

資料 2 - 2

泊発電所 3 号炉 審査資料	
資料番号	SAE11-9 r.6.0
提出年月日	令和5年10月24日

泊発電所 3 号炉
重大事故等対策の有効性評価
比較表

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

令和 5 年 1 0 月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">付録3</p> <p style="text-align: center;">重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて</p> <p style="text-align: center;">目次</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. はじめに 2. 有効性評価における物理現象の抽出 <ol style="list-style-type: none"> 2.1 炉心損傷防止 2.2 格納容器破損防止 2.3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止 3. 抽出された物理現象の確認 <ol style="list-style-type: none"> 3.1 BWR プラントシステムの階層構造分析と抽出された物理現象の対応確認 3.2 EUSAFE における物理現象と抽出された物理現象の対応確認 4. 適用候補とするコードについて <ol style="list-style-type: none"> 4.1 適用候補コードの概要 5. 有効性評価に適用するコードの選定 <ol style="list-style-type: none"> 5.1 炉心損傷防止 5.2 格納容器破損防止 5.3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止 6. 選定されたコードの有効性評価への適用性について <p>添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について</p> <p>第1部 SAFER</p> <p>第2部 CHASTE</p> <p>第3部 REDY</p> <p>第4部 SCAT</p> <p>第5部 MAAP</p> <p>第6部 APEX</p> <p>参考資料1 TRACT</p> <p>参考資料2 JASMINE</p> <p>参考資料3 LS-DYNA</p>	<p style="text-align: center;">付録3</p> <p style="text-align: center;">重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて</p> <p style="text-align: center;">目次</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. はじめに 2. 有効性評価における物理現象の抽出 <ol style="list-style-type: none"> 2.1 炉心損傷防止 2.2 格納容器破損防止 2.3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止 3. 抽出された物理現象の確認 <ol style="list-style-type: none"> 3.1 PWR プラントシステムの階層構造分析と抽出された物理現象の対応確認 3.2 EUSAFE における物理現象と抽出された物理現象の対応確認 4. 適用候補とするコードについて <ol style="list-style-type: none"> 4.1 適用候補コードの概要 5. 有効性評価に適用するコードの選定 <ol style="list-style-type: none"> 5.1 炉心損傷防止 5.2 格納容器破損防止 5.3 運転停止中原子炉における燃料損傷防止 6. 選定されたコードの有効性評価への適用性について <p>添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について</p> <p>第1部 M-RELAP5 コード</p> <p>第2部 SPARKLE-2 コード</p> <p>第3部 MAAP コード</p> <p>第4部 GOTHIC コード</p> <p>第5部 COCO コード</p> <p>参考資料1 JASMINE コード</p> <p>参考資料2 LS-DYNA コード</p>	<p>※付録3 解析コードに関する資料について目次を比較</p> <p>※女川相当の資料を新規作成（比較表「許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について」参照）</p> <p>記載内容の相違</p> <p>・BWR と PWR では使用するコードが異なる</p> <p>※MAAP コードの比較は比較表「第3部 MAAP コード」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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料1</p> <p style="text-align: center;">許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について</p> <p>本有効性評価解析に適用する解析コードとして、SAFER/CHASTE、REDY/SCAT、APEX/SCAT(RIA用)を選定しているが、これらは従来国内BWRの原子炉設置変更許可申請書の添付書類十の安全評価において使用実績があるコードであることから、設計基準(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故)と重大事故等対策の有効性評価の解析対象範囲について整理を行った。</p> <p>表1 SAFER/CHASTEにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 表2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 表2-2 SCATにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 表3 APEX/SCAT(RIA用)における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較</p>	<p style="text-align: right;">添付資料1</p> <p style="text-align: center;">許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について</p> <p>泊3号炉では、重大事故等対策の有効性評価解析に適用する解析コードとして、M-RELAP5、SPARKLE-2、MAAP、GOTHIC、COCOを選定しているが、このうちCOCOについては従来国内PWRの原子炉設置変更許可申請書の添付書類十の安全評価において使用実績があることから、設計基準事象(運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故)と重大事故等対策の有効性評価の解析対象範囲について整理を行った。</p> <p>表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較</p>	<p>記載表現の相違 設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊と女川では重大事故等対策の有効性評価解析に適用する解析コードが異なる ・泊では設計基準事象の安全解析と兼用する解析コードはCOCOのみである ・女川では格納容器内圧解析にREDYが適用されていることから泊との比較は表2-1で行う。 <p>解析コードの相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川では設計基準事象の安全解析と兼用している解析コードが複数あるため、表が複数掲載している。

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について)

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

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉	相違理由
表1 SAFER/CHASTEにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (1/12)			
	従来許認可解析 (BWR5原子炉冷却材喪失：中小破断)	重大事故等対策の有効性評価 (BWR5 LOCA時注水機能喪失)	
原子炉圧力			
原子炉水位シミュラード内水位			
燃料被覆管温度			
熱伝達係数			
【以降、表1については省略】			

解析コードの相違
 ・女川では設計基準事象と重大事故等対策の有効性評価を兼用している解析コードが複数あるのに対し、泊では原子炉格納容器内圧解析に適用しているCOCOのみを兼用している。COCOは女川の表2-1に対して比較するため、表1に対応するものはない。

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

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
<p>表2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (1/11)</p>				
	<p>従来許認可解析 (ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止)</p>	<p>重大事故等対策の有効性評価 (ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止 +原子炉停止機能喪失)</p>	<p>表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (1/10)</p>	
原子炉出力 (中性子束)			<p>従来許認可解析* (原子炉冷却材喪失)</p>	<p>重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)</p>
原子炉圧力			<p>原子炉格納容器圧力</p>	
格納容器プール水温度	<p>原子炉スクラムにより蒸気発生量が減少するため、原子炉格納容器側パラメータの変化はほとんどない。</p>		<p>原子炉格納容器雰囲気温度</p>	
運転特性図			<p>※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書 (3号炉) 添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失</p> <p>商業機密に属するため公開できません。</p>	

記載内容の相違
 ・女川では格納容器応答の評価にREDYを適用するのに対し、泊ではCOCOを適用する(以降省略)。
 ・女川ではREDYの兼用の例としてABWRの従来許認可解析と有効性評価を比較しているが、泊では泊固有の安全解析同士で比較できるため原子炉冷却材喪失と全交流動力電源喪失を挙げている(以降省略)。
 ・女川ではREDYを用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するのに対し、泊では別コードにより評価した放出質量及びエネルギーを過渡条件としてCOCOによる格納容器内圧解析を実施することから、COCOの出力パラメータに限定した応答図を記載。記載方針の相違

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について）

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
表2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（2/11）		表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（2/10）		
	従来許認可解析 （ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止）	重大事故等対策の有効性評価 （ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止 ＋原子炉停止機能喪失）	従来許認可解析* （原子炉冷却材喪失）	重大事故等対策の有効性評価 （全交流動力電源喪失）
事 象 進 展	原子炉出力（中性子束）：MS1V閉鎖による原子炉スクラムにより低下する。	原子炉出力（中性子束）：MS1V閉鎖による原子炉スクラムに失敗して、圧力上昇により上昇した後、圧力高RPTによる炉心流量減少により低下する。その後、給水加熱喪失による炉心入口サブクール度の増加により緩やかに上昇する。	原子炉格納容器圧力：原子炉格納容器圧力は、蒸気発生器出口側配管の破断口からの1次冷却材の流出により急激に上昇し、第1ピーク（約0.220MPa[gage]）を形成する。その後、原子炉格納容器内の熱吸収体の効果により一時的に圧力が低下するものの、約22秒後に炉心再冠水が始まることで破断口からの蒸気放出が増加するため、再び圧力が上昇し第2ピーク（約0.241MPa[gage]）が生じる。以降は、炉心再冠水終了により破断流が急減するとともに、格納容器スプレイポンプを用いた原子炉格納容器スプレイの開始により原子炉格納容器圧力は低下に転じることから、原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器最高圧力は、最高使用圧力0.283MPa[gage]を下回る。	原子炉格納容器圧力：原子炉格納容器圧力は、RCPシール部からの1次冷却材の漏えいにより上昇するが、蒸気発生器出口側配管の両端破断を想定する設置変更許可申請書添付書類十3.5.1「原子炉冷却材喪失」に比べて破断流量が少ないため、格納容器スプレイポンプを用いた原子炉格納容器スプレイに期待しなくても事象発生後24時間時点で原子炉格納容器の最高使用圧力0.283MPa[gage]を下回る*。
	原子炉圧力：MS1V閉鎖により上昇するが、逃がし弁開及び原子炉スクラムにより降下に転じ、その後は逃がし弁により圧力制御される。 格納容器圧力及びプール水温度：逃がし弁開により蒸気がサプレッション・チェンバのプール水中へ放出されるが、その量は僅かであり、格納容器圧力及びプール水温度上昇は小さいと考えられる。なお、従来許認可では本パラメータは評価対象外である。 運転特性図上の運転点は、原子炉スクラムにより、高出力低流量には至らない。	原子炉圧力：MS1V閉鎖により上昇し、逃がし弁が作動するが、原子炉スクラム失敗により原子炉出力が高めに維持されることから、原子炉圧力も高めを維持する。 格納容器圧力及びプール水温度：逃がし弁開により蒸気がサプレッション・チェンバのプール水中へ放出されるため、格納容器圧力及びプール水温度が上昇する。ほう酸水の注入による原子炉出力低下とRHRによる除熱により、格納容器圧力／プール水温度は低下に転じる。 運転特性図上の運転点は、原子炉スクラム失敗及びRPTにより、高出力低流量に至る。	原子炉格納容器雰囲気温度：原子炉格納容器雰囲気温度は、原子炉格納容器圧力に追従した挙動を示し、破断口からの蒸気放出が増加する炉心再冠水後に最高温度（約124℃）に到達する。以降は、炉心再冠水終了により破断流が急減するとともに、格納容器スプレイポンプを用いた原子炉格納容器スプレイの開始により原子炉格納容器雰囲気温度は低下に転じることから、原子炉冷却材喪失時の原子炉格納容器最高温度は、最高使用温度132℃を下回る。	原子炉格納容器雰囲気温度：原子炉格納容器雰囲気温度は、原子炉格納容器圧力に追従した挙動を示すが、蒸気発生器出口側配管の両端破断を想定する設置変更許可申請書添付書類十3.5.1「原子炉冷却材喪失」に比べて破断流量が少ないため、格納容器スプレイポンプを用いた原子炉格納容器スプレイに期待しなくても事象発生後24時間時点で原子炉格納容器の最高使用温度132℃を下回る*。 ※ 全交流動力電源喪失時の長期的な崩壊熱除去手段としては、格納容器再循環ユニットを用いた格納容器自然対流冷却を整備しており、当該手段の有効性はMAAPコードを用いた解析により確認している。
			※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書（3号炉）添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失	

記載内容の相違
 ・炉型、評価対象事象の相違により事故時の格納容器内の事象進展が異なる。
 ・評価手法（解析コード）の相違により、女川ではREDYを用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するため、事象進展には格納容器に加え、炉内流動に関連するパラメータを挙げて説明している。一方、泊ではCOCOコードは炉内流動は取り扱わないことから、事故時の格納容器応答に関連するパラメータを挙げて事象進展を説明している。

記載方針の相違

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由					
<table border="1" data-bbox="215 280 1032 456"> <tr> <td>原子炉スクラム：約0.3秒 逃がし弁開：約2秒 MSIV閉鎖：約3秒</td> <td>原子炉スクラム：失敗 逃がし弁開：約2秒 MSIV閉鎖：約3秒 ECCS起動：約34秒 給水停止：約173秒 SLC起動：約11分</td> </tr> </table>	原子炉スクラム：約0.3秒 逃がし弁開：約2秒 MSIV閉鎖：約3秒	原子炉スクラム：失敗 逃がし弁開：約2秒 MSIV閉鎖：約3秒 ECCS起動：約34秒 給水停止：約173秒 SLC起動：約11分	<p data-bbox="1151 204 1877 228">表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（3/10）</p> <table border="1" data-bbox="1064 264 1912 695"> <tr> <td data-bbox="1064 264 1120 695">事 象 進 展 (続 き)</td> <td data-bbox="1120 264 1500 695"> 破断発生：0秒 原子炉トリップ限界値到達：約1秒^{※1} CVスプレイ作動限界値到達：約6秒^{※2} 第1ピーク圧力到達：約17秒 炉心再冠水開始：約22秒 CVスプレイ開始：約151秒 炉心再冠水終了：約219秒 第2ピーク圧力到達：約219秒 再循環切替：約 秒 ※1「原子炉圧力低」原子炉トリップ限界値到達 ※2「原子炉格納容器圧力異常高」CVスプレイ作動限界値到達 </td> <td data-bbox="1500 264 1912 695"> 事象発生：0秒 原子炉トリップ限界値到達：約0秒^{※1} 補助給水開始：約1分 2次冷却系強制冷却開始：30分 蓄圧注入系作動：約39分 代替炉心注水開始：約2.2時間 再循環切替：事象発生から24時間以降 ※1「1次冷却材ポンプ電源電圧低」原子炉トリップ限界値到達は事象発生と同時を仮定 </td> </tr> </table> <p data-bbox="1079 770 1850 794">※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書（3号炉）添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失</p> <p data-bbox="1064 834 1505 866"> ：商業機密に属するため公開できません。</p>	事 象 進 展 (続 き)	破断発生：0秒 原子炉トリップ限界値到達：約1秒 ^{※1} CVスプレイ作動限界値到達：約6秒 ^{※2} 第1ピーク圧力到達：約17秒 炉心再冠水開始：約22秒 CVスプレイ開始：約151秒 炉心再冠水終了：約219秒 第2ピーク圧力到達：約219秒 再循環切替：約 秒 ※1「原子炉圧力低」原子炉トリップ限界値到達 ※2「原子炉格納容器圧力異常高」CVスプレイ作動限界値到達	事象発生：0秒 原子炉トリップ限界値到達：約0秒 ^{※1} 補助給水開始：約1分 2次冷却系強制冷却開始：30分 蓄圧注入系作動：約39分 代替炉心注水開始：約2.2時間 再循環切替：事象発生から24時間以降 ※1「1次冷却材ポンプ電源電圧低」原子炉トリップ限界値到達は事象発生と同時を仮定	<p data-bbox="1977 204 2112 228">記載内容の相違</p> <p data-bbox="1977 236 2112 403">・炉型、評価対象事象の相違により事故時の格納容器内の事象進展が異なる。</p> <p data-bbox="1977 411 2112 571">・PWRとBWRで緩和設備が異なるため、表中の発生するイベント名称に相違がある。</p> <p data-bbox="1977 579 2112 1082">・女川ではREDYにより炉内流動から格納容器応答まで一貫解析することから、表中の発生イベントには炉内流動に関連する項目が挙げられているが、泊ではCOCOにより解析評価する格納容器応答に関連する発生イベントを記載している。</p> <p data-bbox="1977 1090 2112 1114">記載方針の相違</p>
原子炉スクラム：約0.3秒 逃がし弁開：約2秒 MSIV閉鎖：約3秒	原子炉スクラム：失敗 逃がし弁開：約2秒 MSIV閉鎖：約3秒 ECCS起動：約34秒 給水停止：約173秒 SLC起動：約11分						
事 象 進 展 (続 き)	破断発生：0秒 原子炉トリップ限界値到達：約1秒 ^{※1} CVスプレイ作動限界値到達：約6秒 ^{※2} 第1ピーク圧力到達：約17秒 炉心再冠水開始：約22秒 CVスプレイ開始：約151秒 炉心再冠水終了：約219秒 第2ピーク圧力到達：約219秒 再循環切替：約 秒 ※1「原子炉圧力低」原子炉トリップ限界値到達 ※2「原子炉格納容器圧力異常高」CVスプレイ作動限界値到達	事象発生：0秒 原子炉トリップ限界値到達：約0秒 ^{※1} 補助給水開始：約1分 2次冷却系強制冷却開始：30分 蓄圧注入系作動：約39分 代替炉心注水開始：約2.2時間 再循環切替：事象発生から24時間以降 ※1「1次冷却材ポンプ電源電圧低」原子炉トリップ限界値到達は事象発生と同時を仮定					

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について）

女川原子力発電所2号炉			泊発電所3号炉		相違理由
			表1 COCO における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（4/10）		記載内容の相違 ・炉型、評価対象事象の相違により変化範囲及び適用範囲が異なる。 ・評価手法の相違により、女川ではEDY を用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するため、変化範囲及び適用範囲には格納容器に加え、炉内流動に関連するパラメータを挙げている。一方、泊ではCOCO コードは炉内流動は取り扱わないことから、格納容器に関連するパラメータを挙げている。 記載方針の相違（以降省略）
			従来許認可解析* （原子炉冷却材喪失）	重大事故等対策の有効性評価 （全交流動力電源喪失）	
変化範囲 原子炉出力：初期値～0% 原子炉圧力：初期値～8.08MPa[gage] 格納容器圧力：（評価対象外） プール水温度：（評価対象外） 時間：0秒～約20秒	原子炉出力：0%～306% 原子炉圧力：初期値～約8.92MPa[gage] 格納容器圧力：初期値～約0.19MPa[gage] プール水温度：初期値～約113℃ 時間：0秒～約2400秒(40分)	変化範囲 原子炉格納容器圧力： 大気圧～約0.241MPa[gage] 原子炉格納容器雰囲気温度： 49℃～約124℃ 時間：0～10 ⁵ 秒	原子炉格納容器圧力： 9.8kPa[gage]～約0.07MPa[gage] 原子炉格納容器雰囲気温度： 49℃～約79℃ 時間：0～24時間		
適用範囲 原子炉出力：0%以上 原子炉圧力：タービン無負荷圧力 ～最高使用圧力の1.2倍 格納容器圧力：（評価対象外） プール水温度：（評価対象外） 時間：0秒～制限なし	原子炉出力：同左 原子炉圧力：同左 格納容器圧力：通常運転圧力 ～0.62MPa[gage] プール水温度：通常運転温度～200℃ 時間：同左	適用範囲 原子炉格納容器圧力： 大気圧～原子炉格納容器最高使用圧力 原子炉格納容器雰囲気温度： 室温～原子炉格納容器最高使用温度 時間：0秒～制限なし	原子炉格納容器圧力：同左 原子炉格納容器雰囲気温度：同左 時間：0～24時間		
			※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書（3号炉）添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について)

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

女川原子力発電所2号炉					泊発電所3号炉					相違理由
表2-1 REDIYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (3/11)					表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (5/10)					
項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可との差異	差異による影響	項目	従来許認可解析* (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可との差異	差異による影響	
解	初期運転条件	原子炉出力：過出力条件 炉心流量：運転特性図考慮 原子炉圧力：過出力条件	原子炉出力：定格出力条件 炉心流量：運転特性図考慮 原子炉圧力：定格出力条件	有	従来許認可解析が保守的評価条件を採用しているに対して、重大事故等対策の有効性評価ではより実機に近い条件を設定。解析結果はより現実的な結果となる。	事故条件 (蒸気発生器出口側配管両端破断)	原子炉冷却材喪失	全交流動力電源喪失	有	従来許認可解析に対して破断面積が小さく、原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えい量が少ないため、事象発生後の原子炉格納容器内圧力の上昇は緩慢に推移する。
	初期原子炉水位	通常水位	同左	無	差異はない。		外部電源	無	同左	無
析	事故	主蒸気隔離弁の閉止	同左	無	差異はない。	原子炉格納容器 内自由体積		62,500 m ³ (最小評価)	同左	無
	原子炉スクラム	主蒸気隔離弁閉スクラム	スクラム機能喪失	有	原子炉停止機能喪失事象の前提条件。	初期圧力	0 MPa [gage]	9.8 MPa [gage]	有	条件の差はあるが、事故後原子炉格納容器内に放出される高温の1次冷却材による原子炉格納容器内圧力の上昇に比べて十分小さいことから影響は小さい。
条	炉心条件	9×9燃料(A型)、9×9燃料(B型)、8×8燃料、MOX燃料の混在炉心又は単一炉心 (プラントにより異なる)	9×9(A型)、MOX燃料の単一炉心、又は9×9(A型)とMOX燃料の混在炉心 (プラントにより異なる)	有	従来許認可解析では原子炉内に存在する燃料タイプごとに保守的な値を炉心を選定しているが、重大事故等対策の有効性評価では代表的な炉心条件として単一炉心又はMOX混在を選定している。燃料タイプは異なるものの、熱水力特性は同等であり、プラント全体挙動に及ぼす影響は小さい。	初期温度	49℃	同左	無	差異はない。
	ボイド反応度係数 ドップラ反応度係数	圧力上昇過渡用保守係数を使用	圧力上昇過渡用保守係数を代表値として使用	無	原子炉停止機能喪失事象では炉心流量が急減する挙動もあるが、起因事象が従来許認可と同じであることから保守係数の代表値として、出力上昇を厳しくする圧力上昇過渡と同じ値を使用する。	再始動	同左	同左	有	全交流動力電源喪失を想定することから、事故後原子炉格納容器スプレイ設備が作動することはないが、従来許認可解析に対して原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えい量が少ないため、原子炉格納容器スプレイ設備が作動しなくても原子炉格納容器内圧力は見込みに推移する。
件	ギャップ熱伝達係数	燃焼期間中結果を厳しくする値	同左	無	重大事故等対策の有効性評価における燃焼期間は従来許認可解析と同じであり差異はない。					
表2-1 REDIYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (4/11)					表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (6/10)					
項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可との差異	差異による影響	項目	従来許認可解析* (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全交流動力電源喪失)	従来許認可との差異	差異による影響	
解	代替再循環トリップ機能	考慮しない	考慮する	有	原子炉停止機能喪失事象の前提条件。	ヒートシンク	設計値	同左	無	差異はない。
	代替制御棒挿入機能	考慮しない	同左	無	差異はない。		原子炉格納容器 スプレイ設備	作動	不作動	有
析	ほう酸水注入機能	考慮しない	考慮する	有	原子炉停止機能喪失事象の前提条件。					
	予備給水ポンプ	考慮しない	考慮する	有	MS 1 V閉による給水加熱喪失の効果により出力が上昇するため結果が厳しくなる条件を設定。					
条	崩壊熱	一次遅れ特性	4群又は11群モデル (ANSI/ANS-5.1-1979 相当)	有	重大事故等対策の有効性評価では長時間領域での崩壊熱による影響を精度良く評価するために、より現実的な崩壊熱変化を設定。					
	外部電源	健全	同左	無	差異はない。					
件	S R V仕様	逃がし弁機能 (作動設定値は過出力条件用)	逃がし弁機能 (作動設定値は設計値)	有	定格出力条件に従い、開設定圧力を設計値に変更しているが、初期原子炉圧力から開設定値までの差は同じであるため、原子炉減圧に伴う基本的な挙動は、従来許認可解析と同様である。					
	再循環ポンプ慣性	設計値	同左	無	差異はない。					

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について）

女川原子力発電所2号炉					泊発電所3号炉	相違理由
表2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（5/11）						
解 析 条 件	項目	従来許認可解析 （過渡解析）	重大事故等対策の有効性評価 （原子炉停止機能喪失）	従来許認可 との差異	差異による影響	記載内容の相違 ・炉型、評価対象 事象の相違により 解析条件として 挙げる項目の 種類が異なる。 ・評価手法の相違 により、女川では REDY を用いて炉 内流動から格納 容器応答まで一 貫解析するため、 解析条件には格 納容器に加え、炉 内流動に関連す る解析条件を挙 げている。一方、 泊ではCOCO コー ドは炉内流動は 取り扱わないこ とから、格納容器 応答に関連する 解析条件を挙げ ている。（本頁に 対応部分なし）
	R C I C	考慮しない	考慮する	有	従来許認可解析での評価指標上R C I Cの動作有無は考慮不要であったが、重大事故等対策の有効性評価では原子炉がスクラムしないためR C I C作動の影響を確認している。	
	高圧E C C S	考慮しない	考慮する	有	従来許認可解析での評価指標上、高圧E C C Sの動作有無は考慮不要であったが、重大事故等対策の有効性評価では原子炉がスクラムしていないため、高圧E C C S作動の影響を確認している。	
	原子炉格納容器	考慮しない	考慮する	有	従来許認可解析では、早期にスクラムするため原子炉格納容器側評価は実施しないが、重大事故等対策の有効性評価では原子炉格納容器側も評価指標であるため設計値を使用してその影響を確認している。	
R H R	考慮しない	考慮する	有	従来許認可解析では、原子炉格納容器側評価は実施しないが、重大事故等対策の有効性評価では原子炉格納容器側も評価指標であるため設計値を使用してその影響を確認している。		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																	
<p>【該当する表無し】</p>	<p style="text-align: center;">表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（7/10）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">項目</th> <th style="width: 20%;">従来許認可解析[※] （原子炉冷却材喪失）</th> <th style="width: 20%;">重大事故等対策の有効性評価 （全交流動力電源喪失）</th> <th style="width: 10%;">従来許認可 との差異</th> <th style="width: 30%;">差異による影響</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="vertical-align: top;">解析モデル</td> <td style="vertical-align: top;">ヒートシンク熱伝達モデル</td> <td style="vertical-align: top;">修正田上の式/修正内田の式</td> <td style="vertical-align: top;">修正内田の式</td> <td style="vertical-align: top;">有</td> <td style="vertical-align: top;">従来許認可解析では、大破断 LOCA 時のヒートシンクへの熱伝達を適切に模擬するため、ブローダウン期間においては修正田上の式、それ以降に対しては修正内田の式を使用している。一方、有効性評価においては継続的にほぼ一定の蒸気が放出されるため、修正内田の式を適用している。このように事象進展の特徴に応じて、ヒートシンク熱伝達モデルを使い分けている。</td> </tr> <tr> <td></td> <td style="vertical-align: top;">ヒートシンク内熱伝導モデル</td> <td style="vertical-align: top;">1次元熱伝導方程式</td> <td style="vertical-align: top;">同左</td> <td style="vertical-align: top;">無</td> <td style="vertical-align: top;">差異はない。</td> </tr> </tbody> </table> <p><small>※泊発電所 原子炉設置変更許可申請書（3号炉）添付書類十 3.5.1 原子炉冷却材喪失</small></p>	項目	従来許認可解析 [※] （原子炉冷却材喪失）	重大事故等対策の有効性評価 （全交流動力電源喪失）	従来許認可 との差異	差異による影響	解析モデル	ヒートシンク熱伝達モデル	修正田上の式/修正内田の式	修正内田の式	有	従来許認可解析では、大破断 LOCA 時のヒートシンクへの熱伝達を適切に模擬するため、ブローダウン期間においては修正田上の式、それ以降に対しては修正内田の式を使用している。一方、有効性評価においては継続的にほぼ一定の蒸気が放出されるため、修正内田の式を適用している。このように事象進展の特徴に応じて、ヒートシンク熱伝達モデルを使い分けている。		ヒートシンク内熱伝導モデル	1次元熱伝導方程式	同左	無	差異はない。	<p>記載方針の相違</p> <p>・評価手法の相違により、女川では REDIY の解析モデルについて表中で特段言及していない。一方、泊では COCO コードの熱伝達モデルについて従来許認可解析と重大事故等の有効性評価の相違を説明している。</p>
項目	従来許認可解析 [※] （原子炉冷却材喪失）	重大事故等対策の有効性評価 （全交流動力電源喪失）	従来許認可 との差異	差異による影響															
解析モデル	ヒートシンク熱伝達モデル	修正田上の式/修正内田の式	修正内田の式	有	従来許認可解析では、大破断 LOCA 時のヒートシンクへの熱伝達を適切に模擬するため、ブローダウン期間においては修正田上の式、それ以降に対しては修正内田の式を使用している。一方、有効性評価においては継続的にほぼ一定の蒸気が放出されるため、修正内田の式を適用している。このように事象進展の特徴に応じて、ヒートシンク熱伝達モデルを使い分けている。														
	ヒートシンク内熱伝導モデル	1次元熱伝導方程式	同左	無	差異はない。														

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について)

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

女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉		相違理由
表2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (6/11)						
物理現象	炉心(核)	核分裂出力 出力分布 変化 反応度ブ イードパ ック効果	従来許認可解析 (過渡解析) 圧力上昇過渡現象発生時に結果を厳しく評価するサイクル末期炉心条件を測定して、ボイド、ドブプラ反応度に保守係数を考慮した設定を実施している。また、反応度効果としては、ボイド、ドブプラ、スクラム、制御棒の反応度を考慮している。	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失) 同左	従来許認可との差異 有	差異による影響 圧力上昇過渡現象の評価であるため、従来許認可と同じ保守係数を用いている。原子炉がスクラムしないため、ボロン注入による出力低下により事象が収束する。原子炉がスクラムせず、原子炉出力の変化が従来許認可解析に比べて大きくなり、燃料被覆管温度評価に影響を及ぼす。
	崩壊熱		崩壊熱については、比較的短時間でスクラム動作して事象は収束するため、影響はほとんどなく、一次遅れを仮定している。	崩壊熱については、より現実的な崩壊熱曲線を使用している。	有	崩壊熱については、原子炉にて発生する蒸気量が原子炉格納容器側のパラメータ変化に影響する。なお、原子炉格納容器側評価は従来許認可解析では実施していない。
	三次元効果		事象発生後短時間で原子炉スクラムするため、中性子束振動現象は生じない。	原子炉がスクラムせず高出力・低流量状態に至るため、中性子束振動現象が生じる可能性がある。	有	中性子束振動現象が燃料被覆管温度に対して影響を与える可能性がある。よって、この現象を取り扱うことが可能な異なる解析コードによる参考解析を参照する。
表2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (7/11)						
物理現象	炉心(燃料)	燃料棒内 温度変化	原子炉内の平均的燃料棒を代表とし、燃料棒を同心円状に分割して燃料ペレットの熱伝導度、燃料ギャップの熱伝達率を適用している。	同左	無	従来許認可解析と同一であり、差異はない。また、原子炉停止機能喪失事象では炉心冠水状態を維持するため、平均的燃料棒の燃料棒内温度変化及び燃料表面熱伝達については従来許認可解析と同様である。
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達は一定とし核沸騰の代表値を適用している。 熱的評価については、SCATコードにて実施(最小限界出力比(MCPR)が燃料の許容設計限界を下回らないことを確認。)	同左 熱的評価については、SCATコードにて実施(燃料被覆管温度評価を実施して判断基準を上回らないことを確認。)	無	無	
	沸騰遷移	{SCATコードによる評価}	{SCATコードによる評価}	—	—	—
	燃料被覆管酸化	{SCATコードによる評価}	{SCATコードによる評価}	—	—	—
	燃料被覆管変形	{SCATコードによる評価}	{SCATコードによる評価}	—	—	—
				【該当する表無し】		記載内容の相違 ・炉型、評価対象事象の相違により物理現象として挙げる項目の種類が異なる。 ・評価手法の相違により、女川ではREDYを用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するため、解析条件には格納容器に加え、炉内流動に関連する物理現象を挙げています。一方、泊ではCOCOコードは炉内流動は取り扱わないことから、格納容器応答に関連する物理現象を挙げています(後段で掲載)。

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について)

