解析から考えられるMAAPコードの不確かさについて考察した。</p> <p>HDR実験（E11.2実験）では、原子炉格納容器内に水蒸気及び非凝縮ガスを注入し、外部スプレイを実施している。このため原子炉格納容器内の圧力挙動、ガスの移流挙動、外部スプレイによるヒートシンク面の凝縮熱伝達挙動、及び非凝縮性ガスの移流及び水蒸気凝縮に伴う濃度変化など多様な挙動の総合的な効果が現れる実験である。</p> <p>この実験ではドーム部直下の区画から水蒸気及び水素ヘリウム混合ガスを注入し、温度がガス組成の不均一から生じる自然対流や注入による強制流により、原子炉格納容器全体にガスのエネルギー及び質量が分散される挙動となっている。解析結果のエネルギーバランスは水蒸気による流入エネルギーの93%がガス以外の構造物等や構造物を通じて原子炉格納容器外へ放出されることを示している。この結果はガスの密度及び熱容量の小ささからも理解できる。たとえばHDR原子炉格納容器内の初期ガスの質量を考えると、11,400m<sup>3</sup>は気体の密度を1kg/m<sup>3</sup>とすれば、11tであり金属ヒートシンクでは1m<sup>3</sup>強に相当する非常に小さい質量である。このためガス質量の持つ熱容量はヒートシンクの熱容量と比べ遙かに小さい。したがって、水蒸気、水素ヘリウム混合ガスの熱容量はヒートシンクと比べ非常に小さく、エネルギーを蓄積するより、原子炉格納容器全体にエネルギーを運ぶ働きが主であり、圧力はガスが受け取る熱とヒートシンク等へ熱移動のバランスの結果維持されと考えられる。このHDRの実験は注入ガスの質量及びエネルギーの自然対流及び強制流による原子炉格納容器全体への広がりヒートシンクの吸熱が重要現象として挙げられこれらに着目して検討を行う。</p> <p>「区画間・区画内の流動（蒸気、非凝縮性ガス）」としては、図4.2-15に示したドーム部上部とドーム部下部の水素ヘリウム混合ガス濃度の変化において、注入過程や外部スプレイによる水蒸気凝縮に起因したドーム部の混合ガス濃度の上昇挙動及び、ドーム部の温度低下及び凝縮によるガス体積の減少に伴った自然対流による混合挙動など、実験データとよく一致している結果が得られている。これらのことから原子炉格納容器内の非凝縮性ガスの移流挙動や水蒸気凝縮に伴う濃度上昇挙動ならびに自然対流による混合挙動が比較的良く模擬できると推測される。</p> <p>ドーム部の温度の解析結果は相対的に下部区画の温度より高めに評価し、圧力の解析結果も実験値より若干高く評価されている。これは解析において、高温で低密度の注入水蒸気が上部ドームに成層化したため、原子炉格納容器中部及び下方での水蒸気凝縮による除熱の効果が下がり、圧力が高めに評価されたと推測される。解析では、上記の傾向について、除熱低下</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシ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>このように、MAAPによる解析で得られた格納容器圧力及び温度並びに格納容器内のガス濃度変化は、HDR実験における測定データとの比較から妥当であると考えられる。したがって、MAAPは格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、及び気液界面の熱伝達に関して、適切なモデルを有していると判断できる。</p>	<p>の原因としてコンクリートの熱伝導率を高くした感度解析で圧力が下がることを確認している。温度が成層化する解析結果はHDRの縦長格納容器及び高い注入点に起因して、この傾向が強く現れたと考えられ、PWRの原子炉格納容器形状及び低い1次冷却系位置の場合では、水蒸気が低い位置から放出されることによって、広範囲のヒートシンクによる除熱量が大きくなるので、不確かさはHDR実験解析よりも小さくなると考えられる。</p> <p>以上の結果より、MAAPコードでは、「区画間・区画内の流動（蒸気、非凝縮性ガス）」については適正に評価する。「構造材の熱伝達」については、やや過小評価し、それに起因して原子炉格納容器内温度については十数℃程度高めに、原子炉格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向が確認された。これらは、HDRの縦長格納容器形状及び高い注入点の条件により温度成層化を高めに評価した結果生じた可能性があり、PWRの原子炉格納容器及び低位置の1次冷却系では、上記の傾向は緩和され、より適切に模擬する方向になると考えられる。</p>	



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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

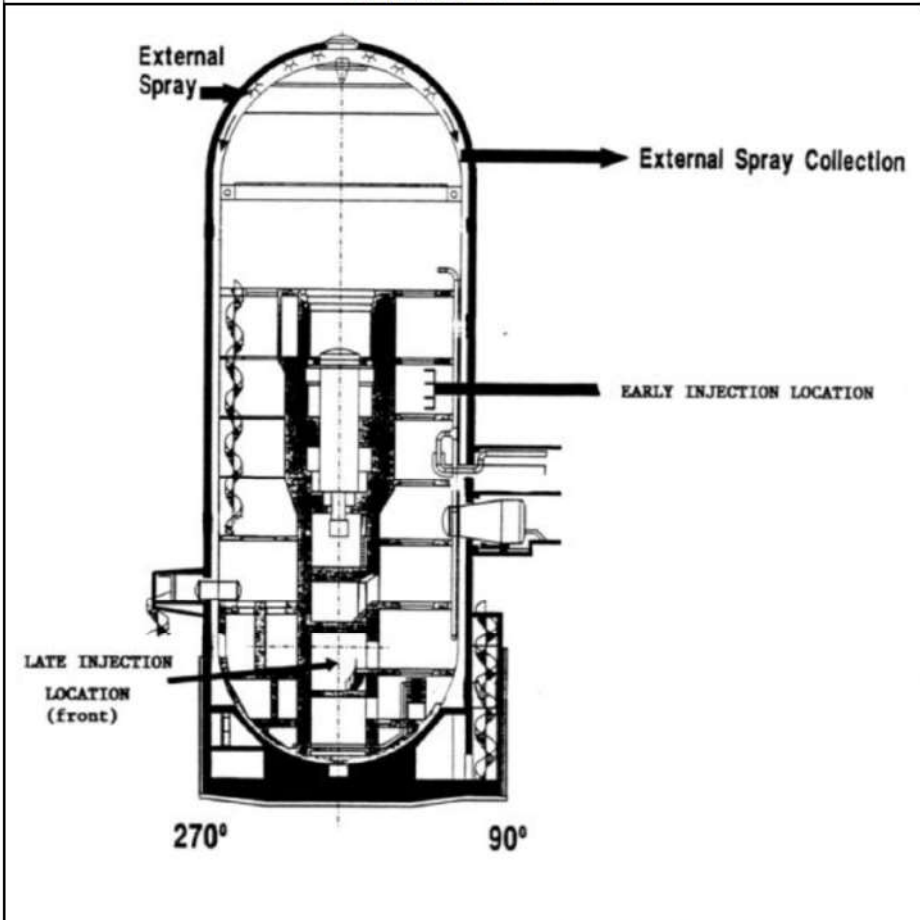
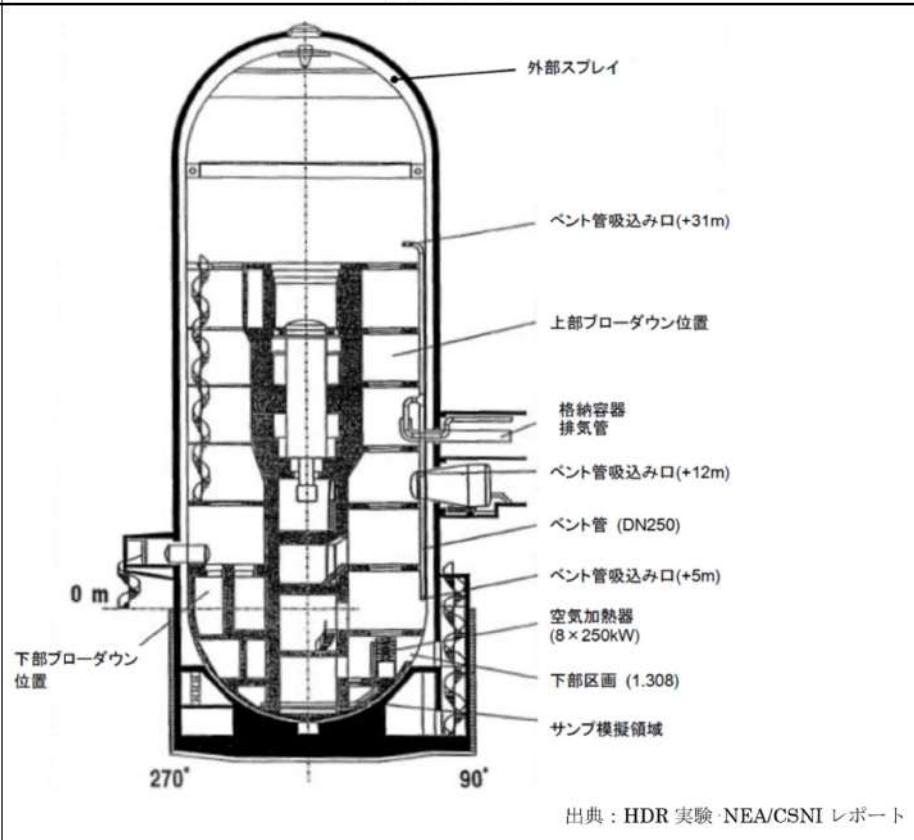
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉		相違理由																							
	表 4.2-2 HDR 実験（ケース E11.2）の操作イベント																									
	0.0 分	小破断 LOCA の発生とほぼ同時（1～2 分の遅れ）に、第 1805 室への水蒸気の注入開始（2.06 [kg/s] の一定流量，仕様では 3.3 [kg/s]）																								
	693.82分	LOCA の終了と水蒸気の注入流量を 1.20 [kg/s] まで削減																								
	739.4 分	混合ガスの注入開始（第 1805 室）																								
	749.98分	水蒸気の注入終了																								
	772.3 分	混合ガスの注入終了																								
	772.93分	第 1405 室への水蒸気の注入開始（2.06 [kg/s]）																								
	958.77分	水蒸気の注入終了																								
	975.0 分	外部スプレイ期間の開始（流量 21[t/h]=5.83[kg/s]）																								
	1,095.0 分	スプレイ流量を 26.5[t/h]=7.36[kg/s] まで増加																								
	1,155.0 分	スプレイ流量を 33[t/h]=9.17[kg/s] まで増加																								
	1,185.0 分	スプレイ流量を 38.5[t/h]=10.69[kg/s] まで増加																								
	1,203.0 分	スプレイ期間の終了と自然冷却期間の開始																								
	1,300.0 分	試験の終了																								
	1,445.0 分	自然冷却期間の終了																								
	表 4.2-3 実験施設と国内 PWR の比較																									
	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th rowspan="2" style="width: 30%;">項目</th> <th colspan="3" style="text-align: center;">国内 PWR プラント</th> <th colspan="2" style="text-align: center;">実験施設</th> </tr> <tr> <th style="width: 15%;">2 ループ</th> <th style="width: 15%;">3 ループ</th> <th style="width: 15%;">4 ループ</th> <th style="width: 15%;">HDR</th> <th style="width: 15%;">CSTF</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>プラント熱出力 (MWt)</td> <td style="text-align: center;">1,650</td> <td style="text-align: center;">2,652</td> <td style="text-align: center;">3,411</td> <td style="text-align: center;">-</td> <td style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内自由体積 (m<sup>3</sup>)</td> <td style="text-align: center;">42,400</td> <td style="text-align: center;">67,900</td> <td style="text-align: center;">73,700</td> <td style="text-align: center;">11,400</td> <td style="text-align: center;">850</td> </tr> </tbody> </table>		項目	国内 PWR プラント			実験施設		2 ループ	3 ループ	4 ループ	HDR	CSTF	プラント熱出力 (MWt)	1,650	2,652	3,411	-	-	原子炉格納容器内自由体積 (m <sup>3</sup> )	42,400	67,900	73,700	11,400	850	
項目	国内 PWR プラント			実験施設																						
	2 ループ	3 ループ	4 ループ	HDR	CSTF																					
プラント熱出力 (MWt)	1,650	2,652	3,411	-	-																					
原子炉格納容器内自由体積 (m <sup>3</sup> )	42,400	67,900	73,700	11,400	850																					

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)  
 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>表 4.2-3 HDR 実験解析における主なエネルギー配分の内訳</p> <table border="1" data-bbox="394 284 817 515"> <tr><td>コンクリート壁</td><td>50.0%</td></tr> <tr><td>金属製設備</td><td>6.0%</td></tr> <tr><td>冷却コイル</td><td>15.0%</td></tr> <tr><td>シェルからの漏えい</td><td>12.9%</td></tr> <tr><td>凝縮液</td><td>8.3%</td></tr> <tr><td>雰囲気</td><td>7.3%</td></tr> </table> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	コンクリート壁	50.0%	金属製設備	6.0%	冷却コイル	15.0%	シェルからの漏えい	12.9%	凝縮液	8.3%	雰囲気	7.3%	<p>表 4.2-4 MAAP コードで計算されたエネルギーバランス (注入された水蒸気エネルギーの分配)</p> <table border="1" data-bbox="1247 288 1796 544"> <tr><td>Concrete walls</td><td>50%</td></tr> <tr><td>Metal equipment</td><td>6.0%</td></tr> <tr><td>Instrumental cooling coil</td><td>15.0%</td></tr> <tr><td>Leak through the shell</td><td>12.9%</td></tr> <tr><td>Condensate</td><td>8.3%</td></tr> <tr><td>Gas</td><td>7.3%</td></tr> <tr><td>Total</td><td>100.0%</td></tr> </table>	Concrete walls	50%	Metal equipment	6.0%	Instrumental cooling coil	15.0%	Leak through the shell	12.9%	Condensate	8.3%	Gas	7.3%	Total	100.0%	
コンクリート壁	50.0%																											
金属製設備	6.0%																											
冷却コイル	15.0%																											
シェルからの漏えい	12.9%																											
凝縮液	8.3%																											
雰囲気	7.3%																											
Concrete walls	50%																											
Metal equipment	6.0%																											
Instrumental cooling coil	15.0%																											
Leak through the shell	12.9%																											
Condensate	8.3%																											
Gas	7.3%																											
Total	100.0%																											

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

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="694 1085 1008 1117">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p data-bbox="470 1125 705 1157">図 4.2-17 HDR の概略図</p>	 <p data-bbox="1601 965 1960 997">出典：HDR 実験・NEA/CSNI レポート</p> <p data-bbox="1388 1021 1624 1053">図 4.2-11 HDR 実験設備</p>	

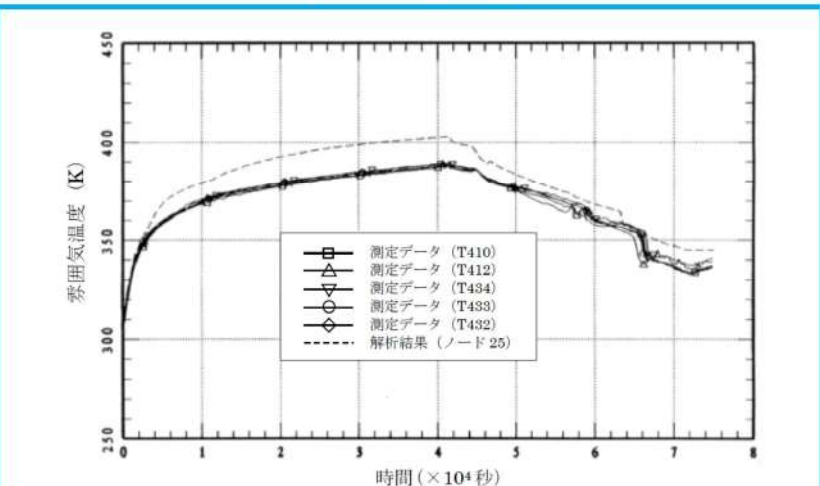
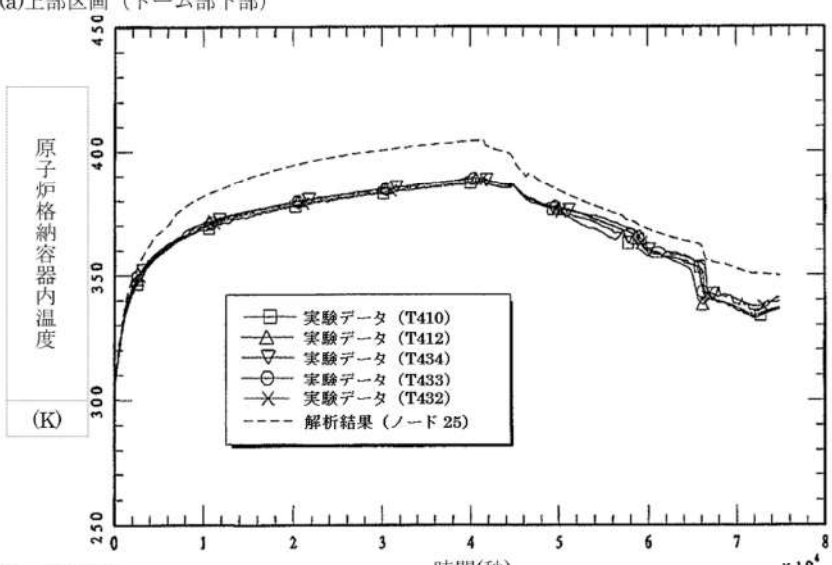
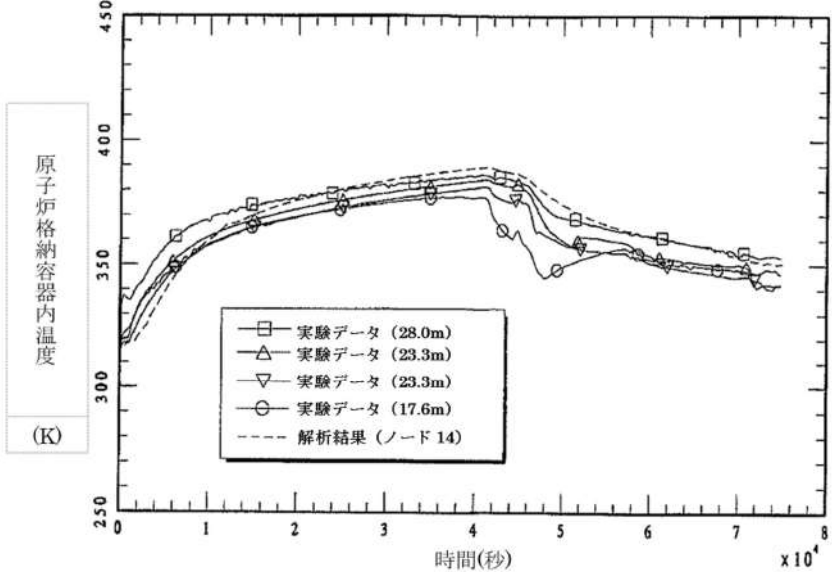
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)  
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>Total Containment Volume 11.400 m<sup>3</sup></p>	<p>Total Containment Volume 11.400 m<sup>3</sup></p>	
<p>図 4.2-18 HDR 実験解析におけるノード分割</p>	<p>図 4.2-12 ノード分割図<sup>[15]</sup></p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)  
 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 4.2-19 HDR 実験の解析結果 (格納容器圧力) <sup>[15]</sup></p>	<p>図 4.2-13 HDR 実験のベンチマーク解析結果：原子炉格納容器圧力<sup>[15]</sup></p>	

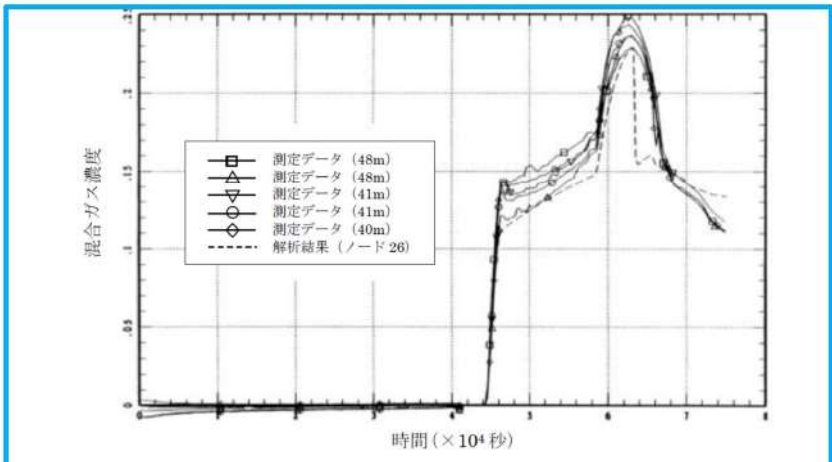
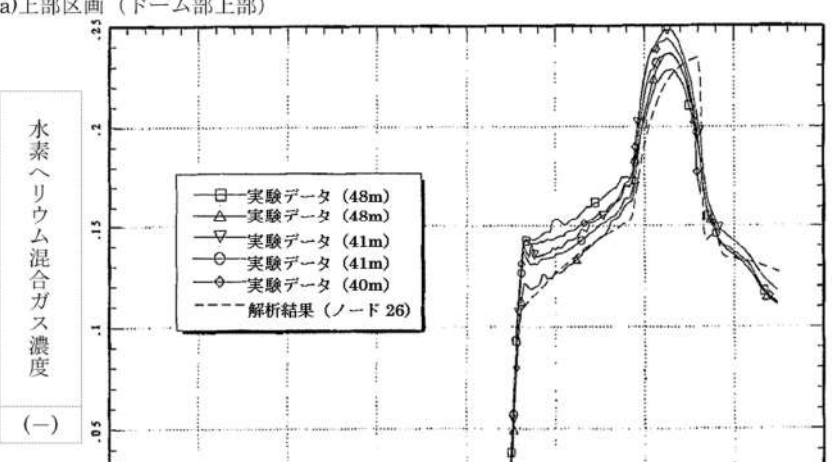
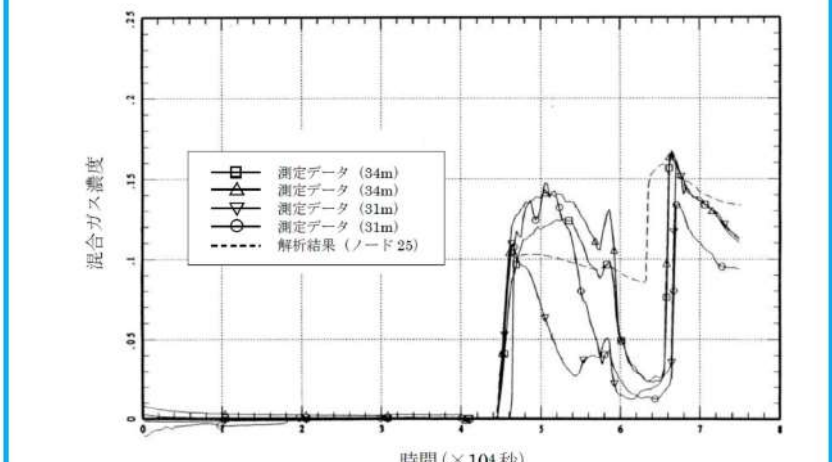
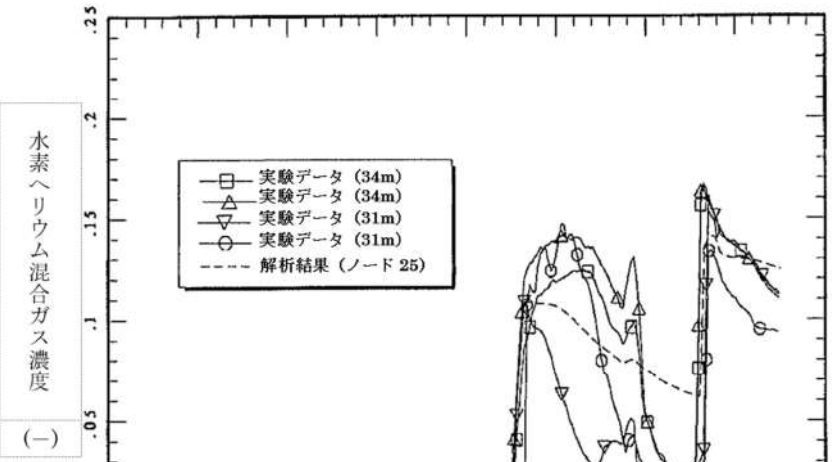
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)  
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

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：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 4.2-24 HDR 実験の解析結果 (ドーム部の雰囲気温度)</p>	<p>(a) 上部区画 (ドーム部下部)</p>  <p>(b) 下部区画</p>  <p>図 4.2-14 HDR 実験のベンチマーク解析結果：原子炉格納容器内温度<sup>[15]</sup></p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシ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>【参考のため掲載順を入替え】</p>  <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 4.2-26 HDR 実験の解析結果（ドーム部上部混合ガス濃度）</p>	<p>(a) 上部区画（ドーム部上部）</p>  <p>(-)</p>	
 <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 4.2-27 HDR 実験の解析結果（ドーム部下部混合ガス濃度）</p>	<p>(b) 上部区画（ドーム部下部）</p>  <p>(-)</p> <p>図 4.2-15 HDR 実験のベンチマーク解析結果：水素ヘリウム混合ガス濃度<sup>[16]</sup></p>	

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

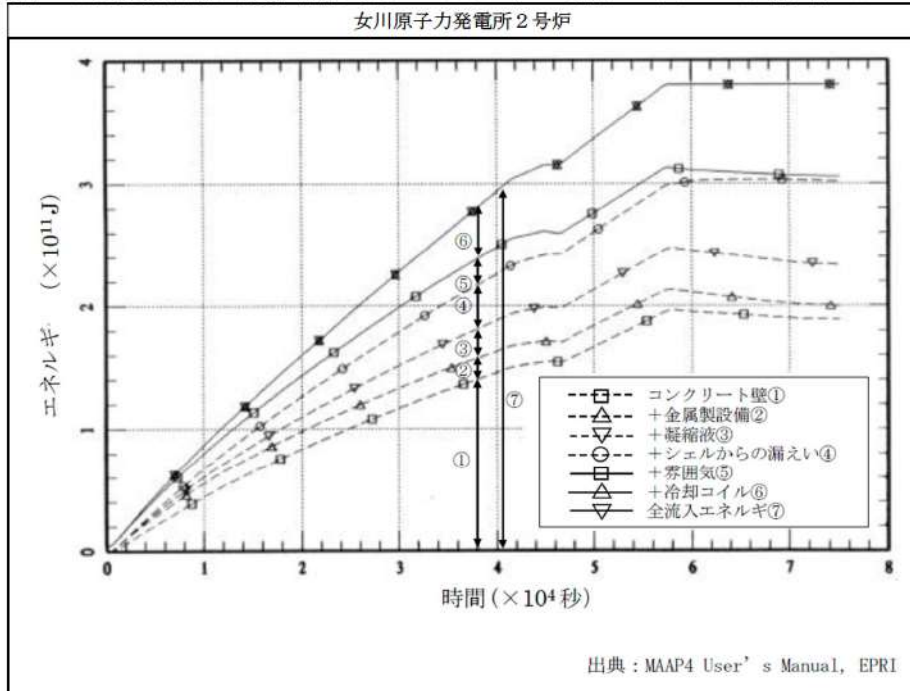


図 4.2-20 HDR 実験の解析結果 (エネルギー配分)

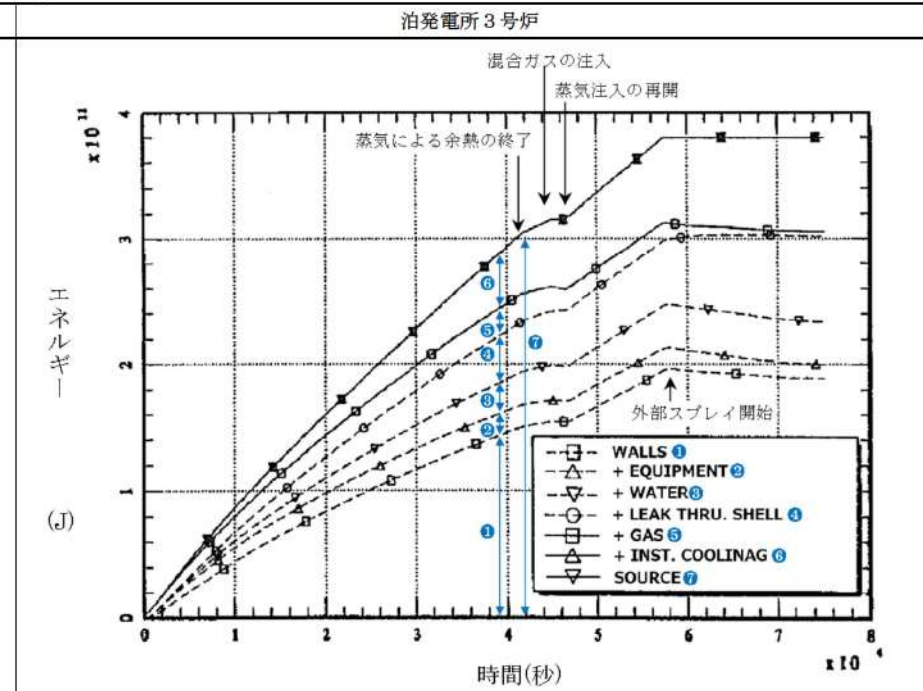


図 4.2-16 HDR 実験のベンチマーク解析結果：エネルギーバランス (MAAPコード) [16]