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

女川原子力発電所2号炉					泊発電所3号炉					相違理由
表2-1 R E D Yにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (8/11)										
物理現象	項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可との差異	差異による影響	【該当する表無し】				
	炉心熱流動	沸騰・ボイド率変化 原子炉出力の上昇並びに炉心流量の低下により炉心平均ボイド率が増加するが、炉心は冠水を維持しているため、二相水位の影響はない。	同左	無	差異はない。					
	気液分離 (水位変化)・対向流 気液熱非平衡	炉心部の保有水量は十分保たれ、炉心は冠水を維持していることから影響はない。	同左	無	差異はない。					
	圧力損失	事象発生時に再循環ポンプがトリップした際の炉心流量変化の速さについて、炉心部の圧力損失の影響により炉心流量低下速度が大きくなる。	原子炉圧力高により再循環ポンプがトリップし炉心流量が早期に低下するため、炉心部の圧力損失の影響により炉心流量低下速度が大きくなる。	無	圧力損失による影響に差異はない。					
	三次元効果	事象発生後短時間で原子炉スクラムするため、核熱水力不安定事象は生じない。なお、流量配分による冷却材流量変化への影響はS C A Tコード側にて考慮する。	原子炉がスクラムせず高出力・低炉心流量状態に至るため、核熱水力不安定事象が生じる可能性がある。なお、流量配分による冷却材流量変化への影響はS C A Tコード側にて考慮する。	有	核熱水力不安定事象が燃料被覆管温度に影響を与える可能性がある。よって、この現象を取り扱うことが可能な異なる解析コードによる参考解析を参照する。					
表2-1 R E D Yにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (9/11)										
物理現象	項目	従来許認可解析 (過渡解析)	重大事故等対策の有効性評価 (原子炉停止機能喪失)	従来許認可との差異	差異による影響	記載内容の相違 ・炉型、評価対象事象の相違により物理現象として挙げる項目の種類が異なる。 ・評価手法の相違により、女川ではR E D Y を用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するため、解析条件には格納容器に加え、炉内流動に関連する物理現象を挙げています。一方、泊ではC O C O コードは炉内流動は取り扱わないことから、格納容器応答に関連する物理現象を挙げています(後段で掲載)。				
	原子炉圧力容器(逃がし安全弁を含む)	冷却材流量変化 原子炉水位低により再循環ポンプがトリップするが、実機機能の反映であるため設計値を使用している。	事象発生時に再循環ポンプがトリップした際の炉心流量変化の速さが、解析結果に影響すると考えられる。より現実的な評価を実施するため設計値を使用している。	有	重大事故等対策の有効性評価では再循環ポンプのトリップを考慮しているため、設計値を使用した現実的な解析条件としている。					
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	原子炉圧力が逃がし弁設定値に達すると蒸気を放出して原子炉圧力上昇を緩和する。	同左	無	差異はない。					
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	これらの物理現象は炉心以外の領域では直接的には影響しない。	同左	無	差異はない。					
	圧力損失	考慮している	同左	無	差異はない。					

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について）

女川原子力発電所2号炉					泊発電所3号炉		相違理由
表2-1 REDYにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（10/11）					【該当する表無し】		<p>記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・炉型、評価対象事象の相違により物理現象として挙げる項目の種類が異なる。 ・評価手法の相違により、女川ではREDYを用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するため、解析条件には格納容器に加え、炉内流動に関連する物理現象を挙げている。一方、泊ではCOCOコードは炉内流動は取り扱わないことから、格納容器応答に関連する物理現象を挙げている（後段で掲載）。
物理現象	原子炉圧力容器（逃がし安全弁を含む）	項目	従来許認可解析（過渡解析）	重大事故等対策の有効性評価（原子炉停止機能喪失）	従来許認可との差異	差異による影響	
	ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）	・ECCS系は考慮しない。 ・給水ポンプ子備機は考慮しない。 ・給水加熱喪失を考慮。	・ECCS系を考慮。 ・子備機を含めた給水系を考慮。 ・同左	有	原子炉がスクラムせず、また給水ポンプ子備機が起動するため、給水加熱喪失による出力上昇が燃料被覆管温度へ影響する可能性がある。		
	ほう酸水の拡散	ほう酸水注入は考慮しない。	原子炉停止を達成するために、ほう酸水の原子炉への注入を設定。	有	従来許認可解析では原子炉スクラムにより原子炉停止となるが、重大事故等対策の有効性評価解析では、ほう酸水注入による原子炉停止としており、原子炉停止までの時間が長く、格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。		
三次元効果	REDYコードでは、燃料集合体間の流量配分について考慮していない。	同左	無	差異はない。			

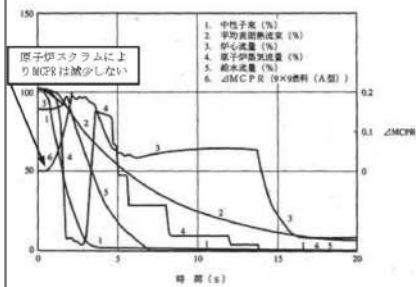
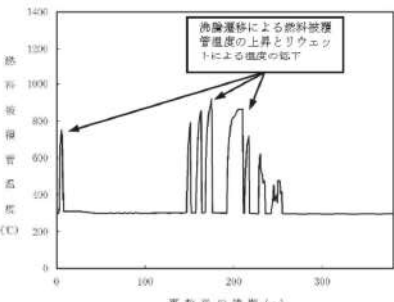
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について)

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

女川原子力発電所2号炉					泊発電所3号炉					相違理由								
物理現象	原子炉格納容器	冷却材放出	考慮しない	原子炉圧力が速がし弁設定値に達すると蒸気を放出するため、格納容器プール水温度が上昇する。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。	表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (8/10)	項目	従来許認可解析* (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全文流動力電源喪失)	従来許認可との差異	差異による影響	記載内容の相違 ・炉型、評価対象事象の相違により物理現象として挙げる項目の種類が異なる。 ・評価手法の相違により、女川ではREDYを用いて炉内流動から格納容器応答まで一貫解析するため、解析条件には格納容器に加え、炉内流動に関連する物理現象を挙げている。一方、泊ではCOCOコードは炉内流動は取り扱わないことから、格納容器応答に関連する物理現象を挙げている。					
		格納容器各領域間の流動	考慮しない	原子炉格納容器を1ノードでモデル化し、空間部温度は格納容器プール水温度と同じにすると仮定している。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。								1次系からの冷却材放出	蒸気発生器出口側配管の両端破断発生により、高温の1次冷却材が原子炉格納容器内に放出されるため、事故後短期間のうちに原子炉格納容器圧力及び温度が急激に上昇する (SATAN-V1による評価)。	1次冷却材ポンプからの冷却材漏えいにより、高温の1次冷却材が原子炉格納容器内に放出されるため、原子炉格納容器圧力及び温度が種やかに上昇する (M-RELAPSによる評価)。	有	従来許認可解析に対して破断面積が小さく、原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えい量が少ないため、事象発生後の原子炉格納容器内圧力の上昇は緩慢に推移する。
		サブプレッション・プール冷却	考慮しない	RHRによる除熱を考慮。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。								気液界面の熱伝達	破断に関しては、1次冷却材は飽和蒸気と飽和水に分離して原子炉格納容器内に放出されるため、気液界面の温度差は小さいことから、気液界面の熱伝達の影響は小さい。 格納容器スプレイに関しては、スプレイ開始以降に原子炉格納容器内にサブクール度を有する蒸気が放出され、零調気と熱平衡に至るまで気相部を冷却・蒸気を凝縮する。	1次冷却材は飽和蒸気と飽和水に分離して原子炉格納容器内に放出されるため、気液界面の温度差は小さいことから、気液界面の熱伝達の影響は小さい。 なお、格納容器スプレイは作動しないため、格納容器スプレイ水と零調気蒸気の間の気液界面の熱伝達は生じない。	有	従来許認可解析では格納容器スプレイの作動を想定することから、格納容器スプレイ水と零調気蒸気の間の気液界面の熱伝達現象が生じる。これに対し、有効性評価では格納容器スプレイの不作用を想定するため、前述の気液界面の熱伝達現象は生じない。
		気液界面の熱伝達	考慮しない	格納容器各領域間の流動に同じ。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。								構造材との熱伝達及び内部熱伝導	原子炉格納容器内に放出された高温高圧の蒸気は、原子炉格納容器内の構造材表面で凝縮することで保有熱を失うため、原子炉格納容器内圧力及び零調気温度の上昇が緩和される。また、原子炉格納容器本体やコンクリートの構造物内部の熱伝達は、構造材表面の温度変化に影響する。	同左	無	差異はない。
物理現象	原子炉格納容器	サブプレッション・プール冷却	考慮しない	RHRによる除熱を考慮。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。	表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (9/10)	項目	従来許認可解析* (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全文流動力電源喪失)	従来許認可との差異	差異による影響	表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (10/10)					
		気液界面の熱伝達	考慮しない	格納容器各領域間の流動に同じ。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。	スプレイ冷却							原子炉格納容器内圧力が格納容器スプレイ作動設定値に達すると格納容器スプレイが開始されるため、原子炉格納容器内に放出された蒸気がスプレイ水により凝縮することにより、原子炉格納容器内圧力及び零調気温度が低下する。	全文流動力電源喪失を想定することから、事故後格納容器スプレイが作動することはない。	有	従来許認可解析に対して格納容器スプレイが不作用となる点で差はあるが、破断面積が小さく、原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えい量が少ないため、事象発生後の原子炉格納容器内圧力の上昇は緩慢に推移する。	
物理現象	原子炉格納容器	サブプレッション・プール冷却	考慮しない	RHRによる除熱を考慮。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。	表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (10/10)	項目	従来許認可解析* (原子炉冷却材喪失)	重大事故等対策の有効性評価 (全文流動力電源喪失)	従来許認可との差異	差異による影響	表1 COCOにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (10/10)					
		気液界面の熱伝達	考慮しない	格納容器各領域間の流動に同じ。	有	格納容器プール水温度及び格納容器圧力評価に影響する。	格納容器内循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却							格納容器内循環ユニットは使用しない。	同左 (COCOによる解析対象は事象発生後24時間まで)	無	差異はない。	

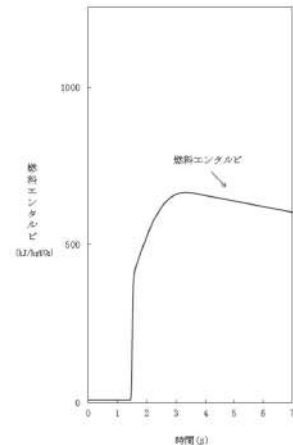
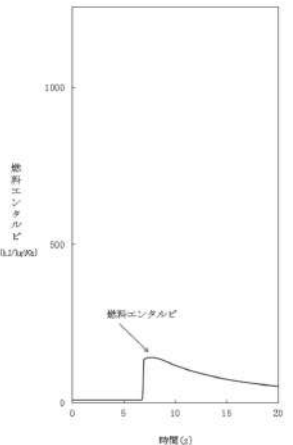
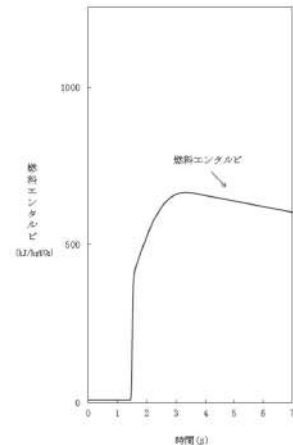
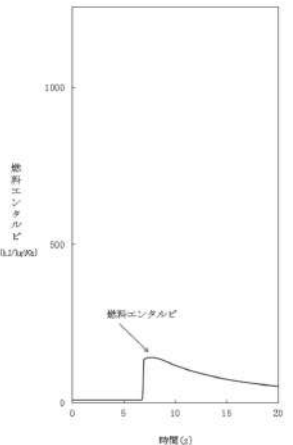
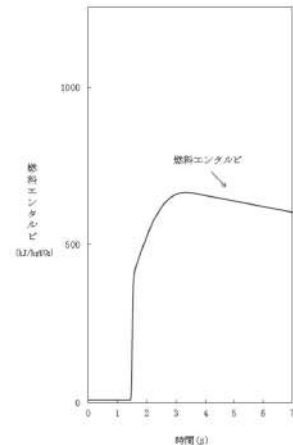
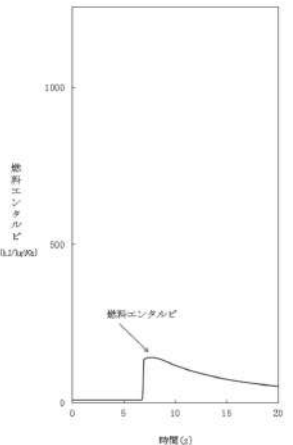
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由		
<p>表2-2 SCATにおける従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較 (1/11)</p> <table border="1" data-bbox="156 239 1030 343"> <tr> <th data-bbox="156 239 616 343">従来許認可解析 (ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止)</th> <th data-bbox="616 239 1030 343">重大事故等対策の有効性評価 (ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止 +原子炉停止機能喪失)</th> </tr> </table>	従来許認可解析 (ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止)	重大事故等対策の有効性評価 (ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止 +原子炉停止機能喪失)		
従来許認可解析 (ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止)	重大事故等対策の有効性評価 (ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止 +原子炉停止機能喪失)			
<p>最小限界出力比 (M C P R)</p>  <p>原子炉出力の上昇によりMCPRは減少し、沸騰遷移判定基準に達する。</p>		<p>解析コードの相違 ・女川では設計基準事象と重大事故等対策の有効性評価を兼用している解析コードが複数あるのに対し、泊では原子炉格納容器内圧解析に適用しているCOCOのみを兼用している。COCOは女川の表2-1に対して比較するため、表2-2に対応するものはない。</p>		
<p>燃料被覆管温度</p> <p>沸騰遷移は生じないため、燃料被覆管温度は初期値からほとんど変化しない。</p> 				
<p>【以降、表2-2については省略】</p>				

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（添付資料1 許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由				
<p>表3 APEX/SCAT（RIA用）における従来許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較（1/12）</p> <table border="1" data-bbox="168 279 1019 869"> <thead> <tr> <th data-bbox="168 279 616 343">従来許認可解析 （BWR 5 制御棒落下/低温時※）</th> <th data-bbox="616 279 1019 343">重大事故等対策の有効性評価 （BWR 5 原子炉運転停止中の制御棒誤引抜）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="168 343 616 869">  </td> <td data-bbox="616 343 1019 869">  </td> </tr> </tbody> </table> <p>燃料エンタルピー</p> <p>※制御棒落下事象を比較対象として選定した理由は、起動時の制御棒引き抜き時の過渡変化の燃料エンタルピーは最大約 88kJ/kgUO₂であり、制御棒落下事象の方が厳しい事象（燃料エンタルピー：8～669kJ/kgUO₂）であるため</p> <p>【以降、表3については省略】</p>	従来許認可解析 （BWR 5 制御棒落下/低温時※）	重大事故等対策の有効性評価 （BWR 5 原子炉運転停止中の制御棒誤引抜）				<p>相違理由</p> <p>解析コードの相違</p> <p>・女川では設計基準事象と重大事故等対策の有効性評価を兼用している解析コードが複数あるのに対し、泊では原子炉格納容器内圧解析に適用している COCO のみを兼用している。COCO は女川の表2-1 に対して比較するため、表3に対応するものはない。</p>
従来許認可解析 （BWR 5 制御棒落下/低温時※）	重大事故等対策の有効性評価 （BWR 5 原子炉運転停止中の制御棒誤引抜）					
						

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
第5部 MAAP		第3部 MAAPコード		
目次		目次		
1.	はじめに	1.	はじめに	
2.	重要現象の特定	2.	重要現象の特定	※2. は想定する事故シーケンスの違い、炉型の違い、MAAPコードの適用方針の違いにより相違が生じる
2.1	事故シーケンスと評価指標	2.1	重要事故シーケンスと評価指標	
2.2	ランクの定義	2.2	ランクの定義	
2.3	物理現象に対するランク付け	2.3	物理現象に対するランク付け	
3.	解析モデルについて	3.	解析モデルについて	
3.1	コード概要	3.1	コード概要	
3.2	重要現象に対する解析モデル	3.2	重要現象に対する解析モデル	
3.3	解析モデル	3.3	解析モデルについて	
3.4	ノード分割	3.4	ノード分割	
3.5	入出力	3.5	入出力	
4.	妥当性確認	4.	妥当性確認	
4.1	妥当性確認方法	4.1	妥当性確認方法	
4.2	妥当性確認（事故解析及び実験解析）	4.2	妥当性確認（事故解析及び実験解析）	
4.3	妥当性確認（感度解析）	4.3	妥当性確認（感度解析）	
4.4	実機解析への適用性	4.4	実機解析への適用性	
5.	有効性評価への適用性	5.	有効性評価への適用性	
5.1	不確かさの取り扱いについて（評価指標の観点）	5.1	不確かさの取り扱いについて（評価指標の観点）	
5.2	不確かさの取り扱いについて（運転操作の観点）	5.2	不確かさの取り扱いについて（運転操作の観点）	
6.	参考文献	6.	参考文献	
参考1	MAAPとNUREG-1465のソースタームについて	参考1	MAAPコードとNUREG-1465のソースタームの比較について	
別紙1	入力項目リスト	別紙1	解析コードにおける解析条件	記載表現の相違 ・タイトルは異なるが共に解析条件に関して記載
別添1	新知見への対応について	別添1	新知見への対応について	
別添2	実験知見を踏まえたMAAPコードの有効性評価への適用性について			記載内容の相違 ・BWR固有の実験知見に関する内容のため記載なし

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
別添3 審査会合における指摘事項の回答		記載内容の相違 ・PWRでは審査会合における指摘事項の回答を整理した資料はない

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1. はじめに</p> <p>本資料は、炉心損傷防止あるいは格納容器破損防止に関する重大事故等対策の有効性評価（以下「有効性評価」という。）に適用するコードのうち、MAAP（MAAP4）コードについて、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・有効性評価において重要となる現象の特定 ・解析モデル及び入出力に関する説明 ・妥当性確認 ・有効性評価への適用性 <p>に関してまとめたものである。</p>	<p>1. はじめに</p> <p>本資料は、炉心損傷防止あるいは格納容器破損防止に関する重大事故対策の有効性評価（以下、「有効性評価」と称す。）に適用するコードのうち、MAAP <u>MAAP4</u> コード^①について、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・有効性評価において重要となる現象の特定 ・解析モデル及び入出力に関する説明 ・妥当性確認 ・有効性評価への適用性 <p>に関してまとめたものである。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 重要現象の特定</p> <p>2.1 事故シーケンスと評価指標</p> <p>MAAPコードが適用される炉心損傷防止対策の事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の格納容器破損モードについて、具体的な事故シーケンス並びにその事象推移、運転操作及び評価指標について記述する。</p> <p>2.1.1 炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 高圧・低圧注水機能喪失</p> <p>この事故シーケンスグループでは、原子炉の出力運転時において、異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く）の発生後、高圧注水機能が喪失し、原子炉減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失することを想定する。重要事故シーケンスとして、例えば「給水流量の全喪失＋非常用炉心冷却系（高圧注水系及び低圧注水系）起動失敗」が選定されている。</p> <p>この重要事故シーケンスでは、給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低信号が発生して原子炉がスクラムし、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下する。原子炉水位低信号で非常用炉心冷却系（高圧注水系及び低圧注水系）の起動に失敗する。原子炉水位低信号で主蒸気隔離弁が閉止すると原子炉圧力は上昇し、原子炉圧力が逃がし安全弁の設定値に到達すると断続的に弁から蒸気が放出され、これにより原子炉の圧力は逃がし安全弁設定値近傍に維持される。一方、原子炉注水機能喪失の状況下では原子炉圧力容器内の保有水が減少し続け、いずれは炉心露出により燃料被覆管温度が上昇し、炉心損傷に至る。</p> <p>炉心損傷を防止するために、手動操作により逃がし安全弁を開き、原子炉を急速減圧し、原子炉の減圧後に低圧代替注水系による原子炉注水を開始する。原子炉の急速減圧を開始すると、冷却材の流出により原子炉水位は低下し、有効燃料棒頂部を下回るが、低圧代替注水系による注水が開始すると原子炉内保有水及び原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び格納容器温度は、逃がし安全弁から放出される蒸気により徐々に上昇するが、格納容器代替スプレイ系による冷却及び格納容器圧力逃がし装置による除熱を行う。本事象の場合、原子炉格納容器の過圧・過温破損を防止することが評価目的であることから、評価指標は「原子炉格納容器圧力及び温度」である。</p>	<p>2. 重要現象の特定</p> <p>2.1 重要事故シーケンスと評価指標</p> <p>MAAPコードが適用される炉心損傷防止対策の重要事故シーケンスグループ及び格納容器破損防止対策の格納容器破損モードについて、具体的な重要事故シーケンス並びにその事象推移、運転員等操作及び評価指標について記述する。</p> <p>2.1.1 炉心損傷防止対策</p> <p>(1) 原子炉格納容器の除熱機能喪失</p> <p>この重要事故シーケンスグループでは、原子炉の出力運転中にLOCAが発生し、ECCS再循環により炉心への注入が継続しているが、格納容器スプレイ注入機能が喪失する事象であり、重要事故シーケンスとして「大破断LOCA＋低圧再循環失敗＋格納容器スプレイ注入失敗」あるいは「中破断LOCA＋格納容器スプレイ注入失敗」が選定されている。</p> <p>この重要事故シーケンスでは、大破断LOCAあるいは中破断LOCAが発生すると炉心でのボイド発生あるいは原子炉トリップによる負の反応度添加により炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下する。崩壊熱はECCSを用いた炉心注入によって除去され、蒸散によって原子炉格納容器内に蓄積される。原子炉格納容器内に蓄積した水蒸気の一部は、原子炉格納容器内のヒートシンクによって凝縮するが、格納容器スプレイ注入機能が喪失していることから、原子炉格納容器の圧力及び温度が上昇する。原子炉格納容器の圧力及び温度が上昇を続け、原子炉格納容器が破損に至った場合には、格納容器再循環サンプル水が減圧沸騰を起こすことによってECCS再循環不能となり、炉心損傷に至る。</p> <p>この事象に対する炉心損傷防止対策として、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がある。原子炉格納容器圧力が最高使用圧力に達した時点で運転員等操作により起動し、その後の長期的な原子炉格納容器の圧力及び温度の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器先行破損を防止することができる。</p> <p>本事象の場合、原子炉格納容器内部には格納容器再循環サンプル水が多量に溜まっており、炉心は長期的に冠水した状態にあるため、原子炉格納容器雰囲気は飽和状態で推移する。よって、原子炉格納容器の過圧破損を防止することが評価目的であることから、評価指標は「原子炉格納容器圧力」である。</p> <p>なお、LOCA発生時の初期短期間には、一時的に炉心が露出する場合もあるが、その期間における燃料健全性は設計基準事象として確認済みであり、また、その後長期の原子炉格納容器内状態に影響を及ぼすことはない。</p>	<p>※想定する事故シーケンスの違い、炉型の違い、MAAPコードの適用方針の違いにより相違が生じる</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>(2) 高圧注水・減圧機能喪失</p> <p>この事故シーケンスグループでは、原子炉の出力運転時において、異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く）の発生後、高圧注水機能が喪失し、かつ、原子炉減圧機能が機能喪失することを想定する。重要事故シーケンスとして、例えば「給水流量の全喪失＋非常用炉心冷却系（高圧注水系）起動失敗＋原子炉の減圧の失敗」が選定されている。</p> <p>この重要事故シーケンスでは、給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低信号が発生して原子炉はスクラムし、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下する。原子炉水位低信号で非常用炉心冷却系（高圧注水系）の起動に失敗する。原子炉水位低信号で主蒸気隔離弁が閉止すると原子炉圧力は上昇し、原子炉圧力が逃がし安全弁の設定値に到達すると断続的に弁から蒸気が放出され、これにより原子炉の圧力は逃がし安全弁設定値近傍に維持される。一方、原子炉が高圧に維持され低圧注水系による原子炉注水が困難な状況下では、原子炉圧力容器内の保有水が減少し続け、いずれは炉心露出により燃料被覆管温度が上昇し、炉心損傷に至る。</p> <p>炉心損傷を防止するために、原子炉代替減圧系（原子炉自動減圧インターロック）により原子炉を減圧し、原子炉の減圧後に非常用炉心冷却系（低圧注水系）により原子炉注水を開始する。原子炉の急速減圧を開始すると、冷却材の流出により原子炉水位は低下し、有効燃料棒頂部を下回るが、低圧注水系による注水が開始すると原子炉内保有水及び原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び格納容器温度は、逃がし安全弁から放出される蒸気により徐々に上昇するが、残留熱除去系による除熱を行うことで、抑制する。本事象の場合、原子炉格納容器の過圧・過温破損を防止することが評価目的であることから、評価指標は「原子炉格納容器圧力及び温度」である。</p> <p>(3) 全交流動力電源喪失</p> <p>この事故シーケンスグループでは、原子炉の出力運転時において、全交流動力電源喪失の発生後、安全機能を有する系統及び機器が機能喪失することを想定する。重要事故シーケンスとして「外部電源喪失＋非常用ディーゼル発電機等の機能喪失」が選定されている。</p> <p>この重要事故シーケンスでは、全交流動力電源喪失後、原子炉はスクラムし、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下する。原子炉水位低で原子炉隔離時冷却系が自動起動して水位は維持される。しかし、直流電源が枯渇すると長時間の注水が期待できないため、いずれは炉心露出により燃料被覆管温度が上昇し、炉心損傷に至る。</p> <p>炉心損傷を防止するために、原子炉隔離時冷却系による原子炉注水によって原子炉水位を適切に維持しつつ、代替交流動力電源設備及び低圧代替注水系の準備が完了したところで、原子炉の減圧及び低圧代替注水系による原子炉注水を開始する。原子炉の減圧は、逃がし安全弁</p>	<p>(2) ECCS 再循環機能喪失</p> <p>この重要事故シーケンスグループは、原子炉の出力運転中にLOCAが発生し、ECCSの注入には成功するが、ECCSの再循環に失敗する事象であり、重要事故シーケンスとして「大破断LOCA＋低圧再循環失敗」あるいは「大破断LOCA＋高圧再循環失敗＋低圧再循環失敗」が選定されている。</p> <p>この重要事故シーケンスは、大破断LOCAが発生し、破断口からの冷却材流出により、一時的に炉心が露出し、炉心ヒートアップが起きるが、ECCSが作動することにより炉心水位は回復し、炉心損傷に至ることなく炉心冷却が行われる。しかし、その後ECCS再循環機能が喪失することによって炉心への注水機能が喪失する。注水機能が喪失した場合においても、炉心冠水が維持されている間は、冷却材の蒸散により、炉心からの崩壊熱除去が可能であることから、一定期間は炉心損傷に至ることはない。しかし、蒸散により原子炉容器内水位が徐々に低下することから、注水機能が回復しなければ、いずれ炉心は露出し、炉心損傷に至る。</p> <p>この事象に対する炉心損傷防止対策として、原子炉格納容器スプレイ設備を利用した代替再循環がある。低圧再循環の失敗を検知して、運転員等操作により原子炉格納容器スプレイ設備を利用した代替再循環を行うことで、蒸散により失われる冷却材を補充することができ、長期にわたり炉心冷却を確保することができる。</p> <p>本事象の場合、炉心水位を維持し炉心損傷を防止することが評価目的であることから、評価指標は「燃料被覆管温度」である。</p> <p>LOCA発生時の初期短期間には、一時的に炉心が露出する場合もあるが、その期間における燃料健全性は設計基準事象として確認済みであり、また、その後長期の炉心冷却性に影響を及ぼすことはない。</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>により手動操作にて実施する。減圧を開始すると、冷却材の流出により原子炉水位は低下するが、低圧代替注水系による注水が開始すると原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び格納容器温度は、逃がし安全弁から放出される蒸気により徐々に上昇するが、残留熱除去系又は格納容器圧力逃がし装置による除熱を行うことで抑制する。本事象の場合、原子炉格納容器の過圧・過温破損を防止することが評価目的であることから、評価指標は「原子炉格納容器圧力及び温度」である。</p> <p>(4) 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>この事故シーケンスグループでは、原子炉の出力運転時において、異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く）の発生後、炉心冷却には成功するが、崩壊熱除去機能が喪失することを想定する。重要事故シーケンスとして、例えば「給水流量の全喪失＋取水機能喪失」及び「給水流量の全喪失＋残留熱除去系の故障」が選定されている。</p> <p>この重要事故シーケンスでは、給水流量の全喪失後、原子炉水位は急速に低下し、原子炉水位低信号が発生して原子炉はスクラムし、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下する。原子炉水位低で原子炉隔離時冷却系等が自動起動して水位は維持されるが、外部電源の喪失を想定すると、取水機能喪失時には非常用ディーゼル発電機等の機能喪失による全交流動力電源喪失により、長時間の注水継続は期待できないために、いずれは炉心露出により燃料被覆管温度が上昇し、炉心損傷に至る。また、残留熱除去系故障時には非常用炉心冷却系等によって炉心の冷却は維持されるものの、原子炉格納容器からの除熱機能喪失によって原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び格納容器温度が限界圧力及び限界温度を超過する。</p> <p>取水機能喪失時に炉心損傷を防止するために、原子炉隔離時冷却系等による原子炉注水によって原子炉水位を適切に維持しつつ、代替交流動力電源により給電を開始し、低圧又は高圧代替注水系による原子炉への注水を開始すると原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び格納容器温度は、逃がし安全弁から放出される蒸気により徐々に上昇するが、最終ヒートシンクへの代替熱移送系を用いた除熱によって抑制する。</p> <p>また、残留熱除去系故障時には、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び格納容器温度の上昇を抑制するため、格納容器代替スプレイ系による冷却及び格納容器圧力逃がし装置による除熱を行う。</p> <p>上記のとおり、原子炉格納容器の過圧・過温破損を防止することが評価目的であることから、評価指標は「原子炉格納容器圧力及び温度」である。</p> <p>(5) LOCA時注水機能喪失</p> <p>この事故シーケンスグループでは、原子炉の出力運転時において、LOCA発生後、「高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失する場合」又は「高圧注水機能及び原子炉減圧機能が喪失する場合」に、炉心の著しい損傷に至る事象を想定する。重要事故シーケンスとして、例えば「中小破断LOCA＋非常用炉心冷却系（高圧注水及び低圧注水系）起動失敗」が選定されてい</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>る。</p> <p>この重要事故シーケンスでは、LOCA発生後、原子炉はスクラムし、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下する。しかし、非常用炉心冷却系（高圧注水系及び低圧注水系）の起動失敗により、原子炉水位が低下し、いずれは炉心露出により燃料被覆管温度が上昇し、炉心損傷に至る。</p> <p>炉心損傷を防止するために、手動操作により逃がし安全弁を開き、原子炉を急速減圧し、原子炉の減圧後に低圧代替注水系等による原子炉注水を開始する。原子炉の急速減圧を開始すると、冷却材の流出により原子炉水位は低下するが、低圧代替注水系等による注水が開始すると原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。</p> <p>原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び格納容器温度は、LOCA破断口から放出される冷却材及び逃がし安全弁から放出される蒸気により徐々に上昇するが、格納容器代替スプレイ系による冷却及び格納容器圧力逃がし装置による除熱を行う。本事象の場合、原子炉格納容器の過圧・過温破損を防止することが評価目的であることから、評価指標は「原子炉格納容器圧力及び温度」である。</p> <p>2.1.2 格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>この格納容器破損モードは、原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材のフラッシング、熔融炉心の崩壊熱によって発生した水蒸気及びジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積によって、原子炉格納容器内の雰囲気圧力・温度が徐々に上昇し格納容器破損に至る事象である。評価事故シーケンスとして、例えば「大破断LOCA時注水機能喪失」が選定されている。</p> <p>この評価事故シーケンスの場合、事象発生後、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、非常用炉心冷却系の機能が喪失することを想定するため、原子炉水位が急速に低下し、炉心が露出し、炉心損傷に至る。炉心部では、熔融した炉心は燃料棒を伝って下方へ流れ落ちていくが、低温領域まで降下すると一部が固化して、閉塞領域を形成する。閉塞領域が形成されると、その領域にある熔融炉心自身の発熱や上方から流下してきた熔融炉心によってプールが形成される。クラストが保持されている間は熔融炉心プールが拡大するが、クラストの破損によって熔融炉心は原子炉圧力容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた原子炉冷却材により、一時的に熔融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の原子炉冷却材が蒸発すると、熔融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。熔融炉心が高温状態となると、原子炉圧力容器下部ヘッドの構造材温度も上昇していき、やがて下部ヘッド貫通部の逸出等により破損に至る。原子炉圧力容器の破損により、熔融炉心は格納容器下部に落下する。格納容器下部には格納容器下部注水系による原子炉圧力容器破損前の注水操作により、冷却水が溜まっており、落下してきた熔融炉心の保有熱により急速に蒸発を開始し、熔融炉心温度が低下した後も崩壊熱により継続的に蒸発していく。冷却水による熔融炉心からの除熱が十分</p>	<p>2.1.2 格納容器破損防止対策</p> <p>(1) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>この格納容器破損モードは、原子炉格納容器内へ流出した高温の冷却材のフラッシング、熔融炉心の崩壊熱等によって発生した水蒸気、及び、金属-水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積によって、原子炉格納容器内の圧力及び温度が徐々に上昇し格納容器破損に至る事象である。重要事故シーケンスとして、格納容器過圧破損に対して「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」が、格納容器過温破損に対して「全交流動力電源喪失+補助給水失敗」が、それぞれ選定されている。</p> <p>格納容器過圧破損シーケンスの場合、大破断LOCA発生後、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、ECCS注入に失敗しているため、炉心水位が徐々に低下し、炉心が露出し、やがて炉心損傷に至る。炉心部では、熔融した炉心は燃料棒に伝って下方へ流れおちていくが、炉心部に水位が残っている場合は水面で固化してクラストを形成する。クラストが形成されると、その後熔融炉心はプール状に堆積する。クラストが保持されている間は熔融プールが拡大するが、クラストが破損するなど保持されなくなると、熔融炉心は原子炉容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた冷却材により、一時的に熔融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の冷却材が蒸散すると、熔融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。熔融炉心が高温状態となると、原子炉容器下部ヘッドの構造材温度も上昇していき、やがて原子炉容器下部ヘッドの炉内計装用案内管貫通部あるいは原子炉容器本体が熔融若しくはクリープにより破損に至る。原子炉容器破損により熔融炉心は原子炉下部キャビティへ重力落下する。原子炉下部キャビティにはLOCAにより放出された冷却材の一部が溜まっており、落下してきた熔融炉心の保有熱により急速に蒸発を開始し、熔融炉心温度が低下した後も崩壊熱により継続的に蒸発していく。また、原子炉下部キャビティ内の冷却材がすべて蒸発した</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>でない場合には、熔融炉心とコンクリートの境界温度がコンクリート熔融温度以上となり、コンクリートからの脱水及びコンクリートの溶融が起きることになる。コンクリートの脱水により発生した水蒸気は、原子炉格納容器の過圧に寄与する他、熔融炉心内部の金属と反応して水素ガス発生に寄与する場合もある。これらの水蒸気、発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって、原子炉格納容器内の雰囲気圧力・温度が緩慢に上昇し、やがて格納容器過圧・過温破損に至る。</p> <p>この事象に対する格納容器破損防止対策として、低圧代替注水系等による原子炉注水、格納容器代替スプレイ系による格納容器冷却及び格納容器圧力逃がし装置等による格納容器除熱がある。原子炉圧力容器内の熔融炉心の冷却を低圧代替注水系等によって行うが、熔融炉心の崩壊熱によって原子炉格納容器内に放出される蒸気により、原子炉格納容器の圧力及び雰囲気温度は徐々に上昇する。格納容器スプレイを実施することによって、原子炉格納容器の圧力及び雰囲気温度の上昇を抑制するが、外部水源からの総注水量が制限値に達した時点で、格納容器スプレイを停止する。その後、原子炉格納容器の圧力及び雰囲気温度は再び上昇するものの、格納容器圧力逃がし装置等による除熱により、格納容器破損を防止する。</p> <p>本事象の場合、原子炉格納容器の過圧・過温破損を防止することが評価目的であることから、評価指標は「原子炉格納容器圧力及び温度」である。</p>	<p>後には、熔融炉心温度が崩壊熱により再上昇していく。この過程でコンクリートからの脱水及びコンクリートの溶融が起きることになる。コンクリートの脱水により発生した水蒸気は、原子炉格納容器の過圧に寄与するほか、熔融炉心内部の金属と反応して水素生成に寄与する場合もある。これら水蒸気及び非凝縮性ガスの発生により原子炉格納容器圧力は上昇を続け、やがて格納容器過圧破損に至る。</p> <p>この事象に対する格納容器破損防止対策として、代替設備による格納容器スプレイがある。炉心損傷を検知して、運転員等操作で代替設備による格納容器スプレイを起動することで、原子炉下部キャビティに水を張るとともに、原子炉格納容器内気相部の圧力上昇を抑制する。代替設備による格納容器スプレイで、原子炉下部キャビティに熔融炉心の冷却に十分な水が注水されたら、原子炉格納容器内の計器の水没等を防止する観点から、代替の格納容器スプレイは停止させる。その後、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力に達した時点で、運転員等操作により格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器気相部の冷却を開始する。これにより原子炉格納容器圧力の上昇を長期的に緩和することができる。</p> <p>本事象の場合、原子炉格納容器の過圧破損を防止することが評価目的であることから、評価指標は「原子炉格納容器圧力」である。</p> <p>格納容器過温破損シーケンスの場合、全交流動力電源喪失により、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、補助給水による炉心の冷却に失敗するため、1次冷却材圧力が上昇し、加圧器安全弁から冷却材が放出される。このため炉心水位が徐々に低下し、炉心が露出し、やがて炉心損傷に至る。</p> <p>炉心部では、熔融した炉心は燃料棒を伝って下方へ流れおちていくが、炉心部に水位が残っている場合は水面で固化してクラストを形成する。クラストが形成されると、その後流下してきた熔融炉心はプール状に堆積する。クラストが保持されている間は熔融プールが拡大するが、クラストが破損するなど保持されなくなると、熔融炉心は原子炉容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた冷却材により、一時的に熔融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の冷却材が蒸散すると、熔融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。熔融炉心が高温状態となると、原子炉容器下部ヘッドの構造材温度も上昇していき、やがて原子炉容器下部ヘッドの炉内計装用案内管貫通部あるいは原子炉容器本体が溶融若しくはクリーブにより破損に至る。1次冷却材圧力が高圧状態で原子炉容器破損に至るため、原子炉容器破損時には熔融炉心の分散放出が発生する。分散放出された熔融炉心は液滴状に原子炉格納容器雰囲気へ飛散し、やがて原子炉下部キャビティの床に広く堆積する。原子炉下部キャビティの床には加圧器安全弁から逃がしたタンクを経由して放出された冷却材の一部が溜まっており、飛散してきた熔融炉心の保有熱により急速に蒸発する。床に溜まっていた冷却材が蒸発すると、熔融炉心温度が崩壊熱により再上昇していく。熔融炉心は床上に広く薄く堆積していることから、床コンクリートを侵食するより原子炉格納容器気相部を加熱する効果が大きくなり、原子炉格納容器雰囲気は過熱状態で温度上昇を続けていく。原子炉格納容器ハッチ部あるいは貫通部の温度が耐熱温度を超えると漏えいが発生するため、格納容器過温破損に至る。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>この格納容器破損モードは、原子炉圧力が高い状態で原子炉圧力容器が破損し、高圧の水蒸気及び水素ガスが放出されるとともに、溶融炉心が液滴状に格納容器雰囲気へ飛散し、原子炉格納容器の圧力・温度が急上昇して破損に至る事象である。評価事故シーケンスとして、例えば「高圧注水・減圧機能喪失＋全交流動力電源の喪失」が選定されている。</p> <p>この評価事故シーケンスの場合、事象発生後、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、高圧注水・減圧機能が喪失することを想定するため、原子炉水位が徐々に低下し、炉心が露出し、炉心損傷に至る。炉心部では、溶融した炉心は燃料棒を伝って下方へ流れ落ちていくが、低温領域まで低下すると一部が固化して、閉塞領域を形成する。閉塞領域が形成されると、その領域にある溶融炉心自身の発熱や上方から流下してきた溶融炉心によってプールが形成される。クラストが保持されている間は溶融炉心プールが拡大するが、クラストの破損によって溶融炉心は原子炉圧力容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた原子炉冷却材により、一時的に溶融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の原子炉冷却材が蒸発すると、溶融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。溶融炉心が高温状態となると、原子炉圧力容器下部ヘッドの構造材温度も上昇していき、やがて下部ヘッド貫通部の逸出等により破損に至る。原子炉圧力が高圧状態で原子炉圧力容器破損に至るため、高圧の水蒸気及び水素ガスが放出されるとともに、溶融炉心の分散放出が発生する。分散放出された溶融炉心は液滴状に格納容器雰囲気へ飛散し、原子炉格納容器の圧力・温度が急上昇して破損に至る可能性がある。</p> <p>この事象に対する格納容器破損防止対策として、原子炉圧力容器破損までに手動操作にて、原子炉を速やかに減圧させることで、溶融炉心の分散放出を抑制する。</p> <p>本事象の場合、原子炉の減圧により原子炉圧力が高い状態での溶融物の噴出を防止することが評価目的であることから、評価指標は「原子炉圧力」である。</p> <p>(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <p>この格納容器破損モードは、溶融炉心と格納容器下部のプール水が接触して一時的な圧力の急上昇が発生し、この時に発生するエネルギーにより構造物が破壊され格納容器破損に至る</p>	<p>この事象に対する格納容器破損防止対策として、代替設備による格納容器スプレイがある。炉心損傷を検知して、運転員等操作で代替設備による格納容器スプレイを起動することで、原子炉格納容器一般部の床に水を張る。原子炉格納容器内に溶融炉心の冷却に十分な水があれば格納容器過温破損は防止できる。ただし、原子炉格納容器内が過熱状態から飽和状態へ移行した後は、前述と同様の過圧破損対策を行う必要がある。</p> <p>本事象の場合、原子炉格納容器の過温破損を防止することが評価目的であることから、評価指標は「原子炉格納容器内温度」である。</p> <p>(2) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>この格納容器破損モードは、1次冷却材圧力が高い状態で原子炉容器が損傷し、高圧の水蒸気及び水素が放出されるとともに、溶融炉心が液滴状に原子炉格納容器雰囲気へ飛散し、原子炉格納容器内の圧力及び温度が急上昇して破損に至る事象である。重要事故シーケンスとして「全交流動力電源喪失＋補助給水失敗」が選定されている。</p> <p>この重要事故シーケンスの場合、全交流動力電源喪失により、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、補助給水等による炉心の冷却に失敗するため、1次冷却材圧力が上昇し、加圧器安全弁から冷却材が放出され、炉心水位が徐々に低下し、いずれは炉心露出、炉心損傷に至る。炉心部では、溶融した炉心は燃料棒を伝って下方へ流れおちていくが、炉心部に水位が残っている場合は水面で固化してクラストを形成する。クラストが形成されると、その後流下してきた溶融炉心はプール状に堆積する。クラストが保持されている間は溶融プールが拡大するが、クラストが破損するなど保持されなくなると、溶融炉心は原子炉容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた冷却材により、一時的に溶融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の冷却材が蒸散すると、溶融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。溶融炉心が高温状態となると、原子炉容器下部ヘッドの構造材温度も上昇していき、やがて原子炉容器下部ヘッドの炉内計装用案内管貫通部あるいは原子炉容器本体が溶融若しくはクリープにより破損に至る。1次冷却材圧力が高圧状態で原子炉容器破損に至るため、高圧の水蒸気及び水素が放出されるとともに、溶融炉心の分散放出が発生する。分散放出された溶融炉心は液滴状に原子炉格納容器雰囲気へ飛散し、原子炉格納容器内の圧力及び温度が急上昇して破損に至る可能性がある。</p> <p>この事象に対する格納容器破損防止対策として、炉心損傷を検知して、運転員等操作で加圧器逃がし弁を開放することにより、1次冷却系を速やかに減圧させることで、溶融炉心の分散放出を抑制することができる。</p> <p>本事象の場合、高圧条件での溶融物の噴出を防止することが評価目的であることから、評価指標は「1次冷却材圧力」である。</p> <p>(3) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <p>この格納容器破損モードは、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水が接触して圧力スパイクが発生し、格納容器破損に至る事象である。重要事故シーケンスとして「大破断 LOCA+ECCS</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>事象である。水蒸気爆発については、これまでの知見により、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて低いと考えられるが、熔融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇（圧力スパイク）の可能性のあることから、ここでは、圧力スパイクによる格納容器破損を取り扱う。評価事故シーケンスとして、例えば「高圧・低圧注水機能喪失+全交流動力電源の喪失」が選定されている。</p> <p>この評価事故シーケンスの場合、事象発生後、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、高圧・低圧注水機能が喪失することを想定するため、原子炉水位が徐々に低下し、炉心が露出し、炉心損傷に至る。炉心部では、熔融した炉心は燃料棒を伝って下方へ流れ落ちていくが、低温領域まで低下すると一部が固化して、閉塞領域を形成する。閉塞領域が形成されると、その領域にある熔融炉心自身の発熱や上方から流下してきた熔融炉心によってプールが形成される。クラストが保持されている間は熔融炉心プールが拡大するが、クラストの破損によって熔融炉心は原子炉圧力容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた原子炉冷却材により、一時的に熔融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の原子炉冷却材が蒸発すると、熔融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。熔融炉心が高温状態となると、原子炉圧力容器下部ヘッダの構造材温度も上昇していき、やがて下部ヘッダ貫通部の逸出等により破損に至る。格納容器下部には格納容器下部注水系による原子炉圧力容器破損前の注水操作により、冷却水が溜まっており、落下してきた熔融炉心の保有熱により急速に蒸発し、圧力スパイクにより格納容器破損に至る可能性がある。</p> <p>本事象では、圧力スパイクにより、瞬時に原子炉格納容器圧力が急上昇し、原子炉格納容器の破損に至る可能性があることから、評価指標は「原子炉格納容器圧力」である。</p> <p>(4) 水素燃焼</p> <p>この格納容器破損モードは、ジルコニウム-水反応等によって発生した水素ガスの燃焼により格納容器破損に至る事象である。評価事故シーケンスとして、例えば「高圧・低圧注水機能喪失+全交流動力電源の喪失」が選定されている。</p> <p>この評価事故シーケンスの場合、事象発生後、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、高圧・低圧注水機能が喪失することを想定するため、原子炉水位が徐々に低下し、炉心が露出し、炉心損傷に至る。炉心露出部で燃料棒が過熱していくと燃料被覆管のジルコニウム-水反応によって多量の水素ガスが発生するとともに、水の放射線分解によって水素ガス及び酸素ガスが発生する。発生した水素ガス及び酸素ガスは、原子炉内で発生する蒸気とともに、逃がし安全弁を通じてウェットウェルに流入し、サブプレッション・プール水中にとりこまれた核分裂生成物による水の放射線分解に伴って発生する水素ガス及び酸素ガスとともに空間部に蓄積し、一部は真空破壊弁を通じてドライウェルに流入する。格納容器スプレイにより格納容器内で蒸気の凝縮が進むと、格納容器内の水素及び酸素濃度は上昇する。なお、水素ガス及び酸素ガスの可燃限界は、水素濃度4 vol%以上、かつ、酸素濃度5 vol%以上が指標とされている。</p>	<p>注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」が選定されている。</p> <p>この重要事故シーケンスの場合、大破断LOCA発生後、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、ECCS注入に失敗しているため、炉心水位が徐々に低下し、炉心が露出し、炉心損傷に至る。炉心部では、熔融した炉心は燃料棒を伝って下方へ流れおちていくが、炉心部に水位が残っている場合は水面で固化してクラストを形成する。クラストが形成されると、その後流下してきた熔融炉心はプール状に堆積する。クラストが保持されている間は熔融プールが拡大するが、クラストが破損するなど保持されなくなると、熔融炉心は原子炉容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた冷却材により、一時的に熔融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の冷却材が蒸散すると、熔融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。熔融炉心が高温状態となると、原子炉容器下部ヘッダの構造材温度も上昇していき、やがて原子炉容器下部ヘッダの炉内計装用案内管貫通部あるいは原子炉容器本体が熔融若しくはクリープにより破損に至る。原子炉容器破損により熔融炉心は原子炉下部キャビティへ重力落下する。原子炉下部キャビティにはLOCAにより放出された冷却材の一部が溜まっており、落下してきた熔融炉心の保有熱により急速に蒸発し、水蒸気スパイクにより格納容器破損に至る可能性がある。</p> <p>本事象では、圧力スパイクにより、瞬時に原子炉格納容器圧力が急上昇し、原子炉格納容器の破損に至る可能性があることから、評価指標は「原子炉格納容器圧力」である。</p> <p>(4) 水素燃焼</p> <p>この格納容器破損モードは、ジルコニウム-水反応等によって発生した水素の燃焼により格納容器破損に至る事象である。重要事故シーケンスとして「大破断LOCA+ECCS注入失敗」が選定されている。</p> <p>この重要事故シーケンスの場合、大破断LOCA発生後、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、ECCS注入に失敗しているため、炉心水位が徐々に低下し、炉心が露出し、炉心損傷に至る。炉心露出部で燃料棒が過熱していくと燃料被覆管にてジルコニウム-水反応によって、多量の水素が発生するとともに、反応熱によりさらに燃料棒が過熱される。これにより炉心損傷の初期に大量の水素が原子炉格納容器内へ放出される。炉心部では、熔融した炉心は燃料棒を伝って下方へ流れおちていくが、炉心部に水位が残っている場合は水面で固化してクラストを形成する。クラストが形成されると、その後流下してきた熔融炉心はプール状に堆積する。クラストが保持されている間は熔融プールが拡大するが、クラストが破損するなど保持されなくなると、熔融炉心は原子炉容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた冷却材により、一時的に熔融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の冷却材が蒸散すると、熔融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。熔融炉心が高温状態となると、原子</p>	<p>※炉型の違いによって水素発生量の想定が異なる</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>この事象に対する格納容器破損防止対策として、格納容器内雰囲気を窒素置換することによる不活性化及び格納容器圧力逃がし装置による可燃性ガスの排出によって、水素燃焼の発生を抑制する。</p> <p>本事象の場合、格納容器内において水素爆轟が発生しないことを確認することが目的であり、BWRでは、格納容器内雰囲気が窒素封入により不活性化されており、また炉心損傷後はジルコニウム-水反応に伴い多量の水素ガスが発生するため、水素燃焼の発生に対しては酸素濃度の上昇が律速となる。そのため、「酸素濃度」を評価指標として選定する。なお、水素濃度の上昇に伴い格納容器内の酸素濃度は相対的に低下するため、酸素濃度を保守的に評価する観点で、水素濃度については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指定の全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応する想定ではなく、MAAPの評価値を用いる。</p> <p>(5) 熔融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>この格納容器破損モードは、格納容器下部床へ落下した熔融炉心によりコンクリート侵食が継続し、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、格納容器破損に至る事象である。評価事故シーケンスとして、例えば「大破断LOCA時注水機能喪失」が選定されている。</p> <p>この評価事故シーケンスの場合、事象発生後、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、非常用炉心冷却系の機能が喪失することを想定するため、原子炉水位は急速に低下し、炉心が露出し、炉心損傷に至る。炉心部では、熔融した炉心は燃料棒を伝って下方へ流れ落ちていくが、低温領域まで降下すると一部が固化して、閉塞領域を形成する。閉塞領域が形成されると、その領域にある熔融炉心自身の発熱や上方から流下してきた熔融炉心によってプール</p>	<p>炉容器下部ヘッダの構造材温度も上昇していき、やがて原子炉容器下部ヘッダの炉内計装用案内管貫通部あるいは原子炉容器本体が熔融若しくはクリープにより破損に至る。原子炉容器破損により熔融炉心は原子炉下部キャビティへ重力落下する。原子炉下部キャビティにはLOCAにより放出された冷却材の一部が溜まっており、落下してきた熔融炉心の保有熱により急速に蒸発を開始し、熔融炉心温度が低下した後も崩壊熱により継続的に蒸発していく。また、原子炉下部キャビティ内の冷却材がすべて蒸発した後は、熔融炉心温度が崩壊熱により再上昇していく。この過程でコンクリートからの脱水及びコンクリートの熔融が起きることになる。コンクリートの脱水により発生した水蒸気は、原子炉格納容器の過圧に寄与するほか、熔融炉心内部の金属と反応して水素生成に寄与する場合もある。PWRは大型格納容器を採用しているため、火炎伝ば速度が亜音速の燃焼であれば、水素燃焼時の原子炉格納容器圧力は原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍を超えないと評価されており、格納容器破損に至ることは無いと評価されている。一方、火炎伝ば速度が音速を超えて衝撃波が発生する水素爆轟が発生した場合、衝撃波により原子炉格納容器内構造物がミサイル化し、格納容器破損を引き起こす可能性を排除できない。水素爆轟が発生する水素濃度としてはドライ状態で13vol%が一つの指標とされている。</p> <p>この事象に対する格納容器破損防止対策として、原子炉格納容器内に設置される水素処理設備による水素処理を行う。</p> <p>本事象の場合、原子炉格納容器内水素濃度が爆轟を引き起こさないことを確認することが目的であることから、評価指標は「水素濃度」である。</p> <p>(5) 熔融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>この格納容器破損モードは、熔融炉心が原子炉下部キャビティ床へ落下した熔融炉心によりコンクリート侵食が継続し、ベースマットの熔融貫通により格納容器破損に至る事象である。重要事故シーケンスとして「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」が選定されている。</p> <p>この重要事故シーケンスの場合、大破断LOCA発生後、炉心出力は直ちに崩壊熱レベルまで低下するが、ECCS注入に失敗しているため、炉心水位が徐々に低下し、炉心が露出し、炉心損傷に至る。炉心部では、熔融した炉心は燃料棒を伝って下方へ流れおちていくが、炉心部に水位が残っている場合は水面で固化してクラストを形成する。クラストが形成されると、その後流下してきた熔融炉心はプール状に堆積する。クラストが保持されている間は熔融プール</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>が形成される。クラストが保持されている間は溶融炉心プールが拡大するが、クラストの破損によって溶融炉心は原子炉压力容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた原子炉冷却材により、一時的に溶融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の原子炉冷却材が蒸発すると、溶融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。溶融炉心が高温状態となると、原子炉压力容器下部ヘッ드의構造材温度も上昇していき、やがて下部ヘッド貫通部の逸出等により破損に至る。原子炉压力容器の破損により、溶融炉心は格納容器下部に落下する。格納容器下部には格納容器下部注水系による原子炉压力容器破損前の注水操作により、冷却水が溜まっており、落下してきた溶融炉心の保有熱により急速に蒸発を開始し、溶融炉心温度が低下した後も崩壊熱により継続的に蒸発していく。冷却水による溶融炉心からの除熱が十分でない場合には、溶融炉心とコンクリートの境界温度がコンクリート融融温度以上となり、コンクリートからの脱水及びコンクリートの溶融が起きることになる。溶融炉心によるコンクリートの溶融侵食が継続すると、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、格納容器破損に至る。</p> <p>この事象に対する格納容器破損防止対策として、原子炉压力容器の下部から溶融炉心が流れ出す時点で、格納容器下部において溶融炉心の冷却に寄与する十分な水量及び水位を確保し、かつ、溶融炉心の落下後に崩壊熱を十分に上回る原子炉注水及び格納容器下部注水系による注水を行うことによって、溶融炉心の冷却を行う。</p> <p>本事象の場合、コンクリート侵食を抑制することが評価目的であることから、評価指標は「コンクリート侵食量」である。</p>	<p>が拡大するが、クラストが破損するなど保持されなくなると、溶融炉心は原子炉容器下部プレナムに落下する。下部プレナム内に残存していた冷却材により、一時的に溶融炉心は冷却されるが、やがて下部プレナム内の冷却材が蒸散すると、溶融炉心が崩壊熱により再加熱されていく。溶融炉心が高温状態となると、原子炉容器下部ヘッ드의構造材温度も上昇していき、やがて原子炉容器下部ヘッ드의炉内計装用案内管貫通部あるいは原子炉容器本体が溶融若しくはクリープにより破損に至る。原子炉容器破損により溶融炉心は原子炉下部キャビティへ重力落下する。原子炉下部キャビティにはLOCAにより放出された冷却材の一部が溜まっており、落下してきた溶融炉心の保有熱により急速に蒸発を開始し、溶融炉心温度が低下した後も崩壊熱により継続的に蒸発していく。また、原子炉下部キャビティ内の冷却材がすべて蒸発した後には、溶融炉心温度が崩壊熱により再上昇していく。この過程でコンクリートからの脱水及びコンクリートの溶融が起きることになる。溶融炉心によるコンクリートの溶融侵食が継続し、ベースマットを溶融貫通すると格納容器破損に至り、放射性物質が地中あるいは地下水に放出されることとなる。</p> <p>この事象に対する格納容器破損防止対策として、代替設備による格納容器スプレイがある。炉心損傷を検知して、運転員等操作で代替設備による格納容器スプレイを起動することで、原子炉下部キャビティに水を張り、溶融炉心の冷却を行う。</p> <p>本事象の場合、コンクリート侵食を抑制することが評価目的であることから、評価指標は「コンクリート侵食量」である。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																														
<p>2.2 ランクの定義</p> <p>本資料の本文「2. 有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象のうちMAAPで評価する事象において考慮すべき物理現象を対象に、表2.2-1の定義に従って「H」、「M」、「L」及び「I」のランクに分類し、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出する。</p> <p>なお、本資料の本文「2. 有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象は、事故シーケンスグループ等に対して抽出されたものであり、具体的な事故シーケンスでは生じない場合もあり、その場合は「I」に分類する。</p>	<p>2.2 ランクの定義</p> <p>本資料の本文「2 有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象のうち MAAPコードで評価する事象において考慮すべき物理現象を対象に、表2.2-1の定義に従って「H」、「M」、「L」及び「I」のランクに分類し、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出する。</p> <p>なお、本資料の本文「2 有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象は、重要事故シーケンスグループに対して抽出されたものであり、具体的な重要事故シーケンスでは生じない場合もあり、その場合は「I」に分類する。</p>																															
表 2.2-1 ランクの定義	表 2.2-1 ランクの定義																															
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">ランク</th> <th style="width: 30%;">ランクの定義</th> <th style="width: 60%;">本資料での取り扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">H</td> <td>評価指標及び運転操作に対する影響が大きいと考えられる現象</td> <td>物理現象に対する不確かさを実験との比較等により求め、実機評価における評価指標及び運転操作への影響を評価する。</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">M</td> <td>評価指標及び運転操作に対する影響が中程度と考えられる現象</td> <td>事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、評価指標に対する影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標及び運転操作への影響を評価する必要はないが、本資料では、実機評価への影響を感度解析等により評価するか、「H」と同様に評価することとする。</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">L</td> <td>評価指標及び運転操作に対する影響が小さいと考えられる現象</td> <td>事象推移を模擬するためにモデル化は必要であるが、評価指標及び運転操作への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証／妥当性確認は記載しない。</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">I</td> <td>評価指標及び運転操作に対し影響を与えないか、又は重要でない現象</td> <td>評価指標及び運転操作へ影響を与えないか、又は重要でない物理現象であるため、検証／妥当性確認は記載しない。</td> </tr> </tbody> </table>	ランク	ランクの定義	本資料での取り扱い	H	評価指標及び運転操作に対する影響が大きいと考えられる現象	物理現象に対する不確かさを実験との比較等により求め、実機評価における評価指標及び運転操作への影響を評価する。	M	評価指標及び運転操作に対する影響が中程度と考えられる現象	事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、評価指標に対する影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標及び運転操作への影響を評価する必要はないが、本資料では、実機評価への影響を感度解析等により評価するか、「H」と同様に評価することとする。	L	評価指標及び運転操作に対する影響が小さいと考えられる現象	事象推移を模擬するためにモデル化は必要であるが、評価指標及び運転操作への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証／妥当性確認は記載しない。	I	評価指標及び運転操作に対し影響を与えないか、又は重要でない現象	評価指標及び運転操作へ影響を与えないか、又は重要でない物理現象であるため、検証／妥当性確認は記載しない。	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">ランク</th> <th style="width: 30%;">ランクの定義</th> <th style="width: 60%;">本資料での取扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">H</td> <td>評価指標及び運転員等操作に対する影響が大きいと考えられる現象</td> <td>物理現象に対する不確かさを実験との比較や感度解析等により求め、実機評価における評価指標及び運転員等操作への影響を評価する</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">M</td> <td>評価指標及び運転員等操作に対する影響が中程度と考えられる現象</td> <td>事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、評価指標に対する影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標及び運転員等操作への影響を評価する必要はないが、本資料では、実機評価への影響を感度解析等により評価するか、「H」と同様に評価することとする。</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">L</td> <td>評価指標及び運転員等操作に対する影響が小さいと考えられる現象</td> <td>事象推移を模擬するためにモデル化は必要であるが、評価指標及び運転員等操作への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証、妥当性評価は記載しない</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">I</td> <td>評価指標及び運転員等操作に対し影響を与えないか、又は重要でない現象</td> <td>評価指標及び運転員等操作へ影響を与えないか、又は重要でない物理現象であるため、検証、妥当性評価は記載しない</td> </tr> </tbody> </table>	ランク	ランクの定義	本資料での取扱い	H	評価指標及び運転員等操作に対する影響が大きいと考えられる現象	物理現象に対する不確かさを実験との比較や感度解析等により求め、実機評価における評価指標及び運転員等操作への影響を評価する	M	評価指標及び運転員等操作に対する影響が中程度と考えられる現象	事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、評価指標に対する影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標及び運転員等操作への影響を評価する必要はないが、本資料では、実機評価への影響を感度解析等により評価するか、「H」と同様に評価することとする。	L	評価指標及び運転員等操作に対する影響が小さいと考えられる現象	事象推移を模擬するためにモデル化は必要であるが、評価指標及び運転員等操作への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証、妥当性評価は記載しない	I	評価指標及び運転員等操作に対し影響を与えないか、又は重要でない現象	評価指標及び運転員等操作へ影響を与えないか、又は重要でない物理現象であるため、検証、妥当性評価は記載しない	
ランク	ランクの定義	本資料での取り扱い																														
H	評価指標及び運転操作に対する影響が大きいと考えられる現象	物理現象に対する不確かさを実験との比較等により求め、実機評価における評価指標及び運転操作への影響を評価する。																														
M	評価指標及び運転操作に対する影響が中程度と考えられる現象	事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、評価指標に対する影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標及び運転操作への影響を評価する必要はないが、本資料では、実機評価への影響を感度解析等により評価するか、「H」と同様に評価することとする。																														
L	評価指標及び運転操作に対する影響が小さいと考えられる現象	事象推移を模擬するためにモデル化は必要であるが、評価指標及び運転操作への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証／妥当性確認は記載しない。																														
I	評価指標及び運転操作に対し影響を与えないか、又は重要でない現象	評価指標及び運転操作へ影響を与えないか、又は重要でない物理現象であるため、検証／妥当性確認は記載しない。																														
ランク	ランクの定義	本資料での取扱い																														
H	評価指標及び運転員等操作に対する影響が大きいと考えられる現象	物理現象に対する不確かさを実験との比較や感度解析等により求め、実機評価における評価指標及び運転員等操作への影響を評価する																														
M	評価指標及び運転員等操作に対する影響が中程度と考えられる現象	事象推移を模擬する上で一定の役割を担うが、評価指標に対する影響が「H」に比べて顕著でない物理現象であるため、必ずしも不確かさによる実機評価における評価指標及び運転員等操作への影響を評価する必要はないが、本資料では、実機評価への影響を感度解析等により評価するか、「H」と同様に評価することとする。																														
L	評価指標及び運転員等操作に対する影響が小さいと考えられる現象	事象推移を模擬するためにモデル化は必要であるが、評価指標及び運転員等操作への影響が明らかに小さい物理現象であるため、検証、妥当性評価は記載しない																														
I	評価指標及び運転員等操作に対し影響を与えないか、又は重要でない現象	評価指標及び運転員等操作へ影響を与えないか、又は重要でない物理現象であるため、検証、妥当性評価は記載しない																														