相違理由



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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="190 183 974 710" data-label="Figure"> </div> <p data-bbox="667 742 965 766">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p data-bbox="347 782 840 805">図 4.2-21 HDR 実験の解析結果 (10m 位置の雰囲気温度)</p> <div data-bbox="190 813 974 1332" data-label="Figure"> </div> <p data-bbox="667 1348 965 1372">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p data-bbox="347 1396 840 1420">図 4.2-22 HDR 実験の解析結果 (階段横の雰囲気温度)</p>	<p data-bbox="1433 135 1579 159">4.3-9</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>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>		
<p>図 4.2-23 HDR 実験の解析結果 (0m 位置の雰囲気温度)</p>		
<p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>		
<p>図 4.2-25 HDR 実験の解析結果 (蒸気発生器室の雰囲気温度)</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4.2.4 CSTF 実験解析</p> <p>(1) 実験の概要</p> <p>CSTF 実験<sup>[6]</sup>は、米国 Hanford Engineering Developing Laboratory においてアイスコンデンサ型格納容器を模擬した Containment Systems Test Facility (CSTF) 実験装置を用いて、原子力発電所におけるシビアアクシデント時の水素制御に関する研究を行ったものである。この実験では、水素混合挙動や水素ポケット又は水素リッチな混合ガスの成層化の可能性を調査している。CSTF 実験では、小破断 LOCA 時の破断口及び破損した加圧器逃がシタンのラプチャ・ディスク経由の冷却材放出を想定して、水素と水蒸気又はヘリウムと水蒸気の混合ガス放出を模擬している。窒素雰囲気において水素ガスが用いられた1つの実験を除いて水素ガスの代わりにヘリウムガスが用いられた。</p> <p>CSTF 実験装置の概要を図 4.2-28 及び図 4.2-29 に示す。高さ約 20.4m、外径約 7.6m、体積は約 850m<sup>3</sup>、160℃において 0.52MPa の設計圧力の圧力容器であり、CSTF 容器は下部と上部に分かれ、アイスコンデンサ下部扉と再循環ファンを模擬している。また、異なった事故シナリオにおける水素ガスの蓄積の可能性を調査するために、強制対流がある場合とない場合の実験が実施された。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>ベンチマーク解析に用いた MAAP のノード分割を図 4.2-30 に示す。V3 は上部区画全体を模擬しており、遮蔽壁と燃料取替キャビティより外側の下部区画を V1 と V2 に分けている。V4 は燃料交換キャビティである。</p> <p>ジャンクション J2 は、物理的な壁はないが、ノード V1 とノード V2 を均等に分割する流路である。ドアを持った2つの異なるジャンクション J3 と J1 をノード V1 と V3 の間、ノード V2 と V3 の間にそれぞれ配置することによってアイスコンデンサ下部扉を模擬する。ジャンクション J4 及び J7 は、それぞれノード V4 とノード V2、V1 間の漏えいパスを模擬している。ジャンクション J5 及び J6 は、それぞれノード V3 とノード V1、V2 間の強制対流のための再循環ファンの流路を模擬している。また、各区画におけるヒートシンクは、構造材の厚さ、伝熱面積、構造物ごとの物性値を考慮している。</p> <p>表 4.2-4 に実験ケースの一覧を示す。HM-P1～P4 は自然対流及び強制対流における混合挙動を確認するための予備実験である。HM-1～5 は小破断 LOCA による水蒸気と水素ガスの放出を模擬し、HM-6～7 は、加圧器逃がシタンのラプチャ・ディスク破損による水蒸気と水素ガスの放出を模擬している。HM-1～2 は再循環ファンの作動なしを想定しており、HM-3～7 は再循環ファンの作動ありを想定している。ベンチマーク解析として、再循環ファンの作動のない HM-1、HM-2 及び窒素雰囲気に入水素ガスを注入した HM-5 の解析を示す。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>CSTF 実験のケース HM-1、HM-2 及び HM-5 に対するベンチマーク解析の結果を以下に述べる。</p>	<p>4.2.3 CSTF 実験解析</p> <p>(1) 実験の概要</p> <p>CSTF 実験<sup>[6]</sup>は、米国 Hanford Engineering Developing Laboratory においてアイスコンデンサ型原子炉格納容器構造を模擬した Containment Systems Test Facility (CSTF) を用いて、シビアアクシデント時の原子炉格納容器内水素制御に関する研究を行ったものである。この実験では、強制対流の有無を含め複数の事故シナリオを想定して、水素ポケット又は水素リッチ混合ガス成層の可能性を調査している。CSTF 容器は下部と上部に分かれ、部分開口したアイスコンデンサ扉と再循環ファンを模擬している（アイスコンデンサ区画とアイス自体は模擬していない）。CSTF 実験では、小破断 LOCA 時の破断口からの冷却材放出及び加圧器逃がシタンの破損ラプチャディスク経由の冷却材放出を想定して、各々水平方向及び垂直方向のジェットノズルからヘリウム（又は水素）及び水蒸気の混合ガスを放出して模擬している。</p> <p>CSTF 設備の概要を図 4.2-17 及び図 4.2-18 に示す。高さ 20.4m、外径 7.6m、容積は 850m<sup>3</sup>、設計圧力 0.52MPa の圧力容器であり、参照プラントに対する線形スケールファクタは 0.3、外壁はプラントのクレーン壁を模擬し、高さとの割合は同等である。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>ベンチマーク解析に用いた MAAP コードのノード分割を図 4.2-19 に示す。ノード分割は、V1:下部区画、V2:下部区画（ジェットノズル含）、V3:上部プレナム区画（仮想アイスコンデンサ区画含）、V4:原子炉（燃料取替）キャビティ模擬区画（デッドエンド区画）の4ノードに分割している。</p> <p>重要なジャンクションとして、部分開口したアイスコンデンサ扉を模擬した24の垂直方向のスロットを簡便化したジャンクション（J1:V2とV3、J3:V1とV3）と、強制対流のための再循環ファンのジャンクション（J5、J6）がある。その他に、物理的な壁はないが2分した下部区画を繋ぐジャンクション（J2:V1とV2）と、上部区画とデッドエンド区画を繋ぐリークパス（J4:V2とV4、J7:V1とV4）がある。ヒートシンクは、構造材の厚さ、表面積及び物性を考慮している。</p> <p>実験ケースの一覧を表 4.2-5 に示す。HM-P1～P4 は自然対流及び強制対流の影響を確認するための予備実験である。HM-1～5 は小破断 LOCA を想定し、HM-6～7 は、加圧器逃がシタンのラプチャディスク破損を想定したものである。HM-1～2 は再循環ファン無しのケース、HM-3～7 は再循環ファン有りのケースである。ベンチマーク解析としては、典型的なケースとして HM-1、HM-4、HM-6 の解析を実施している。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>CSTF 実験のケース HM-1、HM-4 及び HM-6 に対するベンチマーク解析の結果を以下に述べる。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p><b>HM-1 実験</b></p> <p>この実験は、水平方向ジェットノズルによって小破断LOCAを模擬しているが、再循環ファンは考慮していないため、気相の混合に寄与するのは、ジェットノズルからの注入による強制対流と自然対流のみである。下部区画のガス温度及びヘリウム濃度について、解析結果と実験データの比較を図4.2-31に示す。</p> <p>実験開始後の緩やかな温度の低下は、ヒートシンクの影響による。約14分後に急激な温度低下があるが、これは、アイスコンデンサ下部扉の開放によって、比較的温度的高い下部区画と比較的温度的低い上部区画での自然対流によるものと考えられる。混合ガスの注入の開始から注入完了までの温度上昇傾向はよく一致している。</p> <p>注入完了からの約10分間においては、解析結果のほうが急峻な低下を示しているが、これは解析では下部区画から上部区画への自然循環流量を大きく評価しているためと考えられる。全体としては、実験開始後の温度低下、アイスコンデンサ下部扉の開放による急激な温度低下、注入開始による温度上昇、注入完了時のピーク温度及び完了後の温度低下等、解析結果と実験データにおいて一連の挙動は良く一致している。また、下部区画のヘリウムガス濃度に関しても解析結果は実験データと良い一致を示している。</p> <p><b>HM-2 実験</b></p> <p>この実験は、HM-1実験と同様に、水平方向ジェットノズルによって小破断LOCAを模擬し、再循環ファンは考慮しておらず、気相の混合に寄与するのは、ジェットノズルからの注入による強制対流と自然対流のみである。HM-1実験との違いは、ジェットノズルからの注入流量であり、ガス流量及び水蒸気流量ともに約2倍の質量流量となっている。下部区画のガス温度及びヘリウム濃度について、解析結果と実験データの比較を図4.2-32に示す。</p> <p>HM-1実験と同様に、混合ガス注入完了後の温度低下は、解析の方が実験より若干急峻であるものの、実験開始後の温度低下、アイスコンデンサ下部扉の開放による急激な温度低下、注入開始による温度上昇、注入完了時のピーク温度及び完了後の温度低下等、解析結果と実験データにおいて一連の挙動は良く一致している。また、下部区画のヘリウムガス濃度に関しても解析結果は実験データと良い一致を示している。</p>	<p><b>HM-1 実験</b></p> <p>この実験は、水平方向ジェットノズルにより小破断LOCAを想定しているが、再循環ファンは模擬しておらず、気相混合に寄与するのは、ジェットノズルからの注入による強制対流と自然対流のみである。</p> <p>図4.2-20に示すように、下部区画のガス温度については、初期は計算結果もデータもともにヒートシンクの影響でなだらかに低下する。14分後に急に温度低下するのは、アイスコンデンサ下部扉が開き、下部区画の高温ガスと上部区画の低温ガス間で自然対流が開始されたからである。その後混合ガスの注入が開始（約18分）されてから終了（約30分）までの温度変化は、解析結果の方が若干高く評価するものの概ね良く一致していると考えられる。混合ガス注入終了から約10分間の温度低下は、解析の方が実験より若干急峻であるが、これは解析では下部区画から上部区画への自然循環流量が高めに評価されたためと考えられる。全般的にはアイスコンデンサ下部扉が開いたあとの実験における温度低下挙動を再現できており、温度差のあるガスの混合挙動を模擬できる。</p> <p>実験開始後及び注入終了後の温度低下は、ヒートシンクへの伝熱挙動に起因する。注入終了後、実験では熟成層化の影響で若干の差が生じているものの、全体的な温度低下挙動は実験結果と解析結果で比較的良く一致しており、ヒートシンク挙動モデルも妥当なものである。</p> <p>下部区画のヘリウムガス濃度に関しては、図4.2-20に示すように、解析結果は実験結果と良く一致する挙動を示すが、若干濃度は高い傾向を示す。これは、MAAPコードはランプモデルであるため区画内均一混合となるが、実験では密度の低いヘリウムガスが下部区画でも上方に移行して上部区画へ流入しやすい状況にあったことが推測できる。全体的に混合挙動は良く模擬できており、非凝縮性ガスの混合挙動モデルは妥当と考えられる。</p> <p><b>HM-4 実験</b></p> <p>この実験は、HM-1と同様に水平方向ジェットノズルにより小破断LOCA想定であるが、再循環ファンが模擬されており、HM-1と比較して再循環ファンによる強制対流も気相混合に寄与する。下部区画のガス温度及び下部区画のヘリウムガス濃度について、解析結果と実験データの比較を図4.2-21に示す。</p> <p>下部区画のガス温度については解析結果の方が若干高く評価するものの、実験開始後の温度低下、アイスコンデンサ下部扉が開いたあとの温度低下、注入終了時のピーク温度及びその後の温度低下など、全体的に解析結果は実験データと良く一致している。</p> <p>アイスコンデンサ下部扉が開いたあとの温度低下挙動、実験開始及び注入終了後の温度低下挙動が比較的良く一致していることから、温度差のあるガスの混合挙動及びヒートシンクへの伝熱挙動を良く模擬できていることが確認できる。</p> <p>下部区画のヘリウムガス濃度に関しても解析結果は実験データと良い一致性を示しており、強制循環による非凝縮性ガスの混合挙動モデルは妥当である。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>HM-5 実験</p> <p>この実験では、水平方向ジェットノズルにより小破断LOCAを想定して、実験開始前にCSTF 容器に空気の代わりに窒素ガスを封入し、水素ガスが注入されている。再循環ファンが模擬されており、HM-1 や HM-2 と比較して再循環ファンによる強制対流も気相混合に寄与する。下部区画のガス温度及び下部区画の水素濃度について、解析結果と実験データの比較を図4.2-33に示す。</p> <p>HM-1 実験及びHM-2 実験と同様に、実験開始後の温度低下、アイスコンデンサ下部扉の開放による急激な温度低下、注入開始による温度上昇、注入完了時のピーク温度及び完了後の温度低下等、解析結果と実験データにおいて一連の挙動は良く一致している。また、下部区画の水素濃度に関しても解析結果は実験データと良い一致を示している。</p> <p>(4) 重要現象に関する不確かさの評価</p> <p>有効性評価における重要現象として抽出された項目について、解析結果に基づいてMAAPの不確かさを評価する。</p> <p>CSTF 実験は、上部区画と下部区画で仕切られた区画を持つ格納容器の下部区画に水平あるいは垂直ジェットにより水蒸気及び水素又はヘリウムを注入し、再循環ファンあるいはアイスコンデンサ扉による強制対流と自然対流による混合を確認した実験である。HM-1 実験及びHM-2 実験は空気雰囲気に対し、ヘリウム及び水蒸気の水平方向ジェットによる強制対流とアイスコンデンサ扉開放による自然対流を考慮し、HM-5 実験は窒素雰囲気に対し、水素ガス及び水蒸気の水平方向ジェットによる強制対流、アイスコンデンサ扉開放による自然対流及び再循環ファンによる強制対流を考慮している。</p> <p>格納容器内のガス温度や非凝縮性ガスの濃度については、図4.2-31、図4.2-32及び図4.2-33に示すとおり、すべての実験条件において、自然循環及び強制対流下で、測定データと良く一致する解析結果が得られている。</p> <p>このように、MAAPによる解析で得られた格納容器温度及び非凝縮性ガスの濃度変化は、CSTF 実験における測定データとの比較から妥当であると考えられる。したがって、MAAPは格納容器各領域間の流動及び構造材との熱伝達及び内部熱伝導に関して、適切なモデルを有していると判断できる。</p>	<p>HM-6 実験</p> <p>この実験は、垂直方向ジェットノズルにより加圧器逃がしタンクのラプチャディスク破損を模擬し、再循環ファンも模擬している。垂直方向ジェットノズルが上部区画と下部区画の気相混合に寄与する。下部区画のガス温度と下部区画のヘリウムガス濃度について、実験結果において区画内高さの違いが表れているが、実験開始後の温度低下、アイスコンデンサ下部扉が開いたあとの温度低下、注入終了時のピーク温度及びその後の温度低下など全体的に解析結果は実験データと良く一致している。上部区画ガス温度については、ガス注入期間は解析結果が実験結果より若干高いが、その後は同様になっている。これは、実験では下部区画内で高さ方向に温度分布がついていることが影響したと考えられる。</p> <p>下部区画のヘリウムガス濃度に関してもHM-1及び4と同様に解析結果は実験データと良い一致性を示している。</p> <p>(4) 重要現象に関する不確かさの評価</p> <p>有効性評価に関わる重要現象として抽出された項目に対し、本ベンチマーク解析から考えられるMAAPコードの不確かさについて考察した。</p> <p>CSTF 実験は、上部区画と下部区画で仕切られた区画を持つ原子炉格納容器の下部区画に水平あるいは垂直ジェットにより水蒸気及び非凝縮性ガスを注入し、再循環ファンあるいはアイスコンデンサ扉による強制対流と自然対流による混合を確認した実験である。HM-1 は水平方向ジェットによる強制対流とアイスコンデンサ扉開放による自然対流を考慮し、HM-4 及びHM-6 実験は水平方向あるいは垂直ジェットによる強制対流、アイスコンデンサ扉開放による自然対流及び再循環ファンによる強制対流を考慮している。</p> <p>それぞれの実験解析結果において、実験では区画内高さ方向に温度差がある場合でも、MAAPコードはランプモデルとして一様に扱うモデリングに依存した差異は見られるものの、全般的には自然循環及び強制対流での混合挙動は良好に模擬できている。</p> <p>実験開始後及び注入終了後の温度低下はヒートシンクへの伝熱挙動に起因しており、流れの無い条件下での「構造材（ヒートシンク）との熱伝達」はやや過小に評価される傾向があると考えられるが、全体的な温度低下挙動は実験結果と解析結果で比較的良く一致しており、ヒートシンク挙動モデルの不確かさは大きくないものと判断できる。</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）  
 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
表 4.2-4 CSTF 水素混合実験 実験ケース一覧											表 4.2-5 CSTF 水素ガス濃度混合実験 実験ケースの一覧											
実験ケース	雰囲気ガス	再循環流量		注入ガス組成	ガス流量 (ヘリウム又は水素)		水蒸気流量		下部区画 ガス初期温度		実験ケース	雰囲気ガス	再循環流量		注入ガス組成	ガス流量 (ヘリウム又は水素)		水蒸気流量		下部区画 ガス初期温度		
		m <sup>3</sup> /min.	ft. <sup>3</sup> /min.		kg/min.	lb./min.	kg/min.	lb./min.	°C	°F			m <sup>3</sup> /min.	ft. <sup>3</sup> /min.		kg/min.	lb./min.	kg/min.	lb./min.	°C	°F	
予備試験											予備試験											
HM-P1	Air	0	0	-	-	-	-	-	29	85	HM-P1	Air	0	0	-	-	-	-	-	29	85	
HM-P2	Air	104	3700	-	-	-	-	-	29	85	HM-P2	Air	104	3700	-	-	-	-	-	29	85	
HM-P3	Air	0	0	-	-	-	-	-	66	150	HM-P3	Air	0	0	-	-	-	-	-	66	150	
HM-P4	Air	104	3700	-	-	-	-	-	66	150	HM-P4	Air	104	3700	-	-	-	-	-	66	150	
高速ジェット試験（水平方向）											高速ジェット試験（水平方向）											
<u>HM-1</u>	Air	0	0	He-Steam	0.41	0.9	12.3	27	66	150	<u>HM-1</u>	Air	0	0	He-Steam	0.41	0.9	12.3	27	66	150	
<u>HM-2</u>	Air	0	0	He-Steam	0.82	1.8	24.5	54	66	150	<u>HM-2</u>	Air	0	0	He-Steam	0.82	1.8	24.5	54	66	150	
HM-3	Air	104	3700	He-Steam	0.41	0.9	12.3	27	66	150	HM-3	Air	104	3700	He-Steam	0.41	0.9	12.3	27	66	150	
HM-4	Air	104	3700	He-Steam	0.82	1.8	24.5	54	66	150	<u>HM-4</u>	Air	104	3700	He-Steam	0.82	1.8	24.5	54	66	150	
<u>HM-5</u>	N <sub>2</sub>	104	3700	H <sub>2</sub> -Steam	0.41	0.9	24.5	54	66	150	HM-5	N <sub>2</sub>	104	3700	H <sub>2</sub> -Steam	0.41	0.9	24.5	54	66	150	
高速ジェット試験（垂直方向）											高速ジェット試験（垂直方向）											
HM-6	Air	104	3700	He-Steam	0.41	0.9	12.3	27	66	150	<u>HM-6</u>	Air	104	3700	He-Steam	0.41	0.9	12.3	27	66	150	
HM-7	Air	104	3700	He-Steam	0.82	1.8	24.5	54	66	150	HM-7	Air	104	3700	He-Steam	0.82	1.8	24.5	54	66	150	

※下線部は、ベンチマーク解析ケース

出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

※ 下線部は、ベンチマーク解析ケース

出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

表 4.2-6 実験施設と実機条件の比較

項目	国内 PWR プラント			実験施設	
	2 ループ	3 ループ	4 ループ	HDR	CSTF
プラント熱出力 (MWt)	1,650	2,652	3,411	—	—
原子炉格納容器 内自由体積 (m <sup>3</sup> )	42,400	67,900	73,700	11,400	850

MAAP-163

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）  
 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>図 4.2-28 CSTF 実験装置</p>	<p>図 4.2-17 CSTF 実験装置の区画構成（全体）</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)  
 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 4.2-29 CSTF 実験装置における空気再循環の詳細</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	<p>図 4.2-18 CSTF 実験装置の区画構成 (詳細)</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	



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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4.2-30 CSTF 実験ベンチマーク解析 MAAP ノード分割</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	<p>図 4.2-19 CSTF 実験ベンチマーク解析 MAAP コード ノード分割</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	

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

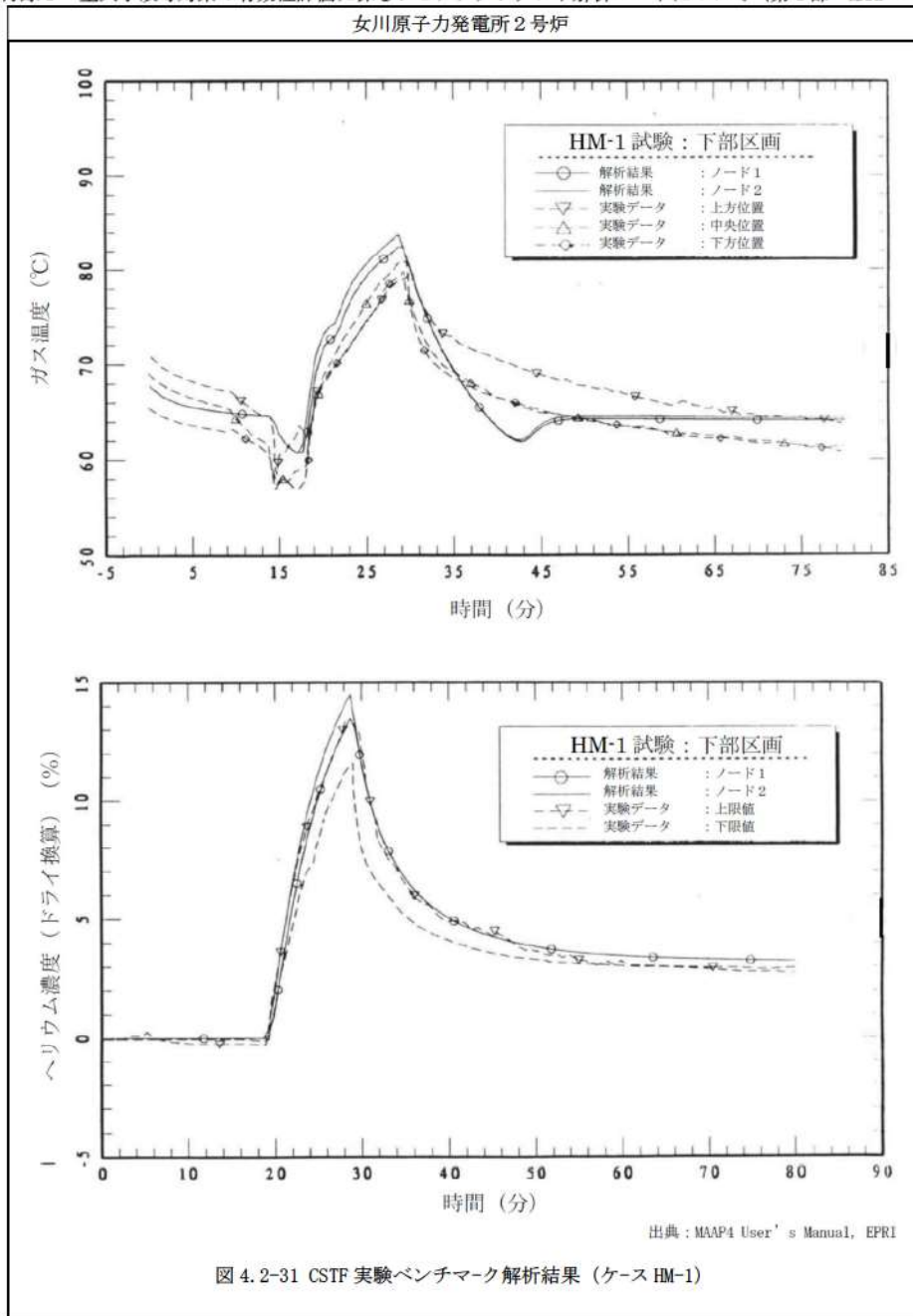


図 4.2-31 CSTF 実験ベンチマーク解析結果 (ケース HM-1)

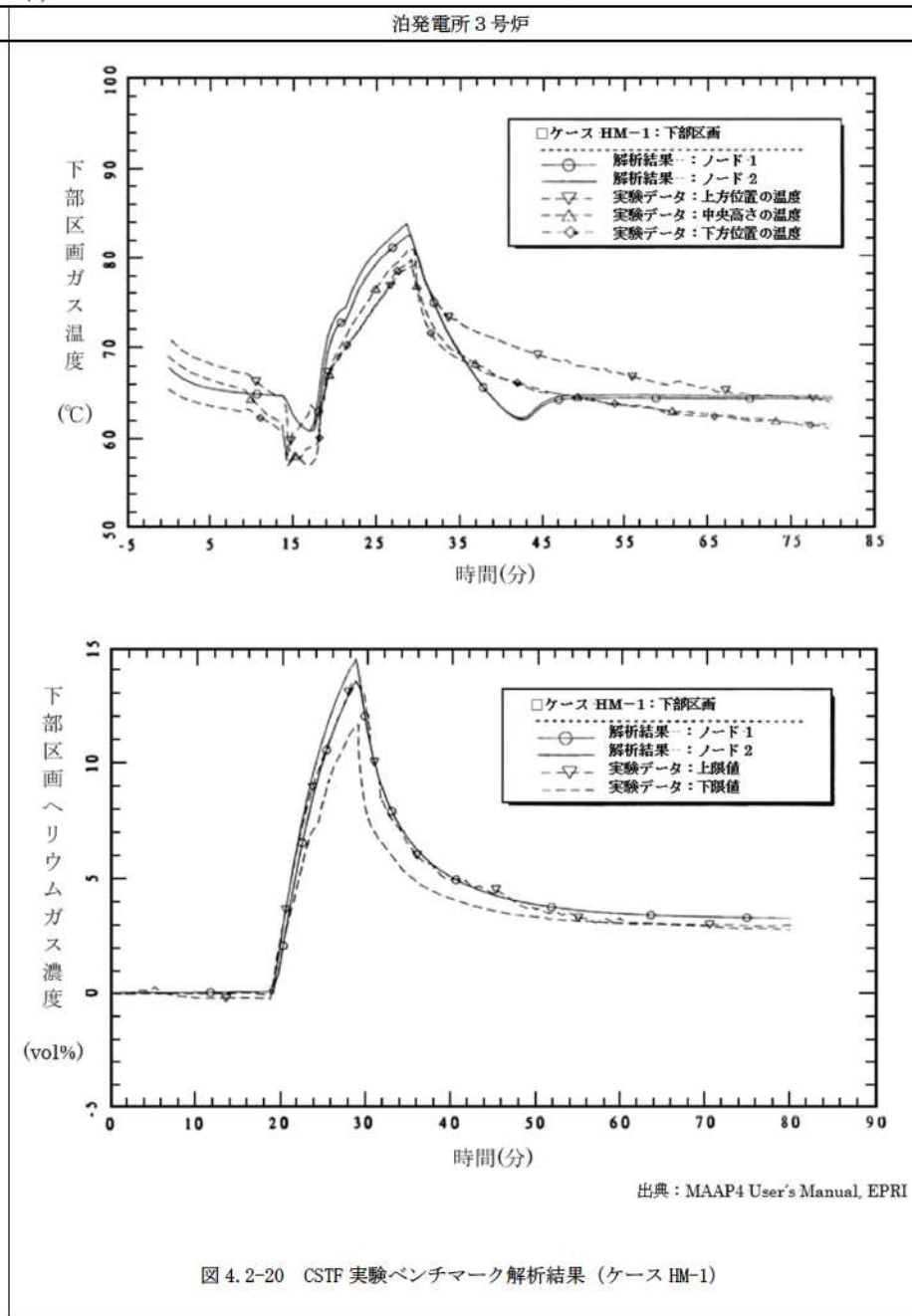


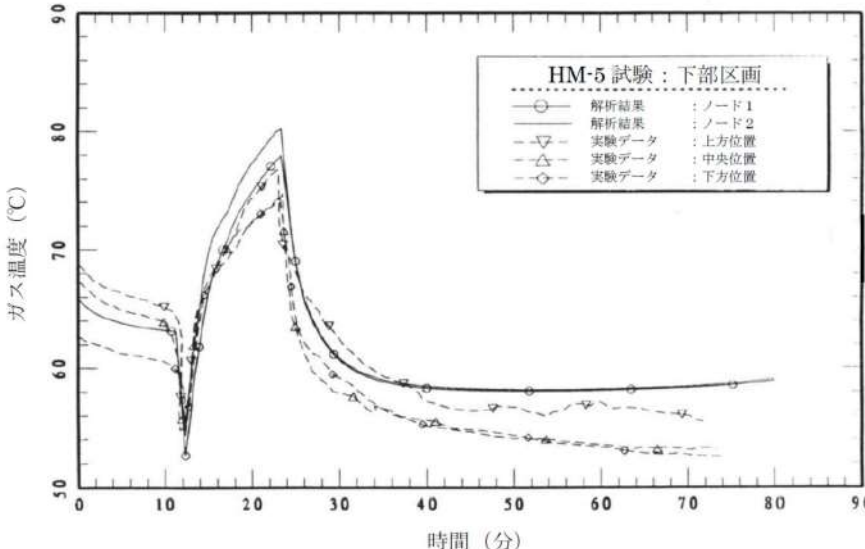
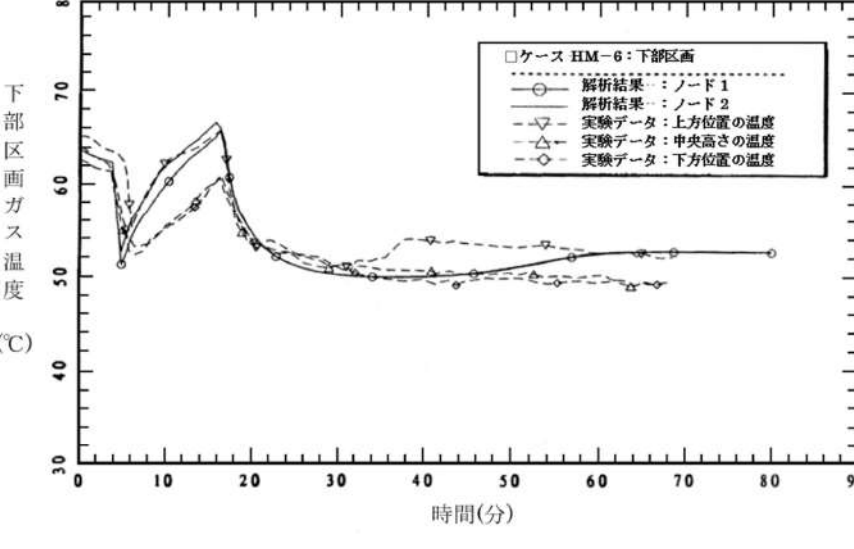
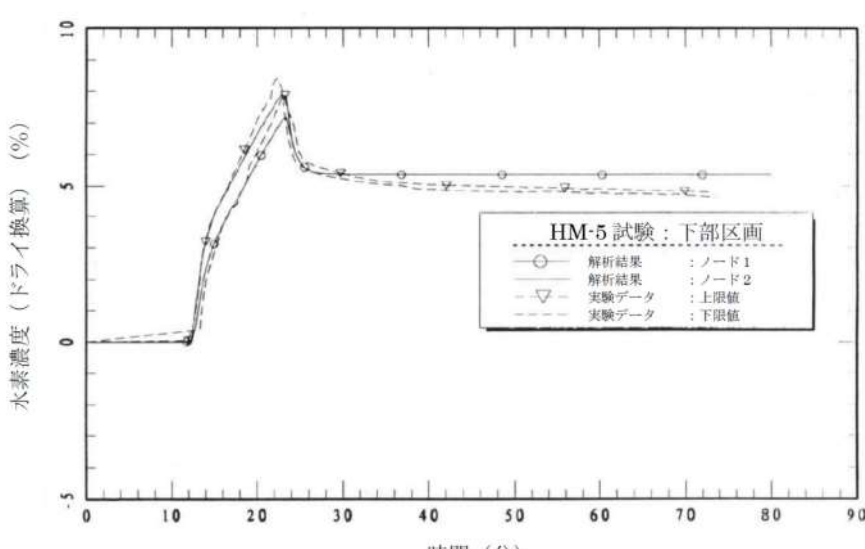
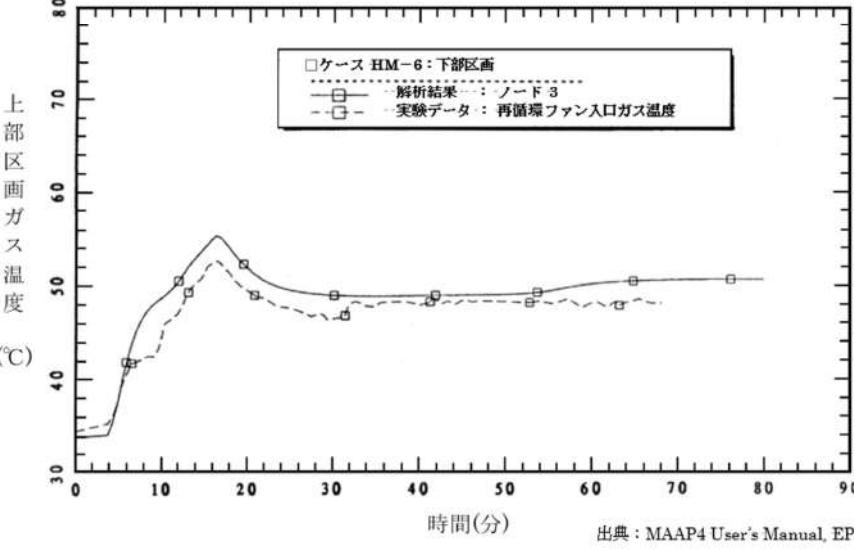
図 4.2-20 CSTF 実験ベンチマーク解析結果 (ケース HM-1)