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2.3 物理現象に対するランク付け</p> <p>本資料の本文「2 有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象のうちMAAPで評価する事象において考慮すべき物理現象を対象に、2.1 で述べた事象進展を踏まえ、表2.2-1の定義に従って、評価指標及び運転操作への影響に応じて表2.3-1及び表2.3-2のとおりランク付けを行い、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出した。</p> <p>以下、物理現象ごとに考え方を示す。</p> <p>(1) 核分裂出力 [炉心 (核)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、いずれも事象発生後早期に原子炉がスクラムし、未臨界となるため、炉心露出後の燃料被覆管温度上昇時の原子炉出力は崩壊熱が支配的となる。したがって、核分裂出力は炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が低いと考えられる。また、核分裂出力は熔融炉心の挙動への影響はなく、格納容器破損防止における各評価指標に対して影響はない。</p> <p>(2) 出力分布変化 [炉心 (核)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、いずれも事象発生後早期に原子炉がスクラムし、未臨界となるため、炉心露出後の燃料被覆管温度上昇時の原子炉出力は崩壊熱が支配的となる。したがって、出力分布変化は炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が低いと考えられる。また、出力分布変化は熔融炉心の挙動への影響はなく、格納容器破損防止における各評価指標に対して影響はない。</p>	<p>2.3 物理現象に対するランク付け</p> <p>本資料の本文「2 有効性評価における物理現象の抽出」で抽出された物理現象のうち MAAPコードで評価する事象において考慮すべき物理現象を対象に、2.1 で述べた事象進展を踏まえ、表2.2-1の定義に従って、評価指標及び運転員等操作への影響に応じて表2.3-1のとおりランク付けを行い、「H」及び「M」に分類された物理現象を重要現象として抽出した。</p> <p>以下、物理現象ごとに考え方を示す。</p> <p>2.3.1 炉心 (核) 関連</p> <p>(1) 核分裂出力 [炉心 (核)]</p> <div data-bbox="1131 502 1960 845" style="border: 2px solid black; height: 215px; width: 100%;"></div>	<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) 反応度フィードバック効果 [炉心 (核)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、いずれも事象発生後早期に原子炉がスクラムし、未臨界となるため、炉心露出後の燃料被覆管温度上昇時の原子炉出力は崩壊熱が支配的となる。したがって、反応度フィードバック効果は炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が低いと考えられる。また、反応度フィードバック効果は熔融炉心の挙動への影響はなく、格納容器破損防止における各評価指標に対して影響はない。</p> <p>(4) 制御棒反応度効果 [炉心 (核)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、いずれも事象発生後早期に原子炉がスクラムし、未臨界となるため、炉心露出後の燃料被覆管温度上昇時の原子炉出力は崩壊熱が支配的となる。したがって、制御棒反応度効果は炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が低いと考えられる。また、制御棒反応度効果は熔融炉心の挙動への影響はなく、格納容器破損防止における各評価指標に対して影響はない。</p> <p>(5) 崩壊熱 [炉心 (核)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、いずれも事象発生後早期に原子炉がスクラムし、未臨界となるため、炉心露出後の燃料被覆管温度上昇時の原子炉出力は崩壊熱が支配的となり、主な熱源として事象進展の速さに影響する。したがって、崩壊熱は炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度並びに格納容器破損防止における各評価指標に対して重要度が高いと考えられる。</p>	<p>(2) 反応度帰還効果 [炉心 (核)]</p> <div style="border: 2px solid black; height: 150px; width: 100%;"></div> <p>(3) 制御棒効果 [炉心 (核)]</p> <div style="border: 2px solid black; height: 150px; width: 100%;"></div> <p>(4) 崩壊熱 [炉心 (核)]</p> <div style="border: 2px solid black; height: 50px; width: 100%;"></div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px; text-align: center;"> <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>(6) 三次元効果 [炉心 (核)]</p> <p>評価する具体的な事故シナリオでは、いずれも事象発生後早期に原子炉がスクラムし、未臨界となるため、核熱水力不安定事象は発生しない。したがって、核的な三次元効果は、炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度並びに格納容器破損防止における各評価指標に対して影響はない。</p> <p>(7) 燃料棒内温度変化 [炉心 (燃料)]</p> <p>核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導、燃料棒表面熱伝達により冷却材へと放出される。ギャップ熱伝達を含む燃料棒内の伝熱特性に基づく燃料棒内温度の変化は燃料被覆管温度に影響し、燃料被覆管温度が非常に高温となった場合には、燃料被覆管の酸化反応による発熱及び水素ガスの発生を考慮する必要がある。したがって、燃料棒内温度変化は、燃料被覆管温度が顕著に上昇する以前の炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が低く、格納容器破損防止における各評価指標に対しては重要度が高いと考えられる。</p>	<p>2.3.2 炉心 (燃料) 関連</p> <p>(1) 燃料棒内温度変化 [炉心 (燃料)]</p> <div data-bbox="1131 502 1960 1085" style="border: 2px solid black; height: 365px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="1406 1372 1960 1420" style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;"> <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>(8) 燃料棒表面熱伝達 [炉心 (燃料)]</p> <p>核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導、燃料棒表面熱伝達により冷却材へと放出される。ギャップ熱伝達を含む燃料棒内の伝熱特性に基づく燃料棒内温度の変化は燃料被覆管温度に影響し、燃料被覆管温度が非常に高温となった場合には、燃料被覆管の酸化反応による発熱及び水素ガスの発生を考慮する必要がある。したがって、格納容器破損防止における各評価指標に対しては、表面熱伝達の影響が大きくなり、重要度が高いと考えられる。燃料被覆管温度が顕著に上昇しない炉心損傷防止の領域においては、一時的に炉心が露出しても早期に再冠水し、冠水状態では熱伝達が十分大きくなることから、燃料棒表面の熱伝達変化による影響は小さく、崩壊熱による燃料棒からの発熱が支配的となる。したがって、燃料棒表面熱伝達は、炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が低いと考えられる。</p> <p>(9) 沸騰遷移 [炉心 (燃料)]</p> <p>核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導、燃料棒表面熱伝達により冷却材へと放出される。燃料棒表面において核沸騰から膜沸騰へ沸騰遷移が生じた場合には、熱伝達の低下によって燃料被覆管温度が上昇するものの、事象初期の短期間における燃料被覆管温度に影響する現象であり、長期的な挙動に着目した場合の影響は小さい。したがって、沸騰遷移は、炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が低いと考えられる。また、沸騰遷移は溶融炉心の挙動への影響はなく、格納容器破損防止における各評価指標に対して影響はない。</p>	<p>(2) 燃料棒表面熱伝達 [炉心 (燃料)]</p> <div data-bbox="1131 231 1960 949" style="border: 2px solid black; height: 450px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="1406 1374 1960 1422" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(10) 燃料被覆管酸化 [炉心 (燃料)]</p> <p>核分裂あるいは崩壊熱により燃料棒内で発生した熱は、燃料棒内の熱伝導、燃料棒表面熱伝達により冷却材へと放出される。ギャップ熱伝達を含む燃料棒内の伝熱特性に基づく燃料棒内温度の変化は燃料被覆管温度に影響し、燃料被覆管温度が非常に高温となった場合には、燃料被覆管の酸化反応による発熱及び水素ガスの発生を考慮する必要がある。したがって、燃料被覆管酸化は、燃料被覆管温度が顕著に上昇する以前の炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が低く、格納容器破損防止における各評価指標に対して重要度が高いと考えられる。</p> <p>(11) 燃料被覆管変形 [炉心 (燃料)]</p> <p>燃料被覆管温度が非常に高温となった場合には、燃料被覆管の変形及び酸化反応による発熱や水素ガスの発生、燃料被覆管の破損によるペレットと燃料被覆管の間隙部に蓄積したFPの原子炉圧力容器内への放出を考慮する必要があり、格納容器破損防止における各評価指標に対して重要度が高いと考えられる。炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対しては、燃料被覆管の変形により炉心冷却性への影響が考えられるものの、長期的な挙動に着目した場合の影響は小さいため、重要度が低いと考えられる。</p>	<p>(3) 燃料被覆管酸化 [炉心 (燃料)]</p> <div data-bbox="1131 231 1966 710" style="border: 2px solid black; height: 300px;"></div> <p>(4) 燃料被覆管変形 [炉心 (燃料)]</p> <div data-bbox="1131 774 1966 1356" style="border: 2px solid black; height: 365px;"></div> <div data-bbox="1406 1372 1960 1420" 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>(12) 三次元効果 [炉心 (燃料)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、水位が低下して炉心が露出して燃料棒表面温度が高くなった場合には、円周方向及び軸方向からの三次元的な燃料棒間の輻射熱伝達（三次元効果）が生じる。燃料被覆管温度が顕著に上昇しない炉心損傷防止の領域においては、一時的に炉心が露出しても再冠水することから、三次元効果の影響は小さく、崩壊熱による燃料棒からの発熱が支配的となるため、重要度が低いと考えられる。また、三次元効果は熔融炉心の挙動への影響はなく、格納容器破損防止における各評価指標に対して影響はない。</p> <p>(13) 沸騰・ボイド率変化 [炉心 (熱流動)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスは、いずれも炉心露出の可能性があり、二相水位が有効燃料棒頂部を下回ると炉心が露出し、燃料被覆管の温度上昇が始まるため、燃料被覆管温度が非常に高温となった場合には、燃料被覆管の酸化反応による発熱及び水素ガス発生を考慮する必要がある。したがって、二相水位に影響する沸騰・ボイド率変化は、炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対しては、燃料被覆管温度が顕著に上昇せず、長期的な挙動に着目した場合の影響は小さいため、重要度が低く、格納容器破損防止における各評価指標に対しては、炉心冷却状態への影響が大きく、熔融炉心の挙動への影響が考えられるため、重要度が高いと考えられる。</p>	<p>2.3.3 炉心 (熱流動) 関連</p> <p>(1) 沸騰・ボイド率変化 [炉心 (熱流動)]</p> <div data-bbox="1133 571 1966 1257" style="border: 2px solid black; height: 430px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="1406 1374 1957 1417" style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;"> <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>(14) 気液分離（水位変化）・対向流 [炉心（熱流動）]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスは、いずれも炉心露出の可能性があり、二相水位が有効燃料棒頂部を下回ると炉心が露出し、燃料被覆管の温度上昇が始まるため、燃料被覆管温度が非常に高温となった場合には、燃料被覆管の酸化反応による発熱及び水素ガス発生を考慮する必要がある。したがって、二相水位に影響する気液分離（水位変化）・対向流は、炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対しては、被覆管温度が顕著に上昇せず、長期的な挙動へ着目した場合に影響は小さいため、重要度が低く、格納容器破損防止における各評価指標に対しては、炉心冷却状態への影響が大きく、熔融炉心の挙動への影響が考えられるため、重要度が高いと考えられる。</p> <p>(15) 気液熱非平衡 [炉心（熱流動）]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、早期に再循環ポンプがトリップするため、事象初期を除いて炉心領域に強制循環はないため、冷却材の注水による気液熱非平衡状態が考えられるが、炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対しては、長期的な挙動に着目した場合の影響は小さく、格納容器破損防止における各評価指標に対しては、熔融炉心の挙動への影響は小さいため、重要度が低いと考えられる。</p>	<p>(2) 気液分離（炉心水位）・対向流 [炉心（熱流動）]</p> <div style="border: 2px solid black; height: 300px; width: 100%;"></div> <p>(3) 気液熱非平衡 [炉心（熱流動）]</p> <div style="border: 2px solid black; height: 300px; width: 100%;"></div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 10px; width: fit-content; margin-left: auto; margin-right: auto;"> 枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。 </div>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(16) 圧力損失 [炉心 (熱流動)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、早期に再循環ポンプがトリップするため、事象初期を除いて原子炉圧力容器内における流動は、炉心部とダウンカマ部の静水頭が支配的であると考えられる。したがって、圧力損失は炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度並びに格納容器破損防止における各評価指標に対して重要度が低いと考えられる。</p> <p>(17) 三次元効果 [炉心 (熱流動)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、ダウンカマに注水された冷却材が下部プレナムを經由して、又は、炉心バイパス部から燃料集合体の漏えい経路を經由して炉心部へ流入する際、圧力損失が均一となるように熱出力に応じて燃料集合体間で流量配分される三次元効果が発生する。ただし、長期的な挙動へ着目した場合に三次元効果の影響は小さく、炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が低いと考えられる。また、三次元効果は熔融炉心の挙動への影響はなく、格納容器破損防止における各評価指標への影響はない。</p>	<p>(4) 圧力損失 [炉心 (熱流動)]</p> <div data-bbox="1133 264 1966 472" style="border: 2px solid black; height: 130px; width: 100%;"></div> <p>2.3.4 1次冷却系関連</p> <p>(1) 冷却材流量変化 (強制循環時) [1次冷却系]</p> <div data-bbox="1133 946 1966 1222" style="border: 2px solid black; height: 173px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="1406 1342 1957 1385" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px;"> <p>枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(18) 冷却材流量変化〔原子炉压力容器〕</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、いずれも事象発生後早期に再循環ポンプがトリップし、原子炉压力容器内における冷却材流量変化は長期間に亘り自然循環が支配的となる。長期的な挙動に着目した場合、炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対しては、原子炉压力容器内の自然循環による冷却材の流量変化の影響は小さく、格納容器破損防止における各評価指標に対しては、熔融炉心の挙動への影響は小さいため、重要度が低いと考えられる。</p> <p>(19) 冷却材放出（臨界流・差圧流）〔原子炉压力容器〕</p> <p>炉心損傷防止において評価する具体的な事故シーケンスでは、逃がし安全弁やLOCA破断口からの冷却材放出によって、原子炉格納容器圧力及び温度に影響を及ぼすものの、長期的には崩壊熱によって発生した水蒸気等による影響が支配的であり、冷却材放出（臨界流・差圧流）は、評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が低いと考えられる。格納容器破損防止における高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の評価指標である原子炉圧力に対しては、逃がし安全弁からの冷却材放出による原子炉圧力への影響があり、重要度が中程度であると考えられる。格納容器破損防止のその他の評価指標に対しては、炉心損傷後において、原子炉压力容器からの流れの駆動力となる水蒸気の発生による影響は小さいため、評価指標に対する影響は小さく、重要度は低いと考えられる。</p>	<p>(2) 冷却材流量変化（自然循環時）〔1次冷却系〕</p> <div data-bbox="1131 231 1966 507" style="border: 2px solid black; height: 173px; width: 373px;"></div> <p>(3) 冷却材放出（臨界流・差圧流）〔1次冷却系〕</p> <div data-bbox="1131 608 1966 981" style="border: 2px solid black; height: 234px; width: 373px;"></div> <div data-bbox="1397 1187 1951 1235" 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>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(20) 沸騰・凝縮・ボイド率変化 [原子炉圧力容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、逃がし安全弁を用いた原子炉の急速減圧あるいはLOCA発生後の冷却材流出による原子炉減圧があり、減圧沸騰による各部の蒸気発生とボイド率変化によって二相水位が変化する。また、原子炉への注水によって蒸気が凝縮する。しかしながら、炉心以外の領域の沸騰、凝縮及びボイド率変化は炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度並びに格納容器破損防止における各評価指標への影響は小さく、重要度は低いと考えられる。</p>	<p>(4) 沸騰・凝縮・ボイド率変化 [1次冷却系]</p> <div data-bbox="1131 231 1966 710" style="border: 2px solid black; height: 300px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="1406 1273 1960 1316" 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>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(21) 気液分離・対向流 [原子炉圧力容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、いずれも炉心露出の可能性があり、二相水位が有効燃料棒頂部を下回ると炉心が露出する。しかしながら、炉心以外の領域の気液分離・対向流は炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度並びに格納容器破損防止における各評価指標への影響は小さく、重要度は低いと考えられる。</p>	<p>(5) 気液分離・対向流 [1次冷却系]</p> <div style="border: 2px solid black; height: 400px; width: 100%;"></div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px; text-align: center;"> <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>(22) 気液熱非平衡 [原子炉压力容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、炉心が露出した場合に、露出部周囲の蒸気が過熱蒸気となり、気液熱非平衡状態が考えられるものの、原子炉压力容器外へ流出するまでに、ダウンカマから発生した飽和蒸気や構造材の熱伝達によって、ほぼ飽和状態となるため、炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響はない。また、熔融炉心の挙動への影響は小さく、格納容器破損防止における各評価指標に対しては、重要度が低いと考えられる。</p> <p>(23) 圧力損失 [原子炉压力容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、早期に再循環ポンプがトリップするため、事象初期を除いて原子炉压力容器内における流動は、炉心部とダウンカマ部の静水頭が支配的であると考えられる。したがって、圧力損失は炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度並びに格納容器破損防止における各評価指標に対して重要度が低いと考えられる。</p>	<p>(6) 気液熱非平衡 [1次冷却系]</p> <div style="border: 2px solid black; height: 200px; width: 100%;"></div> <p>(7) 圧力損失 [1次冷却系]</p> <div style="border: 2px solid black; height: 150px; width: 100%;"></div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px; width: fit-content; margin-left: auto; margin-right: auto;"> <p>枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(24) 構造材との熱伝達 [原子炉圧力容器]</p> <p>炉心損傷以前において、原子炉圧力容器等の構造材の保有熱は、原子炉冷却材との熱伝達（構造材との熱伝達）を通じて原子炉格納容器圧力及び温度に影響を与えるものの、長期的には崩壊熱によって発生した水蒸気等による影響が支配的である。したがって、構造材との熱伝達は炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度並びに格納容器破損防止における各評価指標に対して重要度が低いと考えられる。</p> <p>なお、熔融炉心と原子炉圧力容器間の熱伝達は、物理現象「下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達」において考慮する。</p> <p>(25) ECCS注水（給水系・代替注水設備含む） [原子炉圧力容器]</p> <p>炉心損傷防止及び格納容器破損防止における格納容器過圧・過温破損及び水素燃焼において評価する具体的な事故シーケンスでは、非常用炉心冷却系（ECCS）及び代替注水設備を使用して炉心の冷却を行う。原子炉圧力容器への注水は、原子炉格納容器への放出エネルギーに影響を与え、格納容器圧力変化に影響を及ぼすため、ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）は、炉心損傷防止及び格納容器破損防止における格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が中程度であると考えられる。格納容器破損防止における水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対しては、注水による水蒸気や水素ガスの発生量への影響が考えられ、水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対して重要度が中程度であると考えられる。また、格納容器破損防止における熔融炉心・コンクリート相互作用の評価指標であるコンクリート侵食量については、注水された水が原子炉圧力容器破損口から流れ出ることによる熔融炉心の冷却が考えられるため、重要度が高いと考えられる。格納容器破損防止におけるその他の格納容器破損モードにおける事故シーケンスにおいては、ECCS（給水系・代替注水設備含む）の作動は考慮しておらず、評価指標に対する影響はない。</p>	<p>(8) 構造材との熱伝達 [1次冷却系]</p> <div style="border: 2px solid black; height: 200px; width: 100%;"></div> <p>(9) ECCS強制注入 [1次冷却系]</p> <div style="border: 2px solid black; height: 120px; width: 100%;"></div> <p>(10) ECCS蓄圧タンク注入 [1次冷却系]</p> <div style="border: 2px solid black; height: 250px; width: 100%;"></div>	
<div style="border: 1px solid black; padding: 2px; display: inline-block;"> 枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。 </div>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(26) ほう酸水の拡散 [原子炉圧力容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、いずれもほう酸水の注入を考慮していない。したがって、ほう酸水の拡散は炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度並びに格納容器破損防止における各評価指標への影響はない。</p> <p>(27) 三次元効果 [原子炉圧力容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、いずれも事故後長期において炉心が露出する場合に、燃料被覆管温度が上昇する事象であり、炉心流量急減過程において、下部プレナム内の流量配分が不均等になる可能性があるが、事故直後に再循環ポンプがトリップするため影響は小さい。したがって、三次元効果は炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が低いと考えられる。また、三次元効果は熔融炉心の挙動への影響はなく、格納容器破損防止における各評価指標に対して影響はない。</p>	<p>2.3.5 加圧器関連</p> <p>(1) 気液熱非平衡 [加圧器]</p> <div data-bbox="1133 743 1966 1121" style="border: 2px solid black; height: 237px; width: 372px; margin: 10px 0;"></div> <div data-bbox="1408 1374 1960 1417" style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> <p>枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(28) 冷却材放出 [原子炉格納容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、逃がし安全弁やLOCA破断口からの冷却材放出によって、原子炉格納容器圧力及び温度に影響を及ぼすものの、長期的には崩壊熱によって発生した水蒸気等による影響が支配的であり、冷却材放出は、炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度並びに格納容器破損防止における各評価指標に対して重要度が低いと考えられる。</p>	<p>(2) 水位変化 [加圧器]</p> <div style="border: 2px solid black; height: 250px; width: 100%;"></div> <p>(3) 冷却材放出（臨界流・差圧流） [加圧器]</p> <div style="border: 2px solid black; height: 150px; width: 100%;"></div> <p>2.3.6 蒸気発生器関連</p> <p>(1) 1次側・2次側の熱伝達 [蒸気発生器]</p> <div style="border: 2px solid black; height: 200px; width: 100%;"></div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> <p>枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>(2) 冷却材放出（臨界流・差圧流）〔蒸気発生器〕</p> <div data-bbox="1133 196 1966 507" style="border: 2px solid black; height: 195px; width: 100%;"></div> <p>(3) 2次側水位変化・ドライアウト〔蒸気発生器〕</p> <div data-bbox="1133 608 1966 919" style="border: 2px solid black; height: 195px; width: 100%;"></div> <p>(4) 2次側給水（主給水・補助給水）〔蒸気発生器〕</p> <div data-bbox="1133 1019 1966 1331" style="border: 2px solid black; height: 195px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="1406 1342 1957 1385" style="border: 1px solid black; padding: 2px; 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>(29) 格納容器各領域間の流動 [原子炉格納容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、崩壊熱によって発生した水蒸気及びジルコニウム-水反応によって発生した非凝縮性ガス（含む水素ガス）は、LOCA破断口からドライウェルを経由し、又は逃がし安全弁を介してウェットウェルへ流入し、サブプレッション・プール水温度を上昇させる。ウェットウェルにおける気液界面の熱伝達によって、気相部の圧力・温度が上昇し、原子炉格納容器圧力及び温度に影響を与える。したがって、格納容器各領域間の流動は、炉心損傷防止及び格納容器破損防止における格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が高いと考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標については、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の評価指標である原子炉圧力に対しては、現象の発生防止として、原子炉圧力の低下が評価の主体となっており、重要度は低いと考えられる。溶融燃料-冷却材相互作用の評価指標である原子炉格納容器圧力に対しては、溶融炉心と冷却材の相互作用に伴う圧カスパイクによる原子炉格納容器圧力の上昇が評価指標となっており、重要度は高いと考えられる。ウェットウェル空間部に蓄積された水素ガス及び酸素ガスの一部は真空破壊弁を通じてドライウェルに流入するため、原子炉格納容器内における非凝縮性ガスの濃度分布に影響があり、水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対して重要度が高いと考えられる。また、溶融炉心・コンクリート相互作用の評価指標であるコンクリート侵食量については、溶融炉心から上面水プール及びコンクリートへの熱伝達が支配的であり、格納容器各領域間の流動の影響は小さいため、重要度は低いと考えられる。</p>	<p>2.3.7 原子炉格納容器関連（溶融炉心挙動を除く）</p> <p>(1) 区画間・区画内の流動（蒸気・非凝縮性ガス）[原子炉格納容器]</p> <div data-bbox="1131 231 1960 1013" style="border: 2px solid black; height: 490px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="1406 1374 1960 1422" style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;"> <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>(30) サプレッション・プール冷却 [原子炉格納容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、残留熱除去系等を用いて原子炉格納容器からの除熱が可能であり、サプレッション・プール冷却は、炉心損傷防止及び格納容器破損防止における格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が高いと考えられる。ただし、炉心損傷防止における高圧・低圧注水機能喪失及びLOCA時注水機能喪失の事故シーケンスにおいては、サプレッション・プール冷却は考慮しておらず、評価指標に対する影響はない。また、サプレッション・プールの冷却によって水蒸気が凝縮し、非凝縮性ガスの濃度が上昇するため、水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対して重要度が高いと考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対する影響はない。</p> <p>(31) 気液界面の熱伝達 [原子炉格納容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、ウェットウェルにおける気液界面の熱伝達によって、気相部の圧力・温度が上昇し、原子炉格納容器圧力及び温度に影響を与える。したがって、気液界面の熱伝達は、炉心損傷防止及び格納容器破損防止における格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が中程度であると考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対しては影響が小さく、重要度が低いと考えられる。</p>	<p>(2) 区画間・区画内の流動（液体）[原子炉格納容器]</p> <div data-bbox="1133 196 1966 675" style="border: 2px solid black; height: 300px; width: 100%;"></div> <p>(3) 気液界面の熱伝達 [原子炉格納容器]</p> <div data-bbox="1133 1118 1966 1326" style="border: 2px solid black; height: 130px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="1406 1342 1957 1385" 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>(32) 構造材との熱伝達及び内部熱伝導 [原子炉格納容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉格納容器内温度の上昇により、原子炉格納容器本体をはじめとする原子炉格納容器内の構造材との熱伝達が生じる。構造材との伝熱は、その熱容量により原子炉格納容器内温度の変化を抑制する方向に作用し、短期的には影響が大きい。また、材料により伝熱特性が異なり、熱伝導率の高い金属では表面熱伝達の影響が大きいのにに対し、熱伝導率の低いコンクリートでは、コンクリート内部の熱伝導の影響が大きくなる。したがって、炉心損傷防止及び格納容器破損防止における格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が中程度であると考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対しては影響が小さく、重要度が低いと考えられる。</p> <p>なお、熔融炉心と構造材間の熱伝達は、物理現象「熔融炉心とコンクリートの伝熱」において考慮する。</p> <p>(33) スプレイ冷却 [原子炉格納容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、格納容器スプレイにて、原子炉格納容器圧力及び温度の抑制が可能である。したがって、スプレイ冷却は、炉心損傷防止及び格納容器破損防止における格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が高いと考えられる。ただし、炉心損傷防止における高圧注水・減圧機能喪失の事故シーケンスにおいては、スプレイ冷却は考慮しておらず、評価指標に対する影響はない。また、スプレイの作動によって水蒸気が凝縮し、非凝縮性ガスの濃度が上昇するため、水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対する重要度は高いと考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対する影響はない。</p>	<p>(4) 構造材との熱伝達及び内部熱伝導 [原子炉格納容器]</p> <div style="border: 2px solid black; height: 150px; width: 100%;"></div> <p>(5) スプレイ冷却 [原子炉格納容器]</p> <div style="border: 2px solid black; height: 350px; width: 100%;"></div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px; width: fit-content; margin-left: auto; margin-right: auto;"> 枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。 </div>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(34) 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]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、炉心損傷後、放射線水分解、ジルコニウム-水反応等によって水素ガス及び酸素ガスが発生し、原子炉格納容器圧力に影響を与える可能性があり、格納容器破損防止における格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が中程度であると考えられる。ただし、炉心損傷防止における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対しては、炉心損傷に至ることはないため、影響はない。水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対しては、濃度を可燃限界以下に抑制することそのものが評価指標となり、重要度が高いと考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標への影響は小さく、重要度が低いと考えられる。</p> <p>(35) 格納容器ベント [原子炉格納容器]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、格納容器圧力逃がし装置にて、原子炉格納容器圧力及び温度の抑制が可能であり、格納容器ベントは、炉心損傷防止及び格納容器破損防止における格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が高いと考えられる。ただし、炉心損傷防止における高圧注水・減圧機能喪失の事故シーケンスにおいては、格納容器ベントは考慮しておらず、評価指標に対する影響はない。また、格納容器ベントによって、原子炉格納容器内の雰囲気組成が変化するため、水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対して重要度が高いと考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対する影響はない。</p>	<p>(6) 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> <div data-bbox="1131 231 1966 507" style="border: 2px solid black; height: 173px; width: 373px;"></div> <p>(7) 放射線水分解等による水素発生</p> <div data-bbox="1131 571 1966 710" style="border: 2px solid black; height: 87px; width: 373px;"></div> <div data-bbox="1406 1374 1960 1417" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin-top: 20px;"> <p>枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>(8) 水素濃度 [原子炉格納容器]</p> <div data-bbox="1131 231 1966 981" style="border: 2px solid black; height: 470px; width: 100%;"></div> <p>(9) 水素処理 [原子炉格納容器]</p> <div data-bbox="1131 1045 1966 1356" style="border: 2px solid black; height: 195px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="1406 1372 1960 1420" style="border: 1px solid black; padding: 2px; 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>(36) リロケーション [原子炉圧力容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器内の炉心燃料は、原子炉冷却材の減少によりヒートアップし、炉心熔融を伴い徐々にリロケーションする。炉心のリロケーションは、熔融炉心の冷却性、原子炉圧力容器の破損挙動等、炉心熔融後の事象進展に与える影響が大きい。リロケーションの過程における、炉心の流路閉塞挙動によって、水素ガスの発生量への影響が考えられ、格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して、重要度が高いと考えられる。さらに、水素濃度の上昇に伴って原子炉格納容器内の酸素濃度は相対的に低下するため、水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対して、重要度が高いと考えられる。また、リロケーションは熔融炉心の下部プレナムへの移行挙動に関係し、原子炉圧力容器の破損タイミングにおいて熔融炉心の持つ崩壊熱や格納容器下部へ落下する熔融炉心の量への影響が考えられるため、高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の評価指標である原子炉圧力、熔融燃料-冷却材相互作用の評価指標である原子炉格納容器圧力及び熔融炉心・コンクリート相互作用の評価指標であるコンクリート侵食量に対して、重要度が高いと考えられる。</p> <p>なお、本物理現象以降の物理現象については、炉心損傷後の物理現象であり、炉心損傷以前の現象を扱う炉心損傷防止における評価指標に対する影響はない。</p> <p>(37) 原子炉圧力容器内 FCI (熔融炉心細粒化) [原子炉圧力容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器内の炉心燃料は、原子炉冷却材の減少によりヒートアップし、炉心熔融を伴い徐々にリロケーションする。熔融炉心が原子炉圧力容器下部プレナムへ移行する際に、原子炉圧力容器下部プレナムに冷却材が残存する場合、熔融炉心と冷却材との相互作用が生じ、熔融炉心が細粒化し、水との熱伝達により水蒸気を発生させつつ冷却される。急速な水蒸気の発生によって発生する圧力スパイクは、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可能性がある。したがって、原子炉圧力容器内 FCI (熔融炉心細粒化) は、高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の評価指標である原子炉圧力に対して、重要度が中程度であると考えられる。水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対する影響はない。格納容器破損防止におけるその他の評価指標への影響は小さく、重要度が低いと考えられる。</p>	<p>2.3.8 原子炉容器（炉心損傷後）関連</p> <div style="border: 1px solid black; height: 60px; margin-bottom: 10px;"></div> <p>(1) リロケーション</p> <div style="border: 1px solid black; height: 60px; margin-bottom: 10px;"></div> <p>(2) 原子炉容器内 FCI（熔融炉心細粒化）</p> <div style="border: 1px solid black; height: 150px; margin-bottom: 10px;"></div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center; margin-top: 20px;"> 枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。 </div>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(38) 原子炉圧力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）〔原子炉圧力容器（炉心損傷後）〕</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器内の炉心燃料は、原子炉冷却材の減少によりヒートアップし、炉心溶融を伴い徐々にリロケーションする。溶融炉心が原子炉圧力容器下部プレナムへ移行する際に、原子炉圧力容器下部プレナムに冷却材が残存する場合、溶融炉心と冷却材との相互作用が生じ、溶融炉心が細粒化し、水との熱伝達により水蒸気を発生させつつ冷却される。急速な水蒸気の発生によって発生する圧力スパイクは、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可能性がある。したがって、原子炉圧力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）は、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の評価指標である原子炉圧力に対して、重要度が中程度であると考えられる。水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対する影響はない。格納容器破損防止におけるその他の評価指標への影響は小さく、重要度が低いと考えられる。</p> <p>(39) 溶融炉心の再臨界〔原子炉圧力容器（炉心損傷後）〕</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、制御棒溶融開始から炉心溶融に至る間に原子炉圧力容器内に注水される可能性があるが、事象進展に伴い流路が閉塞し、溶融プールが形成されるため、溶融炉心が再臨界する可能性は十分小さい。したがって、溶融炉心の再臨界は格納容器破損防止における各評価指標への影響はない。</p> <p>(40) 構造材との熱伝達〔原子炉圧力容器（炉心損傷後）〕</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器内の炉心燃料は、原子炉冷却材の減少によりヒートアップし、炉心溶融を伴い徐々にリロケーションする。この過程において、制御棒等の原子炉内構造物も、溶融燃料からの輻射熱伝達等により溶融し、炉心下部に移行する。構造材との熱伝達によって、溶融炉心の移行挙動、溶融炉心の量や組成等の炉心溶融後の事象進展に与える影響が考えられる。溶融炉心の移行挙動については、炉心の流路閉塞挙動による水素ガスの発生量への影響から、格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して、重要度が高いと考えられる。また、水素濃度の上昇に伴って原子炉格納容器内の酸素濃度は相対的に低下するため、水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対して、重要度が高いと考えられる。構造材の溶融による溶融炉心の量や組成への影響からは、原子炉圧力容器の破損タイミング、破損後の溶融炉心の放出量や放出された溶融炉心と水蒸気の反応による発熱等の影響が考えられるため、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の評価指標である原子炉圧力、溶融燃料－冷却材相互作用の評価指標である原子炉格納容器圧力及び溶融炉心・コンクリート相互作用の評価指標であるコンクリート侵食量に対して、重要度が高いと考えられる。</p>	<p>(3) 原子炉容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）</p> <div data-bbox="1131 231 1960 470" style="border: 2px solid black; height: 150px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="1406 1372 1960 1420" style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;"> <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>(41) 下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達 [原子炉圧力容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、炉心のリロケーションによって下部プレナムに熔融炉心が堆積し、原子炉圧力容器へ熱的負荷を与える。したがって、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達は、格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して、原子炉圧力容器壁を介した格納容器雰囲気への伝熱の影響が考えられ、重要度が中程度であると考えられる。また、原子炉圧力容器下部プレナムに冷却材が残存する場合には、熔融炉心と冷却材との熱伝達による水蒸気発生によって原子炉圧力が上昇するため、高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の評価指標である原子炉圧力に対して、重要度が高いと考えられる。熔融炉心・コンクリート相互作用の評価指標であるコンクリート侵食量に対しては、格納容器下部への注水開始の判断基準を原子炉圧力容器下鏡温度とした場合に、運転操作に対する影響が考えられ、重要度が高いと考えられる。水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対する影響はない。熔融燃料-冷却材相互作用の評価指標である原子炉格納容器圧力に対する直接的な影響はなく、重要度が低いと考えられる。</p> <p>(42) 原子炉圧力容器破損 [原子炉圧力容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器は、下部プレナムに堆積した熔融炉心との熱伝達による熱的負荷によって破損に至る。原子炉圧力容器破損の破損時期と破損形態（破損口の口径）は、原子炉圧力容器内及び原子炉格納容器内での熔融炉心の挙動に影響を与える。水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対しては、原子炉圧力容器の破損時期における核分裂生成物の移行挙動への影響や、放出された熔融炉心の反応による非凝縮性ガスの発生による影響が考えられ、重要度が高いと考えられる。高圧熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の評価指標である原子炉圧力に対しては、原子炉圧力容器破損までに低減することが目的であり、重要度が高いと考えられる。格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度、熔融燃料-冷却材相互作用の評価指標である原子炉格納容器圧力及び熔融炉心・コンクリート相互作用の評価指標であるコンクリート侵食量に対しては、原子炉圧力容器の破損形態による熔融炉心落下時の冷却による蒸気の発生挙動や熔融炉心の拡がり挙動への影響、破損時期による放出された熔融炉心の崩壊熱による影響が考えられ、重要度が高いと考えられる。</p>	<p>(4) 下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達</p> <div data-bbox="1131 231 1960 502" style="border: 2px solid black; height: 170px; width: 100%;"></div> <p>(5) 原子炉容器破損、熔融</p> <div data-bbox="1131 742 1960 1117" style="border: 2px solid black; height: 235px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="1406 1372 1960 1417" 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>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(43) 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(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、崩壊熱による炉心ヒートアップに伴い、ジルコニウム-水反応によって水素ガスが発生し、水蒸気とともに原子炉格納容器内に移動した後、原子炉格納容器圧力に影響を与える可能性がある。したがって、放射線水分解等による水素ガス及び酸素ガス発生は、格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が中程度であると考えられる。水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対しては、濃度を可燃限界以下に抑制することそのものが評価指標となり、重要度が高いと考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標への影響は小さく、重要度が低いと考えられる。</p> <p>(44) 原子炉圧力容器内FP挙動 [原子炉圧力容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、燃料被覆管の破損や炉心の溶融によって、核分裂生成物（FP）が原子炉圧力容器内に放出される。放出されたFPは、原子炉圧力容器内の気相や液相の流れに伴って輸送され、炉心あるいは溶融炉心に残存したFPは、溶融炉心の移動に伴って輸送される。気相中に浮遊するエアロゾル状のFPは、原子炉圧力容器壁面や内部構造物等の構造材表面へ付着し、崩壊熱によって構造材の温度上昇に寄与する。原子炉圧力容器の外面が非常に高温となった場合には、自然対流及び輻射熱伝達により格納容器内温度に影響を与える可能性があるが、原子炉圧力容器からの輻射は保温材を介していることから影響は小さく、自然対流による影響が支配的となる。FPの移行挙動による影響として、FPによる水の放射線分解に伴う水素ガス及び酸素ガス発生、溶融炉心の持つ崩壊熱を始めとした各物理領域において熱源となる崩壊熱分布に影響が考えられる。したがって、原子炉圧力容器内FP挙動は、格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度、水素燃焼の評価指標である酸素濃度及び溶融炉心・コンクリート相互作用の評価指標であるコンクリート侵食量に対して、重要度が中程度であると考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対する影響はない。</p>	<p>(6) 1次系内FP挙動</p> <div data-bbox="1131 571 1966 778" style="border: 2px solid black; height: 130px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="1406 1374 1960 1417" style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;"> <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>(45) 原子炉圧力容器破損後の高圧溶融炉心放出〔原子炉格納容器(炉心損傷後)〕 評価する具体的な事故シーケンスでは、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の発生防止を評価しており、現象モデルとしては考慮しない。</p> <p>(46) 格納容器雰囲気直接加熱〔原子炉格納容器(炉心損傷後)〕 評価する具体的な事故シーケンスでは、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の発生防止を評価しており、現象モデルとしては考慮しない。</p>	<p>2.3.9 原子炉格納容器（炉心損傷後）関連</p> <div style="border: 2px solid black; height: 40px; margin-bottom: 10px;"></div> <p>(1) 原子炉容器破損後の高圧溶融炉心放出</p> <div style="border: 2px solid black; height: 150px; margin-bottom: 10px;"></div> <p>(2) 格納容器雰囲気直接加熱</p> <div style="border: 2px solid black; height: 150px; margin-bottom: 10px;"></div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 20px auto;"> <p>枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(48) 内部構造物の熔融、破損 [原子炉格納容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損後、格納容器下部に熔融炉心が落下し、格納容器下部区画内に存在する制御棒駆動装置等の構造物を熔融、破損させる可能性がある。しかしながら、熔融炉心の落下時に熔融炉心との接触によって熔融、破損する構造物は限定的であり、影響は小さく、内部構造物の熔融、破損は熔融燃料-冷却材相互作用の評価指標である原子炉格納容器圧力、熔融炉心・コンクリート相互作用の評価指標であるコンクリート侵食量に対して、重要度が低いと考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対する影響はない。</p> <p>(49) 原子炉圧力容器外 F C I (熔融炉心細粒化) [原子炉格納容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損後、格納容器下部に水プールが存在する場合、落下する熔融炉心が水プールに接触する際の液-液混合に伴って、熔融炉心が細粒化して水中に分散し、分散した粒子状デブリからの熱伝達によって急速な水蒸気発生が起り、圧力スパイクが発生する可能性がある。したがって、原子炉圧力容器外 F C I (熔融炉心細粒化)は、格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が中程度であると考えられる。また、格納容器下部における熔融炉心から水への熱伝達及び熔融炉心の形態は格納容器下部における熔融炉心の冷却性に影響を与える可能性があり、熔融燃料-冷却材相互作用の評価指標である原子炉格納容器圧力、熔融炉心・コンクリート相互作用の評価指標であるコンクリート侵食量に対して、重要度が高いと考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対する影響はない。</p>	<p>(3) 原子炉容器外 FCI (熔融炉心細粒化)</p> <div data-bbox="1131 539 1966 1018" style="border: 2px solid black; height: 300px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="1377 1369 1928 1417" style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center;"> <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>(50) 原子炉圧力容器外FCI（デブリ粒子熱伝達）〔原子炉格納容器（炉心損傷後）〕</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損後、格納容器下部に水プールが存在する場合、落下する溶融炉心が水プールに接触する際の液-液混合に伴って、溶融炉心が細粒化して水中に分散し、分散した粒子状デブリからの熱伝達によって急速な水蒸気発生が起こり、圧カスパイクが発生する可能性がある。したがって、原子炉圧力容器外FCI（デブリ粒子熱伝達）は、格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して重要度が中程度であると考えられる。また、格納容器下部における溶融炉心から水への熱伝達及び溶融炉心の形態は格納容器下部における溶融炉心の冷却性に影響を与える可能性があり、溶融燃料-冷却材相互作用の評価指標である原子炉格納容器圧力、溶融炉心・コンクリート相互作用の評価指標であるコンクリート侵食量に対して、重要度が高いと考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対する影響はない。</p> <p style="text-align: center;">【参考のため掲載順を入替え】</p> <p>(47) 格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり〔原子炉格納容器（炉心損傷後）〕</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損後、格納容器下部に落下した溶融炉心が床面に堆積し、格納容器下部に事前に注水されたプール水による冷却を伴いつつ、格納容器下部のコンクリートを加熱する。このとき、コンクリート温度の上昇により熱分解が起こり、水蒸気と二酸化炭素が発生する。発生した水蒸気、二酸化炭素と溶融炉心内の未酸化金属成分が反応して水素や一酸化炭素の非凝縮性ガスが発生する。さらに、コンクリート溶融温度に到達するとコンクリート侵食が起こる。溶融炉心の堆積状態は、落下後の溶融炉心の堆積高さ、水プールへの伝熱面積に影響を与える。したがって、格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心・コンクリート相互作用の評価指標であるコンクリート侵食量に対して、重要度が高いと考えられる。また、格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響は小さく、重要度が低いと考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対する影響はない。</p>	<p>(4) 原子炉容器外 FCI（デブリ粒子熱伝達）</p> <div style="border: 2px solid black; height: 300px; width: 100%;"></div> <p>(5) 原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり</p> <div style="border: 2px solid black; height: 150px; width: 100%;"></div> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-top: 20px; text-align: center;"> 枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。 </div>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(51) 格納容器直接接触 [原子炉格納容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器の破損によって、下部プレナムに蓄積していた熔融炉心が格納容器下部に放出される可能性があるが、原子炉格納容器バウンダリは、熔融炉心と直接接触することがない構造となっており、格納容器直接接触は、格納容器破損防止における各評価指標への影響はない。</p> <p>(52) 熔融炉心と格納容器下部プール水との伝熱 [原子炉格納容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損後、格納容器下部に落下した熔融炉心が床面に堆積し、格納容器下部に事前に注水されたプール水による冷却を伴いつつ、格納容器下部のコンクリートを加熱する。このとき、コンクリート温度の上昇により熱分解が起こり、水蒸気と二酸化炭素が発生する。発生した水蒸気、二酸化炭素と熔融炉心内の未酸化金属成分が反応して水素や一酸化炭素の非凝縮性ガスが発生する。さらに、コンクリート熔融温度に到達するとコンクリート侵食が起こる。したがって、熔融炉心と格納容器下部プール水との伝熱は、格納容器破損防止における熔融炉心・コンクリート相互作用に対する評価指標であるコンクリート侵食量に対して、重要度が高いと考えられる。また、非凝縮性ガスの発生により、格納容器過圧・過温破損における評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響があり、重要度が中程度であると考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対する影響はない。</p> <p>(53) 熔融炉心とコンクリートの伝熱 [原子炉格納容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損後、格納容器下部に落下した熔融炉心が床面に堆積し、格納容器下部に事前に注水されたプール水による冷却を伴いつつ、格納容器下部のコンクリートを加熱する。このとき、コンクリート温度の上昇により熱分解が起こり、水蒸気と二酸化炭素が発生する。発生した水蒸気、二酸化炭素と熔融炉心内の未酸化金属成分が反応して水素や一酸化炭素の非凝縮性ガスが発生する。さらに、コンクリート熔融温度に到達するとコンクリート侵食が起こる。したがって、熔融炉心とコンクリートの伝熱は、熔融炉心・コンクリート相互作用の評価指標であるコンクリート侵食量に対して、重要度が高いと考えられる。また、非凝縮性ガスの発生により、格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響があり、重要度が中程度であると考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対する影響はない。</p>	<p>(6) 熔融炉心と原子炉下部キャピティ水の伝熱</p> <p>(7) 熔融炉心とコンクリートの伝熱</p> <p style="text-align: center;">枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(54) 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)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器破損後、格納容器下部に落下した熔融炉心が床面に堆積し、格納容器下部に事前に注水されたプール水による冷却を伴いつつ、格納容器下部のコンクリートを加熱する。このとき、コンクリート温度の上昇により熱分解が起こり、水蒸気と二酸化炭素が発生する。発生した水蒸気、二酸化炭素と熔融炉心内の未酸化金属成分が反応して水素や一酸化炭素の非凝縮性ガスが発生する。さらに、コンクリート熔融温度に到達するとコンクリート侵食が起こる。したがって、コンクリートの分解及び非凝縮性ガスの発生は、熔融炉心・コンクリート相互作用の評価指標であるコンクリート侵食量に対して、重要度が高いと考えられる。また、非凝縮性ガスの発生により、格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度並びに水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対する影響があり、重要度が中程度であると考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対する影響はない。</p> <p>(55) 熔融炉心の再臨界 [原子炉格納容器(炉心損傷後)]</p> <p>評価する具体的な事故シーケンスでは、原子炉圧力容器の破損によって、下部プレナムに蓄積していた熔融炉心が格納容器下部に放出される可能性があるが、この時、熔融燃料は炉心形状を維持しておらず、落下時において、制御棒等の中性子吸収材も熔融炉心内に取り込んでいられることから、熔融炉心の再臨界は発生しないと考えられる。したがって、熔融炉心の再臨界は格納容器破損防止における各評価指標への影響はない。</p> <p>(56) 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>評価する具体的な事故シーケンスでは、燃料被覆管破損や炉心熔融が発生すると、核分裂生成物（FP）が原子炉圧力容器内に放出される。放出されたFPは、原子炉圧力容器内の気相や液相の流れに伴って輸送され、LOCA破断口や逃がし安全弁を経由して原子炉格納容器内に移動し、各物理領域において熱源となる崩壊熱分布に影響する。したがって、原子炉格納容器内FP挙動は、格納容器過圧・過温破損の評価指標である原子炉格納容器圧力及び温度に対して、重要度が中程度であると考えられる。また、ウェットウェルに放出された一部のFPによる水の放射線分解に伴って水素ガス及び酸素ガスが発生し、ウェットウェル空間部の非凝縮性ガスの濃度分布に影響を与えるため、水素燃焼の評価指標である酸素濃度に対して、重要度が中程度であると考えられる。熔融炉心・コンクリート相互作用における評価指標であるコンクリート侵食量については、熔融炉心の持つ崩壊熱に影響があるものの、評価指標への影響は小さく、重要度が低いと考えられる。格納容器破損防止におけるその他の評価指標に対する影響はない。</p>	<p>(8) コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生</p> <div data-bbox="1131 231 1960 574" style="border: 2px solid black; height: 215px; width: 100%;"></div> <p>(9) 原子炉格納容器内FP挙動</p> <div data-bbox="1131 981 1960 1013" style="border: 2px solid black; height: 20px; width: 100%;"></div> <div data-bbox="1384 1372 1937 1420" 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>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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 (炉心損傷防止) (1/3)

分類	物理現象	炉心損傷防止						
		高圧・低圧注水機 能喪失	高圧注水・減圧機 能喪失	全交流動力電源喪失	崩壊熱除去機能喪失			
炉心	評価指標	核分裂出力	L	L	L	L	LOCA時注水機 能喪失	
		出力分布変化	L	L	L	L	L	原子炉格納容器圧 力及び温度
		反応度フィードバック効果	L	L	L	L	L	原子炉格納容器圧 力及び温度
		制御棒反応度効果	L	L	L	L	L	原子炉格納容器圧 力及び温度
		崩壊熱	H	H	H	H	H	原子炉格納容器圧 力及び温度
		三次元効果	I	I	I	I	I	原子炉格納容器圧 力及び温度
		燃料棒内温度変化	L	L	L	L	L	原子炉格納容器圧 力及び温度
		燃料棒表面熱伝達	L	L	L	L	L	原子炉格納容器圧 力及び温度
		沸騰遷移	L	L	L	L	L	原子炉格納容器圧 力及び温度
		燃料被覆管酸化	L	L	L	L	L	原子炉格納容器圧 力及び温度
		燃料被覆管変形	L	L	L	L	L	原子炉格納容器圧 力及び温度
		三次元効果	L	L	L	L	L	原子炉格納容器圧 力及び温度
		沸騰・ボイド率変化	L	L	L	L	L	原子炉格納容器圧 力及び温度
		気液分離 (水位変化)・対向流	L	L	L	L	L	原子炉格納容器圧 力及び温度
		気液熱非平衡	L	L	L	L	L	原子炉格納容器圧 力及び温度
		圧力損失	L	L	L	L	L	原子炉格納容器圧 力及び温度
		三次元効果	L	L	L	L	L	原子炉格納容器圧 力及び温度

表 2.3-1 有効性評価の物理現象のランク (1/4)

分類・物理現象	評価指標	炉心損傷防止				格納容器破損防止							
		原子炉格納ECC再循環 容器的除熱機能喪失	原子炉格納燃料被覆管 温度	格納容器過高温破損 圧・過温破損	格納容器溶融燃料-水素燃焼 放出/格納冷却材相互 容器雰囲気作用	格納容器溶融燃料-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				
炉心	評価指標	核分裂出力	L	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I
		反応度掃選効果	L	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I
		制御棒効果	L	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I
		崩壊熱	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H
		燃料棒内温度変化	L	L	H	H	H	H	H	H	H	H	H
		燃料棒表面熱伝達	L	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H
		燃料被覆管酸化	L	M	H	H	H	H	H	H	H	H	H
		燃料被覆管変形	I	L	H	H	H	H	H	H	H	H	H
		沸騰・ボイド率変化	L	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H
		気液分離 (炉心水位)・対向流	L	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H
		気液熱非平衡	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L
		圧力損失	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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) (2/3)

分類	物理現象	炉心損傷防止					
		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	LOCA時注水機 能喪失 原子炉格納容器圧 力及び温度	
(逃がし安全系含む) 原子炉圧力容器	(18) 冷却材流量変化	L	L	L	L	L	
	(19) 冷却材放出 (臨界流・差圧流)	L	L	L	L	L	
	(20) 沸騰・凝縮・ボイド率変化	L	L	L	L	L	
	(21) 気液分離・対向流	L	L	L	L	L	
	(22) 気液熱非平衡	I	I	I	I	I	
	(23) 圧力損失	L	L	L	L	L	
	(24) 構造材との熱伝達	L	L	L	L	L	
(25) ECCS注水 (給水系・付帯注水設備含む)	M	M	M	M	M		
(26) ほう酸水の拡散	I	I	I	I	I		
(27) 三次元効果	L	L	L	L	L		

表 2.3-1 有効性評価の物理現象のランク (2/4)

分類・物理現象	炉心損傷防止					
	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 高圧・過温破損 放出/格納 容器雰囲気 直接加熱	格納容器破損防止 格納容器融燃料-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
冷却材流量変化 (強制循環時)	I	I	L	L	L	L
冷却材流量変化 (自然循環時)	L	I	L	L	L	L
冷却材放出 (臨界流・差圧流)	L	L	L	L	L	L
沸騰・凝縮・ボイド率変化	L	L	L	L	L	L
気液分離・対向流	L	H	L	L	L	L
気液熱非平衡	L	L	L	L	L	L
圧力損失	L	L	L	L	L	L
構造材との熱伝達	L	L	H(注)/L(注)	L	L	L
ECCS強制注入	L	H	I	I	I	I
ECCS蓄圧タンク注入	L	L	M(注)/L(注)	L	L	L
気液熱非平衡	I	I	L(注)/I(注)	I	I	I
水位変化	L	I	L	L	L	L
冷却材放出 (臨界流・差圧流)	I	I	H(注)/I(注)	I	I	I

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 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	全交流動電力電源喪失 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) 放射線水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		溶融炉心・コンクリート相互作用 コンクリート侵食量
	原子炉格納ECCS再循環 容器の除熱機能喪失 原子炉格納燃料被覆管 温度 容器圧力	高圧溶融物溶融燃料-水素燃焼 放出/格納冷却材相互 容器雰囲気作用 直接加熱 1次冷却材 容器圧力・温度	格納容器過 圧・過温破損 原子炉格納 容器圧力・温度	格納容器破損防止 燃料-水素燃焼 原子炉格納 容器圧力	
1次側・2次側の熱伝達	L	L	H ^(E) /L ^(E)	L	L
蒸気発生器 冷却材放出（臨界流・差圧流）	I	I	M ^(E) /I ^(E)	I	I
2次側水位変化・ドライアウト	I	I	H ^(E) /I ^(E)	I	I
2次側給水（主給水・補助給水）	L	L	I ^(E) /L ^(E)	L	L
区画間・区画内の流動（蒸気、非凝縮性ガス）	L※	I	H	I	I
区画間・区画内の流動（液体）	L※	L※	L	M	M
原子炉格納容器 気液界面の熱伝達	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
スプレイ冷却	I	I	L	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高井	H	I	L	L	L
放射線水分解等による水素発生	I	I	I	I	I
水素濃度変化	I	I	M	L	H
水素処理	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

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）（1/5）

		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				格納容器破損防止	格納容器破損防止	格納容器破損防止	格納容器破損防止	格納容器破損防止	
		格納容器過圧・過温破損	原子炉格納容器圧力及び温度	高圧溶融物射出/格納容器蒸気直接加熱	溶融燃料-冷却材相互作用						溶融燃料-冷却材相互作用
炉心	核	(1) 核分裂出力	I	I	I	I	I	I	I	I	I
		(2) 出力分布変化	I	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	I
	燃料	(4) 制御棒反応度効果	I	I	I	I	I	I	I	I	I
		(5) 崩壊熱	H	H	H	H	H	H	H	H	H
		(6) 三次元効果	I	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	H
	熱流動	(8) 燃料棒表面熱伝達	H	H	H	H	H	H	H	H	H
		(9) 沸騰遷移	I	I	I	I	I	I	I	I	I
		(10) 燃料被覆管酸化	H	H	H	H	H	H	H	H	H
		(11) 燃料被覆管変形	H	H	H	H	H	H	H	H	H
		(12) 三次元効果	I	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	H
		(14) 気液分離（水位変化）・対向流	H	H	H	H	H	H	H	H	H
	(15) 気液熱非平衡	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L
	(16) 圧力損失	L	L	L	L	L	L	L	L	L	L
	(17) 三次元効果	I	I	I	I	I	I	I	I	I	I

※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） (2/5)

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	相違理由
			格納容器過圧・過温破損	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	水素燃焼		
(選示し安全非含む) 原子炉圧力容器	(18) 冷却材流量変化		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	溶融炉心・コンクリート相互作用	
	(19) 冷却材放出 (臨界流・差圧流)		L	L	L	L	L	
	(20) 沸騰・凝縮・ボイド率変化		L	M	L	L	L	
	(21) 気液分離・対向流		L	L	L	L	L	
	(22) 気液熱非平衡		L	L	L	L	L	
	(23) 圧力損失		L	L	L	L	L	
	(24) 構造材との熱伝達		L	L	L	L	L	
	(25) ECCS注水 (能率系・代注水設備含む)		M	I	I	M	H	
	(26) ほう酸水の拡散		I	I	I	I	I	
(27) 三次元効果		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
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	評価事象	格納容器破損防止		
	評価指標	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
原子炉格納容器	物理現象	(28) 冷却材放出	L	L
		(29) 格納容器各種域間の流動	H	H
		(30) サプレッション・プール冷却	H	I
		(31) 気液界面の熱伝達	M	L
		(32) 構造材との熱伝達及び内部熱伝導	M	L
		(33) スプレイ冷却	H	I
		(34) 放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	M	L
	(35) 格納容器ベント	H	I	
		水素燃焼 酸素濃度	溶融炉心・コンクリート相互作用 コンクリート侵食量	
※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）（4/5）

		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					格納容器破損防止	格納容器破損防止	格納容器破損防止	格納容器破損防止	格納容器破損防止	格納容器破損防止	相違理由
		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 （炉心損傷後） （逃がし安全弁なし）	(36) リロケーション	H	H	H	H	H	H	H	H	H	H	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
	(37) 原子炉圧力容器内FCI（溶融炉心凝結化）	L	L	M	M	L	L	L	L	L	L	L	
	(38) 原子炉圧力容器内FCI（ゾウリ炉心熱伝達）	L	L	M	M	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	M	H	H	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素ガス・酸素ガスの発生	M	M	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	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 原子炉心 格納容器 格納容器後	評価事象 物理現象 評価指標	格納容器破損防止 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 水素燃焼 溶融炉心・コンクリート相互作用 コンクリート侵食量			
		(45) 原子炉圧力容器破損後の高圧溶融炉心放出	-	-	-
		(46) 格納容器雰囲気直接加熱	-	-	-
		(47) 格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり	L	I	I
		(48) 内部構造物の溶融、破損	I	I	L
		(49) 原子炉圧力容器外FCI(溶融炉心捕知)	M	I	H
		(50) 原子炉圧力容器外FCI(ゾブリ粒子輸送)	M	I	H
		(51) 格納容器直接接触	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
		(53) 溶融炉心とコンクリートの伝熱	M	I	H
		(54) コアークラフト分解及び非凝縮性ガス発生	M	I	M
		(55) 溶融炉心の再臨界	I	I	I
		(56) 原子炉格納容器内FPP挙動	M	I	M
「-」：現象の発生防止を評価しており、現象モデルとしては考慮していないため、ランクの分類の対象としない。					
				※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 & 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あり、実機規模での現象が必ずしも解明しきれてい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、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あり、実機規模での現象が、必ずしも解明しきれてい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
3.2 重要現象に対する解析モデル		3.2 重要現象に対する解析モデル		
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。		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。		
表3.2-1 重要現象に対する解析モデル (1/2)		表3.2-1 重要現象に対する解析モデル (1/2)		
分類	重要現象	重要現象	解析モデル	
炉心（核）	崩壊熱	崩壊熱	炉心モデル（原子炉出力及び崩壊熱）(3.3.2(2)) FP挙動モデル（FP移動に伴う崩壊熱）(3.3.6(3))	
	燃料棒内温度変化	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))	
炉心（燃料）	燃料棒表面熱伝達	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	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))	
炉心（熱流動）	燃料被覆管変形	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))	
	沸騰・ポイド率変化	沸騰・ポイド率変化	安全系モデル（非常用炉心冷却系）(3.3.5(1)) 安全系モデル（代替注水設備）(3.3.5(4))	
原子炉圧力容器（壊がし安全を含む）	気液分離（水位変化）・対向流	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))	
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	ECCS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	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))	
原子炉格納容器	気液界面の熱伝達	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	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	安全系モデル（格納容器スプレイ）(3.3.5(2)) 安全系モデル（代替注水設備）(3.3.5(4))	
原子炉格納容器	スプレイ冷却	スプレイ冷却	格納容器モデル（水蒸ガス発生）(3.3.4(3))	
	放射線水分解等による水蒸ガス・酸蒸ガス発生	放射線水分解等による水蒸ガス・酸蒸ガス発生	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))	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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 (下部ブレナムでの溶融炉心の挙動) (3.3.6(3))			
	構造材との熱伝達				
	下部ブ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))			
原子炉格納容器 (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))			
	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 (下部ブ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)				
	下部ブ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))			
原子炉容器 (炉心損傷後)	原子炉容器破損、溶融	FP 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	FP 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

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

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 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$(\dot{M}_i)_j$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$(W_{in})_j$は物質<i>j</i>の対象領域<i>i</i>への流入量、$(W_{out})_j$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$(\dot{U}_i)_j$は、各物質の入出熱の合計であり、</p> $(\dot{U}_i)_j = (W_{in}h_{in})_j - (W_{out}h_{out})_j \pm \left(\begin{array}{c} \text{相変化} \\ \text{割合} \end{array} \times \text{潜熱} \right)_j \pm \left(\begin{array}{c} \text{化学} \\ \text{反応熱} \end{array} \right)_j - \left(\begin{array}{c} \text{機器・壁への} \\ \text{熱伝達} \end{array} \right)_j \pm \left(\begin{array}{c} \text{物質間} \\ \text{熱伝達} \end{array} \right)_j + (\text{崩壊熱})_j \quad (3.3.1-2)$	<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$(\dot{M}_i)_j$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$(W_{in})_j$は対象領域<i>i</i>の物質<i>j</i>の流入量、$(W_{out})_j$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\dot{U}_iは、各物質の入出熱の合計であり、</p> $\dot{U}_i = \sum_j ((W_{in})_j \cdot (h_{in})_j) - \sum_j ((W_{out})_j \cdot (h_{out})_j) \pm \sum_j \left(\begin{array}{c} \text{相変化} \\ \text{割合} \end{array} \times \text{潜熱} \right)_j + \sum_j \left(\begin{array}{c} \text{化学} \\ \text{反応熱} \end{array} \right)_j - \sum_j \left(\begin{array}{c} \text{機器・壁への} \\ \text{熱伝達} \end{array} \right)_j \pm \sum_j \left(\begin{array}{c} \text{物質間} \\ \text{熱伝達} \end{array} \right)_j + \sum_j \left(\begin{array}{c} \text{ヒータ出力} \\ \cdot \text{崩壊熱} \end{array} \right)_j$	