相違理由

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>HM-2 試験：下部区画</p> <p>ガス温度 (°C)</p> <p>時間 (分)</p> <p>HM-2 試験：下部区画</p> <p>ヘリウム濃度 (ドライ換算) (%)</p> <p>時間 (分)</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	<p>下部区画ガス温度 (°C)</p> <p>時間(分)</p> <p>下部区画ヘリウムガス濃度 (vol%)</p> <p>時間(分)</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	
<p>図 4.2-32 CSTF 実験ベンチマーク解析結果 (ケース HM-2)</p>	<p>図 4.2-21 CSTF 実験ベンチマーク解析結果 (ケース HM-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>HM-5 試験：下部区画</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ 解析結果：ノード1</li> <li>● 解析結果：ノード2</li> <li>▽ 実験データ：上方位置</li> <li>△ 実験データ：中央位置</li> <li>◇ 実験データ：下方位置</li> </ul>	 <p>下部区画ガス温度 (°C)</p> <p>ケース HM-6：下部区画</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ 解析結果：ノード1</li> <li>● 解析結果：ノード2</li> <li>▽ 実験データ：上方位置の温度</li> <li>△ 実験データ：中央高さの温度</li> <li>◇ 実験データ：下方位置の温度</li> </ul>	
 <p>HM-5 試験：下部区画</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ 解析結果：ノード1</li> <li>● 解析結果：ノード2</li> <li>▽ 実験データ：上限値</li> <li>△ 実験データ：下限値</li> </ul>	 <p>上部区画ガス温度 (°C)</p> <p>ケース HM-6：下部区画</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>○ 解析結果：ノード3</li> <li>□ 実験データ：再循環ファン入口ガス温度</li> </ul>	
<p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 4.2-33 CSTF 実験ベンチマーク解析結果 (ケース HM-5)</p>	<p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 4.2-22 CSTF 実験ベンチマーク解析結果 (ケース HM-6) (1/2)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシ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;">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	

図 4.2-22 CSTF 実験ベンチマーク解析結果 (ケース HM-6) (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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4.2.5 ACE 実験解析</p> <p>(1) 実験の概要</p> <p>米国アルゴンヌ国立研究所で実施された ACE 実験<sup>[17]</sup>では、MCC Iの大規模な実験が行われている。この試験の目的は、MCC Iの熱水力学的及び化学的プロセスの調査と、計算コードの開発及び妥当性確認に向けたデータベース拡充である。試験装置の概要を図4.2-34に示す。試験装置は、8枚の水冷式パネルを対にして四方の壁を構成しており、その中にコンクリート床、コンクリート/金属製の内挿物、コリウムを内蔵している。二つの壁の内面には、25本のタングステン電極棒集合体が設置されており、それらはタングステンコイルによりコリウム頂部付近に接続され、コリウムが熔融して誘導加熱を開始できるまで加熱する。試験装置の大きさは53.0cm×50.2cmである。また、試験装置は二枚式の蓋で覆われており、蓋を通じて主ガス管と接続されている。蓋には四つの窓が設置されており、一つはエアロゾルの収集、ガスのサンプリング及び排出に、残りの三つは光学温度計及びビデオカメラによるコリウムの観察に用いられる。</p> <p>UO<sub>2</sub>を含む全てのコリウム成分は粉末状であり、均一に混合されている。また、コリウム及びコンクリート成分は、複数の条件について実験が行われている。表4.2-5及び表4.2-6に、L2実験、L6実験及びL7実験におけるコリウム及びコンクリートの成分を示す。実験中、コリウムはタングステン電極で加熱され熔融プールを形成する。コンクリートの侵食は内部に設置された熱電対により観測される。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>解析では、図4.2-35に示すとおり、試験部を一つのノードとしてモデル化している。水冷式パネルで構成される側壁、コンクリート床及び蓋はヒートシンクとしてモデル化し、試験部と外部環境の間にジャンクションを設定している。</p> <p>実験ではコリウムを室温から加熱するが、解析ではコンクリートの侵食が開始した時間を零と定義し、その時点における各部の温度等を境界条件として与える。コリウムの初期温度は、L2実験で2,400K、L6実験及びL7実験で2,500Kである。また、コンクリート床の初期温度は、コリウムとの界面ではコンクリート融点、底面では室温としている。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>L2実験</p> <p>L2実験では、部分的に酸化したPWR燃料のコリウム熔融物とケイ土系コンクリートとの相互作用が調査されている。電気加熱の出力は平均で約220kW、水冷式パネルでの熱損失は平均で約120kWであり、解析ではこれらを境界条件として与えている。熔融プール温度は侵食</p>	<p>4.2.4 ACE 実験解析</p> <p>(1) 実験の概要</p> <p>ACE 実験<sup>[17]</sup>は、MCCIにおける熱水力学的及び化学的プロセスを検証し関連コードのデータベースを拡充することを目的として、国際的に支援されたACE (Advanced Containment Experiments) プログラムの一部として米国アルゴンヌ国立研究所で実施されたものである。</p> <p>図4.2-23に実験装置を示す。4方向の壁（水冷式パネル）で囲まれた中には、コンクリートベースマット、コンクリート金属挿入物、コリウム熔融物が入っている。内側表面には25個のタングステン電極を備えた額縁型アセンブリがあり、それらは4つのタングステンコイルでコリウム熔融物頂部付近に接続されて、コリウム模擬物が熔融して誘導加熱を開始できるまで加熱する。設備の大きさは53.0cm×50.2cmである。長方形の2枚式の蓋（水冷式）があり主ガス管に繋がっている。蓋には、エアロゾル収集ならびにガスサンプリング及び排気口用のポートが1つと、コリウム熔融物監視用ポート（光学温度計とビデオカメラ付き）が3つ付いている。</p> <p>コリウム熔融物の組成はUO<sub>2</sub>を含み、粉末状で均一にブレンドされた状態である。ACE実験のうち、PWR向けに実施されたケースL2及びL6のコリウム熔融物組成及びコンクリート成分を表4.2-7に示す。実験中、コリウム熔融物はタングステンの電極で加熱され熔融プールを形成する。コンクリート侵食はベースマットの中にある熱電対によりモニターされる。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>ベンチマーク解析の解析モデルは、図4.2-24に示すように、ノード、ジャンクション及びヒートシンクを配置したものである。実験設備のガスプレナムを1つのノードとし、ガスプレナムと外部環境とのジャンクションを1つ設けている。ベースマット、るつぼの蓋及び壁はヒートシンクである。</p> <p>ベンチマーク解析の初期状態としては、コンクリート侵食開始のタイミングを0秒として取り扱い、実験におけるその時点の状態（初期ガス温度等）を境界条件として与えている。0秒でのコリウム熔融物温度は、ケースL2が2,400K、ケースL6が2,500Kである。コンクリート侵食開始時のベースマットの温度は、コリウム熔融物との界面をコンクリート融点、底面を室温とし、コンクリート内部は放物線状の温度分布としている。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>ACE実験（ケースL2及びL6）のベンチマーク解析結果について、以下に述べる。</p> <p>ケースL2</p> <p>ケースL2は、一部酸化したPWR燃料のコリウム熔融物とケイ土系コンクリートとの相互作用に関する実験である。実験における伝熱量は平均220kW、側壁への熱損失は平均120kWで、これらを境界条件として与えている。侵食開始時の熔融プール温度は2,400Kでその後もその温度を維持している。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（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>開始時において約2,400Kであり、その後もその温度を維持している。垂直方向へのコンクリート侵食量は2,000秒において約10cmである。</p> <p>侵食深さとコリウム温度の解析結果を測定データと比較して図4.2-36に示すが、いずれも良い一致を示している。</p> <p>L6 実験</p> <p>L6 実験では、部分的に酸化したPWR燃料のコリウム溶融物とケイ土系コンクリートの相互作用を調査している。この実験ではコンクリート製ベースマットの上に7cmのコンクリート/金属製の挿物が設置されているが、解析では侵食開始時にコリウム成分と併せて考慮することで実験を模擬している。電気加熱出力は約200kW、水冷式パネルでの熱損失は約125kWである。侵食率は試験開始時には低く、試験終了時には高い値となり、最終的な侵食深さは約13cmであった。コリウム温度と侵食深さの解析結果を測定データと比較して図4.2-37に示すが、コリウム温度については良い一致を示している。侵食率については、侵食開始時において解析結果が実測データをやや上回っているが、これはコンクリート床への熱損失をわずかに大きく評価しているためである。</p> <p>L7 実験</p> <p>L7 実験では、部分的に酸化したBWR燃料のコリウム溶融物（70%のZrが酸化）と石灰岩/砂系コンクリートが用いられており、電気加熱出力は約130kWである。L6実験と同様に、コンクリート床上に5.7cmのコンクリート/金属製挿物を設置しており、解析では侵食開始時にコリウム成分と併せて考慮することで実験を模擬している。実験では、1,500秒で約2.5cmの侵食が観測されている。BWR燃料のコリウム溶融物における低い出力密度と、石灰岩/砂系コンクリートが有する高い分解エンタルピに起因して、侵食深さが小さくなっている。コリウム温度と侵食深さの解析結果を測定データと比較して図4.2-38に示すが、いずれも良い一致を示している。</p> <p>(4) 重要現象に関する不確かさの評価</p> <p>有効性評価における重要現象として抽出された項目について、解析結果に基づいてMAAPの不確かさを評価する。</p> <p>ACE実験では、冷却水の注水がなく、かつコリウム及びコンクリートの配置が既知である。したがって、冷却水の熱水力的挙動や幾何形状の不確かさを最小化した条件においてコンクリート侵食挙動を確認することができ、溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさを評価する上で有効である。</p> <p>MAAP解析では、実験で観測されたコンクリート侵食速度を良く再現した結果となっており、MAAPによる解析で得られたコリウム温度及び侵食速度は、ACE実験における測定データとの比較から妥当である。また、非凝縮性ガスの発生量については直接的な測定データとの比較をしていないものの、コンクリート侵食速度を問題なく予測できていることから一定</p>	<p>実験データとベンチマーク解析結果の比較を図4.2-25に示す。コリウム溶融物温度は、実験データをよく再現できている。また、侵食深さについても、実験データをよく再現できている。垂直方向へのコンクリート侵食率の平均は7.8mm/分である。</p> <p>ケースL6</p> <p>ケースL6は、制御棒の材質を含む一部酸化したコリウム溶融物とケイ土系コンクリートとの相互作用に関する実験である。本ケースでは、実験開始時の侵食率は低めであったが、徐々に上昇し、最終的な侵食深さは40分の時点で13cmに至っている。また、光学温度計により計測されたコリウム溶融物の温度も高めであった。実験における伝熱量は約200kW、側壁への熱損失は約125kWで、ベンチマーク解析では、これらを境界条件として与えている。</p> <p>実験データとベンチマーク解析結果の比較を図4.2-26に示す。コリウム溶融物の温度は、実験データとよく一致している。一方、侵食深さは、初期段階において深めの傾向となっているが、これは、初期段階のコンクリートベースマットへの熱損失がわずかに大きいためである。</p> <p>(4) 重要現象に関する不確かさの評価</p> <p>有効性評価に関わる重要現象として抽出された項目に対し、本ベンチマーク解析から考えられるMAAPコードの不確かさについて考察した。</p> <p>ACE実験では、注水がなく、かつ、溶融炉心の堆積状態が既知であることから、注水による冷却や粒子ベッド形状といった他の要因の影響が小さい状態でのコンクリート侵食挙動が確認でき、「溶融炉心とコンクリートの伝熱」及び「コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生」の現象モデルの確認として有効である。</p> <p>ベンチマーク解析では、実験で観測されたコンクリート侵食速度を良く再現した結果となっている。ACE実験では二酸化ウランと酸化ジルコイなどの混合物が使用されており、熱的物性も実機に近い条件となっている。溶融炉心からコンクリートへの熱移動は、基本的にクラ</p>	<p>※BWR特有の実験のため泊では記載していない</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																																													
<p>の妥当性を有していると考えられる。したがって、MAAPは溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生に関して、適切なモデルを有していると判断できる。</p> <p>表 4.2-5 ACE 実験におけるコリウム成分</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>成分(kg)</th> <th>L2</th> <th>L6</th> <th>L7</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>UO<sub>2</sub></td><td>216</td><td>219</td><td>188.5</td></tr> <tr><td>ZrO<sub>2</sub></td><td>42.5</td><td>18.5</td><td>59.4</td></tr> <tr><td>Zr</td><td>13.4</td><td>21.1</td><td>17.7</td></tr> <tr><td>Zirc-4</td><td>-</td><td>1.8</td><td>1.1</td></tr> <tr><td>Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub></td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>NiO</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>Cr<sub>2</sub>O<sub>3</sub></td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>SS-304</td><td>-</td><td>9.1</td><td>0.6</td></tr> <tr><td>CaO</td><td>3.0</td><td>7.3</td><td>11.5</td></tr> <tr><td>SiO<sub>2</sub></td><td>20.9</td><td>16.9</td><td>12.5</td></tr> <tr><td>BaO</td><td>0.8</td><td>0.79</td><td>1.4</td></tr> <tr><td>La<sub>2</sub>O<sub>3</sub></td><td>0.6</td><td>0.6</td><td>1.14</td></tr> <tr><td>SrO</td><td>0.5</td><td>0.5</td><td>0.96</td></tr> <tr><td>CeO<sub>2</sub></td><td>1.3</td><td>1.3</td><td>2.32</td></tr> <tr><td>MoO<sub>2</sub></td><td>0.9</td><td>0.94</td><td>1.7</td></tr> <tr><td>SnTe</td><td>0.2</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>ZrTe<sub>2</sub></td><td>-</td><td>0.2</td><td>0.18</td></tr> <tr><td>Ru</td><td>-</td><td>0.38</td><td>-</td></tr> <tr><td>B<sub>4</sub>C</td><td>-</td><td>-</td><td>1.0</td></tr> <tr><td>Ag</td><td>-</td><td>1.19</td><td>-</td></tr> <tr><td>In</td><td>-</td><td>0.22</td><td>-</td></tr> </tbody> </table> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	成分(kg)	L2	L6	L7	UO <sub>2</sub>	216	219	188.5	ZrO <sub>2</sub>	42.5	18.5	59.4	Zr	13.4	21.1	17.7	Zirc-4	-	1.8	1.1	Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	-	-	-	NiO	-	-	-	Cr <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	-	-	-	SS-304	-	9.1	0.6	CaO	3.0	7.3	11.5	SiO <sub>2</sub>	20.9	16.9	12.5	BaO	0.8	0.79	1.4	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.6	0.6	1.14	SrO	0.5	0.5	0.96	CeO <sub>2</sub>	1.3	1.3	2.32	MoO <sub>2</sub>	0.9	0.94	1.7	SnTe	0.2	-	-	ZrTe <sub>2</sub>	-	0.2	0.18	Ru	-	0.38	-	B <sub>4</sub> C	-	-	1.0	Ag	-	1.19	-	In	-	0.22	-	<p>スト内の熱伝導や溶融炉心に接するコンクリート内の熱伝導が主要な熱移動挙動になるため、下方向の侵食挙動に関しての不確かさは比較的小さいと考えられる。</p> <p>以上より、ACE 実験のような溶融炉心の形状が既知の場合に、MAAP コードのモデルにおいて実験で観測されたコンクリート侵食挙動を再現できることが確認された。</p> <p>表 4.2-7 ACE 実験：コリウム溶融物組成及びコンクリート組成</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>Constituent (kg)</th> <th>L2</th> <th>L6</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>UO<sub>2</sub></td><td>216</td><td>219</td></tr> <tr><td>ZrO<sub>2</sub></td><td>42.5</td><td>18.5</td></tr> <tr><td>Zr</td><td>13.4</td><td>21.1</td></tr> <tr><td>Zirc-4</td><td>-</td><td>1.8</td></tr> <tr><td>Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub></td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>NiO</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>Cr<sub>2</sub>O<sub>3</sub></td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>SS-304</td><td>-</td><td>9.1</td></tr> <tr><td>CaO</td><td>3.0</td><td>7.3</td></tr> <tr><td>MgO</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>SiO<sub>2</sub></td><td>20.9</td><td>16.9</td></tr> <tr><td>BaO</td><td>0.8</td><td>0.79</td></tr> <tr><td>La<sub>2</sub>O<sub>3</sub></td><td>0.6</td><td>0.6</td></tr> <tr><td>SrO</td><td>0.5</td><td>0.5</td></tr> <tr><td>CeO<sub>2</sub></td><td>1.3</td><td>1.3</td></tr> <tr><td>MoO<sub>2</sub></td><td>0.9</td><td>0.94</td></tr> <tr><td>SnTe</td><td>0.2</td><td>-</td></tr> <tr><td>ZrTe<sub>2</sub></td><td>-</td><td>0.2</td></tr> <tr><td>Ru</td><td>-</td><td>0.38</td></tr> <tr><td>B<sub>4</sub>C</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>Ag</td><td>-</td><td>1.19</td></tr> <tr><td>In</td><td>-</td><td>0.22</td></tr> </tbody> </table> <table border="1"> <thead> <tr> <th>Constituent (kg)</th> <th>L2</th> <th>L6</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>SiO<sub>2</sub></td><td>69</td><td>69</td></tr> <tr><td>CaO</td><td>13.5</td><td>13.5</td></tr> <tr><td>Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub></td><td>4</td><td>4</td></tr> <tr><td>K<sub>2</sub>O</td><td>1.4</td><td>1.4</td></tr> <tr><td>Fe<sub>2</sub>O<sub>3</sub></td><td>1.0</td><td>1.0</td></tr> <tr><td>TiO<sub>2</sub></td><td>0.8</td><td>0.8</td></tr> <tr><td>MgO</td><td>0.7</td><td>0.7</td></tr> <tr><td>Na<sub>2</sub>O</td><td>0.7</td><td>0.7</td></tr> <tr><td>MnO</td><td>0.03</td><td>0.03</td></tr> <tr><td>BaO</td><td>0.02</td><td>0.02</td></tr> <tr><td>SrO</td><td>0.02</td><td>0.02</td></tr> <tr><td>Cr<sub>2</sub>O<sub>3</sub></td><td>0.01</td><td>0.01</td></tr> <tr><td>H<sub>2</sub>O + CO<sub>2</sub></td><td>7.9</td><td>7.9</td></tr> <tr><td>Concrete Type</td><td>S<sup>1</sup></td><td>S<sup>1</sup></td></tr> <tr><td>TOTALS</td><td>99.1</td><td>99.08</td></tr> </tbody> </table> <p>※ コンクリートタイプ            S<sup>1</sup>：ケイ土系</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	Constituent (kg)	L2	L6	UO <sub>2</sub>	216	219	ZrO <sub>2</sub>	42.5	18.5	Zr	13.4	21.1	Zirc-4	-	1.8	Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	-	-	NiO	-	-	Cr <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	-	-	SS-304	-	9.1	CaO	3.0	7.3	MgO	-	-	SiO <sub>2</sub>	20.9	16.9	BaO	0.8	0.79	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.6	0.6	SrO	0.5	0.5	CeO <sub>2</sub>	1.3	1.3	MoO <sub>2</sub>	0.9	0.94	SnTe	0.2	-	ZrTe <sub>2</sub>	-	0.2	Ru	-	0.38	B <sub>4</sub> C	-	-	Ag	-	1.19	In	-	0.22	Constituent (kg)	L2	L6	SiO <sub>2</sub>	69	69	CaO	13.5	13.5	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	4	4	K <sub>2</sub> O	1.4	1.4	Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	1.0	1.0	TiO <sub>2</sub>	0.8	0.8	MgO	0.7	0.7	Na <sub>2</sub> O	0.7	0.7	MnO	0.03	0.03	BaO	0.02	0.02	SrO	0.02	0.02	Cr <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.01	0.01	H <sub>2</sub> O + CO <sub>2</sub>	7.9	7.9	Concrete Type	S <sup>1</sup>	S <sup>1</sup>	TOTALS	99.1	99.08	
成分(kg)	L2	L6	L7																																																																																																																																																																																																												
UO <sub>2</sub>	216	219	188.5																																																																																																																																																																																																												
ZrO <sub>2</sub>	42.5	18.5	59.4																																																																																																																																																																																																												
Zr	13.4	21.1	17.7																																																																																																																																																																																																												
Zirc-4	-	1.8	1.1																																																																																																																																																																																																												
Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	-	-	-																																																																																																																																																																																																												
NiO	-	-	-																																																																																																																																																																																																												
Cr <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	-	-	-																																																																																																																																																																																																												
SS-304	-	9.1	0.6																																																																																																																																																																																																												
CaO	3.0	7.3	11.5																																																																																																																																																																																																												
SiO <sub>2</sub>	20.9	16.9	12.5																																																																																																																																																																																																												
BaO	0.8	0.79	1.4																																																																																																																																																																																																												
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.6	0.6	1.14																																																																																																																																																																																																												
SrO	0.5	0.5	0.96																																																																																																																																																																																																												
CeO <sub>2</sub>	1.3	1.3	2.32																																																																																																																																																																																																												
MoO <sub>2</sub>	0.9	0.94	1.7																																																																																																																																																																																																												
SnTe	0.2	-	-																																																																																																																																																																																																												
ZrTe <sub>2</sub>	-	0.2	0.18																																																																																																																																																																																																												
Ru	-	0.38	-																																																																																																																																																																																																												
B <sub>4</sub> C	-	-	1.0																																																																																																																																																																																																												
Ag	-	1.19	-																																																																																																																																																																																																												
In	-	0.22	-																																																																																																																																																																																																												
Constituent (kg)	L2	L6																																																																																																																																																																																																													
UO <sub>2</sub>	216	219																																																																																																																																																																																																													
ZrO <sub>2</sub>	42.5	18.5																																																																																																																																																																																																													
Zr	13.4	21.1																																																																																																																																																																																																													
Zirc-4	-	1.8																																																																																																																																																																																																													
Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	-	-																																																																																																																																																																																																													
NiO	-	-																																																																																																																																																																																																													
Cr <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	-	-																																																																																																																																																																																																													
SS-304	-	9.1																																																																																																																																																																																																													
CaO	3.0	7.3																																																																																																																																																																																																													
MgO	-	-																																																																																																																																																																																																													
SiO <sub>2</sub>	20.9	16.9																																																																																																																																																																																																													
BaO	0.8	0.79																																																																																																																																																																																																													
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.6	0.6																																																																																																																																																																																																													
SrO	0.5	0.5																																																																																																																																																																																																													
CeO <sub>2</sub>	1.3	1.3																																																																																																																																																																																																													
MoO <sub>2</sub>	0.9	0.94																																																																																																																																																																																																													
SnTe	0.2	-																																																																																																																																																																																																													
ZrTe <sub>2</sub>	-	0.2																																																																																																																																																																																																													
Ru	-	0.38																																																																																																																																																																																																													
B <sub>4</sub> C	-	-																																																																																																																																																																																																													
Ag	-	1.19																																																																																																																																																																																																													
In	-	0.22																																																																																																																																																																																																													
Constituent (kg)	L2	L6																																																																																																																																																																																																													
SiO <sub>2</sub>	69	69																																																																																																																																																																																																													
CaO	13.5	13.5																																																																																																																																																																																																													
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	4	4																																																																																																																																																																																																													
K <sub>2</sub> O	1.4	1.4																																																																																																																																																																																																													
Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	1.0	1.0																																																																																																																																																																																																													
TiO <sub>2</sub>	0.8	0.8																																																																																																																																																																																																													
MgO	0.7	0.7																																																																																																																																																																																																													
Na <sub>2</sub> O	0.7	0.7																																																																																																																																																																																																													
MnO	0.03	0.03																																																																																																																																																																																																													
BaO	0.02	0.02																																																																																																																																																																																																													
SrO	0.02	0.02																																																																																																																																																																																																													
Cr <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.01	0.01																																																																																																																																																																																																													
H <sub>2</sub> O + CO <sub>2</sub>	7.9	7.9																																																																																																																																																																																																													
Concrete Type	S <sup>1</sup>	S <sup>1</sup>																																																																																																																																																																																																													
TOTALS	99.1	99.08																																																																																																																																																																																																													

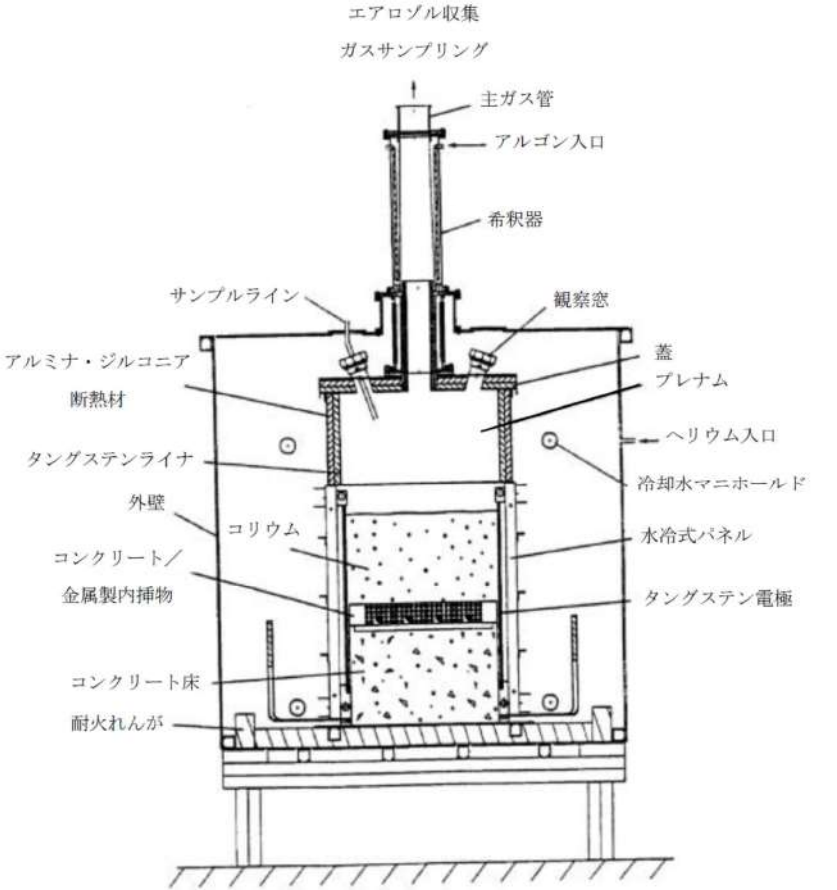
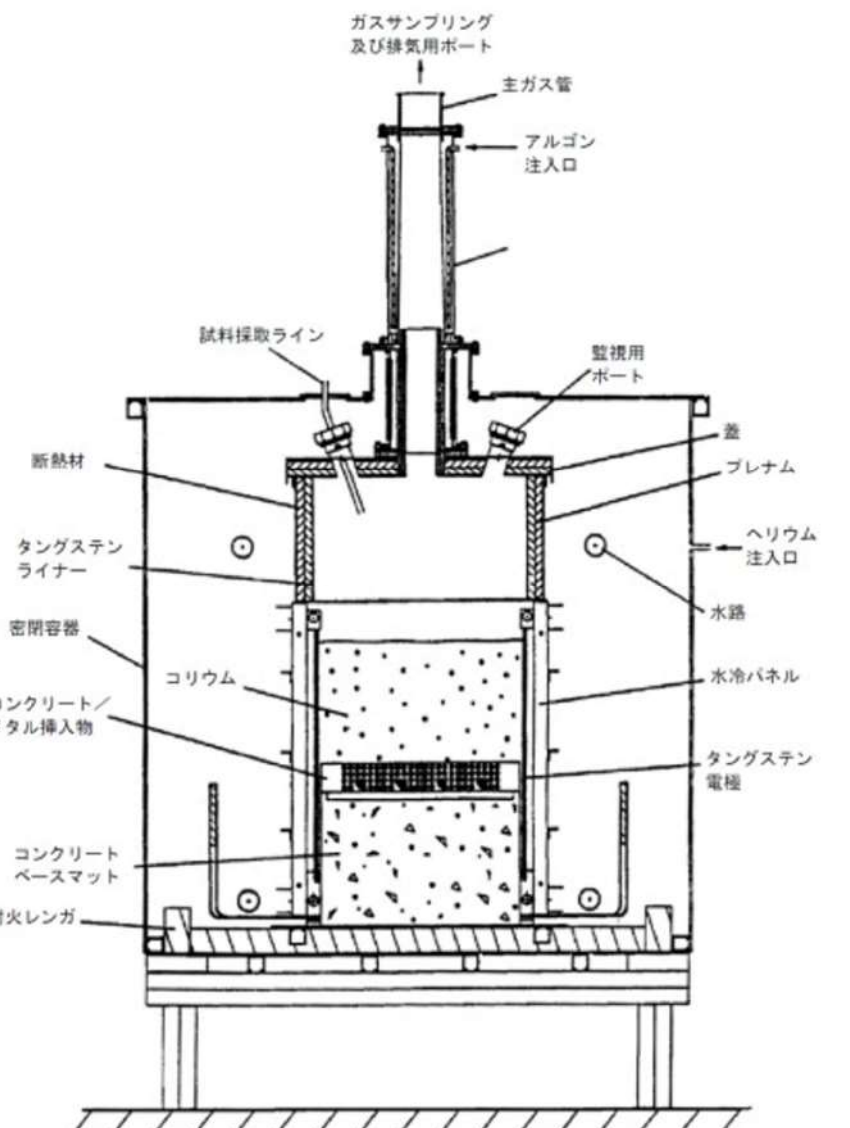


赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）  
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシ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 4.2-6 ACE 実験におけるコンクリート成分					
成分 (kg)	L2	L6	L7		
SiO <sub>2</sub>	69	69	28.3		
CaO	13.5	13.5	26.0		
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	4	4	3.5		
K <sub>2</sub> O	1.4	1.4	0.6		
Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	1	1	1.6		
TiO <sub>2</sub>	0.8	0.8	0.14		
MgO	0.7	0.7	9.6		
Na <sub>2</sub> O	0.7	0.7	1.1		
MnO	0.03	0.03	0.05		
BaO	0.02	0.02	0.03		
SrO	0.02	0.02	0.03		
Cr <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.01	0.01	0.009		
H <sub>2</sub> O+CO <sub>2</sub>	7.9	7.9	27.5		
コンクリートの種類※	S	S	L/S		
合計	99.1	99.08	98.459		
※ コンクリートの種類 S : ケイ土系 L/S : 石灰岩・砂系  出典：MAAP4 User's Manual, EPRI					