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。$(h_m)_j$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、$(h_i)_j$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W_j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、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。$(h_i)_j$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、W_jはジャンクション流量、K_jは流路の抵抗係数、Δz_iはノード高さ、ρ_iはノード密度、g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W_j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、構造材としては、燃料（FP組成含む）、燃料被覆管、制御棒及び構造材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 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 、高さ方向に 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/ANS5.1-1979^[1]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<T<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																													
$\dot{x} = \frac{3330}{2\rho_{Zr}^2 x} e^{-1.9046 \times 10^5 / RT} \quad T > 1875K \quad (3.3.2-1)$ $\dot{x} = \frac{294}{2\rho_{Zr}^2 x} e^{-1.671 \times 10^5 / RT} \quad T \leq 1850K \quad (3.3.2-2)$ <p>ここで、T[K]は燃料被覆管温度、x[m]は酸化厚さ、ρ_{Zr}[kg/m³]はジルコニウムの密度、R[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>		$\dot{x} = \frac{294}{2\rho_{Zr}^2 x} e^{-\frac{1.654 \times 10^6}{RT}} \quad T \leq 1850K$ $\dot{x} = \frac{3330}{2\rho_{Zr}^2 x} e^{-\frac{1.884 \times 10^6}{RT}} \quad T > 1875K$ <p>ここで、T[K]は燃料被覆管温度、x[m]は酸化厚さ、ρ_{Zr}[kg/m³]はジルコニウム密度、R[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>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>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 rowspan="2">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>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		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Jのガス流量$W_{st}(J)$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、$F_A(J)$はチャンネルJの面積割合、$F_{PR}(J)$はチャンネルJの径方向ピーキング、$W_{st,CORE}$は一つ前のタイムステップでの炉心領域の蒸発量、$W_{st,LP}$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Jの二相水位$x_{2\phi}(J)$（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>		※炉型の相違																													

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
$x_{2\phi}(J) = \left[M_{w,sub} v_{w,ps} + \frac{M_{w,sup} v_{w,sup}}{1 - \alpha(J)} \right] / A_f + (Z_{cpl} - Z_{bv}) \quad (3.3.2-4)$ <p>ここで、$M_{w,sub}$ はサブクール領域の水の全質量、$v_{w,ps}$ は炉心部の水の平均比容積、$M_{w,sup}$ は沸騰領域の水の全質量、$v_{w,sup}$ は沸騰領域の水の比容積、A_f はチャンネル内部全流路面積、Z_{cpl} は炉心支持板高さ、Z_{bv} はベッセル底部高さであり、平均ボイド率$\alpha(J)$ 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、C_0 は比例定数、φ は気相の見かけ流速とドリフト速度U_∞の比であり、U_∞ 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、σ は液相の表面張力、g は重力加速度、ρ_l は液相密度、ρ_g 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。αは平均ボイド率、C_0は集中定数、φ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U_∞で除したものであり、U_∞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、σは液相の表面張力、gは重力加速度、ρ_lは液相密度、ρ_gは気相密度である^[2]。</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>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>水位z_w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、V_wは水の体積、R_xは下部プレナムの半径である。</p> <p>水位z_w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、z_{cyl}は原子炉容器胴部下端高さ、M_{cr}は炉心の水の質量、v_{wcr}は炉心の水の比体積、A_{lower}は炉心下端の流路面積、α_{lp}は下部プレナムの平均ボイド率である。</p> <p>水位z_w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、z_{crl}は炉心下端高さ、M_{cr}は炉心の水の質量、M_{lpl}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、v_{wcr}は炉心の水の比体積、A_{cr}は炉心の流路面積である。</p> <p>水位z_w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、z_{crsub}は炉心のサブクール領域の高さ、M_{cr}は炉心の水の質量、M_{sub}は炉心のサブクール領域の水の質量、v_{wcr}は炉心の水の比体積、A_{cr}は炉心の流路面積、α_{cr}は炉心の平均ボイド率である。</p> <p>水位z_w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、z_{cru}は炉心上端高さ、M_{cr}は炉心の水の質量、M_{crl}は炉心を冠水させる水の質量、v_{wcr}は炉心の水の比体積、A_{up}は上部プレナムの流路面積、α_{acr}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、FP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 j の流量 W_j 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、K_j は流路の抵抗係数、Δz_i はノード高さ、ρ_i はノード密度、g 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 W_j 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、気体と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^[2]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^[3]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^[4]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^[5]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^{[4], [5]}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²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><u>※出典：NUREG/CR-2671 MXC-301</u></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、各区画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、区画内部の金属機器等を模擬し、区画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画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画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（下部ドライウエル、ペダスタル）、ドライウエル、ベント管、ウェットウエルに分割される。</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エル区画に存在し、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、破断流はドライウエルに放出される。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、区画内の代表する状態量を1点で模擬し、区画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、Kはジャンクションの流動抵抗、Wはジャンクションの流量、Pはノード圧力、ρはノード内の気相密度、nは流動状態に依存した乗数であり、ZとL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、区画の境界に存在する原子炉格納容器壁及び床については、両区画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、上部区画、下部区画、アニューラ区画、原子炉下部キャピティ区画及び圧力ヘッド室区画（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。</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）は原子炉下部キャピティ区画に存在し、その他の1次冷却材配管等は下部区画に存在する。なお、頂部ヘッドは上部区画、加圧器逃がしタンクはアニューラ区画に存在する。低温側配管破断では、破断流は下部区画に放出される。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ピティ区画に放出される。</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、区画内の代表する状態量を1点で模擬し、区画間の流動を解析するランダムモデルである。</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、K_jはジャンクションの抵抗係数、Wはジャンクションの流量、Pはノード圧力、ρはノード密度、Zはジャンクションの接続位置、L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・チェンバに押し出され、気体中の蒸気はサブプレッション・チェンバ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・チェンバ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・チェンバへと流出する。</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ト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。ランプト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、格納容器再循環サ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"> ・ 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) ・ 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) <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ユ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、アンユラ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"> ・ 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) ・ 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) <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"> ・ 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 <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、有効性評価では高压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、有効性評価では高压溶融物放出（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 B₄ の共晶反応が考慮される。まず、制御棒中の B₄C 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UO₂の他に炉内構成物 (Zr, ZrO₂, 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UO₂の他に炉内の構成物 (Zr, ZrO₂, 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>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。以下に炉心ノードのタイプ間の遷移について整理する。</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>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、</p> <p></p> <p></p> <p>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 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100μm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^[6]。</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100μm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^[6]。</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、溶融炉心を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ブ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ブ破損</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、いわゆるクリーブ破損を模擬している。MAAPでは、このクリーブ現象を、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容融物保持（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ブ破損</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、いわゆるクリーブ破損を模擬している。MAAPコードでは、このクリーブ現象を、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ブ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^[7]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"> ・溶融炉心と冷却水の相互作用（FCI） ・溶融炉心とコンクリートの相互作用（MCCI） <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ト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^[7]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"> ・溶融炉心-冷却材の相互作用（FCI） ・溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI） <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ト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) 溶融炉心と冷却水の相互作用モデル</p> <p>溶融炉心が原子炉圧力容器下部プレナムあるいは、格納容器下部へ溶融物のジェットとして落下した時、溶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、m_{ent}はエントレインメント速度、E_0はエントレインメント係数、u_{jet}はジェット速度、ρ_wは静止側（格納容器下部）の流体密度、ρ_{jet}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E_0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u_{jet}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）と溶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) 溶融炉心と冷却材の相互作用モデル</p> <p>溶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溶融物のジェットとして落下した時、溶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、m_{ent}はエントレインメント速度、E_0はエントレインメント係数、u_{jet}はジェット速度、ρ_wは静止側（原子炉下部キャビティ）の流体密度、ρ_{jet}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E_0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u_{jet}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）と溶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</p> <p>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"> 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 平坦な熔融プールを仮定(図3.3-13) 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 内部の熔融プールの温度は1点で模擬 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) 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) 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 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 <p>② 熔融プール伝熱モデル</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 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 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 <p>③ コンクリート侵食モデル</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 コンクリート内部の温度分布を考慮 <p>ア) 熔融プールモデル</p> <p>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</p> <p>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"> 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 熔融プールは図3.3-16に示すように平板を仮定 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 内部の熔融プールの温度は1点で模擬 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) 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) 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 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 <p>② 熔融プール伝熱モデル</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 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 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 <p>③ コンクリート侵食モデル</p> <ul style="list-style-type: none"> 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 コンクリート内部の温度分布を考慮 <p>ア) 熔融プールモデル</p> <p>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溶融プールに達するが、MAAPのモデルでは、溶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溶融プールは、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。溶融プールの状態は、その温度に応じて、液相と固相の割合が計算され、液相は内部の溶融プール、固相は外側のクラストとして取り扱っている。溶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T_Lと固化温度T_Sは、各物質の物性値及び混合割合から計算される。溶融炉心温度が液化温度T_Lよりも高い場合は全て液体となり、固化温度T_S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、溶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、（酸化ウランウム、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、溶融プールのクラスト量の変化は、溶融プール温度（及び組成）により計算されるが、言い換えれば、溶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の溶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、水張りによって溶融炉心の拡がり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、床全面に溶融物が拡がること示されており^[8]、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、水張りをしていても溶融炉心は、床全面に拡がる可能性が高いと考えられる。これは、溶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、溶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、溶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) 溶融プール伝熱モデル</p> <p>溶融炉心は、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、溶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溶融プールに達するが、MAAPコードのモデルでは、溶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溶融プールは、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。溶融プールの状態は、その温度に応じて、液相と固相の割合が計算され、液相は内部の溶融プール、固相は外側のクラストとして取り扱っている。溶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T_Lと固化温度T_Sは、各物質の物性値及び混合割合から計算される。溶融炉心温度が液化温度T_Lよりも高い場合は全て液体となり、固化温度T_S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、溶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、（酸化ウランウム、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、直ちに溶融プールに浸入すると仮定している。</p> <p>このように、溶融プールのクラスト量の変化は、溶融プール温度（及び組成）により計算されるが、言い換えれば、溶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コードの溶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溶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、溶融物の水中への落下に伴う急冷や再溶融等に伴い、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。これらの挙動は溶融物の過熱状態、水深及び溶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溶融炉心挙動、特に水プール中の溶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) 溶融プールの伝熱モデル</p> <p>溶融炉心は、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。q_{chf} は熱流束、h_{fg} は蒸発潜熱、σ は表面張力、g は重力加速度、ρ_l 及び ρ_g は液体及び蒸気の密度である。ここで、F_{chf} は係数であり、Kutateladze は 0.16 を、Zuber は 0.12~0.16 の範囲、あるいは、$\pi/24$ (=0.131) を与えている。係数 F_{chf} 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/m² であることに基づき $F_{chf} = 0.1$ 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/m² 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。q は熱流束、L は蒸発の潜熱、σ は表面張力、g は重力加速度、ρ_l 及び ρ_V は液体及び蒸気の密度である。ここで、C_K は係数であり、Kutateladze は 0.16 を、Zuber は 0.12~0.16 の範囲、あるいは、$\pi/24$ (=0.131) を与えている。係数 C_K 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/m² であることに基づき $C_K = 0.1$ 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</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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>溶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、コンクリートの融融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）は直ちに溶融プールに混入し、溶融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溶融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、コンクリートと溶融炉心の間にクラックや空隙が形成され、溶融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溶融プールに混入し、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、溶融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イ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I₂（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>溶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、コンクリートの融融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）は直ちに溶融プールに混入し、溶融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 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、原子炉格納容器内に放出される。これらのガスによる溶融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、コンクリートと溶融炉心間にクラックや空隙が形成され、溶融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溶融プールに混入し、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、溶融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、加圧器逃がシタンク内やSGTR時の水中のスクラビングやスプレイ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I₂（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"> ・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。 <p><u>F Pの状態変化・輸送モデル</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 <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"> ・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。 <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"> ・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。 ・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。 ・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。 ・水中のF Pは区画間の水の流れとともに移動する。 ・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。 ・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。 ・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。 <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="313 1356 1030 1404" 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"> ・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。 <p><u>FPの状態変化及び輸送モデル</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 <p><u>FP移動に伴う崩壊熱分配モデル</u></p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 <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"> ・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。 ・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。 ・熔融炉心内に残存するFPは熔融炉心と共に移動する。 ・水中のFPは区画間の水の流れと共に移動する。 ・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。 ・FPの崩壊による発生エネルギーは入力崩壊熱データで考慮する。 ・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。 <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="1601 1380 1915 1444" 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[®]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、格納容器スプレーによるFP除去も模擬しており、スプレー液滴とエアロゾルとの衝突による除去率を衝突効率、スプレーの液滴径、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、CsO₂、TeO₂、Te₂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、格納容器スプレーによるFP除去も模擬しており、スプレー液滴とエアロゾルとの衝突による除去率を、衝突効率、スプレーの液滴径、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、CsO₂、TeO₂、Te₂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I₂（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、pH7 の場合、NUREG-1465^[8]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、RGI.195^[9]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 RGI.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		原子炉出力	
	熱水力モデル（伝熱）	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	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）	1次冷却系モデル	熱水力モデル（流動）	熱水力モデル（伝熱）
	破断流モデル		破断流モデル	
		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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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）	・ノード及び物質ごとに以下を適用 ー 質量保存則 ー エネルギー保存則 ー 流量は圧損、静水頭バランス及び圧力差により計算 ・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 ・気液界面の水のフラッシング、蒸気の凝縮を考慮	蒸気発生器モデル 熱水力モデル（流動） ・ノード及び物質毎に以下を適用 ー 質量保存則 ー エネルギー保存則 ー 流量は圧力損失、静水頭バランスにより計算	
	熱水力モデル（伝熱）	・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 ・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 ・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	熱水力モデル（伝熱） ・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 ・1次側（気液分離） リフラックス冷却を模擬 ・2次側（伝熱管冠水部（液相部）） Jens-Lottes 相関式 ・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	
	水素ガス発生	水素ガス発生源として以下を考慮： ・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）） ・溶融炉心とコンクリートの相互作用	原子炉格納容器モデル 熱水力モデル（流動） ・ノード及び物質毎に以下を適用 ー 質量保存則 ー エネルギー保存則 ー 流量は圧力損失、静水頭バランス及び圧力差により計算 ・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 ・気液界面の水のフラッシング、蒸気の凝縮を考慮	
	格納容器破損モデル	・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	熱水力モデル（伝熱） ・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 ・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 ・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	
	安全系モデル	・非常用炉心冷却系 ・格納容器スプレイ ・逃がし安全弁	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 ・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 ・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	
		水素発生 ・水素発生源： ・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）） ・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）	原子炉格納容器破損モデル ・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	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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"> ・軸方向及び径方向に質量及びエネルギーの移動を考慮 ・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 ・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 ・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 ・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 ・クラストのクリープ破損を考慮 		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"> ・下部プレナムからの溶融炉心の落下速度は、デブリジェット密度、冷却材密度、差圧、重力加速度により計算 ・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 ・水との熱伝達：膜沸騰及び輻射熱伝達 ・成層化したデブリベッドを模擬 ・上部の水による熱除去はHenry-Epstein-Fauske 相関式 ・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 ・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 		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"> ・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い値を超える場合に破損を判定 ・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 ・破損後、溶融炉心からの加熱による破損口拡大を模擬 	加圧器逃がし弁、安全弁		<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・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"> ・軸方向及び径方向に質量及びエネルギーの移動を考慮 ・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 ・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 ・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 ・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 ・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 ・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
				下部プレナムでの溶融炉心挙動	<ul style="list-style-type: none"> ・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、冷却材密度、差圧、重力加速度により計算 ・デブリジェットと水のエントレインを計算 <ul style="list-style-type: none"> ・エントレイン量：Ricou-Spaldingモデル ・水との熱伝達：膜沸騰及び輻射熱伝達 ・成層化した溶融炉心を模擬 ・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 ・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 ・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

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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	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	溶融炉心挙動モデル（つづき）	原子炉容器破損	<ul style="list-style-type: none"> 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 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 破損後、溶融炉心の加熱による破損口拡大を模擬 	
	格納容器雰囲気直接加熱		原子炉容器破損後の 高压溶融炉心放出		<ul style="list-style-type: none"> 高压溶融炉心放出を防止が評価目的であり、高压溶融炉心放出及びそれに引き続き発生する格納容器雰囲気直接加熱についてはモデル上考慮しない。
	格納容器下部での溶融炉心の挙動（落下及び溶融プール）		格納容器雰囲気直接加熱		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動（落下及び溶融プール）
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"> 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 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 	原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動（溶融プールの伝熱）	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉下部キャビティ床での拡がり面積は入力値で設定 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 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 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 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 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 		
		原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動（コンクリート侵食）	<ul style="list-style-type: none"> 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 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 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 		
			<ul style="list-style-type: none"> 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 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。 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 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 		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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"> ・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 ・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 ・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 ・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 		
	F P 挙動モデル	F P 放出	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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 ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う F P 放出を模擬 	
	遷移・輸送	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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 ・ 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 ・ 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 ・ 溶融炉心内に残存する F P は溶融炉心とともに移動 ・ 水中の F P は区画間の水の流れとともに移動 ・ 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 ・ 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 		
	崩壊熱	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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 ・ F P 崩壊による発生エネルギーは崩壊熱データで考慮 	<ul style="list-style-type: none"> ・ FP 放出 ・ 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 ・ 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） ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う FP 放出を模擬 ・ 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 ・ 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 ・ 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 ・ 溶融炉心内に残存する FP は溶融炉心と共に移動 ・ 水中の FP は区画間の水の流れと共に移動 ・ 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 ・ 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 ・ よう素の化学形態として、粒子状よう素のみを考慮 ・ 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 ・ 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 ・ 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 	

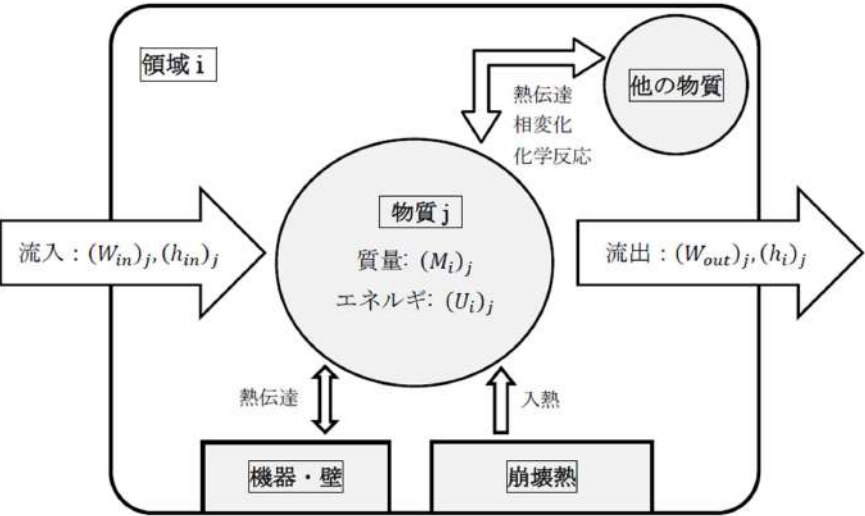
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

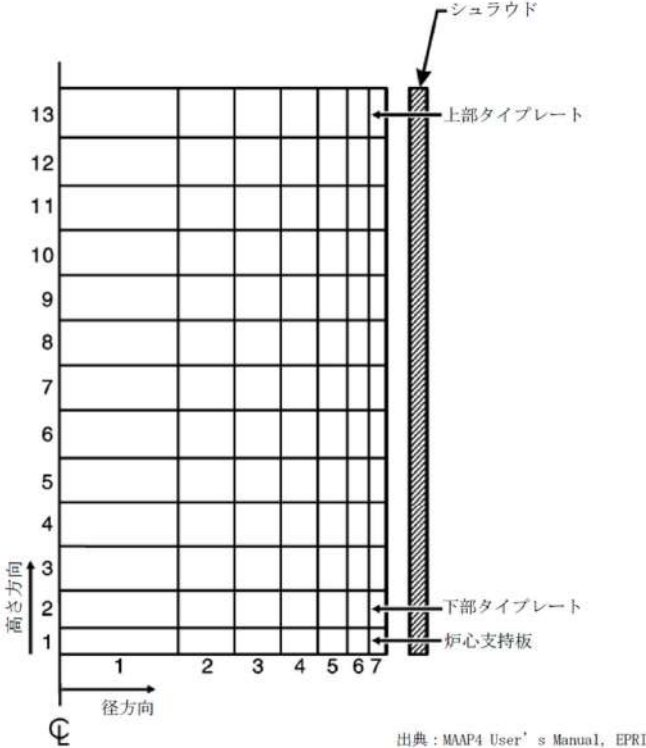
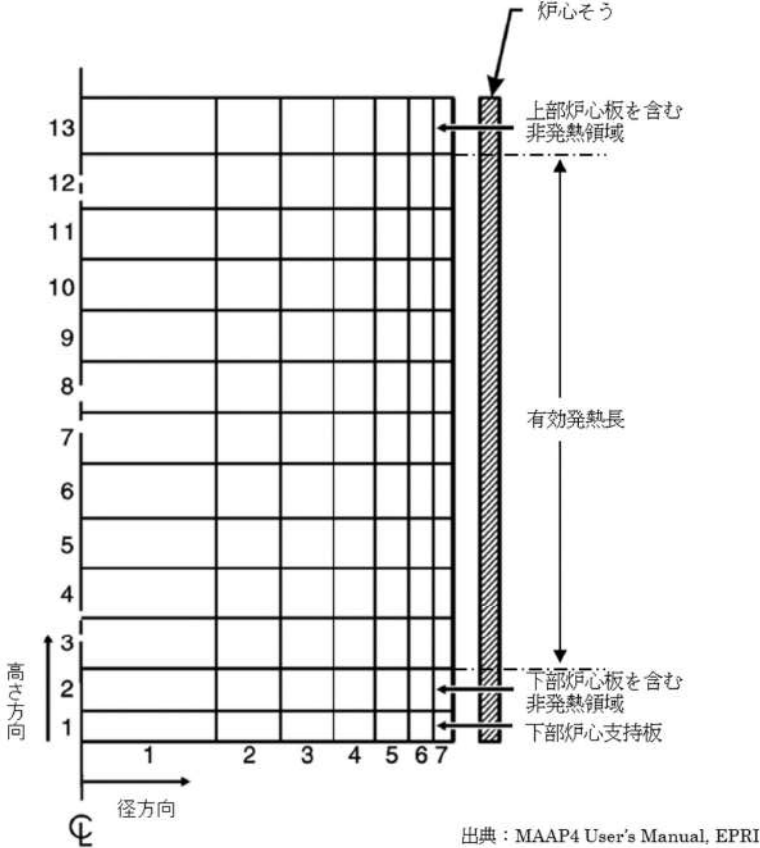
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

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 ₂	酸化テルル (TeO ₂)。炉心内に放出されたテルルは直接 TeO ₂ となると仮定。原子炉圧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 ₂ 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圧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。原子炉圧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 ₂	二酸化モリブデン (MoO ₂)。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 ₂ O ₃	La を表す。La 類の全三二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、原子炉圧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圧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 ₂	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圧力容器内及び原子炉圧力容器外へ放出される。		
11	Te ₂	原子炉圧力容器外に放出された Te のうち酸化しないものは Te ₂ のままとする。		
12	UO ₂	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。これらは原子炉圧力容器外のみで放出され、原子炉格納容器内で二酸化物になるものと仮定。		

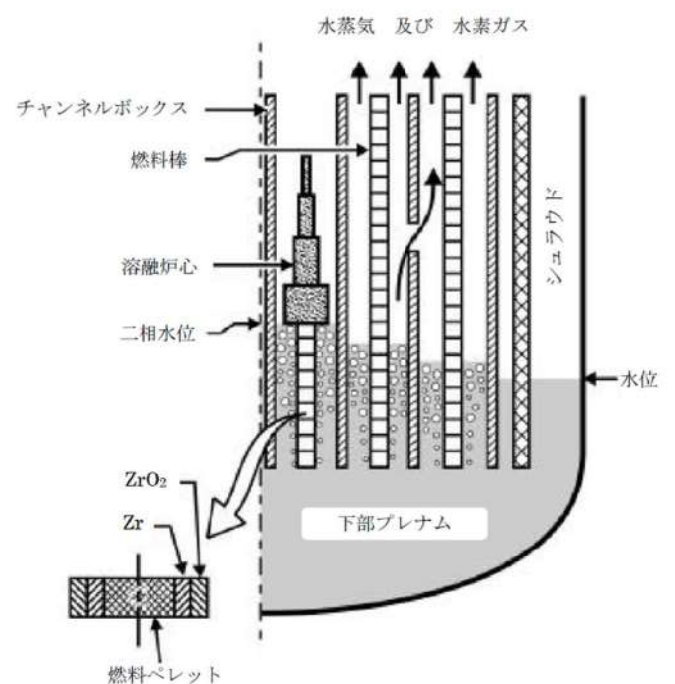
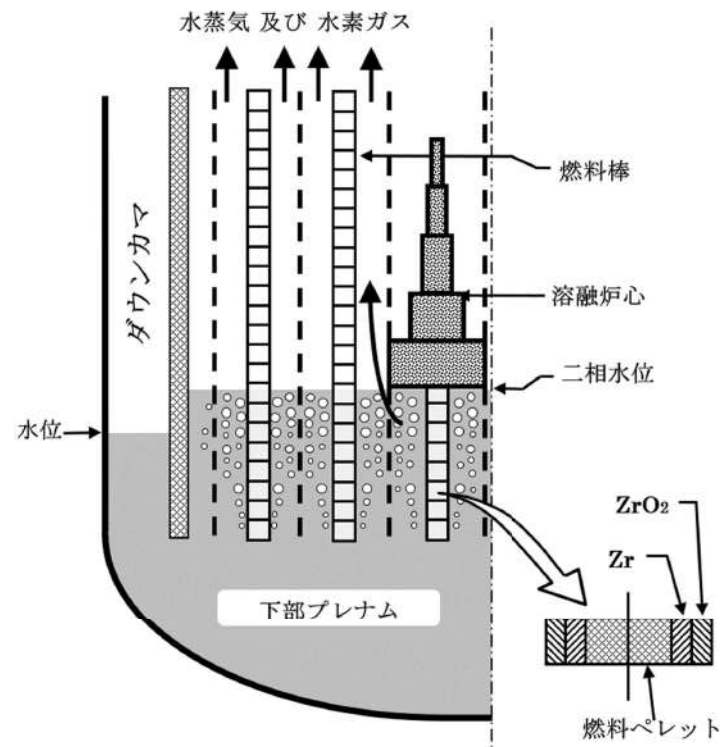
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>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>※泊は「3.3.1 熱水力挙動に関する基礎方程式」にて記載。</p>

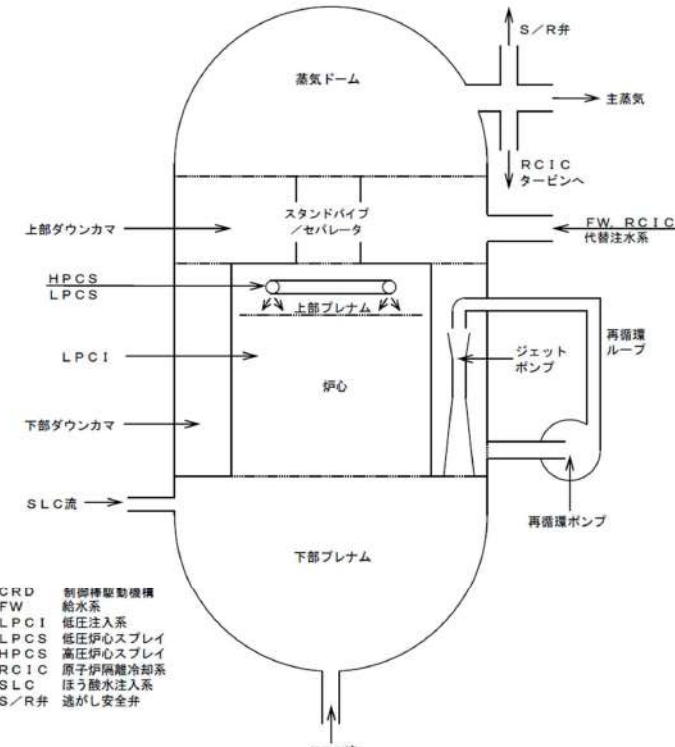
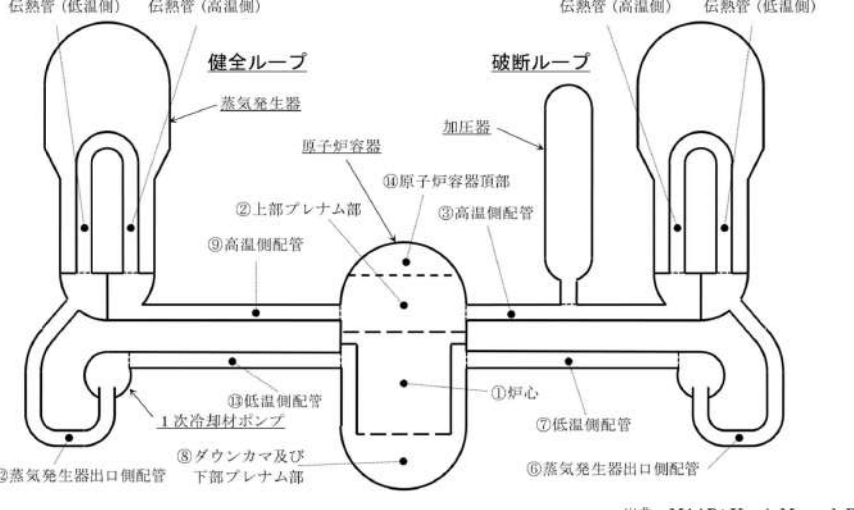
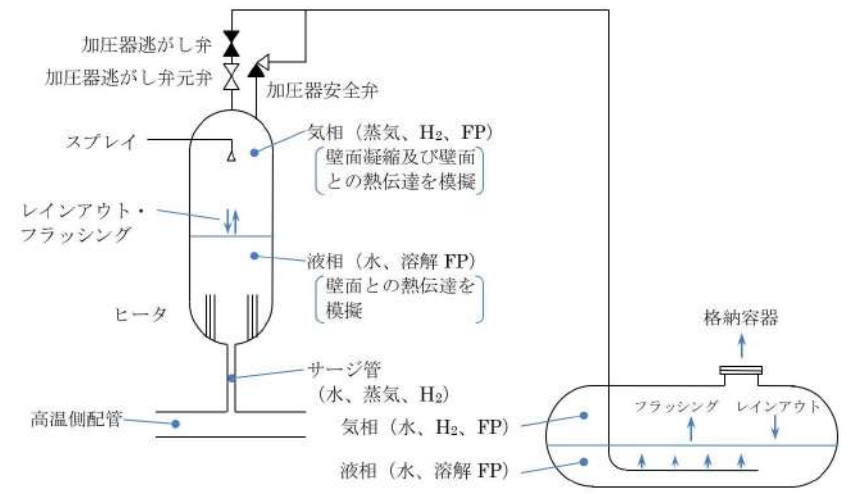
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

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>図 3.3-3 炉心水位モデル</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	 <p>図 3.3-2 炉心水位モデル</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>CRD 制御棒駆動機構 FW 給水系 LPCS 低圧注入系 LPCS 低圧炉心スプレー HPCS 高圧炉心スプレー RCIC 原子炉隔離冷却系 SLC ほう水注入系 S/R井 逃がし安全弁</p>	 <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	
<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>加圧器 加圧器逃がしタンク</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

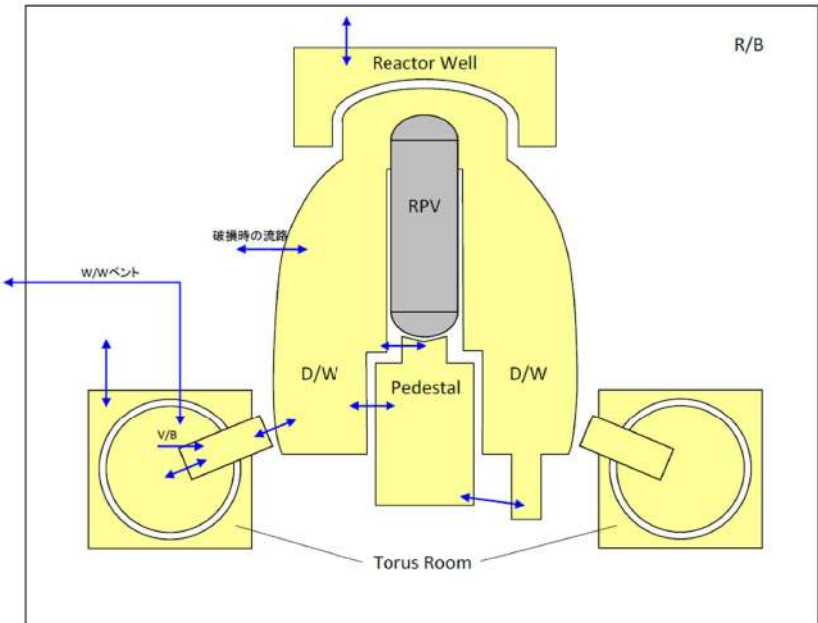
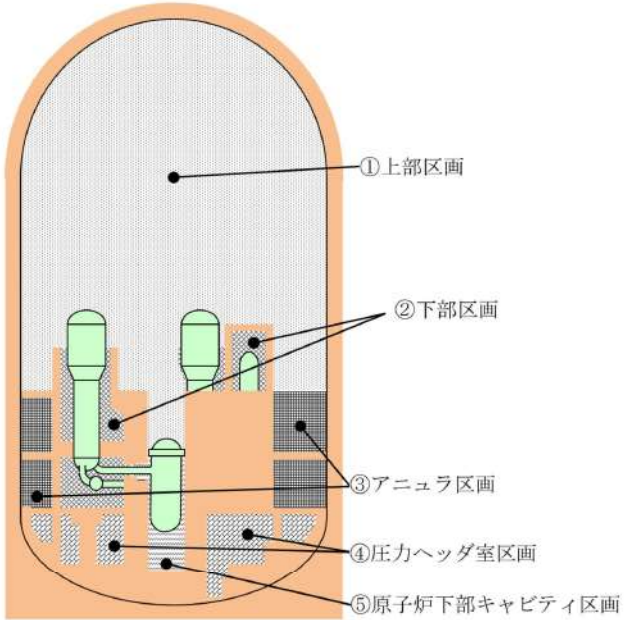
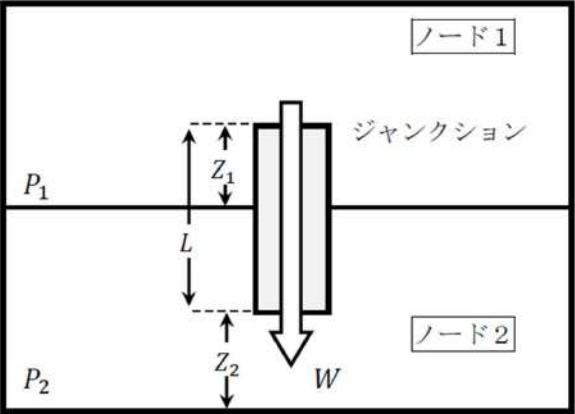
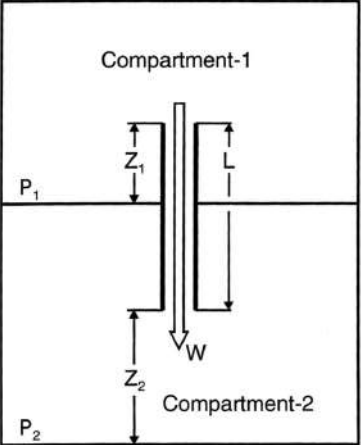
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 3.3-5 MAAP原子炉圧力容器ノード分割図</p>	<p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 3.3-5 MAAPコード ノード分割図 (2次冷却系モデル)</p>	

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>	

図 3.3-6 蒸気発生器の伝熱モデル

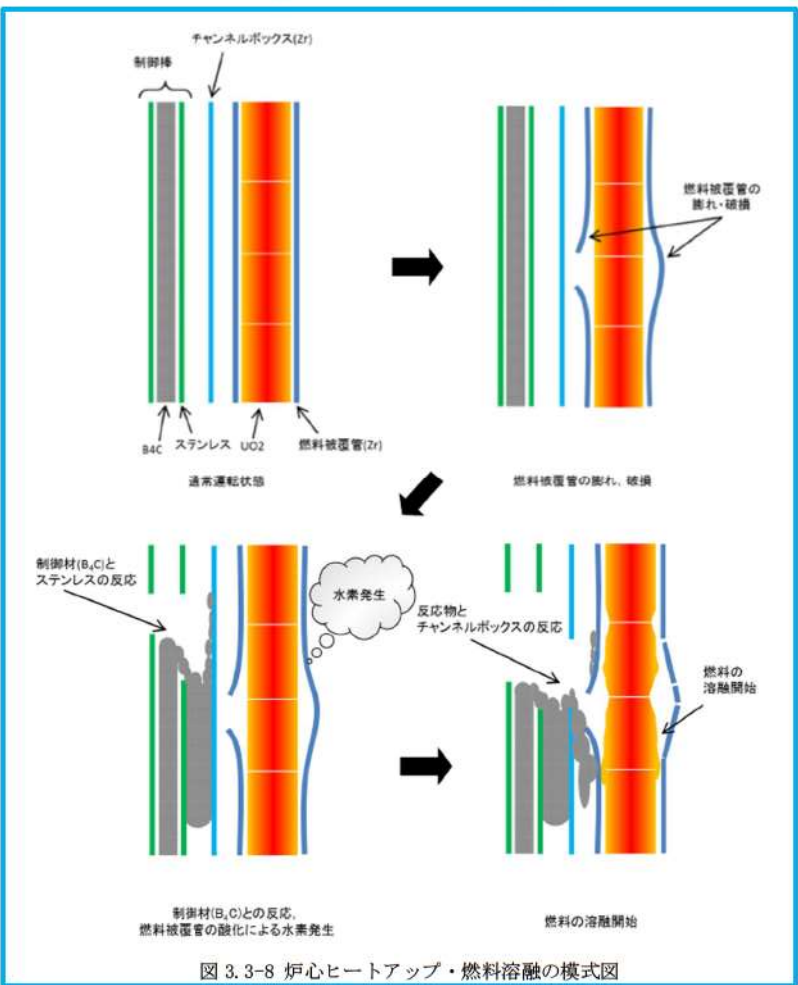
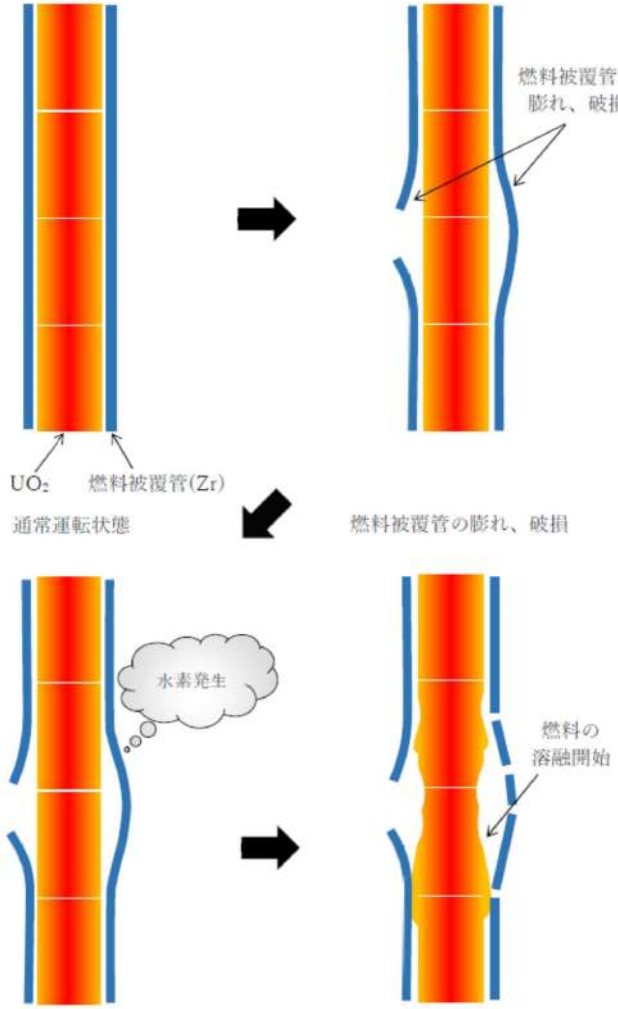
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		
<p>図 3.3-6 MAAP ノード分割図 (格納容器モデル：Mark-I 改の例)</p>	<p>図 3.3-7 MAAP 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>	

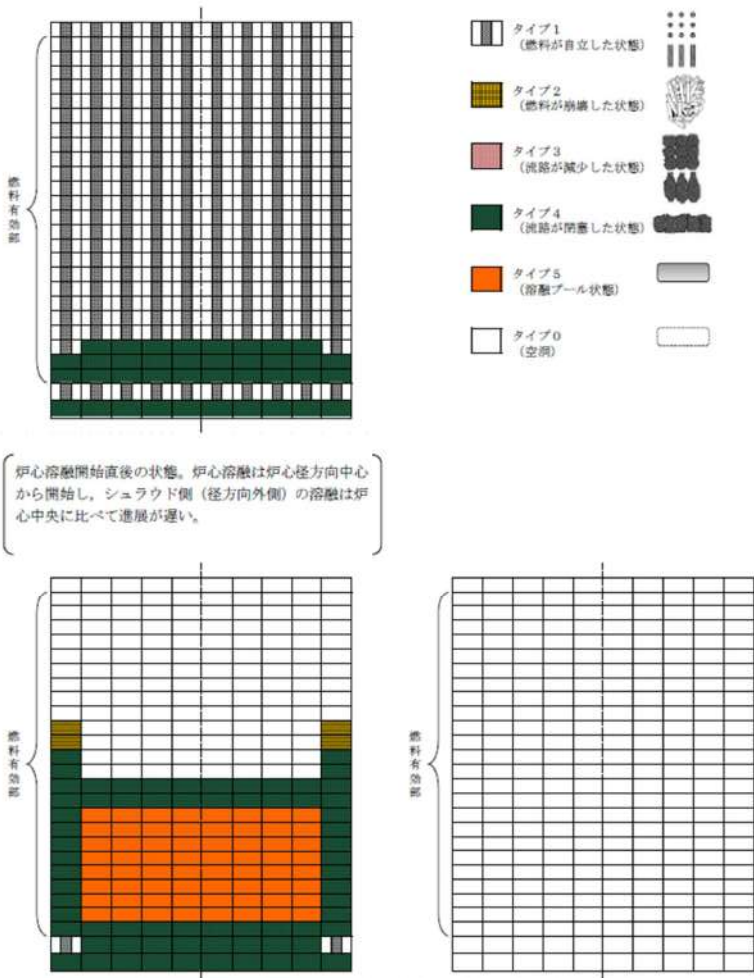
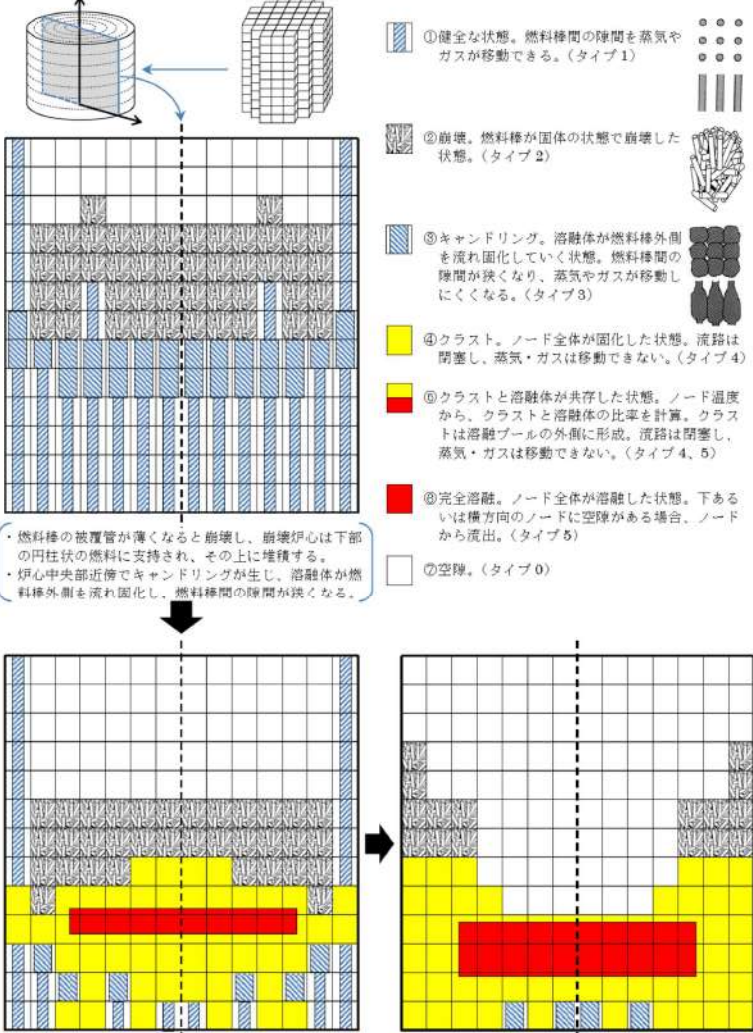
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

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>	<p>相違理由</p>

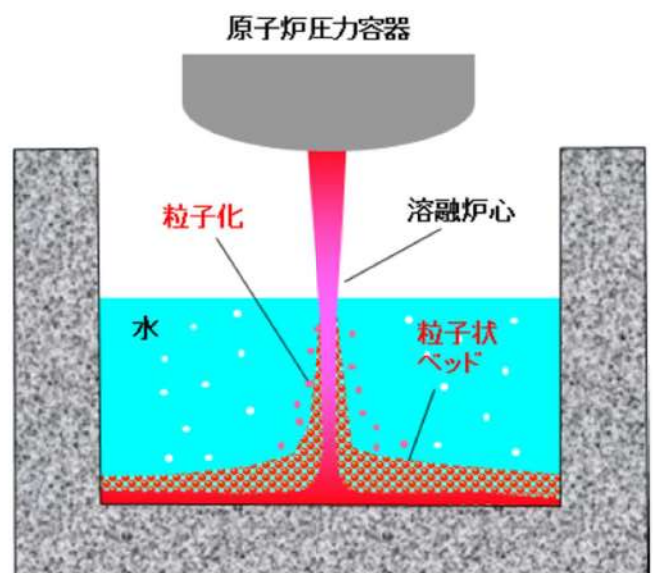
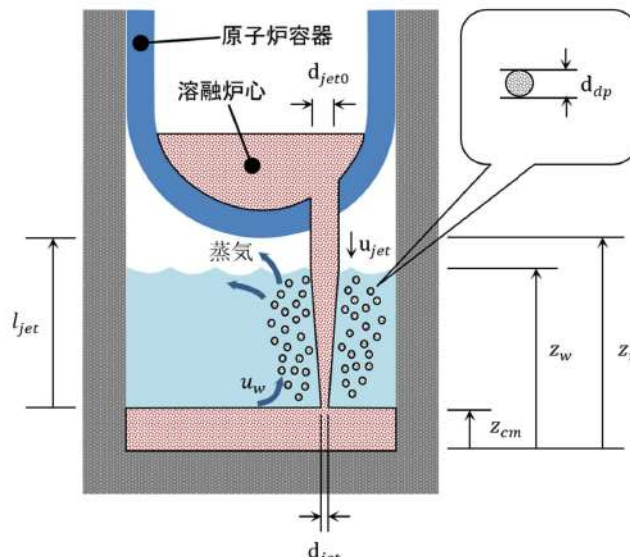
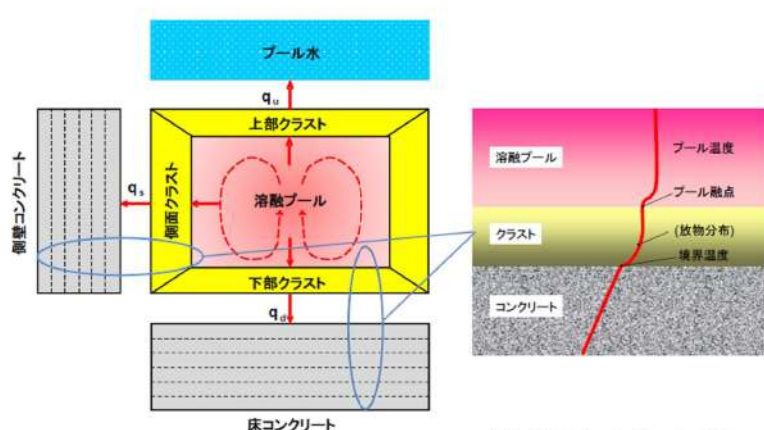
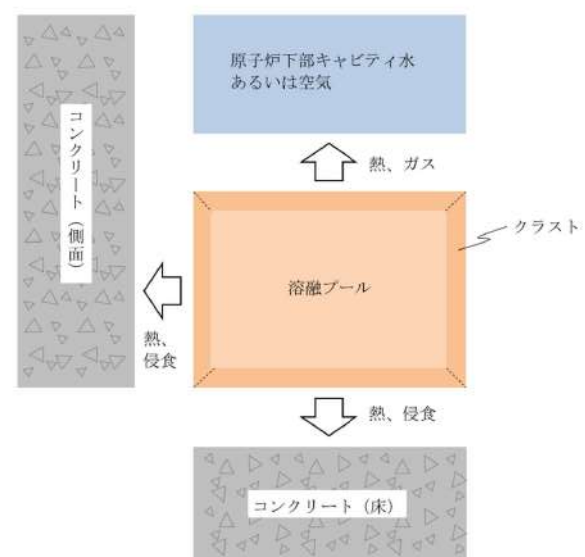
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>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 (燃料が崩壊した状態)</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 (空隙)</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、空隙となっている。</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>冷却水 ヒートシンク 金属層 溶融プール クラスト 粒子ベッド</p> </div> <div data-bbox="291 375 739 774"> </div> <div data-bbox="689 758 952 778"> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> </div> <div data-bbox="398 817 795 842"> <p>図 3.3-10 下部プレナムでの溶融炉心の概念</p> </div> <div data-bbox="257 901 981 1364"> <ol style="list-style-type: none"> 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 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 ③ 格納容器下部プール水との接触によりエントレイン ④ 溶融炉心は格納容器下部へ落下 </div> <div data-bbox="212 1396 963 1423"> <p>図 3.3-11 格納容器下部への溶融炉心の落下の例（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 下部プレナムでの溶融炉心の概念</p> </div> <div data-bbox="1131 582 1892 710"> <ol style="list-style-type: none"> 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。 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。 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。 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。 </div> <div data-bbox="1142 710 1892 1189"> <ol style="list-style-type: none"> 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。 ⑥ 下部ヘッドがクリープ破損し、下部プレナムの溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下。 ⑦ 溶融炉心は全て原子炉下部キャビティに落下。 ⑧ 炉心部から下部プレナムへのリロケーションが集結し、計装案内管の破損口より低い部分の溶融炉心が下部プレナムに残る。 </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溶融炉心の落下の例</p> </div>	

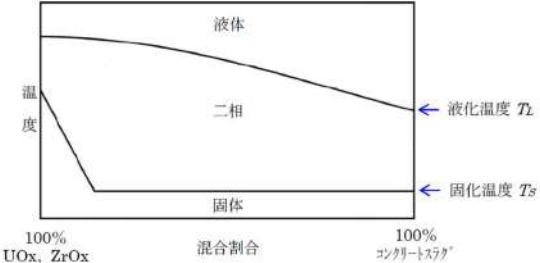
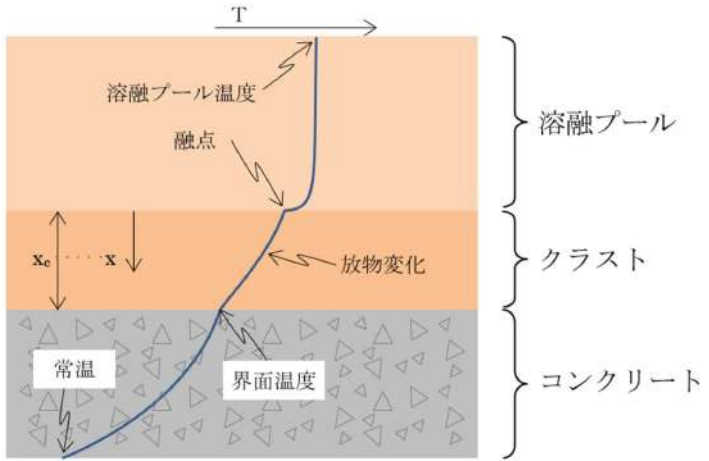
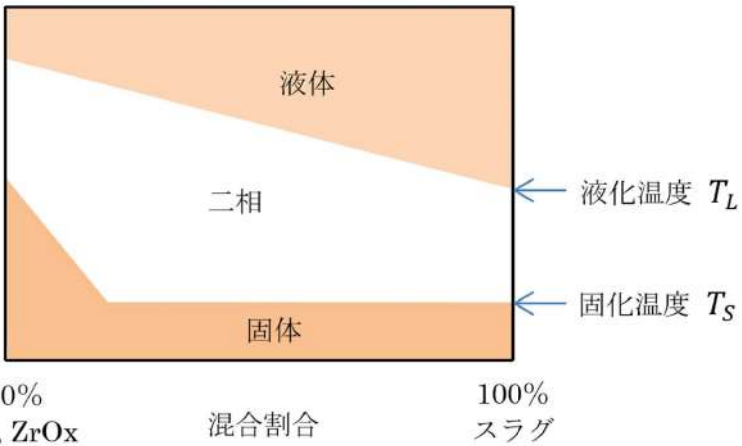
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>原子炉压力容器</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>粒子</p> <p>d_{jet0}</p> <p>u_{jet}</p> <p>u_w</p> <p>l_{jet}</p> <p>d_{jet}</p> <p>d_{dp}</p> <p>z_w</p> <p>z_r</p> <p>z_{cm}</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>プール水</p> <p>溶融プール</p> <p>上部クラスト</p> <p>下部クラスト</p> <p>側面クラスト</p> <p>側面コンクリート</p> <p>床コンクリート</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>(放物分布)</p> <p>境界温度</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>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>コンクリート(側面)</p> <p>コンクリート(床)</p> <p>図 3.3-16 溶融炉心の伝熱の概念</p>	

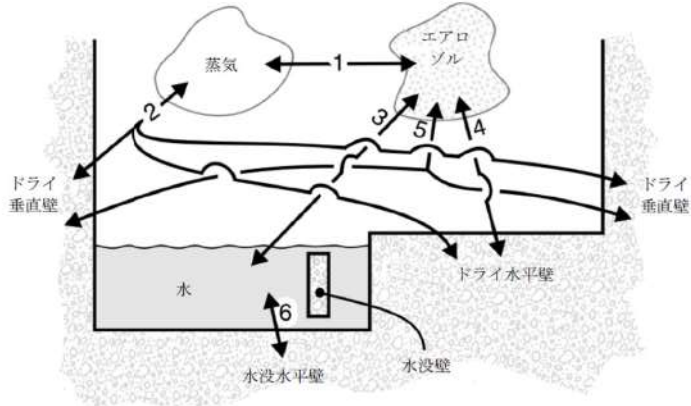
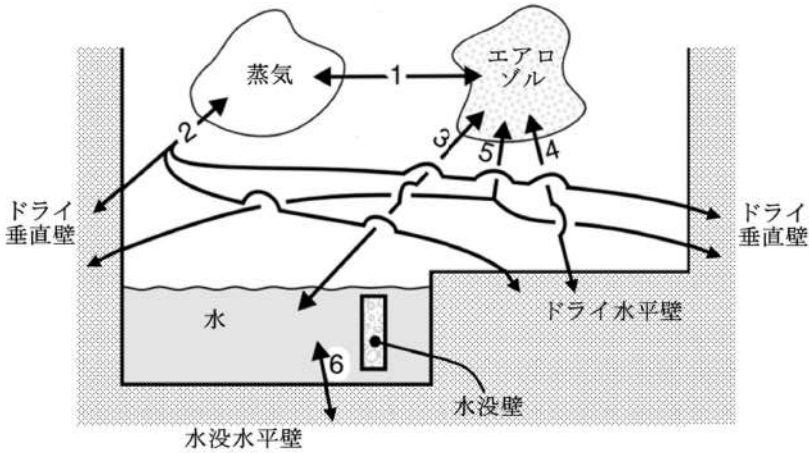
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図 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：</p> <ol style="list-style-type: none"> 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>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：</p> <ol style="list-style-type: none"> 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>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

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																														
<p>【参考のため再掲】</p>																																																																																
<p>表 3.3-2 MAAPコードのFPの核種グループ</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>グループ</th> <th>代表核種</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>希ガス</td> <td>希ガス (Xe, Kr)</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>CsI</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>TeO₂</td> <td>酸化テルル (TeO₂)。炉心内に放出されたテルルは直接 TeO₂ 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 TeO₂ になるものと仮定。</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>SrO</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>MoO₂</td> <td>二酸化モリブデン (MoO₂)。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。</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>CsOH</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>7</td> <td>BaO</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>8</td> <td>La₂O₃</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>CeO₂</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>Sb</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>11</td> <td>Te₂</td> <td>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 Te₂ のままとする。</td> </tr> <tr> <td>12</td> <td>UO₂</td> <td>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には放出され、原子炉格納容器内で二酸化物になるものと仮定。</td> </tr> </tbody> </table>	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 ₂	酸化テルル (TeO ₂)。炉心内に放出されたテルルは直接 TeO ₂ 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 ₂ 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 ₂	二酸化モリブデン (MoO ₂)。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 ₂ O ₃	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 ₂	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 ₂	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 ₂ のままとする。	12	UO ₂	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には放出され、原子炉格納容器内で二酸化物になるものと仮定。	<p>表 3.3-2 MAAPコードのFPの核種グループ</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>グループ</th> <th>代表核種</th> <th>説明</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>1</td> <td>希ガス</td> <td>希ガス (Xe, Kr)</td> </tr> <tr> <td>2</td> <td>CsI</td> <td>CsI 及び RbI。ヨウ素はすべてアルカリ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。</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td>TeO₂</td> <td>酸化テルル (TeO₂)。炉心内に放出されたテルルは直接 TeO₂ 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 TeO₂ になるものと仮定。</td> </tr> <tr> <td>4</td> <td>SrO</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>5</td> <td>MoO₂</td> <td>二酸化モリブデン (MoO₂)。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。</td> </tr> <tr> <td>6</td> <td>CsOH</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>7</td> <td>BaO</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>8</td> <td>La₂O₃</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>9</td> <td>CeO₂</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>10</td> <td>Sb</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>11</td> <td>Te₂</td> <td>压力容器外に放出された Te のうち酸化しないものは Te₂ のままとする。</td> </tr> <tr> <td>12</td> <td>UO₂</td> <td>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のみには放出され、原子炉格納容器内で二酸化物になるものと仮定。</td> </tr> </tbody> </table>	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。ヨウ素はすべてアルカリ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 ₂	酸化テルル (TeO ₂)。炉心内に放出されたテルルは直接 TeO ₂ 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 ₂ 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 ₂	二酸化モリブデン (MoO ₂)。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 ₂ O ₃	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 ₂	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 ₂	压力容器外に放出された Te のうち酸化しないものは Te ₂ のままとする。	12	UO ₂	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のみには放出され、原子炉格納容器内で二酸化物になるものと仮定。	
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 ₂	酸化テルル (TeO ₂)。炉心内に放出されたテルルは直接 TeO ₂ 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 ₂ 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 ₂	二酸化モリブデン (MoO ₂)。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 ₂ O ₃	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 ₂	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 ₂	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 ₂ のままとする。																																																																														
12	UO ₂	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には放出され、原子炉格納容器内で二酸化物になるものと仮定。																																																																														
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。ヨウ素はすべてアルカリ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 ₂	酸化テルル (TeO ₂)。炉心内に放出されたテルルは直接 TeO ₂ 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 ₂ 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 ₂	二酸化モリブデン (MoO ₂)。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 ₂ O ₃	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 ₂	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 ₂	压力容器外に放出された Te のうち酸化しないものは Te ₂ のままとする。																																																																														
12	UO ₂	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のみには放出され、原子炉格納容器内で二酸化物になるものと仮定。																																																																														
	<p>表 3.3-3 原子炉格納容器気相部の崩壊熱の影響評価</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th></th> <th>希ガス</th> <th>よう素</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>全FPに対する希ガス及びよう素の崩壊熱割合^(注1) (a)</td> <td>約4%</td> <td>約20% (全よう素)</td> </tr> <tr> <td>存在割合^(注2) (b)</td> <td>100%</td> <td>4% (有機よう素)</td> </tr> <tr> <td>化学形態を考慮した崩壊熱割合 (a) × (b)</td> <td>4%</td> <td>0.8% (有機よう素)</td> </tr> </tbody> </table> <p>(注1) 有効性解析に用いる崩壊熱割合 (注2) 粒子状よう素及び無機よう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よう素の影響を評価する。有機よう素の存在割合は最大となる RG1.195 の値に基づく。</p>		希ガス	よう素	全FPに対する希ガス及びよう素の崩壊熱割合 ^(注1) (a)	約4%	約20% (全よう素)	存在割合 ^(注2) (b)	100%	4% (有機よう素)	化学形態を考慮した崩壊熱割合 (a) × (b)	4%	0.8% (有機よう素)																																																																			
	希ガス	よう素																																																																														
全FPに対する希ガス及びよう素の崩壊熱割合 ^(注1) (a)	約4%	約20% (全よう素)																																																																														
存在割合 ^(注2) (b)	100%	4% (有機よう素)																																																																														
化学形態を考慮した崩壊熱割合 (a) × (b)	4%	0.8% (有機よう素)																																																																														