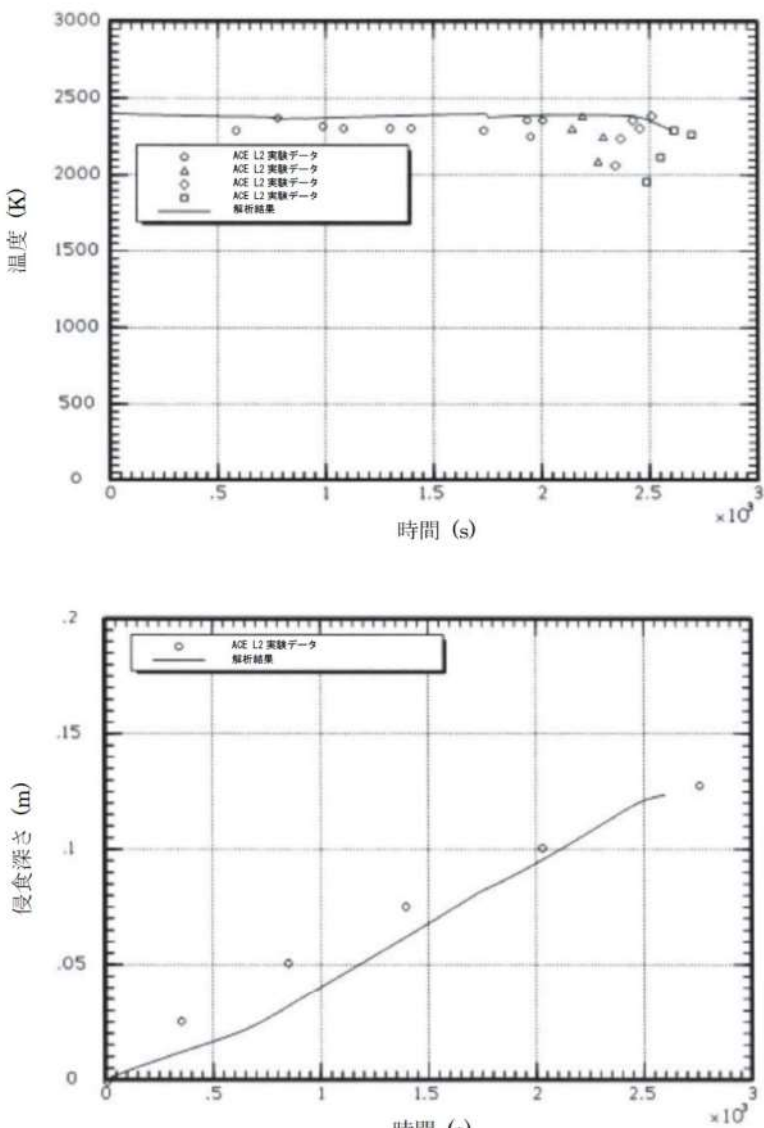
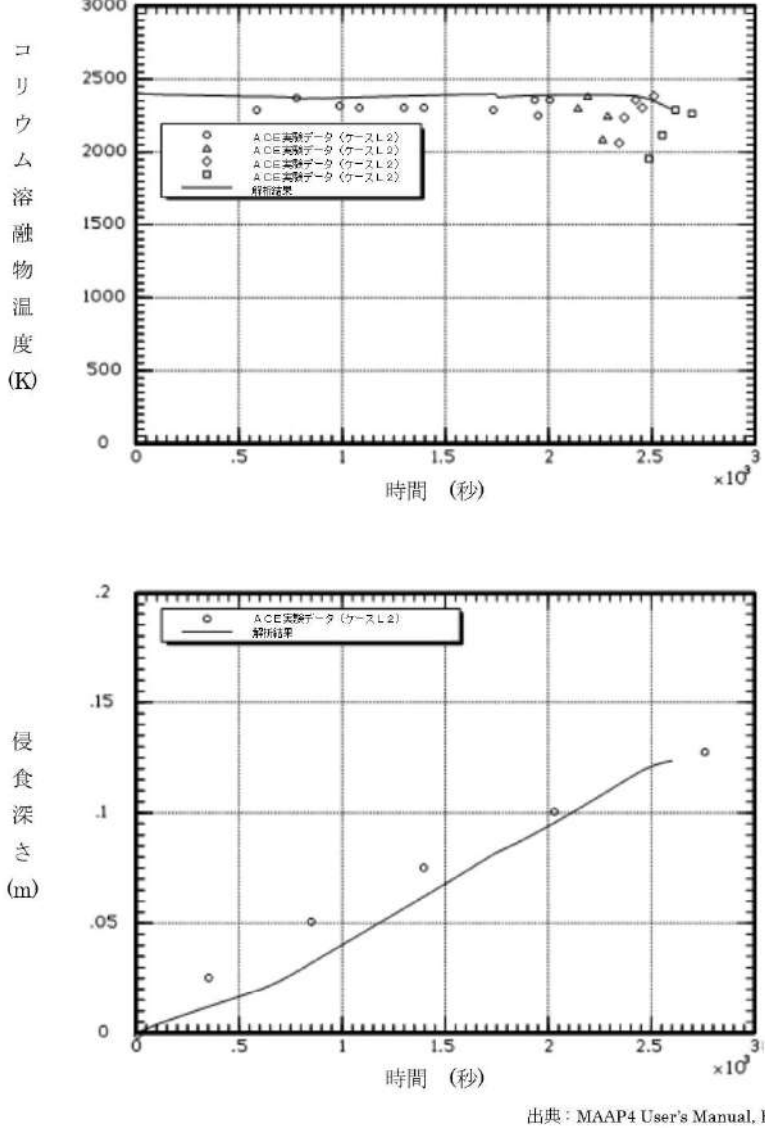
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)  
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

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>図 4.2-34 ACE 実験装置の概要</p>	<p>図 4.2-23 ACE 実験装置の概要</p>	

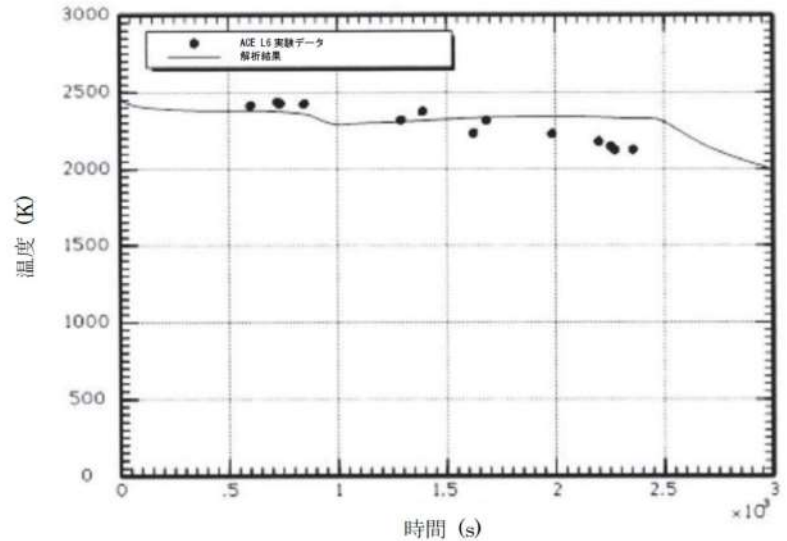
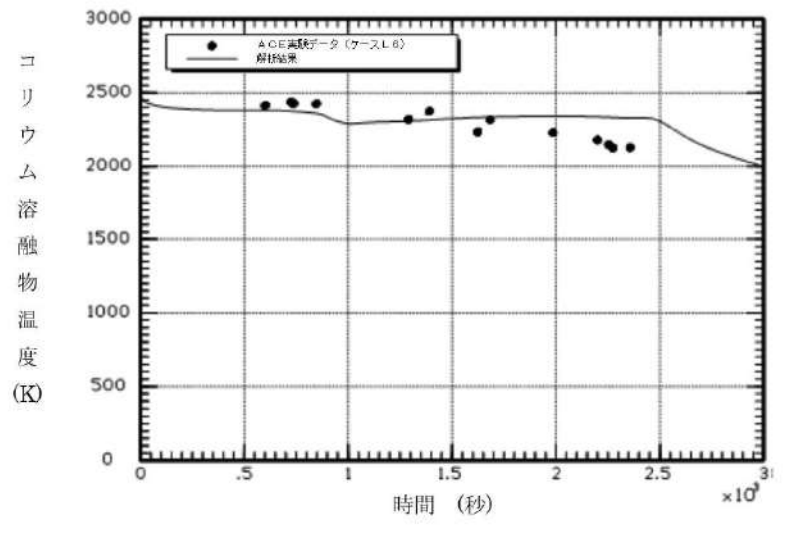
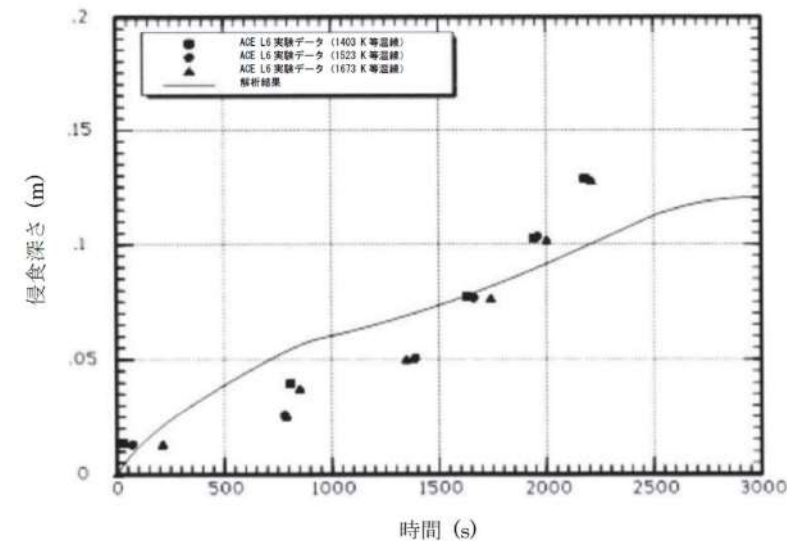
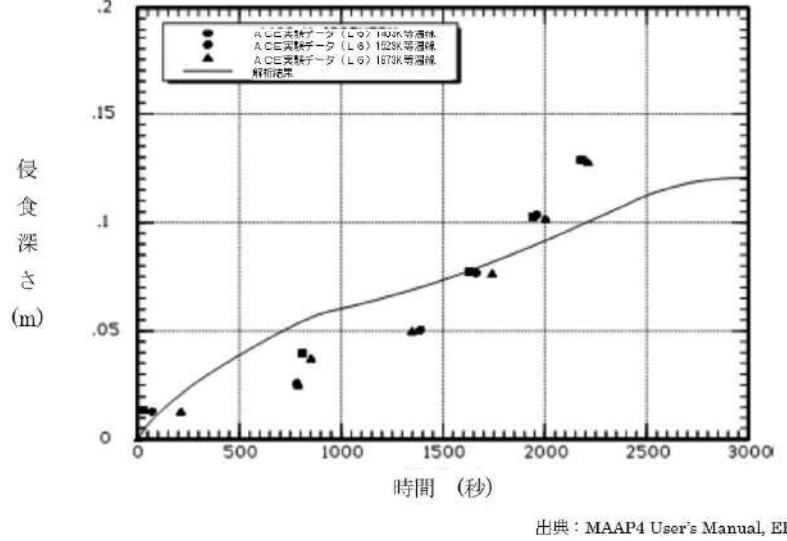
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)  
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4.2-35 ACE 実験解析におけるノード分割</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	<p>図 4.2-24 ベンチマーク解析モデル (MAAPコード)</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>温度 (K)</p> <p>時間 (s) <math>\times 10^3</math></p> <p>温度 (K)</p> <p>時間 (秒) <math>\times 10^3</math></p> <p>LEAKAGE DEPTH (m)</p> <p>時間 (s) <math>\times 10^3</math></p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	 <p>コリウム溶融物温度 (K)</p> <p>時間 (秒) <math>\times 10^3</math></p> <p>LEAKAGE DEPTH (m)</p> <p>時間 (秒) <math>\times 10^3</math></p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	
<p>図 4.2-36 ACE 実験の解析結果 (L2 実験)</p>	<p>図 4.2-25 ACE 実験ベンチマーク解析結果 (ケース L2)                  コリウム溶融物：PWR コリウム溶融物 (部分酸化)                  コンクリート：ケイ土系コンクリート</p>	

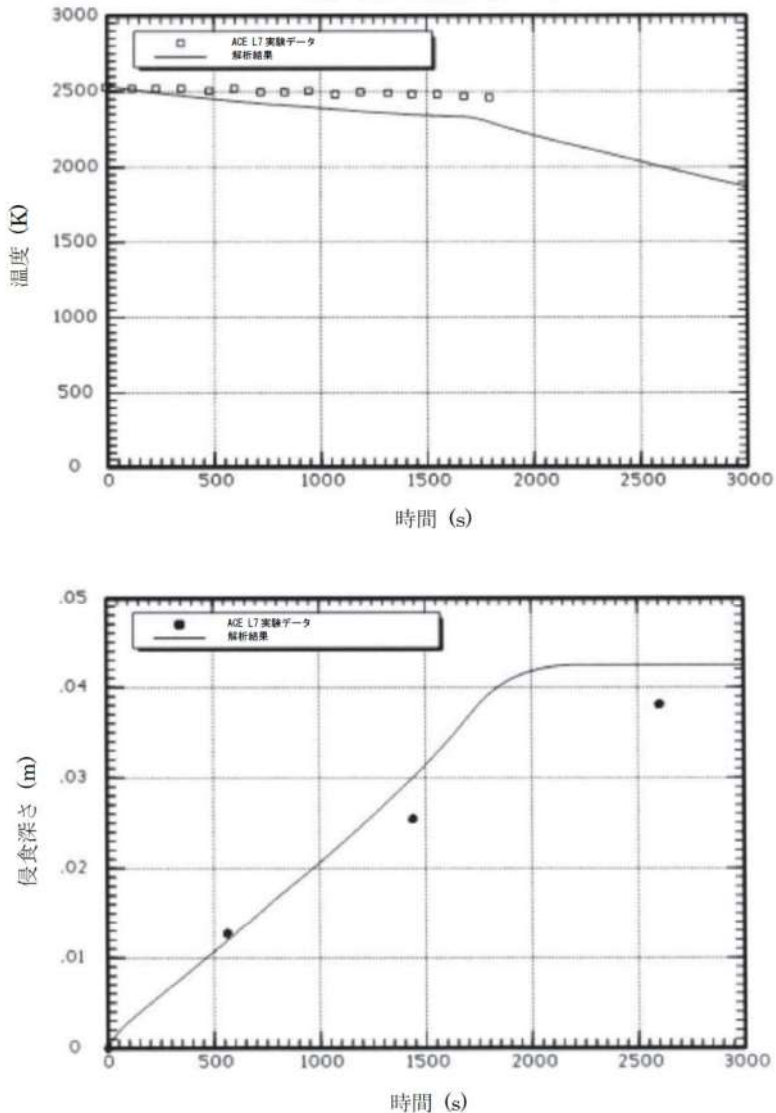
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）  
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>温度 (K)</p> <p>時間 (s) <math>\times 10^3</math></p> <p>ACE L6 実験データ 解析結果</p>	 <p>コリウム溶融物温度 (K)</p> <p>時間 (秒) <math>\times 10^3</math></p> <p>ACE 実験データ (ケース L6) 解析結果</p>	
 <p>侵食深さ (m)</p> <p>時間 (s)</p> <p>ACE L6 実験データ (1400 K等温線)          ACE L6 実験データ (1523 K等温線)          ACE L6 実験データ (1673 K等温線)          解析結果</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 4.2-37 ACE 実験の解析結果 (L6 実験)</p>	 <p>侵食深さ (m)</p> <p>時間 (秒)</p> <p>ACE 実験データ (L6) 1400K等温線          ACE 実験データ (L6) 1523K等温線          ACE 実験データ (L6) 1673K等温線          解析結果</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 4.2-26 ACE 実験ベンチマーク解析結果 (ケース L6)          コリウム溶融物：PWR コリウム溶融物 (部分酸化, 制御棒材質を含む)          コンクリート：ケイ土系コンクリート</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（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="705 1324 1008 1348">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p data-bbox="403 1364 772 1388">図 4.2-38 ACE 実験の解析結果 (L7 実験)</p>		<p data-bbox="1971 167 2116 263">※BWR 特有の実験のため泊では記載していない</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4.2.6 SURC-4 実験解析</p> <p>(1) 実験の概要</p> <p>SURC-4 実験<sup>[18]</sup>は米国サンディア国立研究所で行われたMCCI実験であり、OECD/NEAの国際標準問題（ISP-24）にも選定されている。</p> <p>実験装置の概要を図4.2-39に示す。試験装置は、アルミニウム製格納容器とその内部に設置された円筒状のるつぼから構成される。るつぼの側壁及び蓋は厚さ約10cmのMgO製鋳造物であり、るつぼ全体の大きさは直径約60cm、高さ約100cmである。るつぼの下部には、厚さ約40cmの玄武岩系コンクリート床が設置され、コンクリートの侵食は内部に設置された熱電対により観測される。</p> <p>実験では、コンクリート侵食が開始するまで、約200kgのステンレス鋼と模擬FPから成るコリウムを約60kWの電気出力で誘導加熱し、それによるコンクリート侵食及びコリウム温度が測定されている。また、化学反応とガス放出への影響を調査するため、コンクリート侵食開始から約14分後に約20kgのジルコニウムをコリウムに投入している。最終的な侵食深さは約24.5～27.5cmであった。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>SURC-4 実験は、ACE実験と同様のモデルで模擬できることから、図4.2-35に示したモデルを用いている。</p> <p>解析ではコンクリートの侵食が開始した時間を零と定義し、その時点における各部の温度等を境界条件として与える。コリウムの初期温度は1,750Kであり、コンクリート床の初期温度は、コリウムとの界面ではコンクリート融点、底面では室温としている。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>図4.2-40に侵食深さの解析結果を測定データと比較して示す。解析による侵食率は、測定データとの良好な一致を得ている。なお、SURC-4 実験では外周部のコンクリート侵食深さが大きくなっており、解析結果と相違が見られるが、これは、実験では外周部からの誘導加熱によって溶融物を加熱しているため、外周部への入熱量が大きくなる試験体系によるものと考えられる。</p>	<p>4.2.5 SURC 実験解析</p> <p>(1) 実験の概要</p> <p>SURC (Sustained Uranium-Concrete Interaction) 実験<sup>[18]</sup>はサンディア国立研究所で行われたMCCI実験の一つである。本実験は、コード比較のための国際標準問題（ISP-24）に選定されている。実験装置の概要を図4.2-27に示す。円筒状の反応るつぼがアルミ容器内に設置されている。アニュラス部とるつぼの蓋はMgOできている。反応るつぼの床は厚さ40cmの玄武岩系コンクリートであり、温度記録用の熱電対が設置されている。</p> <p>200kgのステンレス鋼と模擬FPがコンクリート侵食の開始まで加熱される。本実験では、観測されたコンクリート侵食深さは24.5～27.5cmである。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>解析モデルは、ACE実験と同様の体系で模擬できることから、図4.2-24に示したものをを用いている。</p> <p>ベンチマーク解析の初期状態としては、コンクリート侵食開始のタイミングを0秒として取り扱い、実験におけるその時点の状態（初期ガス温度等）を境界条件として与えている。0秒でのコリウム溶融物温度は、1,750Kである。コンクリート侵食開始時のベースマットの温度は、コリウム溶融物との界面はコンクリート融点とし、底面は室温とし、コンクリート内部は放物線状の温度分布としている。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>ベンチマーク解析の初期状態としては、コンクリート侵食開始のタイミングを0秒として取り扱い、実験におけるその時点の状態（初期ガス温度等）を境界条件として与えている。0秒でのコリウム溶融物温度は1,750Kである。コンクリート侵食開始時のベースマットの温度は実験から得られた準静的な温度プロファイルを基に、熱境界層において放物線を描くと想定し、その頂部（コリウム溶融物との接触面）はコンクリート融点、底部は環境温度と想定している。</p> <p>実験データとベンチマーク解析結果の比較を図4.2-28に示す。解析によるコンクリート侵食深さは実験データをよく再現できている。</p> <p>SURC-4 実験に対するベンチマーク解析の結果から、コンクリート侵食挙動に関するMAAPコードのMCCIモデルの妥当性を確認した。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

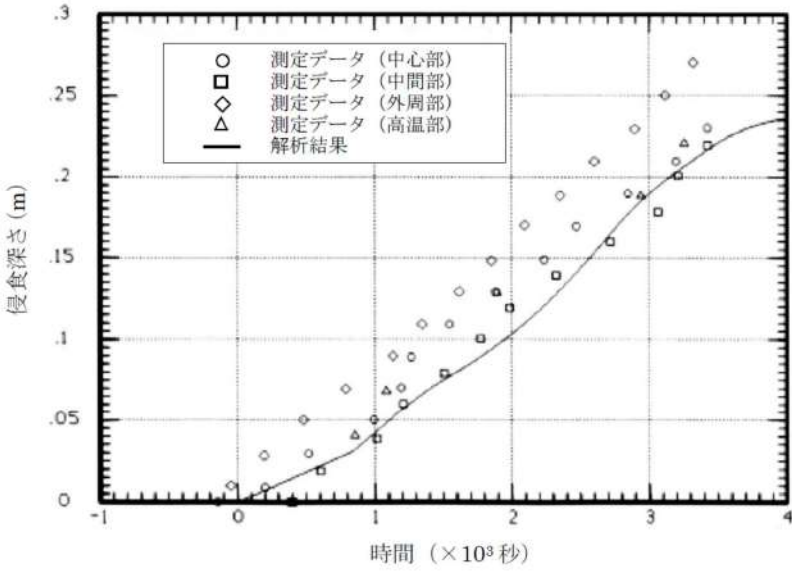
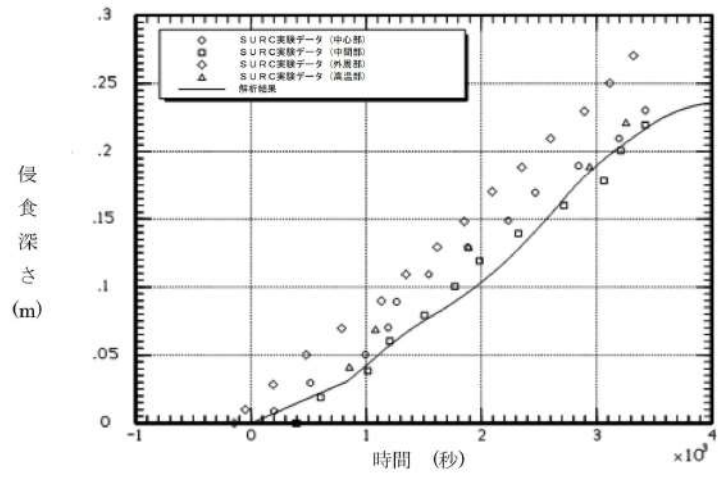
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(4) 重要現象に関する不確かさの評価</p> <p>有効性評価における重要現象として抽出された項目について、解析結果に基づいてMAAPの不確かさを評価する。</p> <p>SURC-4 実験では、冷却水の注水がなく、かつコリウム及びコンクリートの配置が既知である。したがって、冷却水の熱水力的挙動や幾何形状の不確かさを最小化した条件においてコンクリート侵食挙動を確認することができ、熔融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさを評価する上で有効である。</p> <p>MAAP解析では、実験で観測されたコンクリ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



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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 4.2-39 SURC-4 実験装置図</p>	<p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 4.2-27 SURC-4 実験装置図</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)  
 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>○ 測定データ (中心部)                  □ 測定データ (中間部)                  ◇ 測定データ (外周部)                  △ 測定データ (高温部)                  — 解析結果</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 4.2-40 SURC-4 実験の解析結果</p>	 <p>○ SURC実験データ (中心部)                  □ SURC実験データ (中間部)                  ◇ SURC実験データ (外周部)                  △ SURC実験データ (高温部)                  — 解析結果</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 4.2-28 SURC-4 実験の模擬解析結果</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>蒸気発生器圧力は、全体的に実験データと一致しているが、実験では約50秒に伝熱管が露出して減圧するのに対して、MAAPコードではやや遅れる結果となっている。また、同様に、破断流量も50秒まではよく一致し、その後はMAAPコードが高めに推移している。</p> <p>初期の応答（～約50秒）に着目すると、実験データでは、蒸気ドームの二相水位が2.5秒後に蒸気発生器頂部に達することで液相放出が開始し、約30秒まで継続した後に蒸気放出へと移行するが、MAAPコードにおいても実験データと同等の応答が得られており、これは、MAAPコードの解析モデルが、伝熱部入口での逆流（伝熱部からダウンカマへの流れ）と、上部ドームでの二相水位膨張を考慮できているためである。33秒時点での放出質量は実験データが363kg（初期質量の約66%）であるのに対し、MAAPコードでは330kg（初期質量の約60%）となっており、よく一致した結果が得られている。</p> <p>その後の応答（約50秒～）については、蒸気発生器圧力及び破断流量は、MAAPコードの方が高めの推移となるが、この原因は、湿分離器がモデル化されていないために蒸気発生器出口のクオリティが、蒸気ドーム部の二相水位と蒸気発生器頂部のボイド率に依存するためである。即ち、前述の放出質量の差のために伝熱管の露出が遅れ、その結果として減圧も遅れることで、圧力が高くなり、約50秒以降の破断流量が多めに推移している。</p> <p>伝熱部のコラプスト水位及び1次冷却系から2次冷却系への伝熱量は、全体的にMAAPコードの方が高めに推移しているが、実験結果の特徴をよく捉えている。</p> <p>b) 給水流量喪失解析</p> <p>蒸気発生器圧力、1次冷却材低温側配管温度、ダウンカマ水位、伝熱部コラプスト水位についての実験データと解析結果の比較を、図4.2-31に示す。</p> <p>蒸気発生器圧力は、実験データの特徴を捉えた応答であるが、やや低めに推移する傾向がある。1次冷却材低温側温度は、実験結果とよく一致している。ダウンカマ水位は、実験データとよく一致している。また、伝熱部コラプスト水位は、実験データの特徴を捉えているものの、高めに推移している。これは、伝熱部でのボイド率を線形分布と仮定しているためである。ダウンカマ水位と伝熱部コラプスト水位の応答は、両者の質量や流動圧力損失が釣り合った結果であり、実験結果の応答の特徴をよく捉えた推移となっていることから、事故条件下の蒸気発生器の応答を適切に模擬できている。</p> <p>(4) 不確かさの整理</p> <p>以上の結果より、MB-2実験結果に対するMAAPコードによる解析結果は、実験結果の応答の特徴を捉え、よく模擬できていると判断できる。これは、シンプルな蒸気発生器の領域分割と内部再循環やボイド率計算モデルが、これらの事故条件下の蒸気発生器の応答を適切に模擬できることを示している。</p> <p>有効性評価において、MAAPコードをLOCA及び全交流動力電源喪失に適用するが、LOCA時には1次冷却系保有水量が早期に減少し、1次冷却系と2次冷却系の伝熱量の事象進展に与える影響は小さいことから、全交流動力電源喪失に関して考察する。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>全交流動力電源喪失が発生し、補助給水に失敗する場合は、1次側からの伝熱により2次側が昇温及び昇圧される状態であり、MB-2実験の給水流量喪失のケースから考察する。図4.2-31(1/2)に蒸気発生器圧力と1次冷却材低温側温度の比較を示している。1次冷却材低温側温度は、1次冷却系と2次冷却系の伝熱による1次側への影響が現れたものであり、実験データとほぼ一致した挙動である。また、蒸気発生器圧力は、1次冷却系と2次冷却系の伝熱による2次側への影響が現れたものであり、実験データと0.2MPaの範囲で一致する挙動となっている。また、1次冷却系と2次冷却系の伝熱において、蒸気発生器2次側水位も影響する要因であり、図4.2-31(2/2)のダウンカマ水位、伝熱部コラプスト水位とともに、実験データよりわずかに高めに推移するものの、概ね一致した挙動である。</p> <p>以上より、「1次冷却系・2次冷却系の熱伝達」については、MAAPコードの蒸気発生器2次側モデルによる計算結果の有する不確かさは小さいと言える。</p> <p>一方、全交流動力電源喪失において2次側が昇温及び昇圧した場合、2次冷却系からの冷却材放出が発生するが、これについては、MB-2実験の100%主蒸気管破断のケースから考察する。図4.2-30(1/2)に示すように、主蒸気管破断とともに蒸気発生器圧力は低下しており、蒸気ドームの二相水位が早期に蒸気発生器頂部に達するために、液相も放出されている。破断流量は、概ね実験データと一致する結果が得られているが、液相放出質量としては、実験データよりやや高めに推移する傾向があり、この結果、図4.2-30(2/2)に示すように、初期のコラプスト水位がやや低めに、伝熱量が高めに推移する結果となっている。これは、前述のとおり、湿分分離器がモデル化されていないために蒸気発生器出口のクオリティが、蒸気ドーム部の二相水位と蒸気発生器頂部のボイド率に依存するためである。</p> <p>以上より、「冷却材放出」については、放出質量自体はほぼ適正に評価できるが、液相放出については過大に評価するため、その結果、「1次冷却系・2次冷却系の熱伝達」についても過大に評価する可能性がある。</p> <p>また、上記より、「2次側水位変化・ドライアウト」については、ダウンカマ水位、伝熱部コラプスト水位、ともにほぼ適正に評価できるが、液相放出時には低めに評価する可能性がある。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>図 4.2-29 MB-2 実験装置の概略</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>The figure consists of two vertically stacked line graphs. The top graph plots '蒸気発生器圧力 (MPa)' (Steam generator pressure in MPa) on the y-axis (ranging from 1 to 8) against '時間(秒)' (Time in seconds) on the x-axis (ranging from 0 to 100). It compares 'MB-2実験' (MB-2 experiment, dashed line with open circles) and '解析結果' (Analysis results, solid line). Both curves start at approximately 7.5 MPa at 0 seconds and decrease to about 1.5 MPa at 80 seconds. The bottom graph plots '破断流量 (kg/s)' (Rupture flow rate in kg/s) on the y-axis (ranging from 0 to 30) against '時間(秒)' (Time in seconds) on the x-axis (ranging from 0 to 100). It compares 'MB-2実験 (破断流量)' (MB-2 experiment rupture flow rate, solid line with solid circles) and '解析結果 (破断流量)' (Analysis results rupture flow rate, dashed line with open circles). Both curves start at approximately 27 kg/s at 0 seconds and decrease to about 5 kg/s at 80 seconds. A legend in the bottom graph also includes 'MB-2実験 (液相放出量)' (MB-2 experiment liquid phase release quantity, solid line with solid circles) and '解析結果 (液相放出量)' (Analysis results liquid phase release quantity, dashed line with open circles), which appear to overlap with the rupture flow rate data.</p>	

出典：MAAP4 User's Manual, EPRI  
 図 4.2-30 MB-2 実験ベンチマーク解析結果 (100%主蒸気管破断) (1/2)

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>伝熱部コラプスト水位 (m)</p> <p>時間(秒)</p> <p>1次系から2次系への伝熱量 (kW)</p> <p>時間(秒)</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 4.2-30 MB-2 実験ベンチマーク解析結果 (100%主蒸気管破断) (2/2)</p>	



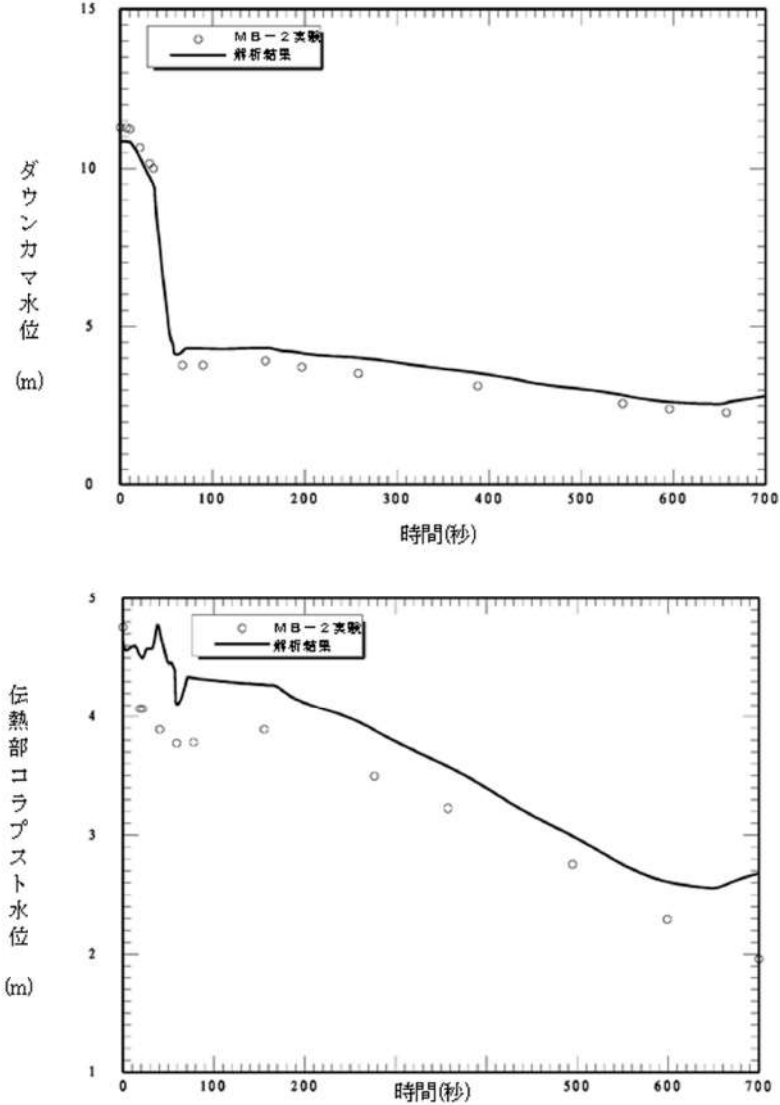
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）  
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>蒸気発生器圧力 (MPa)</p> <p>時間(秒)</p> <p>1次冷却材低温側温度 (K)</p> <p>時間(秒)</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 4.2-31 MB-2 実験ベンチマーク解析結果 (給水流量喪失) (1/2)</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 4.2-31 MB-2 実験ベンチマーク解析結果 (給水流量喪失) (2/2)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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



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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ける燃料被覆管温度の急上昇は、ジルコニウム酸化反応による発熱が原因と考えられる。燃料被覆管温度及び水素ガス発生量はピークを過ぎるとすぐに減少する。これは、熔融燃料のキャンドリングが開始することで燃料被覆管と水蒸気の接触面積が減少し、酸化反応も減少したためと推測される。高さ300mmの場合に、約1,500℃に到達した時点で急激な温度上昇が発生していないことも、上部からのキャンドリングにより酸化反応が顕著にならなかったものと推測される。ジルコニウム酸化反応の進展により燃料被覆管外面には酸化ジルコニウム層が形成されるが、燃料被覆管内面の金属部は1,800℃程度で熔融するため、それ以上の温度になると酸化ジルコニウム層のみで燃料棒としての形状を維持することになる。約2,200℃を超えると熔融した燃料被覆管による二酸化ウランの溶解現象が進み、燃料被覆管内部は溶解物割合が高まる。そのような状況では酸化ジルコニウム層では燃料被覆管形状を維持できずに破損し、溶解物が流下することになると考えられている。同時に上部に残っていた燃料も落下すると考えられている。図4.2-52には水素ガス発生量の積算値を示しているが、最終的に発生した水素ガス量は96±13gと推定されており、これは初期ジルカロイの64%が酸化したことに相当する。</p> <p>図4.2-53及び図4.2-54には、一次系及び原子炉格納容器内に放出された希ガス及びよう素の割合を示す。オンライン計測によると、実験開始後約6,000秒には燃料被覆管破損にともなう少量のFP放出が確認されているが、希ガス及びよう素の放出が顕著になるのは、ジルコニウム酸化反応にともなう発熱により燃料温度が急上昇する実験開始後約11,000秒である。その後、燃料温度は高温を維持するため、希ガス及びよう素の放出は継続されるが、実験開始後約17,000秒で加熱がなくなると、積算放出割合はほぼ一定となる。図4.2-55に実験結果の分析から得られたよう素の回路内マスバランスを示す。よう素のバンドル内残存割合は約13%であり、したがって最終的にはバンドル外へ約87%が放出された。一方、1次系（コールドレグ）内質量流量の測定値からは、1次系を通過して原子炉格納容器内に放出された希ガスの割合は約77%となるが、PHEBUS-FPT1実験最終報告書<sup>[20]</sup>においては、燃料の損傷度合いやよう素等の揮発性核種の放出量との比較結果から、この値はやや過小評価であり、実際はよう素と同等の80～85%程度であったと推定されている。</p>	<p>燃料被覆管温度及び水素発生量がピークを過ぎるとすぐに減少して、急上昇する以前と同程度に戻る。これは、熔融燃料のキャンドリングが開始することで燃料被覆管と水蒸気の接触面積が低下し、酸化反応も減少したためと推測される。高さ300mmの場合に、1,500℃に到達した時点で急激な温度上昇が発生していないことも、上部からのキャンドリングにより酸化反応が顕著にならなかったものと推測される。つまり、ジルコニウム-水反応の進展により燃料被覆管外面には酸化ジルカロイ層が形成されるが、燃料被覆管内面の金属ジルカロイは1,800℃程度で熔融するため、それ以上の温度になると酸化ジルカロイ層のみで燃料棒としての形状を維持することになる。約2,200℃を超えると熔融ジルカロイによる二酸化ウランの溶解現象が進み、燃料被覆管内部は溶解物割合が高まる。そのような状況では酸化ジルカロイ層では燃料被覆管形状を維持できずに破損し、溶解物が流下することになると考えられている。同時に上部に残っていた燃料も落下すると考えられている。主要な酸化反応の時間幅は約1,000秒であり、水素発生量の総量から初期ジルカロイの約64%が酸化したと推定されている。</p> <p>一方、FPガスの発生に関し、図4.2-42及び図4.2-43に希ガス及びよう素の挙動を示す。燃料被覆管は約6,000秒、約850℃で破損しており、ギャップ中のFPの放出が始まり、その後、約11,000秒でジルコニウム酸化反応熱により燃料温度も急上昇すると、希ガス及びよう素の放出量が大きく上昇を始める。これは、約11,000秒でジルコニウム酸化反応熱により燃料温度も急上昇し、燃料ペレットからの希ガスや高揮発性FPの放出が急増したことを示す。その後も、希ガス及びよう素共に概ねバンドル過熱履歴との相関をもった形で放出を継続するが、約17,000秒で加熱が無くなると、燃料被覆管温度は急激に低下し、FP放出はほとんど停止する。希ガス及びよう素の放出割合は放出開始時に共に0.08程度、総放出量は0.8前後となっている。希ガスとよう素の最終的な放出割合には若干の差が生じている点については、次に述べる理由による。図4.2-47に実験結果の分析から整理されたよう素の回路内質量バランスを示す。1次冷却系への放出割合は試験前のような素量から、試験後の燃料中よう素の残存量を差し引くことで求めている。γスペクトロメトリを用い、燃料に残存したよう素からの放射線を測定することでその量を評価する手法が採られており、燃料中よう素の残存量は13±4%と評価されている。したがって、燃料から放出されたよう素は87±4%と評価されている。γスペクトロメトリの結果からは、残存部分は燃料の損傷がない燃料バンドル下部に多く存在する。一方、希ガスは、模擬格納容器に設置されたサンプリング装置により収集した量から約77.4%と評価されているが、PHEBUS-FPT1実験最終報告書<sup>[20]</sup>においては、燃料の損傷度合いやよう素等の揮発性核種の放出量との比較結果から、やや過小評価であり、実際はよう素と同等の80～85%程度であったと推定されている。</p> <p>このように、燃料からのFP放出過程としては、ギャップ放出（約6,000秒～）、燃料破損後（約11,000秒～）の2段階に分けることができるが、FP放出の大部分は後者で起こり、かつ、燃料破損の進展とともに上昇する。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>B) 解析結果の考察</p> <p>燃料被覆管温度の解析結果を図4.2-47、図4.2-48、図4.2-49及び図4.2-50に示すが、炉心の加熱出力が増加する実験開始後約8,000秒まで、解析結果と測定データは良く一致している。その後、解析結果は測定データをやや上回る傾向を示しており、急上昇が生じる時刻は測定データに比べて500秒程度早くなっている。図4.2-51には水素ガス流量の解析結果を示しているが、実験開始後約8,000秒から水素ガス流量はやや大きく予測されており、このためジルコニウム-水反応による発熱量が実験に比べて大きくなったと考えられる。この結果は、燃料被覆管温度の解析結果が測定データを上回り、また燃料被覆管温度の急上昇を早く予測した結果と整合する。図4.2-52には、積算水素ガス量を示すが、最終的な水素ガス発生量の解析結果は測定データに比べて3割程度多くなっている。</p> <p>MAAPの解析では燃料被覆管温度が約1,600℃以上でBaker-Justモデル、それより低温ではCathcartモデルを使用しているが、燃料被覆管温度が1,500℃程度から急上昇した後の挙動は実験と解析ともに同程度であることから、Cathcartモデルによる酸化速度が大きめの傾向を持つことが考えられる。解析結果と測定データの差異については、実験体系のモデル化が要因の一つと考えられる。すなわち、図4.2-44に示すとおり実験のバンドル形状は5×5配列であり、燃料棒間及び外周構造体との放射熱伝達や、水蒸気による対流熱伝達による影響を考慮すると、半径方向には比較的大きな温度分布が生じると考えられる。実際に図4.2-56に示す実験後の燃料バンドルのX線トモグラフィでは、半径方向にかなり強い非均質性が見られている。一方、解析においては、バンドルを内側12本、外側8本の2領域で模擬しているため、半径方向の温度分布が実験に比べて均質化されることにより、燃料被覆管温度の予測性に影響を与えている可能性がある。</p> <p>約11,000秒付近の燃料被覆管温度のピーク値については、解析結果が実験結果より数十℃高めになっている。また、高さ300mmの場合は実験に見られない急上昇が見られる。これはキャンディング開始タイミングに関係している。キャンディング開始タイミングは、燃料棒内で溶融した被覆管による二酸化ウランの溶解速度と、酸化ジルコニウム層による形状維持の限界タイミングに依存しており、後者の酸化ジルコニウム層の破損は振動や流れによる外力の影響が大きい。解析では2,500K（約2,227℃）にて溶融ジルカロイによる二酸化ウランの溶解が開始するとともに酸化ジルコニウム層の破損によるキャンディング開始をモデル化している。この温度が実験での観察結果より若干高い設定となっており、キャンディング開始タイミングが遅れたため、キャンディングによって酸化反応が阻害されていないことになるが、二酸化ウランの融点（約2,800℃）より低い温度で液化するという観点からは妥当であるといえる。</p> <p>図4.2-53及び図4.2-54にFP積算放出割合の解析結果を示す。FP放出が開始される時間は、解析結果と測定データで良く一致している。これは、燃料被覆管破損が生じる実験開始後約6,000秒まで、燃料被覆管温度を良く再現できていることから妥当な結果と考</p>	<p>B) 解析結果の考察</p> <p>次に実験と解析結果の比較について考察する。</p> <p>燃料被覆管温度挙動（図4.2-38～図4.2-41）については、燃料被覆管破損時（約6,000秒）の温度は実験結果と同等であり、ギャップ放出の時期については、よく模擬できている。11,000秒近傍でジルコニウム-水反応により温度は急上昇し1,500℃を超える時刻は解析が実験より500秒程度早くなっている。これは水素流量が急増するタイミングの違いと強い相関があるので、解析ではジルコニウム-水反応の増加挙動を大きめに評価し、その結果生じる反応熱でバンドル外周部の燃料被覆管の温度上昇も速くなったと考えられる。図4.2-45に水素積算量を示すように、解析の方が3割程度、水素発生量が大きくなっていることから、ジルコニウム-水反応による酸化反応熱を大きめに評価している結果となっている。</p> <p>MAAPコードの解析では燃料被覆管温度が1,580℃以上でBaker-Justモデル、それ以下でCathcartモデルを使用しているが、燃料被覆管温度が1,500℃程度から急上昇した後の挙動は実験と解析ともに同程度であることから、1,500℃以下で使用しているCathcartモデルによる酸化速度が大きめの傾向を持つことが考えられる。しかし、燃料被覆管温度は燃料棒間あるいは外周構造材との放射熱伝達や、蒸気流との熱伝達によっても影響を受けていると考えられる。即ち、実験のバンドル形状は5×5配列で四隅は温度計若しくは流路となっているのに対して、解析では内側12本、外側8本を2チャンネルで模擬したドーナツ状の体系となっているため、解析ではバンドル内の半径方向温度分布をかなり平均化した扱いとなるために、伝熱流動の観点から要因となりうる。実験後のX線トモグラフィによると、バンドル内部では半径方向にも軸方向にも複雑に損傷しており、2チャンネルでモデル化しきれない様相は示していない。</p> <p>約11,000秒付近の燃料被覆管温度のピーク値については、解析結果が実験結果より数十℃高めになっている。また、高さ300mmの場合は実験に見られない急上昇が見られる。これはキャンディング開始タイミングに関係している。キャンディング開始タイミングは、燃料棒内で溶融ジルカロイによる二酸化ウランの溶解速度と、二酸化ジルカロイによる形状維持の限界タイミングに依存しており、後者の二酸化ジルカロイ層の破損は振動や流れによる外力の影響が大きい。解析では2,500K（2,227℃）にて溶融ジルカロイによる二酸化ウランの溶解が開始するとともに二酸化ジルカロイ層の破損によるキャンディング開始をモデル化している。この温度が実験での観察結果より若干高い設定になっていることとなるが、二酸化ウランの融点（2,800℃程度）より低い温度で液化するという観点で模擬性は高いといえる。</p> <p>FP挙動については、実験結果ではほぼ一定の割合で放出割合が増大しているが、解析結果では放出開始時に希ガス及びヨウ素とともに急速に約0.5まで放出されており、実験に比べて上昇の幅が大きい。それ以降は逆に実験よりも低い速度で模擬格納容器に放出される。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>F P放出割合の解析結果と測定データの比較から、F P放出の開始時間を良く再現できることを確認している。</p> <p>解析結果と測定データの差異については、実験体系のモデル化が要因の一つと考えられる。PHEBUS-FP 実験では、実機の炉心に比較して小規模な体系を扱っており、個々の燃料棒の形態が大きく影響するが、実機体系では、局所的な挙動による影響は相対的に小さくなるため、この種の不確かさは小さくなると考えられる。</p> <p>以上のことから、MAAPによる解析で得られたF P放出割合は、PHEBUS-FP 実験における測定データとの比較から妥当であると考えられる。したがって、MAAPは原子炉圧力容器内F P挙動及び原子炉格納容器内F P挙動に関して、適切なモデルを有していると判断できる。</p>	<p>に評価し、放出の時間変化に相違がある。これらは、小規模な炉心体系の模擬性に起因していると考えられる。</p> <p>上述の小規模な炉心体系の模擬性については、1つのチャンネルに多数の燃料棒を含んだ実機体系とは異なり、PHEBUS-FP 実験のような小規模な体系の場合、本実験のように個々の燃料棒の形態が影響する。即ち、連続的な物理現象を不連続な解析モデルに分割する場合において、体系の大きさによってはモデル化方法が結果に及ぼす影響が大きくなると推測できる。なお、実機スケールでは、ノード分割数が多く、連続的な挙動に近づくため、この種の不確かさは小さくなると考えられる。</p>	



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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>Model of reactor core              PHEBUS Reactor              Experimental cell              Test assembly              Phebus reactor core              Vertical line              Horizontal line (hot leg)              Horizontal line (cold leg)              Steam generator U-tube              PHEBUS containment (10 m<sup>3</sup>)              condensing surfaces              dry surfaces              Painted condensers              hot leg              cold leg              Model of primary circuit including steam generator              Sump              Painted coupon              Model of reactor containment              Fission Product Caisson</p>	<p>Model of reactor core              PHEBUS Reactor              Experimental cell              Test assembly              Phebus reactor core              Vertical line              Horizontal line (hot leg)              Horizontal line (cold leg)              Steam generator U-tube              PHEBUS containment (10 m<sup>3</sup>)              condensing surfaces              dry surfaces              Painted condensers              hot leg              cold leg              Model of primary circuit including steam generator              Sump              Painted coupon              Model of reactor containment              Fission Product Caisson</p>	
<p>図 4.2-41 PHEBUS-PP 実験 (FPT1) における設備概要<sup>[21]</sup></p>	<p>図 4.2-32 PHEBUS-PP 実験設備概要</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4.2-42 PHEBUS-PP 実験 (FPT1) における炉心部の熱電対位置<sup>[21]</sup></p>	<p>図 4.2-33 FPT1 試験炉心部の熱電対設置位置</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>軸方向 ノード番号</p> <p>高さ(mm)</p> <p>1112</p> <p>1110</p> <p>1000</p> <p>900</p> <p>800</p> <p>700</p> <p>600</p> <p>500</p> <p>400</p> <p>300</p> <p>200</p> <p>100</p> <p>0</p> <p>ThO2 (第1層)</p> <p>ThO2 (第2層)</p> <p>蒸気 (第3層)</p> <p>ZrO2 (第4層)</p> <p>蒸気 (第5層)</p> <p>ZrO2 (第6層)</p> <p>イコネ (第7層)</p> <p>36.5mm</p> <p>56mm</p> <p>0mm</p> <p>燃料バンドルは2つのチャンネルでモデル化</p> <p>● 制御棒</p> <p>● チャンネル1 (燃料棒12本)</p> <p>● チャンネル2 (燃料棒8本)</p> <p>燃料バンドル (チャンネル1)</p> <p>シラウド (7層) (断熱材+圧力容器)</p> <p>燃料バンドル (チャンネル2)</p> <p>図 4.2-44 PHEBUS-FP 実験解析における炉心 (燃料バンドル) モデル<sup>[21]</sup></p>	<p>軸方向 ノード番号</p> <p>高さ(mm)</p> <p>1112</p> <p>1110</p> <p>1000</p> <p>900</p> <p>800</p> <p>700</p> <p>600</p> <p>500</p> <p>400</p> <p>300</p> <p>200</p> <p>100</p> <p>0</p> <p>ThO2 (第1層)</p> <p>ThO2 (第2層)</p> <p>蒸気 (第3層)</p> <p>ZrO2 (第4層)</p> <p>蒸気 (第5層)</p> <p>ZrO2 (第6層)</p> <p>イコネ (第7層)</p> <p>36.5mm</p> <p>56mm</p> <p>0mm</p> <p>燃料バンドルは2つのチャンネルでモデル化</p> <p>● 制御棒</p> <p>● チャンネル1 (燃料棒12本)</p> <p>● チャンネル2 (燃料棒8本)</p> <p>燃料バンドル (チャンネル1)</p> <p>シラウド (7層) (断熱材+圧力容器)</p> <p>燃料バンドル (チャンネル2)</p> <p>図 4.2-34 炉心 (燃料バンドル) モデル</p>	

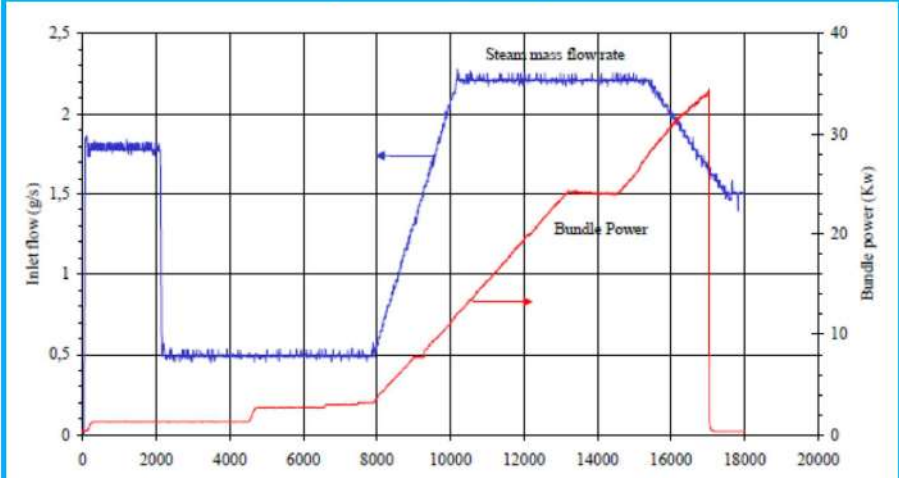
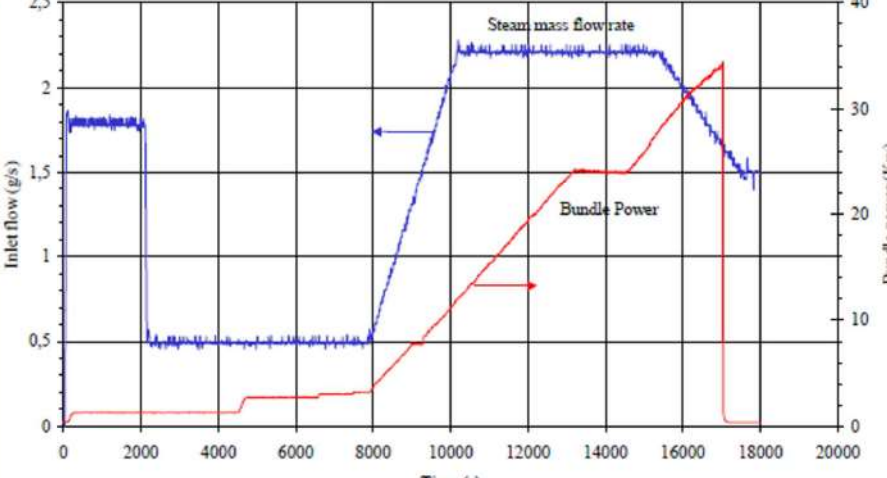
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）  
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>W(X) = Gas Flow Through Junction X          y = Gas Node y</p> <p>Generalized Opening 1 → W(19)          Generalized Opening 2 → W(20)          Generalized Opening 3 → W(21)</p> <p>W(18) - Unbroken Loop Break          W(17) - Broken Loop Break</p> <p>Unbroken Loop(s) - One LOCA Allowed          Broken Loop - One LOCA Allowed</p> <p>RH944176.CDR</p>	<p>W(X) = Gas Flow Through Junction X          y = Gas Node y</p> <p>Generalized Opening 1 → W(19)          Generalized Opening 2 → W(20)          Generalized Opening 3 → W(21)</p> <p>W(18) - Unbroken Loop Break          W(17) - Broken Loop Break</p> <p>Unbroken Loop(s) - One LOCA Allowed          Broken Loop - One LOCA Allowed</p> <p>RH944176.CDR</p>	
<p>図 4.2-45 PHEBUS-FP 実験解析における1次系モデル<sup>[21]</sup></p>	<p>図 4.2-35 1次冷却系モデル</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4.2-46 PHEBUS-FP 実験解析における格納容器モデル<sup>[21]</sup></p>	<p>図 4.2-36 格納容器モデル</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="470 167 728 191">【参考のため掲載順を入替え】</p>  <p data-bbox="280 678 907 702">図 4.2-43 PHEBUS-FP 実験 (FPT1) におけるバンドル出力と蒸気流量<sup>[21]</sup></p>	 <p data-bbox="1288 710 1724 734">図 4.2-37 境界条件 (バンドル出力と蒸気流量)</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4.2-47 PHEBUS-FP 実験 (FPT1) の解析結果 (燃料被覆管温度, 下端から 700mm) <sup>[21]</sup></p>	<p>図 4.2-38 燃料被覆管温度 (700mm) の比較</p>	
<p>図 4.2-48 PHEBUS-FP 実験 (FPT1) の解析結果 (燃料被覆管温度, 下端から 600mm) <sup>[21]</sup></p>	<p>図 4.2-39 燃料被覆管温度 (600mm) の比較</p>	

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

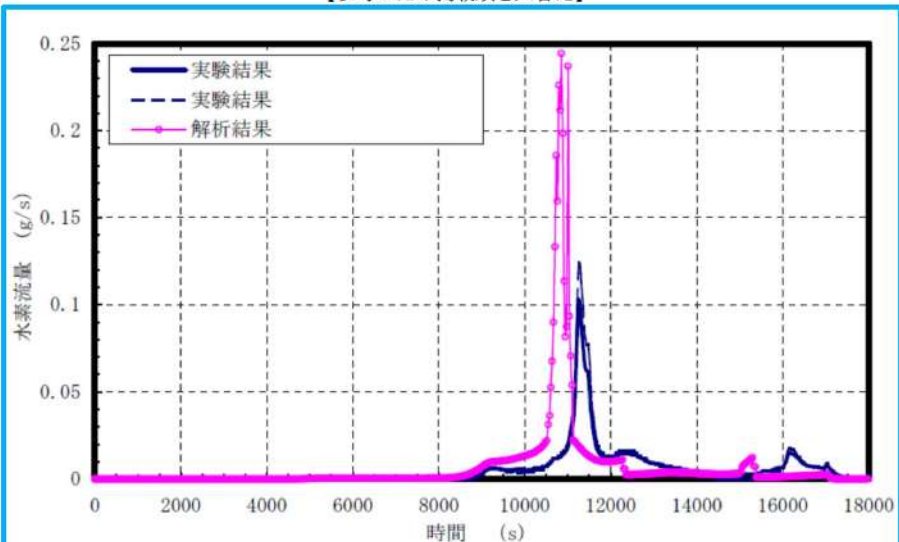
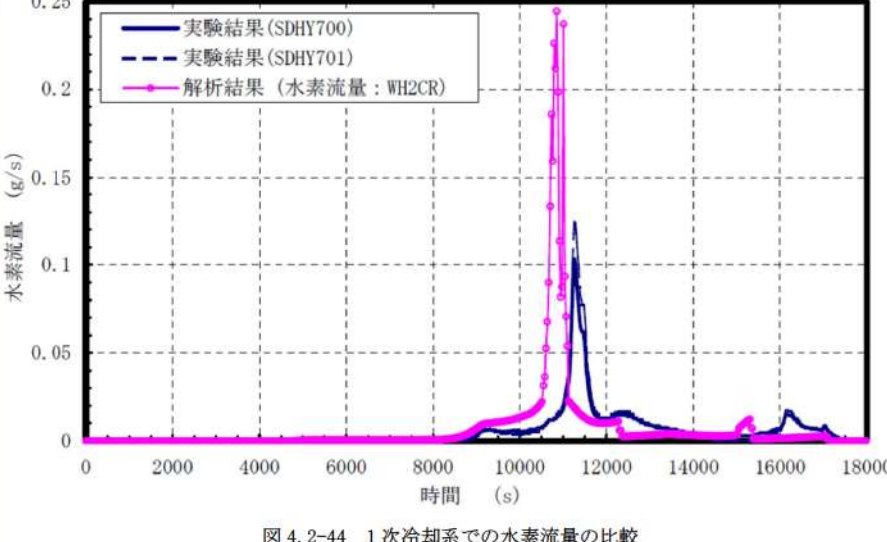
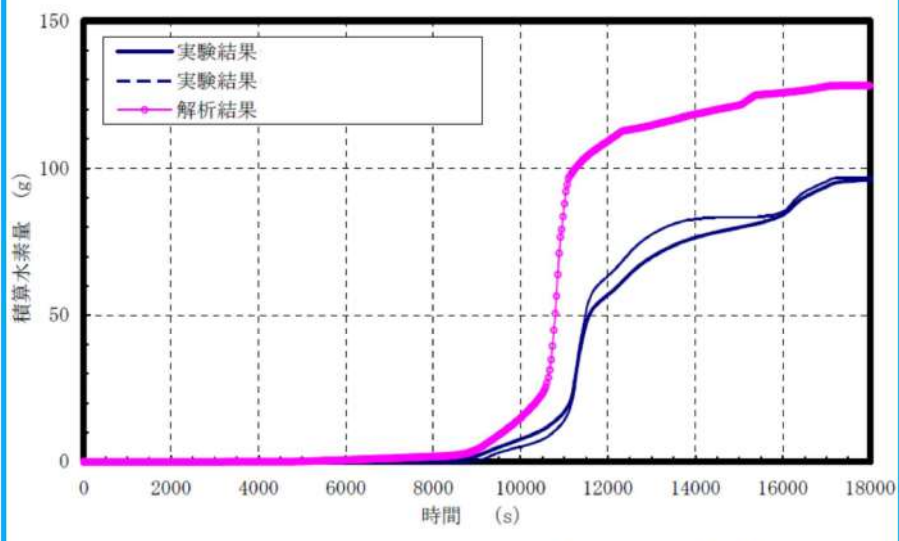
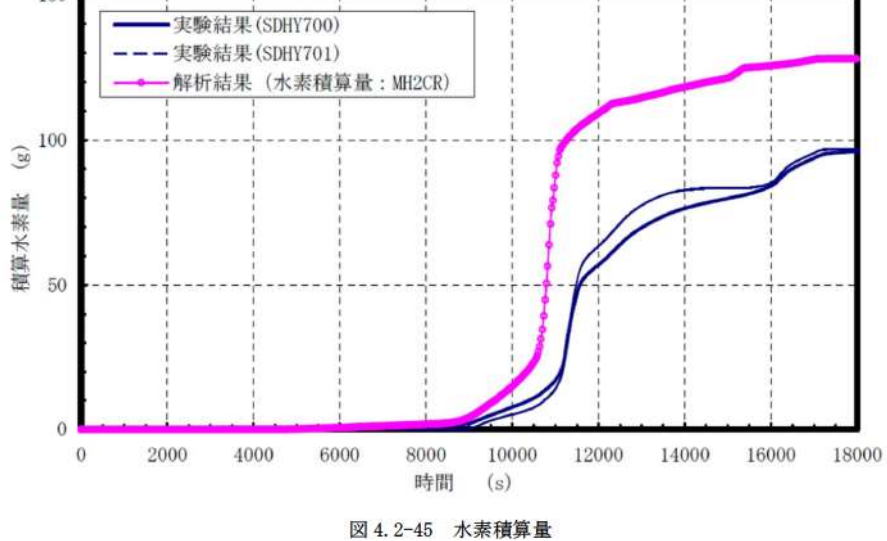
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4.2-49 PHEBUS-FP 実験 (FPT1) の解析結果 (燃料被覆管温度, 下端から 400mm) <sup>[21]</sup></p>	<p>図 4.2-40 燃料被覆管温度 (400mm) の比較</p>	
<p>図 4.2-50 PHEBUS-FP 実験 (FPT1) の解析結果 (燃料被覆管温度, 下端から 300mm) <sup>[21]</sup></p>	<p>図 4.2-41 燃料被覆管温度 (300mm) の比較</p>	



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

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

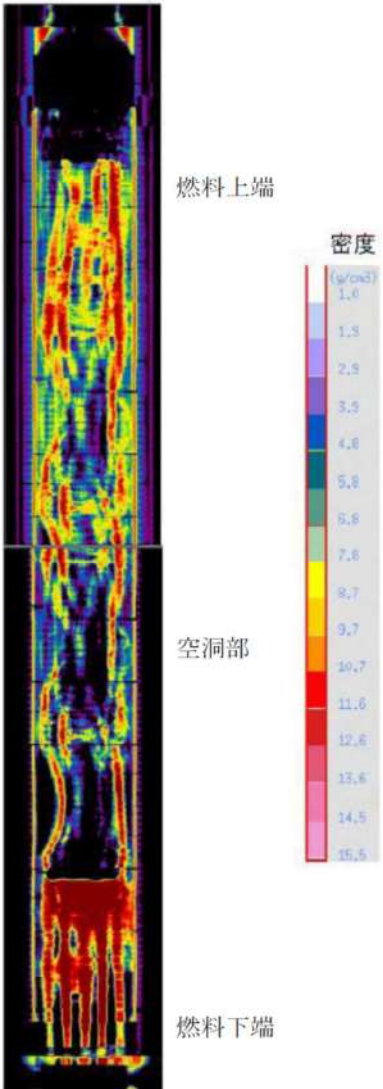
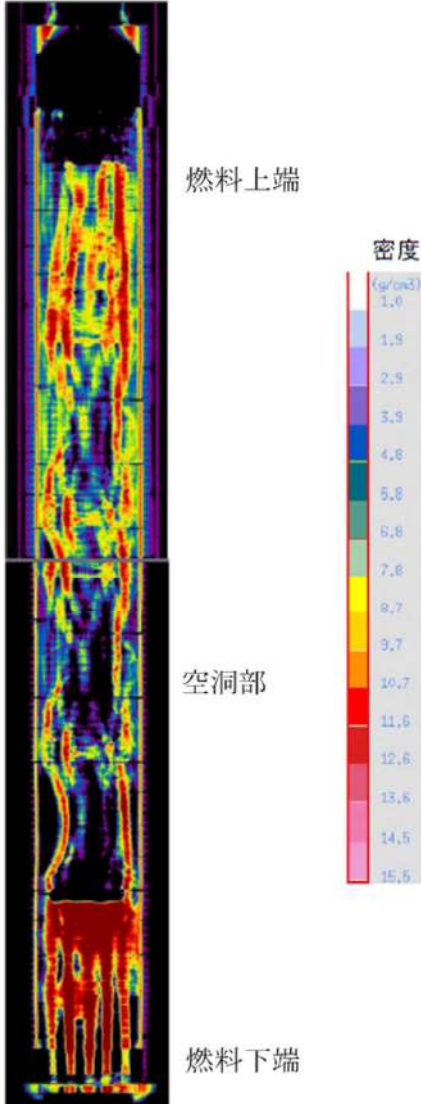
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)  
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>燃料上端</p> <p>密度 (g/cm<sup>3</sup>) 1.0 1.5 2.5 3.5 4.6 5.8 6.6 7.6 8.7 9.7 10.7 11.6 12.6 13.6 14.5 15.5</p> <p>空洞部</p> <p>燃料下端</p>	 <p>燃料上端</p> <p>密度 (g/cm<sup>3</sup>) 1.0 1.5 2.5 3.5 4.6 5.8 6.6 7.6 8.7 9.7 10.7 11.6 12.6 13.6 14.5 15.5</p> <p>空洞部</p> <p>燃料下端</p>	
<p>図 4.2-56 PHEBUS-FP 実験 (FPT1) における燃料バンドルのX線トモグラフ<sup>[21]</sup></p>	<p>図 4.2-46 燃料バンドルのX線トモグラフ</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【参考のため掲載順を入替え】</p> <p>Figure 4.2-55 PHEBUS-FP 実験 (FPT1) におけるよう素の回路内マスバランス [21]</p>	<p>Figure 4.2-47 回路内質量バランス (よう素)</p>	<p>燃料に残存したよう素の量は、13%±4%と評価されている。即ち、1次系に放出されたよう素の量は試験前のような素量から残存量を減じれば算定できるため、87%±4%と評価される。</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4.2.8 ABCOVE 実験解析</p> <p>(1) 実験の概要</p> <p>米国 Hanford Engineering Developing Laboratory で実施された ABCOVE (AB5) 実験<sup>[22]</sup>では、計算コードの妥当性確認を目的に、エアロゾル挙動に関するデータが取得されている。実験では、図 4.2-57 に示すようにコンクリートピットに設置された容積約 852m<sup>3</sup>の格納容器内にエアロゾルを発生させ、凝集及び沈着にともなう気相中のエアロゾル濃度の減少挙動が調査された。</p> <p>主な試験条件を表 4.2-7 に示す。エアロゾルは、スプレインノズルから原子炉格納容器内に噴出させたナトリウムを燃焼させることにより生成される。実験では、約 223kg のナトリウムが約 872 秒間スプレイされ、全てのナトリウムが酸化ナトリウム約 60%、水酸化ナトリウム約 40%から成るエアロゾルに変化している。エアロゾルの濃度はエアロゾルの生成にともなって上昇し、スプレイ開始後約 383 秒で最大となり、約 1.7×10<sup>-4</sup>g/cc (約 170g/m<sup>3</sup>) に到達した。エアロゾル生成が継続する約 900 秒後まで高い濃度が維持され、その後は凝集及び重力沈降によって約 105 秒後には約 5×10<sup>-9</sup>g/cc 程度にまで減少している。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>AB-5 実験におけるエアロゾル特性及び実験体系を考慮し、エアロゾル濃度の推移を解析している。なお、MAAP の解析手法とは異なる数値解についても併せて評価している。</p> <p>(3) 解析結果</p> <p>MAAP によるエアロゾル濃度の解析結果を測定データと比較して図 4.2-58 に示す。MAAP による解析結果は測定データの挙動を良く再現できている。</p>	<p>4.2.8 ABCOVE 実験解析</p> <p>(1) 実験の概要</p> <p>過熱炉心からガス状態で放出された希ガス以外の FP は気相中で冷却され、固体の微粒子(粒子径が 0.1μm 程度)であるエアロゾルに変化する。これらのエアロゾル粒子が凝集して粒子径が大きくなると重力沈降などにより気相中から 1 次冷却系内あるいは原子炉格納容器内の構造材表面へ沈降することにより気相から離脱する。また重力沈着が支配的であるが熱泳動や拡散泳動でも構造材表面へ沈着される。</p> <p>ABCOVE (aerosol behavior code validation and evaluation) 試験<sup>[24]</sup>は、格納容器体系試験装置 (CSTF : Containment System Test Facility) で実施された大規模エアロゾル挙動試験である。この試験装置は容積 852m<sup>3</sup>、直径 7.62m の大規模試験容器で、これを用いて乾燥状態のエアロゾルの試験 (AB5) が実施された。この試験では試験容器内にエアロゾルを発生させ、その凝集及び沈着挙動による気相中のエアロゾル質量の減少挙動が測定されている。なお、エアロゾルの発生は Na スプレイを燃焼させ酸化 Na エアロゾルを生成させている。</p> <p>(2) 解析条件</p> <p>ABCOVE-AB5 の試験装置及び試験条件をそれぞれ図 4.2-48 及び表 4.2-8 に示す。試験装置は、体積 852m<sup>3</sup>で、高さ 20.3m の円筒型の試験容器である。その試験容器の下部 (EL. 4.36m) から上向きに Na スプレイを注入させ Na を酸化させることにより、メジアン粒子半径が 0.25 μm の酸化ナトリウムエアロゾルが 445 g/s の速度で生成される。ナトリウムの注入によるエアロゾル生成は 13~885 秒まで継続される。</p> <p>(3) 解析結果の検討</p> <p>実験結果と MAAP コード及び厳密解の比較を図 4.2-49 に示す。実験では 885 秒まではエアロゾルの生成があるため、気相中のエアロゾルは最高で 10<sup>-4</sup>g/cc まで増加する。その後はエアロゾルの生成が無くなるため、凝集及び重力沈降により 10<sup>5</sup>秒で 5×10<sup>-9</sup>g/cc まで減少している。厳密解及び MAAP コードの解析結果はエアロゾル質量がピークになる 900 秒からその後に減衰して 10<sup>5</sup>秒に至るまでの間、実験結果を良く模擬できている。また、実験結果が無い場合についても、MAAP コードの解析結果は 10<sup>6</sup>秒まで厳密解と良く一致している。無次元関式を使用した MAAP コードのモデルでも厳密解と同等に、エアロゾルの凝集とそれによる重力沈降による気相からの離脱を良く模擬できていることを示している。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(4) 重要現象に関する不確かさの検討</p> <p>有効性評価における重要現象として抽出された項目について、解析結果に基づいてMAAPの不確かさを評価する。</p> <p>高温の炉心から原子炉格納容器にガス状で放出された揮発性FPは、気相中で冷却されエアロゾルを形成する。エアロゾル粒子が凝集して粒子径が大きくなると、重力沈降等によって気相中から原子炉格納容器内の構造材表面へ移動することにより、気相中のFP濃度が低下する。MAAPではこれの原子炉格納容器内エアロゾル挙動を良く模擬できている。</p> <p>MAAPによる解析で得られたエアロゾル濃度は、ABCove (AB5) 実験における測定データとの比較から妥当であると考えられる。したがって、MAAPは原子炉格納容器内FP挙動に関して、適切なモデルを有していると判断できる。</p>	<p>(4) 不確かさの検討</p> <p>MAAPコードの結果は、10<sup>6</sup>秒（約28時間）まで実験を良く模擬し、エアロゾルの凝集とそれによる重力沈降による気相からの離脱を良く模擬できていることを示している。また、厳密解との比較においても10<sup>6</sup>秒（約280時間）まで良く一致している。この結果から乾燥エアロゾルにおいては、エアロゾルの凝集及び沈着挙動を良く模擬できると判断することができる。</p> <p>以上より、「原子炉格納容器内FP挙動」のうち原子炉格納容器内エアロゾル挙動として、原子炉格納容器内への放出及び沈降の過程を良く模擬できている。</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																
<p style="text-align: center;">表 4.2-7 ABCOVE 実験 (AB5) の主要な条件<sup>[23]</sup></p> <table border="1" data-bbox="235 248 983 730"> <tr><td>格納容器直径</td><td>7.62 m</td></tr> <tr><td>格納容器高さ</td><td>20.3 m</td></tr> <tr><td>格納容器体積</td><td>852 m<sup>3</sup></td></tr> <tr><td>初期酸素濃度</td><td>23.3 %</td></tr> <tr><td>初期温度</td><td>302.25 K</td></tr> <tr><td>初期圧力</td><td>0.122 MPa</td></tr> <tr><td>Na スプレー流量</td><td>256 g/s</td></tr> <tr><td>スプレー期間</td><td>試験開始後 13~885 秒</td></tr> <tr><td>エアロゾル生成速度</td><td>445 g/s</td></tr> <tr><td>生成粒子の平均半径</td><td>0.25 μm</td></tr> </table>	格納容器直径	7.62 m	格納容器高さ	20.3 m	格納容器体積	852 m <sup>3</sup>	初期酸素濃度	23.3 %	初期温度	302.25 K	初期圧力	0.122 MPa	Na スプレー流量	256 g/s	スプレー期間	試験開始後 13~885 秒	エアロゾル生成速度	445 g/s	生成粒子の平均半径	0.25 μm	<p style="text-align: center;">表 4.2-8 試験装置及び初期条件</p> <table border="1" data-bbox="1135 215 1879 593"> <tr><td>試験容器及び初期条件</td><td>データ</td></tr> <tr><td>体積</td><td>852 m<sup>3</sup></td></tr> <tr><td>高さ</td><td>20.3 m</td></tr> <tr><td>床面積</td><td>45.60 m<sup>2</sup></td></tr> <tr><td>初期圧力</td><td>122.0 kPa</td></tr> <tr><td>初期温度</td><td>29.1 °C</td></tr> <tr><td>初期ガスモル分率(O<sub>2</sub>)</td><td>0.233</td></tr> <tr><td>初期ガスモル分率(N<sub>2</sub>)</td><td>0.767</td></tr> </table> <p style="text-align: center;">表 4.2-9 エアロゾル生成条件</p> <table border="1" data-bbox="1144 758 1872 1034"> <tr><td>エアロゾル発生時刻</td><td>13~885 秒</td></tr> <tr><td>エアロゾル</td><td>酸化ナトリウム</td></tr> <tr><td>エアロゾル生成速度</td><td>445g/s</td></tr> <tr><td>エアロゾル材の密度</td><td>2.5g/cm<sup>3</sup></td></tr> <tr><td>生成粒子の平均半径</td><td>0.25 μm</td></tr> <tr><td>生成粒子の標準偏差</td><td>1.5</td></tr> </table>	試験容器及び初期条件	データ	体積	852 m <sup>3</sup>	高さ	20.3 m	床面積	45.60 m <sup>2</sup>	初期圧力	122.0 kPa	初期温度	29.1 °C	初期ガスモル分率(O <sub>2</sub> )	0.233	初期ガスモル分率(N <sub>2</sub> )	0.767	エアロゾル発生時刻	13~885 秒	エアロゾル	酸化ナトリウム	エアロゾル生成速度	445g/s	エアロゾル材の密度	2.5g/cm <sup>3</sup>	生成粒子の平均半径	0.25 μm	生成粒子の標準偏差	1.5	
格納容器直径	7.62 m																																																	
格納容器高さ	20.3 m																																																	
格納容器体積	852 m <sup>3</sup>																																																	
初期酸素濃度	23.3 %																																																	
初期温度	302.25 K																																																	
初期圧力	0.122 MPa																																																	
Na スプレー流量	256 g/s																																																	
スプレー期間	試験開始後 13~885 秒																																																	
エアロゾル生成速度	445 g/s																																																	
生成粒子の平均半径	0.25 μm																																																	
試験容器及び初期条件	データ																																																	
体積	852 m <sup>3</sup>																																																	
高さ	20.3 m																																																	
床面積	45.60 m <sup>2</sup>																																																	
初期圧力	122.0 kPa																																																	
初期温度	29.1 °C																																																	
初期ガスモル分率(O <sub>2</sub> )	0.233																																																	
初期ガスモル分率(N <sub>2</sub> )	0.767																																																	
エアロゾル発生時刻	13~885 秒																																																	
エアロゾル	酸化ナトリウム																																																	
エアロゾル生成速度	445g/s																																																	
エアロゾル材の密度	2.5g/cm <sup>3</sup>																																																	
生成粒子の平均半径	0.25 μm																																																	
生成粒子の標準偏差	1.5																																																	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4.2-57 ABCOVE 実験 (AB5) における装置概要<sup>[23]</sup></p>	<p>図 4.2-48 ABCOVE-AB5 試験装置</p>	
<p>出典: Francisco J. Souto, F. Eric Haskin, Lubomyra N. Kmetyk, "MELCOR 1.8.2 Assessment: Aerosol Experiments ABCOVE AB5, AB6, AB7, and LACE LA2", SAND-94-2166.</p>		



赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)  
 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>エアロゾル質量濃度 (g/cc)</p> <p>時間 (秒)</p> <p>△ 数値解              — 解析結果              ● 測定データ</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	<p>質量濃度 (g/cc)</p> <p>時間 (秒)</p> <p>△ 厳密解              — MAAP              ● 実験データ</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	
<p>図 4.2-58 ABCOVE 実験解析結果 (エアロゾル質量濃度)</p>	<p>図 4.2-49 エアロゾル質量濃度の時間変化</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>コードでは、有効燃料棒底部まで低下しており、その後の低圧注入系による注水による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は約4分MAAPコードの方が遅くなる。</p> <p>B) 中小破断LOCAシーケンス</p> <p>解析結果を図4.3-2に示す。5cm<sup>2</sup>の破損を想定するとともに、給水流量の全喪失に伴い原子炉水位は急速に低下する。TQUXシーケンスと同様、上部プレナム内の水位の初期値は異なる。25分後の急速減圧と注水開始以降は、TQUXシーケンスとほぼ同様な傾向を示す。MAAPコードでは、炉心入口のCCFLを考慮していないために水位低下幅はSAFERコードよりも大きく、その後の補給水系の注水による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は約2分早い。</p>	<p>高温側配管領域（水平部から蒸気発生器伝熱管まで）の保有水量は少ない結果となる。このように、高温側配管領域に関しては、M-RELAP5コードよりも保有水量を多く評価し、代表3ループプラントの場合、約15×10<sup>3</sup>kg多い。</p> <p>B) ECCS再循環切替失敗以降の状態</p> <p>再循環切替失敗まではダウンカマは入口ノズル下端まで満水（図4.3-4）であり、ダウンカマ領域の保有水量（図4.3-3）は同等である。一方、再循環切替失敗直後、MAAPコードに比べ、M-RELAP5コードではダウンカマ水位が大きく低下している。これは、再循環切替失敗に伴い蒸気発生器伝熱管への液相の流入が減少することからスチームバインディング効果が低下し、ダウンカマから炉心への流量が増加するためである。さらに、破断口からの流出を質量バランスから与えるMAAPコードに対し、運動量バランスから解かれるM-RELAP5コードでは、再循環切替直後に崩壊熱に伴う冷却材の蒸散に見合った流量に低下するまでに遅れがあることも要因となっていると考えられる。</p> <p>その後の崩壊熱による冷却材の蒸散に伴う、炉心領域の保有水量やダウンカマ水位の低下速度（保有水量の減少速度）は両コードで同等である。</p> <p>C) ボイド率予測</p> <p>原子炉容器内の気泡水位は、炉心及び上部プレナムの水量に加え、これら領域のボイド率より定まる。MAAPコードでは、実績があるドリフトフラックスモデルに基づいて炉心平均及び上部プレナムのボイド率が計算され、当該事象の炉心再冠水以降の期間では、炉心平均で約50%、上部プレナム（炉心上端から出口ノズル上端まで）で約60%である。M-RELAP5コードの水位予測及びボイド率計算はORNL/THTF実験データを用いた検証解析によりその妥当性が示されている。M-RELAP5コードでの再冠水以降の期間は炉心平均で約50%、上部プレナム領域で約65～70%である。</p> <p>(2) 不確かさの検討</p> <p>MAAPコードのECCS再循環機能喪失への適用に当たって考慮すべき不確かさを検討する。</p> <p>ECCS再循環機能喪失シーケンスのMAAPコードとM-RELAP5コードの解析結果の比較から、MAAPコードの解析モデルに関して、以下を確認した。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>崩壊熱による冷却材の蒸散について、その影響として現れる炉心水位の低下速度は両コードでほぼ同じであり、MAAPコードで計算される沸騰挙動に応じた燃料棒から液相への伝熱と蒸気発生量は、M-RELAP5コードと同等である。</li> <li>炉心領域の気泡水位については、MAAPコードではドリフトフラックスモデルにより計算されるボイド率を用い、そのボイド率について、炉心領域は同等の予測となるが、上部プレナム領域ではやや過小評価となっている。</li> <li>1次冷却系内保有水分分布のうち炉心領域及びダウンカマ領域の保有水量については、両コー</li> </ul>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>め、気泡水位としては低下する傾向であるが、高温側配管からの流入があり、影響は小さい。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・1次冷却系保有水分布に関しては、炉心部のボイド率が低下するため、ダウンカマとの静水頭のバランスから、蒸気発生器伝熱管への液相の流入が減り、スチームパインディング効果が小さくなるため、1次冷却系の保有水量としては増加する方向となる。</li> <li>・同じく1次冷却系保有水分布に関して、破断口からの冷却材放出については、炉心の冠水以降は、1次冷却材圧力は原子炉格納容器圧力とバランスして変化しており、放出流量は1次冷却系内の質量バランスから ECCS による注水と崩壊熱による蒸散に相当する流量となるため、原子炉格納容器圧力はほとんど影響しない。</li> </ul> <p>このように、1次冷却系保有水分布の違いにより、原子炉格納容器に放出される質量に差が生じることで、1次冷却系内の挙動への影響が考えられるが、原子炉格納容器圧力の差としてはわずかである。よって、M-RELAP5 コードで MAAP コードの不確かさを含む原子炉格納容器圧力等を境界条件に用いることが、解析結果に与える影響は軽微であると考えられる。</p> <p>また、M-RELAP5 コードの ECCS 再循環機能喪失の評価の不確かさについて、「第1部 M-RELAP5 コード」では以下を確認している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・旧日本原子力研究所（旧 JAERI）で実施された CCTF（Cylindrical Core Test Facility, 円筒炉心試験装置）実験の実験データと実機解析結果との比較により、M-RELAP5 コードは蒸気発生器での圧力損失を大きく計算するため、炉心及び高温側配管での保有水量を実際より少なく計算し、保守的な結果を与える。</li> <li>・旧 JAERI で実施された TPTF（Two-Phase Flow Test Facility, 二相流試験装置）実験より M-RELAP5 コードは水平配管でボイド率を高く計算する傾向があることを確認し、その結果を基に実機の感度解析を実施し、高温側配管でのボイド率計算の不確かさは非保守的な結果を与えない。</li> <li>・M-RELAP5 コードは低圧時の炉心のボイド率予測に不確かさを有する。その不確かさに関する感度解析を実施し、不確かさの影響により原子炉容器内の水位に影響するが、ECCS 再循環機能喪失での15分での代替再循環開始により炉心は冠水状態を維持でき、不確かさの感度は小さい。</li> </ul> <p>したがって、M-RELAP5 コードによる解析により評価した ECCS 再循環機能喪失での代替再循環開始の時間は、コードのボイド率計算の不確かさを考慮しても非保守的とはならないことを確認している。</p> <p>以上より、MAAP コードが高温側配管の保有水量を多めに評価することに伴って炉心露出を遅めに予測する傾向を MAAP コードの不確かさとして取り扱う。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

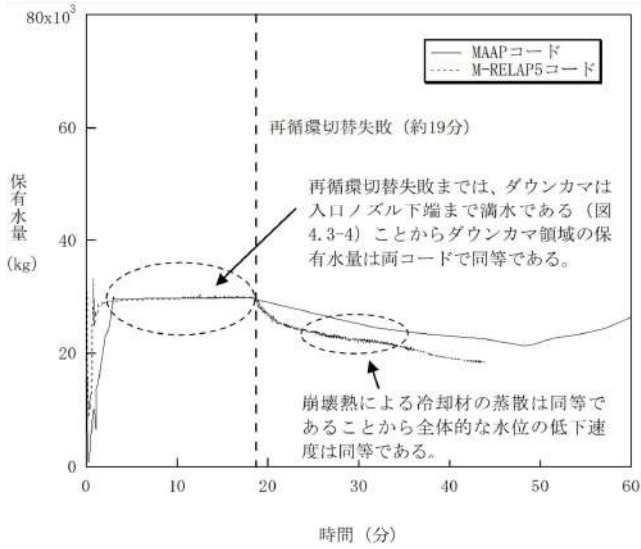
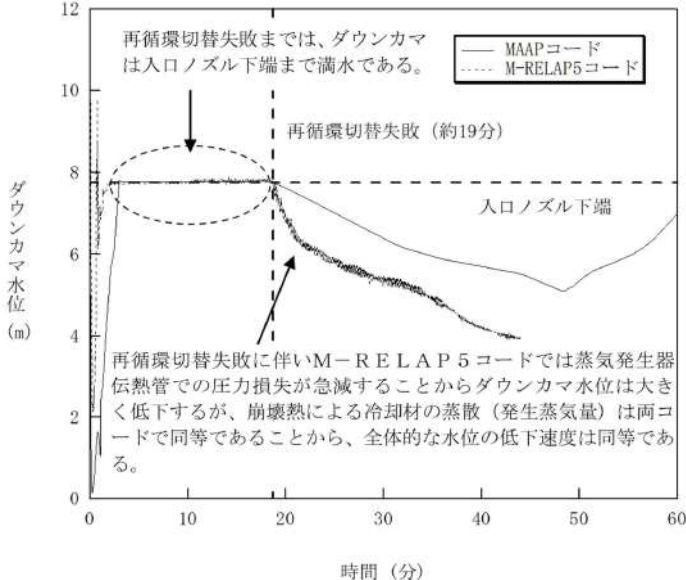
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) まとめ</p> <p>原子炉水位変化について、原子炉圧力容器内挙動をより精緻に評価可能なSAFERコードと比較を行った。CCFLの取り扱い等により水位変化に差異が生じたが、水位低下幅はMAAPコードの方が保守的であり、その後の注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻に関しては、TQXシーケンス、中小破断LOCAシーケンスともSAFERコードとの差異は小さく、短期的な挙動をよく模擬できており、崩壊熱の影響が支配的となる長期的な挙動を評価対象とした、有効性評価における格納容器挙動評価への適用性に問題はないと判断した。</p>	<p>(3)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

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

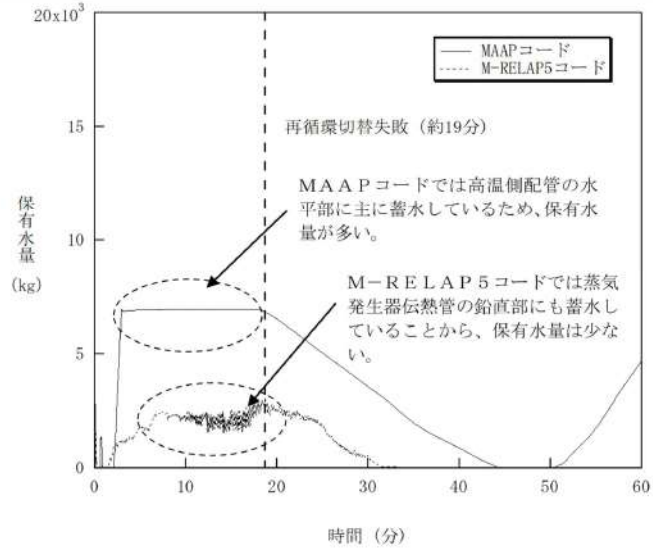
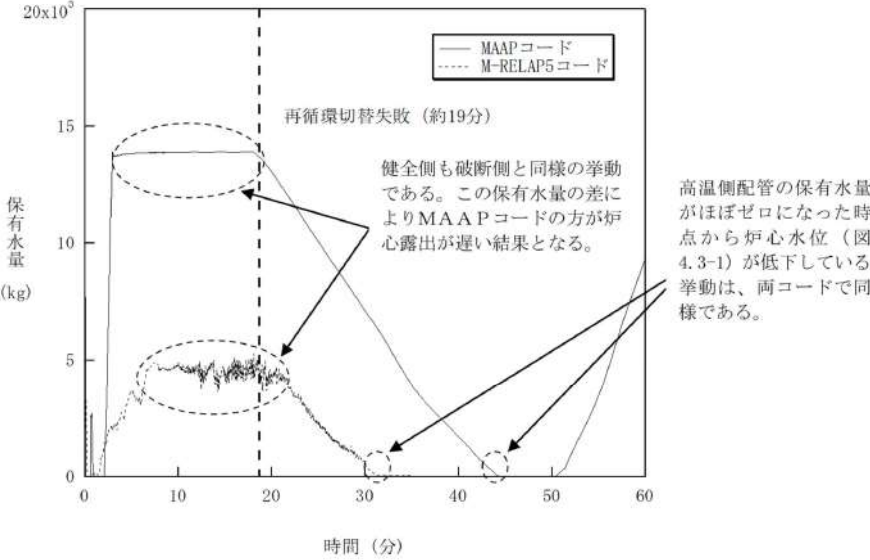
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4.3-1 原子炉水位に関するコード間比較 (TQUXシーケンス)</p>	<p>図 4.3-1 ECCS 再循環機能喪失 コード間比較 (原子炉容器内水位)</p> <p>* : MAAP コードによる原子炉水位は入口ノズル下端を上限とした表記となる</p>	
<p>図 4.3-2 原子炉水位に関するコード間比較 (中小破断LOCAシーケンス)</p>	<p>図 4.3-2 炉心領域 (炉心入口～出口ノズル) 保有水量のコード間比較</p>	



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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>図 4.3-3 ダウンカマ領域 (低温側配管～下部プレナム) 保有水量のコード間比較</p>	
	 <p>図 4.3-4 ダウンカマ水位のコード間比較</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>図 4.3-5 高温側配管～蒸気発生器伝熱管領域（破断側）保有水量のコード間比較</p>	
	 <p>図 4.3-6 高温側配管～蒸気発生器伝熱管領域（健全側）保有水量のコード間比較</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>図 4.3-7 3 ループ PWR・ECCS 再循環機能喪失・代替再循環 15 分 (燃料被覆管温度)</p>	
	<p>図 4.3-8 3 ループ PWR・ECCS 再循環機能喪失・代替再循環 20 分 (燃料被覆管温度)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由									
	<p>4.3.2 ECCS 蓄圧タンク注入</p> <p>蓄圧タンクからの注入流量は蓄圧タンク内圧と1次冷却材圧力の差圧及び配管圧力損失に基づき計算される。一般的な状態方程式及び差圧流モデルが使用されていることから、解析モデルとしても不確かさは小さいと考えられるが、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」（及び「格納容器過温破損」）では、1次冷却系強制減圧時の1次冷却材圧力に影響を与える可能性があるため、添付1において感度解析により影響評価を行っている。以下、概要をまとめる。</p> <p>(1) 解析条件</p> <p>ベースケースでは圧力損失としてプラント設計に基づく□を与えているが、感度解析では感度を確保する目的から、その50%増の□を設定する。</p> <table border="1" data-bbox="1189 563 1796 655"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>流動抵抗係数</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>□</td> <td>プラント設計に基づく値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>□</td> <td>プラント設計に基づく値の50%増</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 解析結果</p> <p>図4.3-9に、流動抵抗係数の感度解析結果を示す。ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は蓄圧注入開始以降に現れる。約3.3時間時点で、加圧器逃がし弁開による1次冷却系強制減圧により1次冷却材圧力は急減し、約3.6時間の時点で蓄圧注入系が作動する。その時刻までは、ベースケースと感度解析ケースとで挙動は同等である。3.6時間以降の挙動については、1次冷却材圧力と蓄圧タンク圧力がバランスした緩やかな応答であるため、流動抵抗係数を大きくすることで蓄圧タンクからの注入量が少なくなることの影響はわずかであり、溶融炉心の下部プレナムへの移行から原子炉容器破損までの一連の挙動にほとんど影響を与えず、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力に対しても有意な感度はない。</p> <p>なお、3.6時間以降に、圧力がやや振動的な挙動となっているが、これは、注入水が炉心部で蒸発することによる圧力上昇、それに伴って注入量が減少し炉心部で蒸発量も低下し圧力減少といったフィードバックによるものである。</p> <p>(3) まとめ</p> <p>蓄圧注入の流動抵抗に関する感度解析を行い、1次冷却系強制減圧時の1次冷却材圧力挙動への影響を確認した結果、溶融炉心の下部プレナムへの移行から原子炉容器破損までの一連の挙動にほとんど影響を与えず、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力に対しても有意な感度はないことを確認した。</p> <div data-bbox="1653 1358 1957 1425" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	項目	流動抵抗係数	設定根拠	ベースケース	□	プラント設計に基づく値	感度解析ケース	□	プラント設計に基づく値の50%増	<p>※PWR固有の設備に対する妥当性確認</p>
項目	流動抵抗係数	設定根拠									
ベースケース	□	プラント設計に基づく値									
感度解析ケース	□	プラント設計に基づく値の50%増									

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<div data-bbox="1556 204 1960 276" style="border: 1px solid black; padding: 5px; 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="1153 316 1904 861"> </div> <p data-bbox="1332 885 1691 909" style="text-align: center;">図 4.3-9 蓄圧注入の流動抵抗感度解析</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

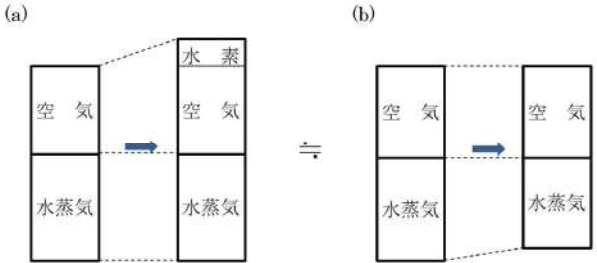
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由									
	<p>原子炉格納容器上部区画に水蒸気が混合したウェットな条件において、格納容器再循環ユニットでの除熱量の大部分が水蒸気の凝縮に消費されることから、水素ガスが増加した場合には、非凝縮性ガスの冷却に消費される割合が増加する方向となるが、その影響は、わずかであり無視しうる。</p> <p>B) 除熱量への影響</p> <p>水素が存在しない場合からドライ換算で13vol%に相当する水素ガスが増加した状態とは、非凝縮性ガスの割合が1割程度増加した状態である。これを、冷却コイル表面での蒸気凝縮現象への影響として捉えると、冷却面への蒸気拡散に対する非凝縮性ガスが1割増加した状態であると捉えることができる。</p> <p>そこで、非凝縮性ガスの割合が1割程度増加した状態（下図の(a)）を、水蒸気量が1割程度減少した状態（下図の(b)）とみなし、評価を行う（(a)と(b)とで、非凝縮性ガスと水蒸気の割合は等価である）。</p> <div style="text-align: center;">  </div> <p>(b)は、非凝縮性ガス量は同じで、蒸気量が変化した状態、即ち、蒸気分圧が変化した状態である。そこで、蒸気量の差を見るという観点で、ガス温度の差に対する凝縮伝熱量を概算する。プラントによって格納容器再循環ユニットの形状やガス温度が変化するが、代表3ループプラントを例とすると、</p> <table border="1" data-bbox="1108 1093 1859 1212"> <thead> <tr> <th>ガス温度</th> <th>蒸気分圧</th> <th>凝縮伝熱量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>135℃</td> <td>3.1 気圧</td> <td>5.25×10<sup>6</sup> kcal/h</td> </tr> <tr> <td>130℃</td> <td>2.7 気圧（-13%）</td> <td>4.78×10<sup>6</sup> kcal/h（-9%）</td> </tr> </tbody> </table> <p>の関係を得る。この関係を内挿し、蒸気分圧が10%低下する場合の凝縮伝熱量は約7%低下すると評価できる（最大限水素濃度が増加する場合（ドライ換算で13vol%）の評価値）。</p> <p>C) 流速への影響</p>	ガス温度	蒸気分圧	凝縮伝熱量	135℃	3.1 気圧	5.25×10 <sup>6</sup> kcal/h	130℃	2.7 気圧（-13%）	4.78×10 <sup>6</sup> kcal/h（-9%）	
ガス温度	蒸気分圧	凝縮伝熱量									
135℃	3.1 気圧	5.25×10 <sup>6</sup> kcal/h									
130℃	2.7 気圧（-13%）	4.78×10 <sup>6</sup> kcal/h（-9%）									

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>原子炉格納容器内雰囲気は水蒸気と空気（非凝縮性ガス）の混合気体で形成されるが、空気中の水素濃度が増加した場合には、非凝縮性ガスの分圧及び密度が変化し、これに伴う自然対流への影響が考えられる。そこで、水素を含まない場合と水素を含む場合において、自然対流の駆動力となる気体密度の相違及びダクトにおける圧力損失を評価し、両者を比較することで、水素の自然対流流量への影響を半定量的に評価する。</p> <p>自然対流の駆動力及び格納容器再循環ユニットのダクトにおける圧力損失を以下に示す。この2つの式がバランスする点で自然対流が成立する。</p> <p>自然対流力の式：<math>P_d = h \cdot (\rho_2 - \rho_1)</math></p> <p>圧力損失の式：<math>\Delta P = \frac{\zeta \times V^2 \times \rho_m}{2g}</math></p> <p>ここで、<math>P_d</math> ドラフト力  <math>h</math> 冷却コイルとダクト開口高さ  <math>\rho</math> 密度  <math>\Delta P</math> 圧力損失  <math>\zeta</math> 抵抗係数  <math>V</math> ユニット正面流速  <math>g</math> 重力加速度</p> <p>原子炉格納容器内密度<math>\rho_1</math>及び格納容器再循環ユニット出口密度<math>\rho_2</math>は、それぞれの空気密度と水蒸気密度の和であり、</p> <p>原子炉格納容器内密度：<math>\rho_1 = \rho_{a1} + \rho_{v1}</math>      格納容器再循環ユニット出口密度：<math>\rho_2 = \rho_{a2} + \rho_{v2}</math></p> <p>で示される。<math>\rho_m</math>は、原子炉格納容器内密度<math>\rho_1</math>と格納容器再循環ユニット出口密度<math>\rho_2</math>の平均値であり、</p> $\rho_m = \frac{\rho_1 + \rho_2}{2}$ <p>である。また、<math>\rho_{a1}</math>、<math>\rho_{v1}</math>、<math>\rho_{a2}</math>、<math>\rho_{v2}</math>は、</p> <p><math>\rho_{a1}</math> 原子炉格納容器内空気密度（原子炉格納容器内空気分圧に対する密度）  <math>\rho_{v1}</math> 原子炉格納容器内水蒸気密度（原子炉格納容器内飽和温度に対する密度）  <math>\rho_{a2}</math> 格納容器再循環ユニット出口空気密度（格納容器再循環ユニット出口空気分圧に対する密度）  <math>\rho_{v2}</math> 格納容器再循環ユニット出口水蒸気密度（格納容器再循環ユニット出口飽和温度に対する密度）</p> <p>により定義され、格納容器再循環ユニット出口の空気分圧は、全圧と水蒸気分圧との差である。また、格納容器再循環ユニット出口水蒸気分圧は飽和温度から求める。</p>	



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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>以下、水素を含まない場合と水素を含む場合とに分けて評価を行い、両者を比較することで自然対流流速を評価する。</p> <p>a) 水素を含まない場合</p> <p>流速を評価するため、原子炉格納容器内密度<math>\rho_1</math>及び格納容器再循環ユニット出口密度<math>\rho_2</math>を算定する。</p> <p>気体の密度<math>\rho_a</math>は、状態方程式を用い、</p> $\rho_a = \frac{P_a \times 1.01325 \times 10^5}{R_a \times (T + 273.15)}$ <p>により計算する。ここで、<math>P_a</math>は気体分圧[atm]、<math>R_a</math>はガス定数[J/K/kg]、<math>T</math>は雰囲気温度[°C]である。</p> <p>まず、原子炉格納容器内密度<math>\rho_1</math>を求める。原子炉格納容器圧力が3.97atmの場合の原子炉格納容器内の条件は、</p> <p>《原子炉格納容器内条件》</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器内温度： 130°C（原子炉格納容器圧力の飽和温度）</li> <li>・原子炉格納容器内水蒸気分圧： 2.67atm</li> <li>・原子炉格納容器内空気分圧： 1.31atm</li> <li>・原子炉格納容器内水蒸気密度<math>\rho_{v1}</math>：1.50kg/m<sup>3</sup>（飽和蒸気密度）</li> <li>・原子炉格納容器内空気密度<math>\rho_{a1}</math>： 1.14kg/m<sup>3</sup></li> </ul> <p>である。ここで、原子炉格納容器内空気密度<math>\rho_{a1}</math>は、</p> $\rho_a = \frac{P_a \times 1.01325 \times 10^5 - 1.31 \times 1.01325 \times 10^5}{R_a \times (T + 273.15) - 289 \times (130 + 273.15)} = 1.14$ <p>により求めている。原子炉格納容器内密度<math>\rho_1</math>は、<math>\rho_{a1}</math>と<math>\rho_{v1}</math>の和であり、</p> $\rho_1 = \rho_{a1} + \rho_{v1} = 1.50 + 1.14 = 2.64 \text{ [kg/m}^3\text{]} \quad \text{①}$ <p>を得る。</p> <p>次に、格納容器再循環ユニット出口密度<math>\rho_2</math>を求める。原子炉格納容器圧力が3.97atmの場合の格納容器再循環ユニット出口の条件は、</p> <p>《格納容器再循環ユニット出口条件》</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・格納容器再循環ユニット出口温度： 74.2°C (冷却コイルバランス計算値)</li> <li>・格納容器再循環ユニット出口水蒸気分圧： 0.37atm (格納容器再循環ユニット出口温度の飽和蒸気圧力)</li> <li>・格納容器再循環ユニット出口空気分圧： 3.61atm</li> </ul>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

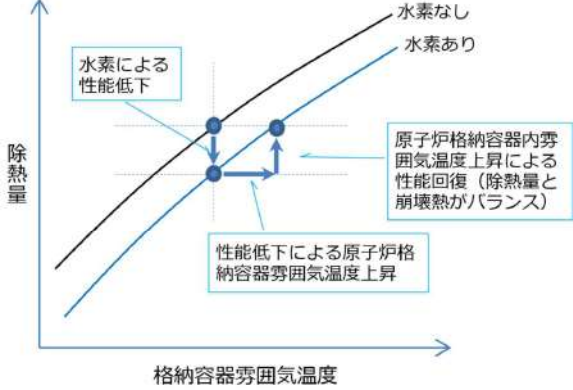
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）  
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由									
	<table border="1" data-bbox="1160 199 1848 402"> <thead> <tr> <th></th> <th>除熱特性</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>設計に基づく除熱特性</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>設計に基づく除熱特性に対し、以下を見込む 除熱量： -7% 流速： -10%</td> <td>水素による除熱特性への影響の検討結果（4.3.3）を包絡するよう設定</td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1059 467 1171 491">B) 解析結果</p> <p data-bbox="1111 501 1962 863">                     解析結果を図 4.3-10 に示す。事象発生後の24時間後に格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却を開始することにより、原子炉格納容器圧力を長期的に低下させる。感度解析ケースにおいては、除熱量を7%、流速を10%低下させているため、原子炉格納容器圧力及び温度が高めに推移する傾向があり、原子炉格納容器最高圧力は約0.351MPa[gage]で、ベースケース（約0.335MPa[gage]）よりも約0.016 MPa 高めに評価する結果となる。原子炉格納容器内温度は約135℃であり、ベースケース（約133℃）よりも約2℃高めに評価する結果となる。このように、性能低下幅（除熱量：7%、流速：10%）に対して、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかであった。その理由は、格納容器再循環ユニットでの除熱量が低下したことで原子炉格納容器内温度が高めとなるためにヒートシンクへの伝熱量が増加すること、及び、格納容器再循環ユニットの除熱効果が改善されることが考えられる。後者は、下図に示すとおりであり、性能低下により原子炉格納容器内温度が上昇するが、それにより除熱性能が改善されることによる。                 </p>  <p data-bbox="1294 1353 1729 1377">原子炉格納容器再循環ユニット除熱特性 概念図</p>		除熱特性	設定根拠	ベースケース	設計に基づく除熱特性	設計値	感度解析ケース	設計に基づく除熱特性に対し、以下を見込む 除熱量： -7% 流速： -10%	水素による除熱特性への影響の検討結果（4.3.3）を包絡するよう設定	
	除熱特性	設定根拠									
ベースケース	設計に基づく除熱特性	設計値									
感度解析ケース	設計に基づく除熱特性に対し、以下を見込む 除熱量： -7% 流速： -10%	水素による除熱特性への影響の検討結果（4.3.3）を包絡するよう設定									

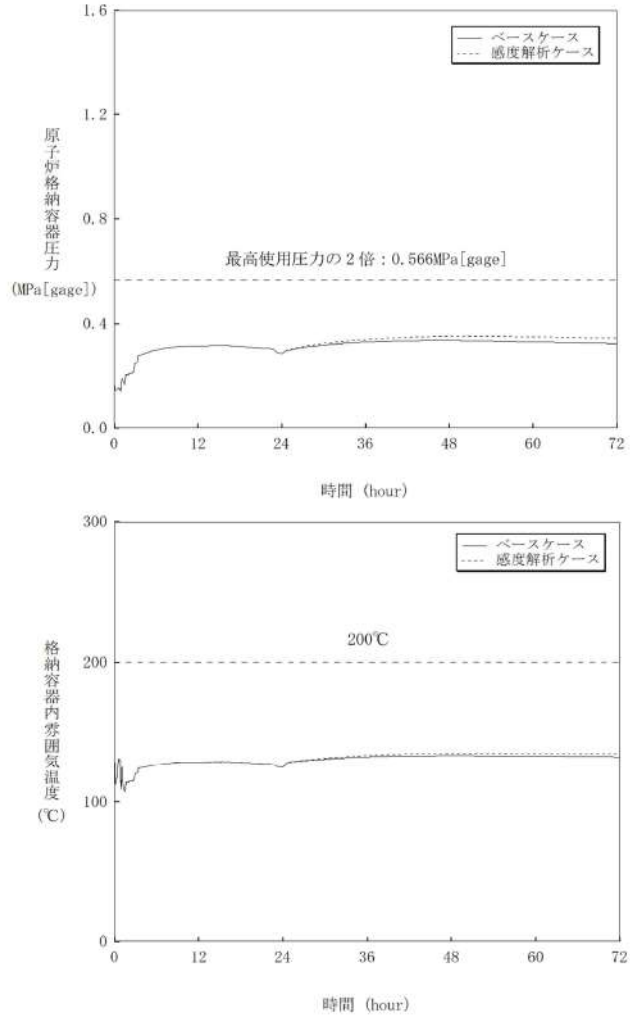
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）  
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<div data-bbox="1556 207 1960 279" style="border: 1px solid black; padding: 5px;">                     「本製品 (又はサービス) には、米国電力研究所 (the Electric Power Research Institute) の出資により電力産業用に開発された技術が取り入れられています。」                 </div>  <p style="text-align: center;">図 4.3-10 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却モデルに関する感度解析結果</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4.3.2 炉心ヒートアップ（燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、被覆管変形〔炉心（燃料）〕）</p> <p>炉心ヒートアップに関する解析モデル（燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形）については、4.2.1に示したように、TMI事故の分析結果と比較し、妥当な結果が得られている。また、MAAPコードの解析モデルがTMI事故あるいはその後の検討により得られた知見をもとに開発されていることも踏まえると、MAAPコードの解析モデルは一定の妥当性を有していると判断できる。しかし、炉心熔融時の実機の挙動に関しては、現段階では十分な知見が得られていない状況であることから、ここでは、炉心ヒートアップに関する解析モデルに関連したパラメータに対する感度解析により、その影響の程度を把握する。</p> <p>(1) 解析条件</p> <p>原子炉水位が低下すると、燃料表面からの除熱が低下し崩壊熱によって炉心がヒートアップする。その際、燃料被覆管温度が上昇すると崩壊熱にジルコニウム-水反応の酸化発熱反応が加わりヒートアップが加速される。また、炉心ヒートアップの過程で燃料棒内が加圧され被覆管破裂が発生する可能性がある。これらの挙動が炉心ヒートアップ速度に与える影響については十分な知見が得られていないことから、BWR 5Mark-I 改良型格納容器プラントを例として、炉心ヒートアップ速度に関する感度解析を実施して、その影響の程度を確認する。</p> <p>この感度解析では、ジルコニウム-水反応が一旦開始すると、この反応熱は崩壊熱よりも大きく、ヒートアップに最も寄与することから、ジルコニウム-水反応の速度に着目する。ジルコニウム-水反応速度の感度をみるため、ジルコニウム-水反応の起きる面積を変化させた感度解析を実施する。反応の起きる面積に乗じる係数（ジルコニウム-水反応速度の係数）はジルコニウム-水反応の計算のみに使用され、熱水力挙動の計算に使用される燃料被覆管の直径、長さ等の幾何形状を変えるものではない。この係数を増加させることにより、酸化反応熱の発生速度、水素ガス発生速度、酸化ジルコニウム生成速度が速くなる方向に影響する。これらは炉心熔融進展が速くなる方向へ作用する。この係数は、ベースケースでは燃料被覆管表面積に基づき1倍を与えている。これは、ヒートアップ時には燃料被覆管破裂が発生する場合に破裂部の燃料被覆管内面の酸化もあるが、燃料被覆管内面の酸化は、限定された破裂部のみで生じること、炉心形状が健全な状態は熔融過程の比較的短期間であることから、炉心全体が熔融する状況では内面の反応は無視できると考えられることに基づいている。</p> <p>これに対し、感度解析のパラメータの振り幅としては、炉心ヒートアップ速度が速くなる場合の応答の確認として仮想的な厳しい想定ではあるが、表 4.3-1に示すように2倍とする。</p>	<p>4.3.4 炉心ヒートアップ</p> <p>炉心ヒートアップに関する解析モデル（燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形）については、4.2.1に示したように、TMI事故の分析結果と比較し、妥当な結果が得られている。また、MAAPコードの解析モデルがTMI事故あるいはその後の検討により得られた知見を基に開発されていることも踏まえると、MAAPコードの解析モデルは一定の妥当性を有していると判断できる。しかし、炉心熔融時の実機の挙動に関しては、現段階では十分な知見が得られていない状況であることから、ここでは、炉心ヒートアップに関する解析モデルに関連したパラメータに対する感度解析により、その影響程度を把握する。</p> <p>(1) 解析条件</p> <p>炉心水位が低下すると、燃料表面からの除熱が低下し崩壊熱によって炉心がヒートアップする。その際、燃料被覆管温度が上昇すると崩壊熱にジルコニウム-水反応の酸化発熱反応が加わりヒートアップが加速される。また、炉心ヒートアップの過程で燃料棒内が加圧され燃料被覆管パーストが発生する可能性がある。これらの挙動が炉心ヒートアップ速度に与える影響については十分な知見が得られていないことから、4ループプラントを例として、炉心ヒートアップ速度に関する感度解析を実施して、その影響程度を確認する。</p> <p>この感度解析では、ジルコニウム-水反応が一旦開始すると、この反応熱は崩壊熱よりも大きく、ヒートアップに最も寄与することから、ジルコニウム-水反応の速度に着目する。ジルコニウム-水反応速度の感度をみるため、ジルコニウム-水反応の起きる面積を変化させた感度解析を実施する。反応の起きる面積に乗じる係数（ジルコニウム-水反応速度の係数）はジルコニウム-水反応の計算のみに使用され、熱水力挙動の計算に使用される燃料被覆管の直径、長さ等の幾何形状を変えるものではない。この係数を増加させることにより、酸化反応熱の発生速度、水素発生速度、酸化ジルコニウム生成速度が高くなる方向に影響する。これらは炉心熔融進展が早まる方向へ作用する。この係数は、ベースケースでは燃料被覆管表面積に基づき1倍を与えている。これは、ヒートアップ時には燃料被覆管パーストが発生する場合にパースト部の燃料被覆管内面の酸化もあるが、燃料被覆管内面の酸化は、限定されたパースト部のみで生じること、炉心形状が健全な状態は熔融過程の比較的短期間であることから、炉心全体が熔融する状況では内面の反応は無視できると考えられることに基づいている。これに対し、感度解析のパラメータの振り幅としては、炉心ヒートアップ速度が速くなる場合の応答の確認として、仮想的な厳しい想定ではあるが、2倍とする。</p>	



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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																		
<p style="text-align: center;">表 4.3-1 炉心ヒートアップの感度解析ケース</p> <table border="1" data-bbox="241 233 949 363"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>ジルコニウム-水 反応速度の係数</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>1倍</td> <td>燃料被覆管表面積に基づく値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>2倍</td> <td>燃料被覆管表面積に基づく値の2倍</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 解析結果</p> <p>炉心ヒートアップの進展は、炉心領域の冷却材による除熱の効果により差が生じることから、格納容器破損防止対策の有効性評価のうち、「高圧・低圧注水機能喪失（原子炉圧力容器破損）」（以下「TQUVシーケンス」という。）及び「大破断LOCA時注水機能喪失（原子炉圧力容器破損）」（以下「大破断LOCAシーケンス」という。）について、感度解析を実施した。以下に結果を述べる。</p> <p>A) TQUVシーケンス（添付1に詳細を記載）</p> <p>解析結果を図4.3-3に示す。ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は炉心露出以降に現れる。ヒートアップ時のジルコニウム-水反応速度の係数を2倍にしたことで、金属-水反応による酸化反応熱が増加することから、炉心熔融は感度解析ケースにおいて約5分早くなっている。原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力はわずかに高くなるが2.0MPa[gage]以下である。また、格納容器圧力・格納容器温度に対しては、酸化反応熱が増加することから、原子炉格納容器に放出された熱量の増加によりベースケースより高めになるが、その差はわずかである。</p> <p>B) 大破断LOCAシーケンス</p> <p>解析結果を図4.3-4に示す。大破断LOCAシーケンスでは、原子炉圧力容器内の冷却材インベントリが急激に減少し除熱が悪化することから、TQUVシーケンスと比較してより早い時間からヒートアップが進展する。感度解析ケースにおいてはヒートアップ時の被覆管表面積を2倍にしたが、大破断LOCA事象と同時に原子炉冷却材が喪失するため、原子炉内の限られたインベントリに対する酸化反応は限定的であり、反応表面積を増加した場合の方が炉心熔融までの時間を遅くする。炉心熔融は、感度解析ケースにおいて約4分遅くなっている。TQUVシーケンスでは、原子炉圧力容器内の冷却材インベントリの減少がより緩やかであることから、炉心部への蒸気供給が継続される。このため、ヒートアップ時の被覆管表面積の感度はTQUVシーケンスの方が大きくなったものである。</p>	項目	ジルコニウム-水 反応速度の係数	設定根拠	ベースケース	1倍	燃料被覆管表面積に基づく値	感度解析ケース	2倍	燃料被覆管表面積に基づく値の2倍	<table border="1" data-bbox="1160 233 1823 363"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>ジルコニウム-水 反応速度の係数</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>1倍</td> <td>燃料被覆管表面積に基づく値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>2倍</td> <td>燃料被覆管表面積に基づく値の2倍</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 解析結果</p> <p>炉心ヒートアップの進展は、炉心領域の冷却材による除熱の効果により差が生じることから、SBOシーケンスとLOCAシーケンスについて、感度解析を実施した。以下に結果を述べる。</p> <p>A) SBOシーケンス（添付1に詳細を記載）</p> <p>解析結果を図4.3-11に示す。ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は炉心露出以降に現れる。ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍にしたことで、ジルコニウム-水反応による酸化反応熱が増加することから、炉心熔融は感度解析ケースにおいて約4分早くなっている。さらに、酸化反応熱が増加することでその後の炉心熔融の進展も早くなることから、下部プレナムへのリロケーション開始は約14分早くなっている。この影響として、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力はわずかに高くなるが2.0MPa[gage]以下である。また、原子炉格納容器圧力・温度に対しては、酸化反応熱が増加したため、原子炉格納容器に放出された熱量の増加によりベースケースより高めになるが、その差はわずかである。</p> <p>B) LOCAシーケンス</p> <p>解析結果を図4.3-12に示す。ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍にしたことで、ジルコニウム-水反応による酸化反応熱が増加する。炉心熔融は、ベースケースと感度解析ケースでほぼ同時刻に発生する。リロケーション開始は感度解析ケースの方が約30秒早くなるにとどまり、SBOシーケンスと比較して感度が小さい結果となっている。LOCAシーケンスでは、1次冷却系保有水量が減少し除熱が悪化することから、SBOシーケンスと比較してより早い時間よりヒートアップが進展する。SBOシーケンスでは、1次冷却系保有水量の減少がより緩やかであることから、ヒートアップ挙動はより緩慢となる。このため、ジルコニウム-水反応速度の係数の感度はSBOシーケンスの方が大きくなったものである。</p>	項目	ジルコニウム-水 反応速度の係数	設定根拠	ベースケース	1倍	燃料被覆管表面積に基づく値	感度解析ケース	2倍	燃料被覆管表面積に基づく値の2倍	
項目	ジルコニウム-水 反応速度の係数	設定根拠																		
ベースケース	1倍	燃料被覆管表面積に基づく値																		
感度解析ケース	2倍	燃料被覆管表面積に基づく値の2倍																		
項目	ジルコニウム-水 反応速度の係数	設定根拠																		
ベースケース	1倍	燃料被覆管表面積に基づく値																		
感度解析ケース	2倍	燃料被覆管表面積に基づく値の2倍																		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) まとめ</p> <p>ヒートアップに関してジルコニウム-水反応が促進される場合の影響を確認するため、仮想的な厳しい振幅ではあるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析を行った。炉心溶融のタイミングについては、TQUV、大破断LOCAシーケンスのいずれも感度は小さい。また、下部プレナムへのリロケーションの開始時刻は、両シーケンスともベースケースとほとんど同時であり、炉心溶融開始から原子炉圧力容器破損までは3～4時間程度の時間があることから、原子炉圧力容器破損時点で格納容器下部に十分な注水がなされており、実機解析への影響はない。さらに、TQUVシーケンスでは、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力も2.0MPa[gage]以下であり、格納容器圧力への影響もわずかとなることから、実機解析への影響はない。水素ガス発生の観点では、感度解析においては被覆管酸化反応熱の増加を想定して仮想的に被覆管表面積（ジルコニウム-水反応速度の係数）を大きくしているものであり、実機の被覆管表面積は形状により決まることから影響しない。また、原子炉圧力容器破損時刻への感度は大きくなく、格納容器下部への注水量に大きな差は生じないことから、コンクリート侵食量への影響は小さいと考えられる。</p> <p>以上より、有効性評価への適用性に問題はないと判断した。</p>	<p>(3) まとめ</p> <p>ヒートアップに関してジルコニウム-水反応が促進される場合の影響を確認するため、仮想的な厳しい振幅ではあるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析を行った。運転員等操作の起点となる炉心溶融については、SBO、LOCAシーケンスのいずれも感度は小さい。また、下部プレナムへのリロケーションの開始時刻は、SBOシーケンスで約14分の感度があるが、SBOシーケンスは事象進展が遅く、炉心溶融開始から原子炉容器破損までは3～4時間程度の時間がかかることから、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注水がなされており、実機解析への影響はない。さらに、SBOシーケンスでは、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力も2.0MPa[gage]以下であり、原子炉格納容器圧力の上昇もわずかとなることから、実機解析への影響はない。水素発生の観点では、感度解析においては燃料被覆管酸化反応熱の増加を想定して仮想的にジルコニウム-水反応速度の係数を大きくしているものであり、実機の燃料被覆管反応表面積は形状により決まること、また、水素生成量は全炉心内のZrの75%が酸化反応するという条件に包絡されることから影響しない。</p> <p>また、LOCAシーケンスにおいて原子炉容器破損時刻への感度は大きくなく、原子炉下部キャビティへの注水量に大きな差は生じないことから、コンクリート侵食量への影響は小さいと考えられる。</p> <p>以上より、有効性評価への適用性に問題はないと判断した。</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>Figure 4.3-3 consists of two line graphs. The top graph plots '炉心燃料質量 (ton)' (Core fuel mass) on the y-axis (0 to 300) against '事故後の時間 (h)' (Time after accident) on the x-axis (0 to 10). It shows two curves: a solid line for 'ベースケース' (Base case) and a dashed line for 'ヒートアップ時の被覆管表面積感度ケース' (Sensitivity case for heat-up). Key events are marked: '炉心溶融開始' (Core melting start) at ~1.5h, and '下部プレナムへの溶融炉心落下開始' (Start of molten core falling to lower plenum) at ~3.5h. The bottom graph plots '原子炉圧力 (MPa [gage])' (Primary loop pressure) on the y-axis (0 to 10) against '事故後の時間 (h)' on the x-axis. It shows a sharp drop from ~7.5 MPa to ~0.5 MPa at 1.5h, followed by a spike at 3.5h. A horizontal line at 2.0 MPa is labeled '原子炉圧力容器破損' (Primary loop pressure vessel rupture). Other labels include '逃がし安全弁の開閉による圧力変動' (Pressure fluctuation due to safety valve opening/closing) and '逃がし安全弁による減圧開始' (Reduction in pressure starts due to safety valve).</p>	<p>Figure 4.3-11 consists of two line graphs. The top graph plots '炉心燃料質量 (ton)' (Core fuel mass) on the y-axis (0 to 200) against '時間 (hour)' (Time) on the x-axis (0 to 10). It shows two curves: a solid line for 'ベースケース' (Base case) and a dashed line for 'ヒートアップ時の被覆管表面積感度ケース' (Sensitivity case for heat-up). Key events are marked: '炉心溶融' (Core melting) at ~3.5h, and 'リロケーション開始' (Relocation start) at ~5.5h. A text box above the graph states: 「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。」 (This product (or service) includes technology developed for the power industry, funded by the Electric Power Research Institute of the USA). The bottom graph plots '1次冷却材圧力 (MPa [gage])' (Primary loop pressure) on the y-axis (0 to 20) against '時間 (hour)' on the x-axis. It shows a sharp drop from ~16 MPa to ~0.5 MPa at 3.5h, followed by a spike at 5.5h. A horizontal line at 2.0 MPa is labeled '原子炉容器破損' (Primary loop pressure vessel rupture).</p>	
<p>図 4.3-3 炉心ヒートアップに関する感度解析結果 (TQUVシーケンス) (1/2)</p>	<p>図 4.3-11 炉心ヒートアップに関する感度解析結果 (SB0 シーケンス) (1/2)</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ドライウエル圧力 (kPa [gage])</p> <p>ドライウエル雰囲気温度 (°C)</p> <p>事故後の時間 (h)</p> <p>格納容器限界圧力 (854kPa [gage] (最高使用圧力の2倍))</p> <p>格納容器限界温度 (200°C)</p> <p>逃がし安全弁開による減圧開始</p> <p>原子炉圧力容器破損</p> <p>ベースケース</p> <p>ヒートアップ時の被覆管表面積感度ケース</p>	<p>原子炉格納容器圧力 (MPa [gage])</p> <p>格納容器内雰囲気温度 (°C)</p> <p>時間 (hour)</p> <p>最高使用圧力の2倍: 0.784MPa [gage]</p> <p>200°C</p> <p>ベースケース</p> <p>ヒートアップ時の被覆管表面積感度ケース</p>	
<p>図 4.3-3 炉心ヒートアップに関する感度解析結果 (TQUVシーケンス) (2/2)</p>	<p>図 4.3-11 炉心ヒートアップに関する感度解析結果 (SB0シーケンス) (2/2)</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4.3-4 炉心ヒートアップに関する感度解析結果 (大破断LOCAシーケンス)</p>	<p>図 4.3-12 炉心ヒートアップに関する感度解析結果 (LOCA シーケンス)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																		
<p>4.3.3 リロケーション [原子炉圧力容器(炉心損傷後)]</p> <p>炉心のリロケーションに関する解析モデルについては、4.2.1に示したように、TMI事故の分析結果と比較し、妥当な結果が得られている。また、MAAPコードの解析モデルがTMI事故あるいはその後の検討により得られた知見をもとに開発されていることも踏まえると、MAAPコードの解析モデルは一定の妥当性を有していると判断できる。しかし、炉心溶融時の実機の挙動に関しては、現段階では十分な知見が得られていない状況であることから、ここでは、炉心のリロケーションに関する解析モデルに関連したパラメータに対する感度解析により、その影響の程度を把握する。</p> <p>(1) 解析条件</p> <p>炉心がヒートアップすると、燃料が自立した状態から、燃料が崩壊した状態となる。燃料が崩壊すると、燃料が自立した状態に比べて水蒸気による冷却が困難となり、溶融状態へ至る事象進展が早くなる。MAAPコードでは、炉心温度と破損時間の関係を整理した Larson-Miller パラメータを利用して、炉心ノード崩壊の判定を行っており、この条件がリロケーションに与える影響については十分な知見が得られていないことから、BWR 5Mark-I 改良型格納容器プラントを例として、燃料崩壊によるリロケーションに関する感度解析を実施して、その影響の程度を確認する。</p> <p>ベースケースでは、炉心ノードの崩壊について、炉心ノード温度 [ ] K と [ ] 時間の関係から Larson-Miller パラメータを設定しているが、感度解析では、さらに炉心ノードの崩壊が早く進むことを想定し、表 4.3-2 に示すように、炉心ノード温度 [ ] K と [ ] 時間（あるいは [ ] K で [ ] 秒）から Larson-Miller パラメータを設定した場合の影響を確認する。これは、炉心ノード崩壊のパラメータを [ ] K 低くするものであり、炉心ヒートアップ時の燃料及び燃料被覆管の融点は精度よく予測できるため、[ ] K 低く評価することは実現象に対しては仮想的かつ厳しいものであるが、リロケーションが早く進む場合の影響の把握を目的としたものである。なお、実際には炉心ノードの温度履歴に応じて、炉心ノードが崩壊するまでの時間を計算している。</p> <p style="text-align: center;">表 4.3-2 リロケーションに関する感度解析のパラメータ</p> <table border="1" data-bbox="246 1053 940 1228"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>炉心ノード崩壊のパラメータ (炉心温度)</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>[ ] K</td> <td>当該変数設定範囲のノミナル値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>[ ] K</td> <td>炉心ノードが崩壊する時間を早めるように設定</td> </tr> </tbody> </table> <p style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;">本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p>	項目	炉心ノード崩壊のパラメータ (炉心温度)	設定根拠	ベースケース	[ ] K	当該変数設定範囲のノミナル値	感度解析ケース	[ ] K	炉心ノードが崩壊する時間を早めるように設定	<p>4.3.5 リロケーション</p> <p>炉心のリロケーションに関する解析モデルについては、4.2.1に示したように、TMI事故の分析結果と比較し、妥当な結果が得られている。また、MAAPコードの解析モデルがTMI事故あるいはその後の検討により得られた知見を基に開発されていることも踏まえると、MAAPコードの解析モデルは一定の妥当性を有していると判断できる。しかし、炉心溶融時の実機の挙動に関しては、現段階では十分な知見が得られていない状況であることから、ここでは、炉心のリロケーションに関する解析モデルに関連したパラメータに対する感度解析を実施して、その影響程度を把握する。</p> <p>(1) 解析条件</p> <p>炉心がヒートアップすると、燃料棒の体系から、燃料ペレットが崩壊した状態となる。燃料ペレットが崩壊すると、燃料棒体系の場合に比べて水蒸気による冷却が困難となり、溶融状態へ至る事象進展が早くなる。MAAPコードでは、炉心がある温度に達してから、燃料ペレットが崩壊するまでの時間（あるいは、一定時間のうちに燃料ペレットが崩壊する温度）を条件として、炉心崩壊の判定を行っており、この条件がリロケーションに与える影響については十分な知見が得られていないことから、リロケーションに関する感度解析を実施して、その影響程度を確認する。</p> <p>ベースケースでは、炉心ノードが [ ] K 一定と仮定した場合に [ ] 時間で炉心が崩壊することを想定しているが、感度解析では、炉心崩壊が早く進むことを想定し、炉心ノードが [ ] K 一定と仮定した場合に [ ] 時間（あるいは [ ] K 一定で [ ] 秒）経過すると炉心が崩壊する場合の影響を確認する。これは、炉心崩壊の判定条件を [ ] K 早くするものであり、炉心ヒートアップ時の燃料及び燃料被覆管の融点は精度よく予測できるため、[ ] K 低く評価することは実現象に対しては仮想的かつ厳しいものであるが、リロケーションが早く進む場合の影響の把握を目的としたものである。なお、実際には温度履歴に応じて、燃料ペレットが崩壊するまでの時間を計算している。</p> <table border="1" data-bbox="1187 1021 1814 1181"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>[ ] 時間で炉心崩壊に至る場合の炉心温度</th> <th>設定根拠</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ベースケース</td> <td>[ ] K</td> <td>当該変数推奨範囲の最確値</td> </tr> <tr> <td>感度解析ケース</td> <td>[ ] K</td> <td>燃料ペレットが崩壊する時間を早めるように設定</td> </tr> </tbody> </table> <p style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;">枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p>	項目	[ ] 時間で炉心崩壊に至る場合の炉心温度	設定根拠	ベースケース	[ ] K	当該変数推奨範囲の最確値	感度解析ケース	[ ] K	燃料ペレットが崩壊する時間を早めるように設定	
項目	炉心ノード崩壊のパラメータ (炉心温度)	設定根拠																		
ベースケース	[ ] K	当該変数設定範囲のノミナル値																		
感度解析ケース	[ ] K	炉心ノードが崩壊する時間を早めるように設定																		
項目	[ ] 時間で炉心崩壊に至る場合の炉心温度	設定根拠																		
ベースケース	[ ] K	当該変数推奨範囲の最確値																		
感度解析ケース	[ ] K	燃料ペレットが崩壊する時間を早めるように設定																		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 解析結果</p> <p>炉心のリロケーションは、炉心領域の冷却材が失われ、崩壊熱及び被覆管酸化反応により燃料温度が上昇して発生するが、TQUVシーケンスと大破断LOCAシーケンスについて、感度解析を実施した。以下に結果を述べる。</p> <p>A) TQUVシーケンス（添付1に詳細を記載）</p> <p>解析結果を図4.3-5に示す。ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は炉心露出以降に現れる。感度解析ケースにおいては、炉心ノードが崩壊する判定を厳しくしたことで、より早期に炉心ノードの崩壊及び炉心溶融が進展することになるものの、その影響は限定的であり、事象全体の進展に大きな影響はない。原子炉圧力容器破損時刻に関してもほぼ同時刻である。この時の原子炉圧力は、ベースケースとほぼ同じであり、2.0MPa[gage]以下である。また、格納容器圧力に対しても、到達する圧力や温度の差はわずかである。</p> <p>B) 大破断LOCAシーケンス</p> <p>解析結果を図4.3-6に示す。大破断LOCAシーケンスでは、原子炉圧力容器内のインベントリが減少し除熱が悪化することから炉心のヒートアップが促進され、TQUVシーケンスと比較して早い時間でリロケーションが進展する。感度解析ケースにおいては、炉心ノードが崩壊する判定を厳しくしたことで、より早期に炉心ノードの崩壊及び炉心溶融が進展することになるものの、TQUVシーケンスと同様、事象全体の進展に大きな影響はない。また、格納容器圧力に対しても、到達する圧力や温度の差はわずかである。</p> <p>(3) まとめ</p> <p>リロケーションが早く進む場合の確認として、非常に厳しい条件ながら、炉心ノード崩壊の判定温度を低下させた感度解析を行った。炉心溶融のタイミングについては、TQUV、大破断LOCAシーケンスのいずれも感度は小さい。なお、原子炉圧力容器破損の時点についても両シーケンスで感度はなく、実機解析への影響はない。さらに、原子炉圧力容器破損時の原子炉圧力も2.0MPa[gage]以下であり、実機解析への影響はない。コンクリート侵食量については、原子炉圧力容器破損時刻への感度は大きくなく、格納容器下部への注水量に大きな差は生じないことから、影響は小さいと考えられる。</p>	<p>(2) 解析結果</p> <p>炉心のリロケーションは、炉心領域の冷却材が失われ、崩壊熱及び燃料被覆管酸化反応により燃料温度が上昇して発生するが、SBOシーケンスとLOCAシーケンスについて、感度解析を実施した。以下に結果を述べる。</p> <p>A) SBOシーケンス（添付1に詳細を記載）</p> <p>解析結果を図4.3-13に示す。ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は炉心露出以降に現れる。感度解析ケースにおいては、燃料ペレットが崩壊する判定を厳しくしたことで、より早期に燃料ペレットの崩壊及び炉心溶融が進展するが、炉心溶融時刻はほぼ同時刻である。リロケーション時刻は、約17分感度解析ケースの方が早いものの、図から分かる通り感度解析ケースでリロケーション直後の溶融炉心の移動量はわずかであり、事象全体の進展に大きな影響は無い。原子炉容器破損時刻は、感度解析ケースの方が約26分早くになっている。このときの1次冷却材圧力は、ベースケースよりも高くなるものの、2.0MPa[gage]以下である。また、原子炉格納容器圧力に対しては、溶融炉心の原子炉下部キャビティへの落下時刻が早まるために、原子炉格納容器圧力や温度の上昇時期も早くなるものの、到達する圧力値の差はわずかである。</p> <p>B) LOCAシーケンス</p> <p>解析結果を図4.3-14に示す。感度解析ケースにおいては、燃料ペレットが崩壊する判定を厳しくしたことで、より早期に燃料ペレットの崩壊及び炉心溶融が進展する。ベースケースと感度解析ケースにおいて、炉心溶融時刻は同時刻である。リロケーションは約24秒、原子炉容器破損は約3分と、わずかながら感度解析ケースの方が早いものの、ほぼ同時刻である。LOCAシーケンスでは、1次冷却系保有水量が減少し除熱が悪化することから炉心のヒートアップが促進され、SBOシーケンスと比較して早い時間でリロケーションが進展する。また、溶融炉心の原子炉下部キャビティへの落下のタイミングが変化することで、原子炉格納容器圧力の挙動にも影響するがわずかである。</p> <p>(3) まとめ</p> <p>リロケーションが早く進む場合の確認として、非常に厳しい条件ながら、炉心崩壊の判定温度を低下させた感度解析を行った。運転員等操作の起点となる炉心溶融については、SBO、LOCAシーケンスのいずれも感度は小さい。また、原子炉容器破損の時点ではSBOシーケンスで約26分の感度があるが、SBOシーケンスは事象進展が遅く、炉心溶融開始から原子炉容器破損までは3～4時間程度の時間がかかることから、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注水がなされており、実機解析への影響はない。さらに、SBOシーケンスでは、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力も2.0MPa[gage]以下であり、原子炉格納容器圧力の上昇幅もわずかであり、実機解析への影響はない。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>以上より、有効性評価への適用性に問題はないと判断した。</p>	<p>水素生成量に関しては、燃料崩壊前の発生量には影響はなく、その後はリロケーションに応じて変化し得るが、全炉心内のZrの75%が酸化反応するという条件に包絡される。</p> <p>コンクリート侵食量については、LOCAシーケンスにおいて原子炉容器破損時刻への感度は大きくなく、原子炉下部キャビティへの注水量に大きな差は生じないことから、影響は小さいと考えられる。</p> <p>以上より、有効性評価への適用性に問題はないと判断した。</p>	



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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4.3-5 リロケーションに関する感度解析結果 (TQUVシーケンス) (1/2)</p>	<p>「本製品 (又はサービス) には、米国電力研究所 (the Electric Power Research Institute) の出資により電力産業用に開発された技術が取り入れられています。」</p> <p>図 4.3-13 リロケーションに関する感度解析結果 (SBO シーケンス) (1/2)</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4.3-5 リロケーションに関する感度解析結果 (TQUVシーケンス) (2/2)</p>	<p>図 4.3-13 リロケーションに関する感度解析結果 (SBOシーケンス) (2/2)</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4.3-6 リロケーションに関する感度解析結果 (大破断LOCAシーケンス)</p>	<p>図 4.3-14 リロケーションに関する感度解析結果 (LOCA シーケンス)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4.3.4 原子炉圧力容器内FCI（溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達）【原子炉圧力容器（炉心損傷後）】</p> <p>原子炉圧力容器内FCIにより生じる圧力スパイクは、冷却材圧力バウンダリや原子炉格納容器の破損に対する脅威とはならないと考えられるが、高圧溶融物放出を防止する観点で、原子炉圧力容器破損のタイミングにおける原子炉圧力に影響を与えるものと考えられることから、添付1「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止について」において不確かさの分析及び感度解析による影響評価を行っている。</p> <p>以下に概要をまとめる。</p> <p>(1) 不確かさの整理</p> <p>原子炉圧力容器内FCIは、溶融炉心が炉心から下部プレナムに落下する際に、溶融炉心と冷却材の伝熱により、短期間に水蒸気が発生し、原子炉圧力が急上昇する現象である。したがって、現象に影響する要因として、①下部プレナムの冷却水の状態（温度）、②溶融ジェット径、③エントレイン量、④冷却水とデブリ粒子の伝熱が挙げられる。このうち、①については、崩壊熱と減圧沸騰により決まり、一般的な質量・エネルギー保存則に基づき計算されることから、現象としての不確かさは小さいものと考えられる。よって、②～④について感度解析を行う。</p> <p>(2) 感度解析及び結果</p> <p>A) 溶融ジェット径</p> <p>溶融炉心の下部プレナムへの落下は、物理現象としては、炉心支持板上に堆積した溶融炉心によって炉心支持板が破損するか、又は炉心領域最外周境界のクラストが破損することにより、溶融炉心が下部プレナムへ落下する過程である。これに対し、解析モデルでは、溶融ジェット径は、炉心支持板の開口部の面積の等価直径相当を入力条件として与えたものから計算される。したがって、実現象では解析よりも溶融ジェット径が小さい場合が考えられるため、感度解析としては、その1/10倍を設定した。</p> <p>解析結果を図4.3-7に示す。感度解析ケースでは、溶融ジェット径を小さくしたことにより、細粒化割合が大きくなり、粒子ベッドの質量が増加しているため、圧力スパイクによる圧力上昇幅がわずかながら大きくなっている。しかし、原子炉圧力容器の減圧維持を継続していることから、原子炉圧力容器破損時点での原子炉圧力は2.0MPa[gage]以下であり大きな感度はないことが確認された。</p> <p>なお、感度解析ケースでは溶融ジェットのほぼ全量が細粒化することから、これ以上ジェット径が小さくなくても、細粒化量はほとんど変化しない。</p>	<p>4.3.6 原子炉容器内 FCI（溶融炉心細粒化、熱伝達）</p> <p>原子炉容器内 FCI により生じる圧力スパイクは、原子炉冷却材圧力バウンダリや原子炉格納容器の破損に対する脅威とはならないと考えられるが、高圧溶融物噴出を防止する観点で、原子炉容器破損の時期とあいまって、影響するものと考えられることから、添付1において不確かさの整理と感度解析による影響評価を行っている。</p> <p>以下、概要をまとめる。</p> <p>(1) 不確かさの整理</p> <p>原子炉容器内 FCI は、溶融炉心が炉心から下部プレナムに落下する際に、溶融炉心と冷却水の伝熱により、短期間に水蒸気が発生し、1次冷却材圧力が急上昇する現象である。したがって、現象に影響する要因として、①下部プレナムの冷却水の状態（温度）、②デブリジェット径、③エントレイン量、④冷却水とデブリ粒子の伝熱が挙げられる。このうち、①については、1次冷却材と蓄注注入の混合により決まり、一般的な質量及びエネルギー保存則に基づき計算されることから、現象としての不確かさは小さいものと考えられる。よって、②～④について感度解析を行う。</p> <p>(2) 感度解析及び結果</p> <p>A) デブリジェット径</p> <p>溶融炉心の下部プレナムへの落下は、物理現象としては、溶融炉心のリロケーションにより下部炉心支持板の上部に堆積した溶融炉心のクラストが融解し、そこから溶融炉心が下部炉心支持板の開口部を通して下部プレナムへ落下する過程である。これに対し、解析モデルでは、ノード単位でクラストの融解を取り扱い、溶融ジェットの落下径は、下部炉心支持板の開口部の面積を等価直径として入力条件として与えたものから計算される。したがって、実現象では解析よりもデブリジェットの落下径が小さい場合が考えられる。</p> <p>有効性評価においては、デブリジェット径として、下部炉心支持板の水力等価直径を与えており、感度解析としては、クラスト破損面積が小さくなる場合を想定して、その1/2倍を設定した。</p> <p>解析結果を図4.3-15に示す。感度解析ケースでは、溶融ジェット径を小さくしたことにより、細粒化割合が高くなり、粒子ベッドの質量が増加しているため、圧力スパイクによる圧力上昇幅が約3.7MPaとなっているが、過渡的な変化であり、原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力は1.8MPa[gage]程度であり大きな感度は無いことが確認された。</p> <p>なお、感度解析ケースではデブリジェットのほぼ全量が細粒化することから、これ以上ジェット径が小さくなくても、細粒化量はほとんど変化しない。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>B) エントレイン量</p> <p>原子炉圧力容器内FCIにより生じる圧カスパイクは、エントレインされたデブリ粒子と冷却水との伝熱により生じることから、エントレイン量による感度を確認する。</p> <p>エントレイン量はRicou-Spaldingモデルにより計算しており、その比例係数（エントレインメント係数）を変化させる。エントレインメント係数は、大規模実験（FARO 実験）に対するベンチマーク解析により検討された設定範囲があり、有効性評価の解析ではその最確値を設定している。よって、感度解析としては、エントレイン量が最大となるよう、設定範囲の最大値とする。また、参考として最小値の結果も示す。</p> <p>解析結果を図4.3-8に示す。感度解析ケースでは、エントレインメント係数を大きくしたことにより、細粒化割合が大きくなり、粒子ベッドの質量が増加しているため、圧カスパイクによる圧力上昇幅がわずかに大きくなっている。しかし、原子炉圧力容器の減圧維持を継続していることから、原子炉圧力容器破損時点での原子炉圧力は2.0MPa[gage]以下であり大きな感度はないことが確認された。</p> <p>C) 冷却水とデブリ粒子の伝熱</p> <p>冷却水とデブリ粒子の伝熱は、膜沸騰熱伝達と輻射熱伝達により計算するが、その伝熱量は、デブリ粒子の表面積、すなわち、粒子径に依存する。有効性評価の解析では、デブリ粒子の径を、(UO<sub>2</sub>/ZrO<sub>2</sub>)を用いた大規模実験（FARO 試験）に基づき、その平均的な値を使用しているが、実験ケースによってばらつきが存在していることから、この粒子径を小さくする場合の感度を確認する。よって、感度解析ケースでは、大規模実験に基づき検討された設定範囲の最小値とする。また、参考として最大値の結果も示す。</p> <p>解析結果を図4.3-9に示す。感度解析ケースでは、粒子径を小さくしたことにより、冷却水とデブリ粒子の伝熱が促進されることにより、圧カスパイクによる圧力上昇幅がわずかに大きくなっている。しかし、原子炉圧力容器の減圧維持を継続していることから、原子炉圧力容器破損時点での原子炉圧力は2.0MPa[gage]以下であり大きな感度はないことが確認された。</p> <p>(3) まとめ</p> <p>以上、溶融ジェット径、エントレイン量及び冷却水とデブリ粒子の伝熱に関して感度解析を行った結果、圧カスパイクのピーク値及び原子炉圧力容器破損時点での原子炉圧力への影響はわずかであることが確認された。</p>	<p>B) エントレイン量</p> <p>原子炉容器内 FCI により生じる圧カスパイクは、エントレインされたデブリ粒子と冷却材との伝熱に生じることから、エントレイン量による感度を確認する。</p> <p>エントレイン量はRicou-Spaldingにより計算しており、その比例係数（エントレインメント係数）を変化させる。エントレインメント係数は、大規模実験に対するベンチマーク解析により検討された設定範囲があり、有効性評価の解析ではその最確値を設定している。よって、感度解析としては、エントレイン量が最大となるよう、設定範囲の最大値とする。</p> <p>解析結果を図4.3-16に示す。感度解析ケースでは、エントレインメント係数を大きくしたことにより、細粒化割合が高くなり、粒子ベッドの質量が増加しているため、圧カスパイクによる圧力上昇幅が約1.8MPaとなっているが、過渡的な変化であり、原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力は1.8MPa[gage]程度であり大きな感度は無いことが確認された。</p> <p>C) 冷却水とデブリ粒子の伝熱</p> <p>冷却水とデブリ粒子の伝熱は、膜沸騰熱伝達と輻射熱伝達により計算するが、その伝熱量は、デブリ粒子の表面積、即ち、粒子径に依存する。有効性評価の解析では、デブリ粒子の径を、UO<sub>2</sub>及びZrO<sub>2</sub>を用いた大規模実験に基づき、その平均的な値を使用しているが、実験ケースによってばらつきが存在していることから、この粒子径を小さくする場合の感度を確認する。よって、感度ケースでは、大規模実験に基づき検討された設定範囲の最小値とする。</p> <p>解析結果を図4.3-17に示す。感度解析ケースでは、粒子径を小さくしたことにより、冷却水とデブリ粒子の伝熱が促進されることにより、圧カスパイクによる圧力上昇はわずかに高くなるが、ベースケースとの差はわずかであり大きな感度はないことが確認された。したがって、原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力にもほとんど影響がない。</p> <p>(3) まとめ</p> <p>以上、デブリジェット径、エントレイン量及び冷却水とデブリ粒子の伝熱に関して感度解析を行った結果、デブリジェット径、エントレイン量について、圧カスパイクのピーク値に対して影響を与えるものの、原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力への影響はわずかであることが確認された。</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>「本製品（又はサービス）には、米国電力研究所（the Electric Power Research Institute）の出資により電力産業用に開発された技術が取り入れられています。」</p>	
<p>図 4.3-7 原子炉圧力容器内 F C I に関する感度解析結果（溶融ジェット径）</p>	<p>図 4.3-15 原子炉容器内 FCI に関する感度解析結果（デブリジェット径）</p>	
<p>図 4.3-8 原子炉圧力容器内 F C I に関する感度解析結果（エントレイン量）</p>	<p>図 4.3-16 原子炉容器内 FCI に関する感度解析結果（エントレイン量）</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<div data-bbox="1556 172 1960 247" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>「本製品（又はサービス）には、米国電力研究所（the Electric Power Research Institute）の出資により電力産業用に開発された技術が取り入れられています。」</p> </div>	
<p>図 4.3-9 原子炉圧力容器内 F C I に関する感度解析結果（冷却水とデブリ粒子の伝熱）</p>	<p>図 4.3-17 原子炉容器内 FCI に関する感度解析結果（冷却水とデブリ粒子の伝熱）</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4.3.5 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達 [原子炉压力容器(炉心損傷後)]</p> <p>下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達モデルについては、4.2.1に示したように、TMI事故の分析結果と比較し、妥当な結果が得られている。また、MAAPコードの解析モデルがTMI事故あるいはその後の検討により得られた知見をもとに開発されていることも踏まえると、MAAPコードの解析モデルは一定の妥当性を有していると判断できる。しかし、炉心溶融時の実機の挙動に関しては、現段階では十分な知見が得られていない状況であることから、添付1「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止について」において、不確かさの分析及び感度解析による影響評価を行っている。以下に概要をまとめる。</p> <p>(1) 解析条件及び解析結果</p> <p>A) 溶融炉心と上面水プールとの伝熱</p> <p>溶融炉心が下部プレナムに堆積し、上面が水プールで覆われる状況では、溶融炉心は冷却され、そのときの熱流束は限界熱流束で制限される。上部クラスト形態には不確かさがあり、クラストのひび割れがない場合には、溶融炉心が冷却されにくくなり、原子炉压力容器破損へ至る事象進展も早くなる。したがって、下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束に関する感度解析を実施する。</p> <p>ベースケースでは、限界熱流束に係る係数として最確値を与え、感度解析ケースでは水への熱伝達が制限される値を設定する。</p> <p>図4.3-10に、下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束の感度解析結果を示す。</p> <p>ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は溶融炉心の下部プレナムへの落下以降に現れる。溶融炉心が下部プレナムにリロケーションした後は、感度解析ケースにおいて溶融炉心と上面水プールの伝熱量が減少する事になる。その結果、感度解析ケースにおいて原子炉压力容器破損時間はわずかに早くなっている。ただし、原子炉压力容器破損割合及び破損時刻のいずれについても、感度の大きさとしてはわずかである。</p> <p>B) 溶融炉心と原子炉压力容器間の熱伝達</p> <p>原子炉压力容器がクリープすることで、溶融炉心の下部クラストと原子炉压力容器の間にギャップが生じ、そのギャップに水が浸入して冷却される。MAAPの解析モデルでは、ギャップに浸入した水と溶融炉心の熱流束は限界熱流束で制限される。この現象は実験的に確認されているものの、溶融炉心重量が大きい場合にはギャップ幅が小さくなり、気液対向流制限現象によりギャップに十分な水が流れ込まないことも報告されている<sup>[24]</sup>。また、制御棒駆動機構ハウジング等の貫通部及びその溶接部を持つ体系での実験はこれまでなされていない。このように、ギャップによる冷却には不確かさがあり、これが小さい場合には、溶融炉心が冷却されにくくなり、原子炉压力容器破損へ至る事象進展も早くなる。</p>	<p>4.3.7 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達</p> <p>下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達モデルについては、4.2.1に示したように、TMI事故の分析結果と比較し、妥当な結果が得られている。また、MAAPコードの解析モデルがTMI事故あるいはその後の検討により得られた知見を基に開発されていることも踏まえると、MAAPコードの解析モデルは一定の妥当性を有していると判断できる。しかし、炉心溶融時の実機の挙動に関しては、現段階では十分な知見が得られていない状況であることから、添付1において、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する解析モデルに関連したパラメータの不確かさを検討し、感度解析によりその影響程度を把握している。以下に概要を纏める。</p> <p>(1) 解析条件及び解析結果</p> <p>A) 溶融炉心と上面水プールとの伝熱</p> <p>溶融炉心が下部プレナムに堆積し、上面が水プールで覆われる状況では、溶融炉心は冷却され、そのときの熱流束は限界熱流束で制限される。上部クラスト形態には不確かさがあり、クラストのひび割れが無い場合には、溶融炉心が冷却されにくくなり、原子炉容器破損へ至る事象進展も早くなる。したがって、下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束に関する感度解析を実施する。</p> <p>ベースケースでは、限界熱流束にかかる係数として最確値を与え、感度解析ケースでは水への熱伝達が制限される値を設定する。</p> <p>図4.3-18に、下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束の感度解析結果を示す。</p> <p>ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は溶融炉心の下部プレナムへの落下以降に現れる。溶融炉心が下部プレナムにリロケーションした後は、感度解析ケースにおいて溶融炉心と上面水プールの伝熱量が減少することになる。その結果、感度解析ケースにおいて溶接部破損割合及びクリープ破損割合の上昇がわずかながら急峻になっている。また、原子炉容器破損時間はわずかに早くなっている。ただし、原子炉容器破損割合及び破損時刻のいずれについても、感度の大きさとしてはわずかであることが分かる。</p> <p>B) 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達</p> <p>原子炉容器がクリープしているため、溶融炉心の下部クラストと原子炉容器の間にギャップが生じ、そのギャップに水が浸入して冷却される。MAAPコードの解析モデルでは、ギャップに浸入した水と溶融炉心の熱流束は限界熱流束で制限される。この現象は実験的に確認されているものの、溶融炉心重量が多い場合にはギャップ幅が小さくなり、気液対向流現象によりギャップに十分な水が流れ込まないことも報告されている<sup>[26]</sup>。また、計装用案内管等の貫通部及びその溶接部を持つ体系での実験はこれまでなされていない。このように、ギャップによる冷却には不確かさがあり、これが小さい場合には、溶融炉心が冷却されにくくなり、原子炉容器破損へいたる事象進展も早くなる。</p>	



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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>したがって、下部プレナム内の熔融炉心とギャップに浸入した水との間の限界熱流束に関する感度解析を行い、その影響を把握する。熔融炉心と下部プレナムのギャップに存在する水による除熱量には不確かさがあり、ベースケースではギャップへの熱流束に係る係数として最確値を与えている。この係数は、下部プレナムギャップの水による除熱量に係る係数として定義され、ベースケースではギャップによる除熱量の評価式により計算された除熱量がそのまま適用される。一方、係数を小さくすることは、ギャップに十分な水が流れ込まないことによる、ギャップに存在する水による除熱量の低下を模擬するものである。また、有効性評価では最初に貫通部の溶接部破損が生じているが、貫通部近傍でのギャップ冷却は実験例がなく、ギャップ水による除熱量が平板体系と比較してどの程度になるかには不確かさがある。</p> <p>以上より、感度解析ケースでは、熔融炉心と下部プレナムが接触している状態を模擬するための設定とした評価を実施する。</p> <p>図4.3-11に、下部プレナムギャップの除熱量に係る係数の感度解析結果を示す。ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は熔融炉心の下部プレナムへの落下以降に現れる。熔融炉心が下部プレナムに移行した後は、感度解析ケースにおいて下部プレナムギャップの水による除熱がないため、下部プレナムの温度がより早く上昇するが、下部プレナムの水がドライアウトするまでの間しか影響を及ぼさないことから、原子炉圧力及び原子炉圧力容器破損時刻に対する感度としては非常に小さい。また、いずれのケースも原子炉圧力容器破損時点での原子炉圧力は2.0MPa[gage]以下であり大きな感度はないことが確認された。</p> <p>(2) まとめ</p> <p>以上、熔融炉心と上面水プールとの伝熱、熔融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達に関して感度解析を行った結果、原子炉圧力容器破損時刻への影響はわずかであることが確認された。</p>	<p>したがって、下部プレナム内の熔融炉心とギャップに浸入した水との間の限界熱流束に関する感度解析を行い、その影響を把握する。</p> <p>熔融炉心と下部ヘッドのギャップに存在する水による除熱量には不確かさがあり、ベースケースではギャップへの熱流束にかかる係数として最確値を与えている。この係数は、下部ヘッドギャップの水による除熱量にかかるファクタとして定義され、ベースケースではギャップによる除熱量の評価式により計算された除熱量がそのまま適用される。一方、係数を小さくすることは、ギャップに十分な水が流れ込まないことによる、ギャップに存在する水による除熱量の低下を模擬するものである。また、有効性評価では最初に貫通部の溶接部破損が生じているが、貫通部近傍でのギャップ冷却は実験例がなく、ギャップ水による除熱量が平板体系と比較してどの程度になるかには不確かさがある。以上より、感度解析ケースでは、熔融炉心と下部ヘッドが接触している状態を模擬するための設定とした評価を実施する。</p> <p>図4.3-19に、下部ヘッドギャップの除熱量にかかる係数の感度解析結果を示す。ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は熔融炉心の下部プレナムへの落下以降に現れる。熔融炉心が下部プレナムに移行した後は、感度解析ケースにおいてプレナムギャップによる除熱が無いため、下部ヘッドの温度がより早く上昇することから、クリーブ破損割合や貫通部破損割合は感度解析ケースの方が急峻に上昇する傾向となる。ただし、このパラメータは下部プレナムの水がドライアウトするまでの間しか影響を及ぼさないことから、1次冷却材圧力及び原子炉容器破損時刻に対する感度としては非常に小さい</p> <p>(2) まとめ</p> <p>以上、熔融炉心と上面水プールとの伝熱、熔融炉心と原子炉容器間の熱伝達に関して感度解析を行った結果、原子炉容器破損時刻への影響はわずかであることが確認された。</p>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4.3-10 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する感度解析結果 (溶融炉心と上面水プールとの伝熱)</p>	<p>「本製品 (又はサービス) には、米国電力研究所 (the Electric Power Research Institute) の出資により電力産業用に開発された技術が取り入れられています。」</p> <p>図 4.3-18 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する感度解析結果 (溶融炉心と上面水プールとの伝熱)</p>	
<p>図 4.3-11 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する感度解析結果 (溶融炉心と原子炉压力容器間の熱伝達)</p>	<p>図 4.3-19 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する感度解析結果 (溶融炉心と原子炉压力容器間の熱伝達)</p>	