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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溶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溶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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
表 3.4-1 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。	
原子炉压力容器	蒸気ドーム、スタンドパイプ/セパレータ、上部プレナム、ダウンカマ、下部プレナム等の原子炉压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プラントの原子炉压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、ウェットウェルに分割する。 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"> ① 燃料質量、被覆管質量等 ② 核分裂生成物質量等 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 ④ 原子炉圧力容器内の形状等 ⑤ 工学的安全設備、格納容器スプレイの特性等 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 ⑦ 原子炉格納容器内のヒートシンクの材質・形状等 ⑧ 起因事象、緩和設備等の情報等 <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"> ① 原子炉圧力容器圧力 ② 原子炉圧力容器水位 ③ 格納容器内圧力 ④ 格納容器温度 ⑤ 格納容器内水素濃度 ⑥ 格納容器内水量 ⑦ コンクリート侵食深さ等 <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。 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"> ① 燃料質量、燃料被覆管質量等 ② FP質量等 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 ④ 1次冷却系、原子炉容器内、加圧器、蒸気発生器の形状等 ⑤ 工学的安全設備、格納容器スプレイの特性等 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 ⑦ 原子炉格納容器内のヒートシンクの材質及び形状等 ⑧ 起因事象、緩和設備等の情報等 <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"> ① 1次冷却材圧力 ② 原子炉容器水位 ③ 原子炉格納容器圧力 ④ 原子炉格納容器内温度 ⑤ 原子炉格納容器内水素濃度 ⑥ 原子炉格納容器内水量 ⑦ コンクリート侵食深さ等 <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"> ・ 燃料質量，被覆管質量等 ・ 核分裂生成物質量等 ・ 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 ・ 原子炉压力容器内の形状等 ・ 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 </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"> ・ 原子炉压力容器圧力 ・ 原子炉压力容器水位 ・ 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 </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) (原子炉压力容器圧力・温度, 格納容器圧力・温度等の初期条件) (原子炉压力容器内の形状等) (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>原子炉压力容器圧力 原子炉压力容器水位 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压溶融炉心放出」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压溶融炉心放出」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続ける。</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続ける。</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$3\sigma_A$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]、スプレィ冷却、サブプレッション・プール冷却 [原子炉格納容器]</p> <p>ECCS及びスプレィ注入特性は、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。スプレィ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、スプレィされた水は気相部温度と等しくなって液相に落下する。スプレィ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）」、「スプレィ冷却」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ブ破損の観点で、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ブ破損については、Larson-Millerパラメータ手法を適用している。いずれも、工学分野でクリーブ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
【参考のため掲載順を入替え】		
<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>	
【参考のため掲載順を入替え】		
<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>4.1.7 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>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>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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）及びブ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（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>溶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、溶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により生じる圧力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。</p> <p>ただし、高圧溶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（溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達）〔原子炉格納容器（炉心損傷後）〕</p> <p>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溶融炉心の拡がり、溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱、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）〕</p> <p>「格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり」、「溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱」、「溶融炉心とコンクリートの伝熱」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、「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（溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達）</p> <p>溶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、溶融物の粘性、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により生じる圧力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。</p> <p>ただし、高圧溶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（溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達）</p> <p>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、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生</p> <p>溶融炉心伝熱モデルは、溶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。</p> <p>「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										その他*	
		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			
炉心(炉)	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	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	燃料棒位置変形	図 4.2-2	~	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.2
	燃料棒位置管酸化	図 4.2-4	図 4.2-16	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	気流分離 (水位変化)・対向流	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.1
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.1.3
原子炉 压力容器	ECCS注水 (給水系・代替注水設備含む)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.1.5
	格納容器各領域間の流動	-	-	図 4.2-19	図 4.2-31	-	-	-	-	-	-	-	-
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	-	-	図 4.2-26	図 4.2-32	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉 格納 容器	気液界面の熱伝達	-	-	図 4.2-27	図 4.2-33	-	-	-	-	-	-	-	-
	スプレイ冷却	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.1.5
	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.1.6
原子炉 サプレッション・プール冷却	格納容器ベント	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.1.4
	サプレッション・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										その他*	
		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			
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	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	燃料棒位置管酸化	図 4.2-10	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.4
	燃料棒位置管変形	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	沸騰・ボイド率変化	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
1次 冷却系	気液分離 (炉心水位)・対向流	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.1
	気液分離・対向流	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	構造材との熱伝達	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.1.3
加圧系	ECCS 強制注入	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.1.4
	ECCS 蓄圧タンク注入	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	流動抵抗 4.3.2
加圧器	冷却材放出	図 4.2-1	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	1次側・2次側の熱伝達	図 4.2-2	-	-	-	-	-	-	-	図	-	-	-
蒸気 発生器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	-	-	-	-	-	-	-	-	図	-	-	-
	2次側水位変化・ドライアウト	-	-	-	-	-	-	-	-	4.2-30	-	-	-

* 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	CSTF 実験	ACE 実験	SURC-1 実験	PHEBUS -FP 実験	ABCOVE 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 (溶解炉心細粒化)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	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解炉心の熱伝達	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	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.1.6
	原子炉圧力容器内 FP 挙動	-	-	-	-	-	-	-	図 4.2-36 図 4.2-37 図 4.2-38	-	-	-	-	-
	原子炉格納容器内 FP 挙動	-	-	-	-	-	-	-	-	-	図 4.2-53 図 4.2-54	図 4.2-58	-	-
	原子炉圧力容器外 FCI (溶解炉心細粒化)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	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解炉心の湿がり	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.8
原子炉 格納 容器 (炉心 損傷後)	溶解炉心と格納容器下部への水との伝熱	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	溶解炉心とコリトの伝熱	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	コリ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	CSTF 実験	ACE 実験	SURC 実験	MB-2 実験	PHEBUS -FP 実験	ABCOVE 実 験	感度解析				
原子炉 格納容器 (炉心損傷)	区間・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	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	区間・区間内の流動 (液体)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.1.9 4.1.10
	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	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.3	-
原子炉 容器 (炉心損傷)	リロケーション	図 4.2-6 図 4.2-10	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.5	-
	原子炉容器内 FCI (溶解炉心細粒化)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.6	-
	原子炉容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.6	-
	下部プレナムでの溶解炉心の熱伝達	図 4.2-7	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.7	-
原子炉 格納容器 (炉心損傷)	原子炉容器破損、溶融	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.8	-
	1次系内 FP 挙動	-	-	-	-	-	-	-	-	図 4.2-38 図 4.2-42 図 4.2-43	-	-	4.3.11	-
	原子炉格納容器内 FP 挙動	-	-	-	-	-	-	-	-	-	図 4.2-49	-	-	-
	原子炉容器外 FCI (溶解炉心細粒化)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	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解炉心の湿がり	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.10	-
	溶解炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.10	-
	溶解炉心とコンクリートの伝熱	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.10	-
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	-	-	-	-	-	-	4.3.10	-

* 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^[10]。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^[12]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、クラスト内部の溶融炉心領域の温度は上昇しており、約224分で溶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、クラスト内部の溶融炉心領域の温度は上昇しており、約224分で溶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>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>																									
<p>表 4.2-1 水素ガス挙動の比較</p>																										
<table border="1"> <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>	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	<table border="1"> <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>	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>※ 推定時間。224分まで熔融固化領域は温度上昇しているため。</p>	<p>※ 推定時間。224分まで熔融固化領域は温度上昇をしているため。</p>																									
<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熔融炉心の熱伝達</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、熔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熔融炉心は、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^[11]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分後に熔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、下部プレナムの熔融炉心の熱伝達</p> <p>TMI事故では、炉心熔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、炉心領域での熔融進展、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、中央の熔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、中央の熔融プール（二相及び単相の熔融プール）、ならびに、下部の非熔融領域の各状態は、TMI事故の推定結果をよく模擬している。よって、炉心熔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>熔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分時点で熔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>																									

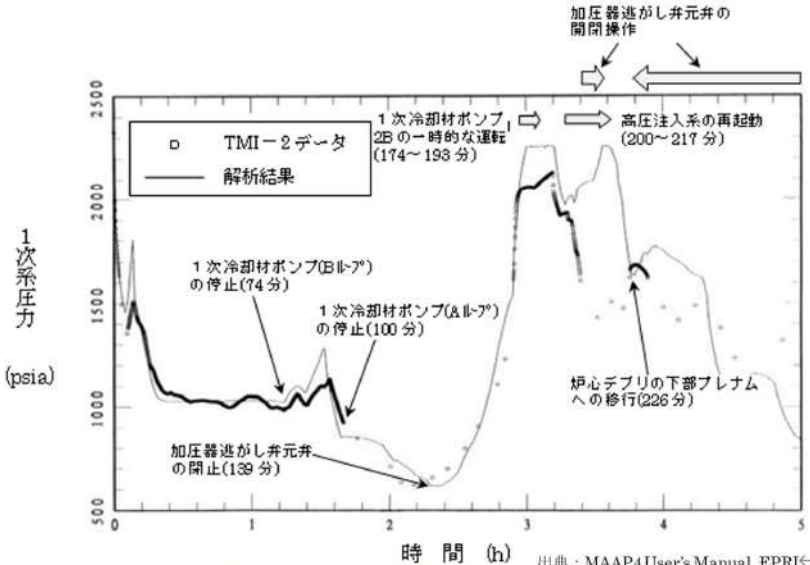
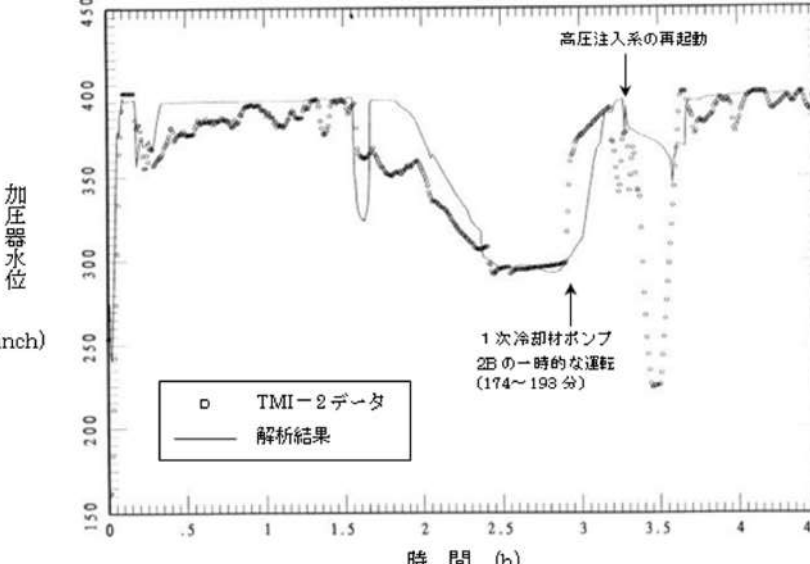
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

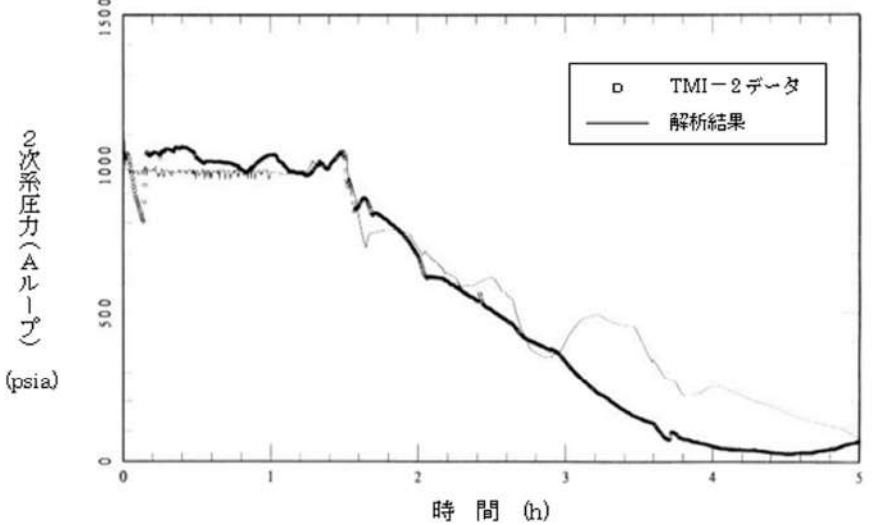
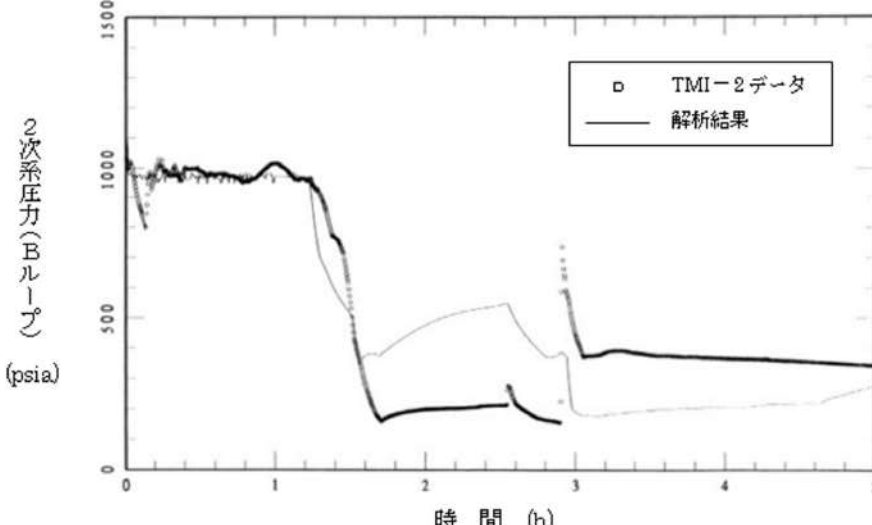
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

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="1108 459 1944 1056"> <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>62.5×10⁶</td> <td>45.7×10⁶</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 ⁶	45.7×10 ⁶	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 ⁶	45.7×10 ⁶																																																											
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																																																											

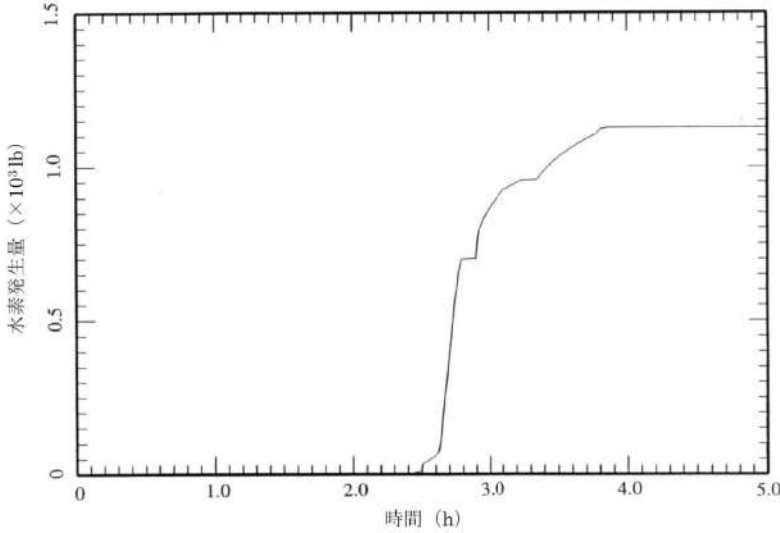
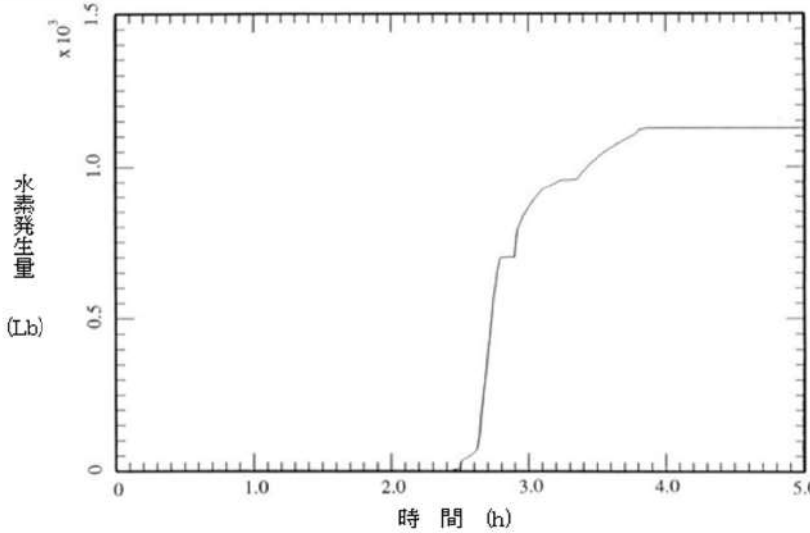
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

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>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</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> <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>2次系圧力(Aループ) (psia)</p> <p>時間 (h)</p> <p>□ TMI-2データ — 解析結果</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI[©]</p> <p>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>2次系圧力(Bループ) (psia)</p> <p>時間 (h)</p> <p>□ TMI-2データ — 解析結果</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI[©]</p> <p>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="712 726 1003 746">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p data-bbox="365 751 817 772">図 4.2-1 TMI 事故の解析結果（水素ガス発生量）</p>	 <p data-bbox="1646 726 1937 746">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p data-bbox="1254 751 1765 772">図 4.2-5 TMI 事故のベンチマーク解析結果：水素発生量</p>	

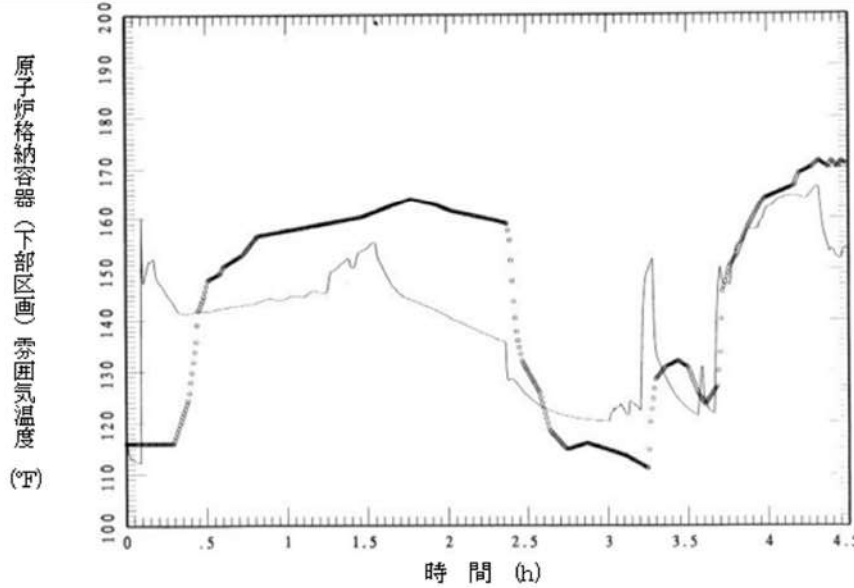
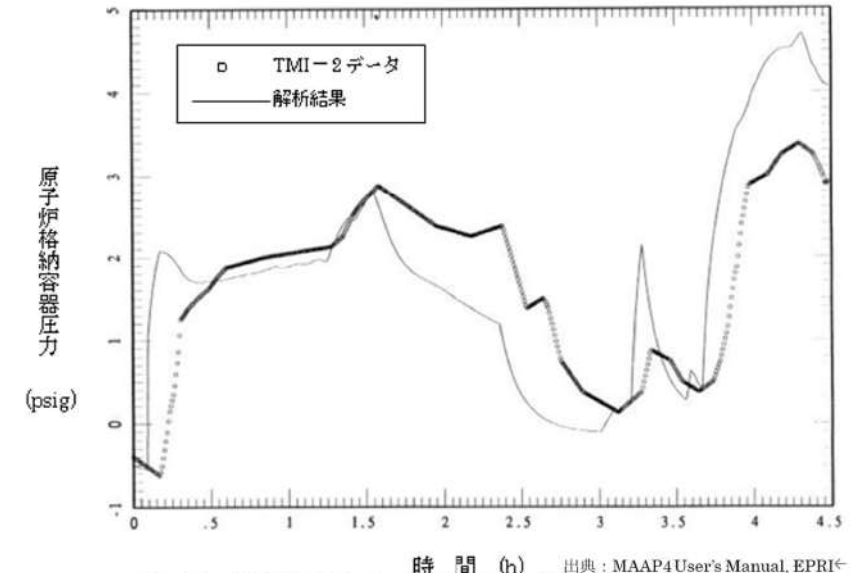
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>Normal Two-phase Pool Molten Pool Color Only Rubble Solid Crust Empty White</p> <p>TEMPERATURE SCALE (°F) 6000, 5800, 5600, 5400, 5200, 5000, 4800, 4600, 4400, 4200, 4000, 3800, 3600, 3400, 3200, 3000, 2800, 2600, 2400, 2200, 2000, 1800, 1600, 1400, 1200, 1000, 800, 600, 400, 200</p> <p>16, 15, 14, 13, 12, 11, 10, 9, 8, 7, 6, 5, 4, 3, 2, 1</p> <p>1 2 3 4</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	<p>Normal Two-phase Pool Molten Pool Color Only Rubble Solid Crust Empty White</p> <p>TEMPERATURE SCALE (°F) 6000, 5800, 5600, 5400, 5200, 5000, 4800, 4600, 4400, 4200, 4000, 3800, 3600, 3400, 3200, 3000, 2800, 2600, 2400, 2200, 2000, 1800, 1600, 1400, 1200, 1000, 800, 600, 400, 200</p> <p>16, 15, 14, 13, 12, 11, 10, 9, 8, 7, 6, 5, 4, 3, 2, 1</p> <p>1 2 3 4</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 data-bbox="1086 215 1131 662">原子炉格納容器(下部区画)雰囲気温度 (°F)</p> <p data-bbox="1500 726 1624 758">時間 (h)</p> <p data-bbox="1646 758 1937 782">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p data-bbox="1142 782 1870 805">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 data-bbox="1086 981 1131 1189">原子炉格納容器圧力 (psig)</p> <p data-bbox="1500 1372 1624 1396">時間 (h)</p> <p data-bbox="1646 1372 1937 1396">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p data-bbox="1142 1396 1870 1420">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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図 4.2-4 TMI 事故の炉心溶融状況の分析結果（事故発生約 220 分後）^[12]</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）^[13]</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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⁽¹³⁾は、シビアアクシデント条件下での燃料集合体の損傷・溶融進展を把握するために、国際的な協力の枠組みの中で、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、燃料の溶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 (B₄C) 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放射が考慮され、最外周のリングでは、シュラウドへの放射が考慮される。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 B₄C 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 B₄C 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 & 17</th> <th>CORA-18</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>燃料 UO₂ 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 ZrO₂ 質量</td><td>kg</td><td>3.50</td><td>5.38</td></tr> <tr><td>制御棒 B₄C 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>m²</td><td>0.423</td><td>0.599</td></tr> <tr><td>バンドル流路面積</td><td>m²</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 ₂ 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 ₂ 質量	kg	3.50	5.38	制御棒 B ₄ 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 ²	0.423	0.599	バンドル流路面積	m ²	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 ₂ 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 ₂ 質量	kg	3.50	5.38																																																			
制御棒 B ₄ 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 ²	0.423	0.599																																																			
バンドル流路面積	m ²	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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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 移動機構</p> <p>1471 1231 エレベーション 0・1000mmの 間にヒーター 1000 880 790 590 496 390 熱遮蔽 36 0 5 スペーサー 非加熱燃料棒 201 220 489 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>		

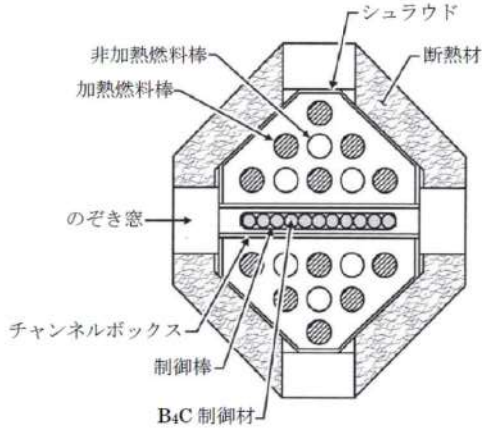
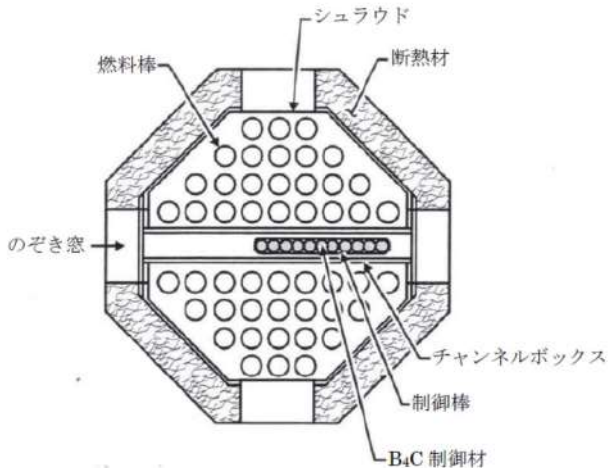
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>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>		

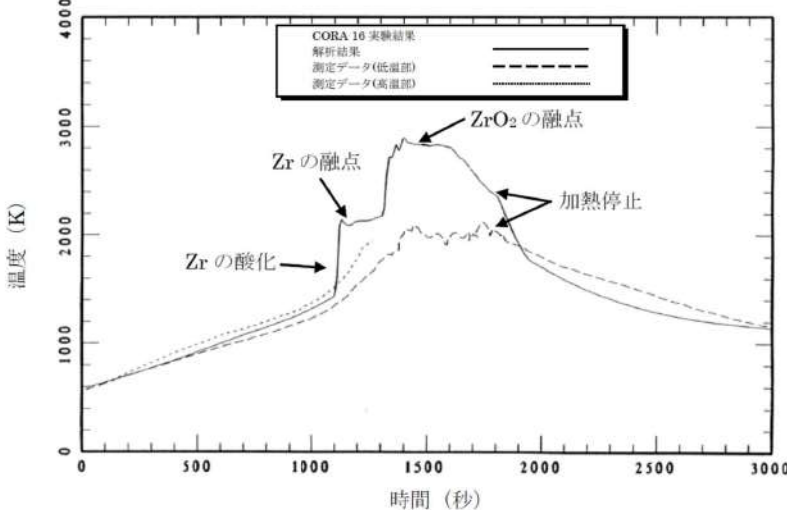
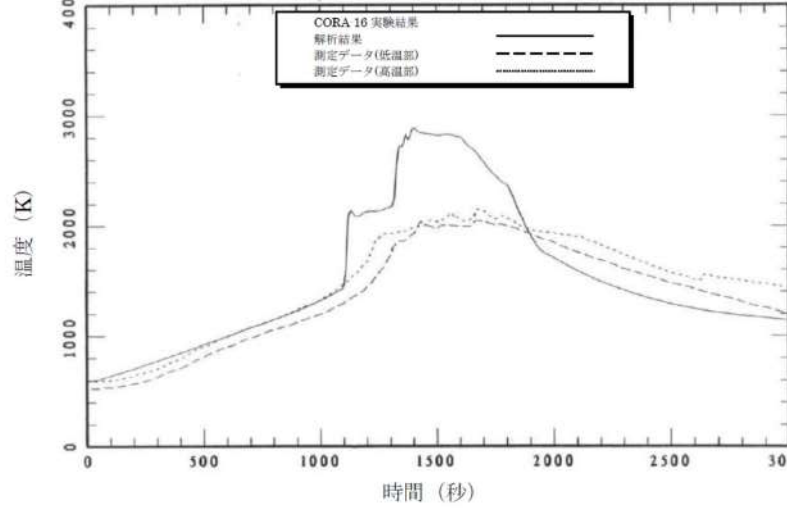
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

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 style="text-align: center;">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p style="text-align: center;">図 4.2-7 CORA-16 実験 試験バンドル形状</p>  <p style="text-align: center;">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p style="text-align: center;">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>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>		

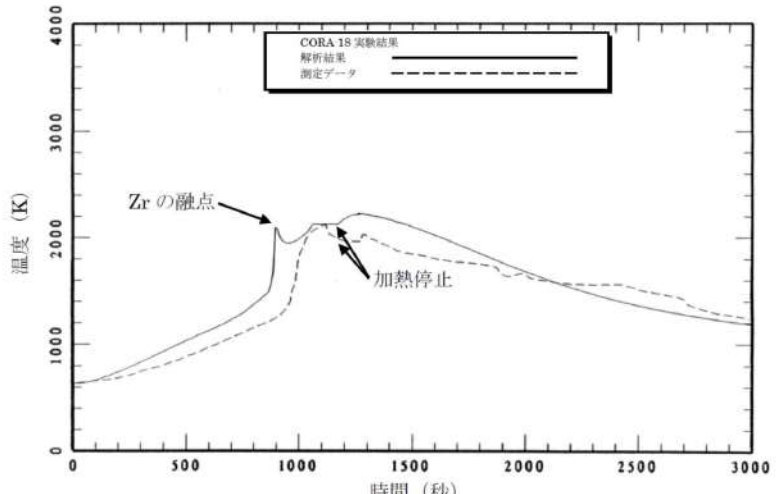
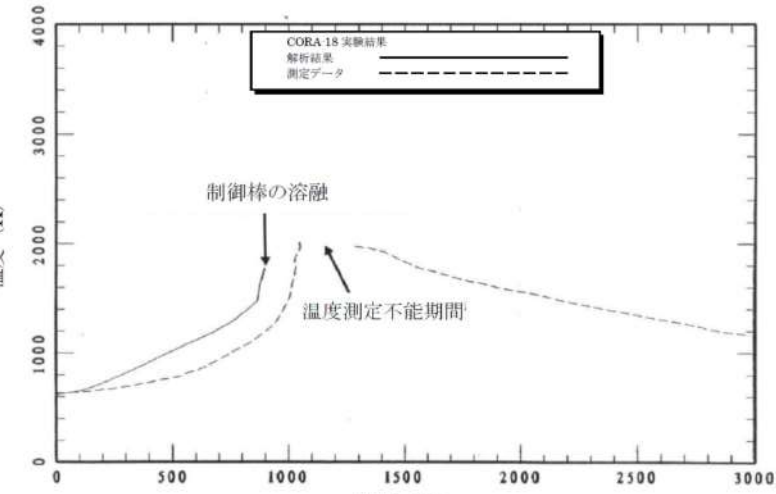
図 4.2-11 CORA-16 実験 チャンネルボックス温度変化(エレベーション 550mm)

図 4.2-12 CORA-16 実験 制御棒温度変化(エレベーション 550mm)

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

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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 4.2-15 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^{(14),(15)}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11,400m³のうち5,000m³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⁽¹⁴⁾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11,400m³のうち5,000m³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いる。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、11,400m³は気体の密度を1kg/m³とすれば、11tであり金属ヒートシンクでは1m³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ると考えられる。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																												
	<p style="text-align: center;">表 4.2-2 HDR 実験（ケース E11.2）の操作イベント</p> <table border="1" data-bbox="1070 220 1948 1050"> <tr> <td>0.0 分</td> <td>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]）</td> </tr> <tr> <td>693.82分</td> <td>LOCA の終了と水蒸気の注入流量を 1.20 [kg/s] まで削減</td> </tr> <tr> <td>739.4 分</td> <td>混合ガスの注入開始（第 1805 室）</td> </tr> <tr> <td>749.98分</td> <td>水蒸気の注入終了</td> </tr> <tr> <td>772.3 分</td> <td>混合ガスの注入終了</td> </tr> <tr> <td>772.93分</td> <td>第 1405 室への水蒸気の注入開始（2.06 [kg/s]）</td> </tr> <tr> <td>958.77分</td> <td>水蒸気の注入終了</td> </tr> <tr> <td>975.0 分</td> <td>外部スプレイ期間の開始（流量 21[t/h]=5.83[kg/s]）</td> </tr> <tr> <td>1,095.0 分</td> <td>スプレイ流量を 26.5[t/h]=7.36[kg/s] まで増加</td> </tr> <tr> <td>1,155.0 分</td> <td>スプレイ流量を 33[t/h]=9.17[kg/s] まで増加</td> </tr> <tr> <td>1,185.0 分</td> <td>スプレイ流量を 38.5[t/h]=10.69[kg/s] まで増加</td> </tr> <tr> <td>1,203.0 分</td> <td>スプレイ期間の終了と自然冷却期間の開始</td> </tr> <tr> <td>1,300.0 分</td> <td>試験の終了</td> </tr> <tr> <td>1,445.0 分</td> <td>自然冷却期間の終了</td> </tr> </table>	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	
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																													
	<p style="text-align: center;">表 4.2-3 実験施設と国内 PWR の比較</p> <table border="1" data-bbox="1070 1177 1948 1375"> <thead> <tr> <th rowspan="2">項目</th> <th colspan="3">国内 PWR プラント</th> <th colspan="2">実験施設</th> </tr> <tr> <th>2 ループ</th> <th>3 ループ</th> <th>4 ループ</th> <th>HDR</th> <th>CSTF</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>プラント熱出力 (MWt)</td> <td>1,650</td> <td>2,652</td> <td>3,411</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内自由体積 (m³)</td> <td>42,400</td> <td>67,900</td> <td>73,700</td> <td>11,400</td> <td>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 ³)	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 ³)	42,400	67,900	73,700	11,400	850																									

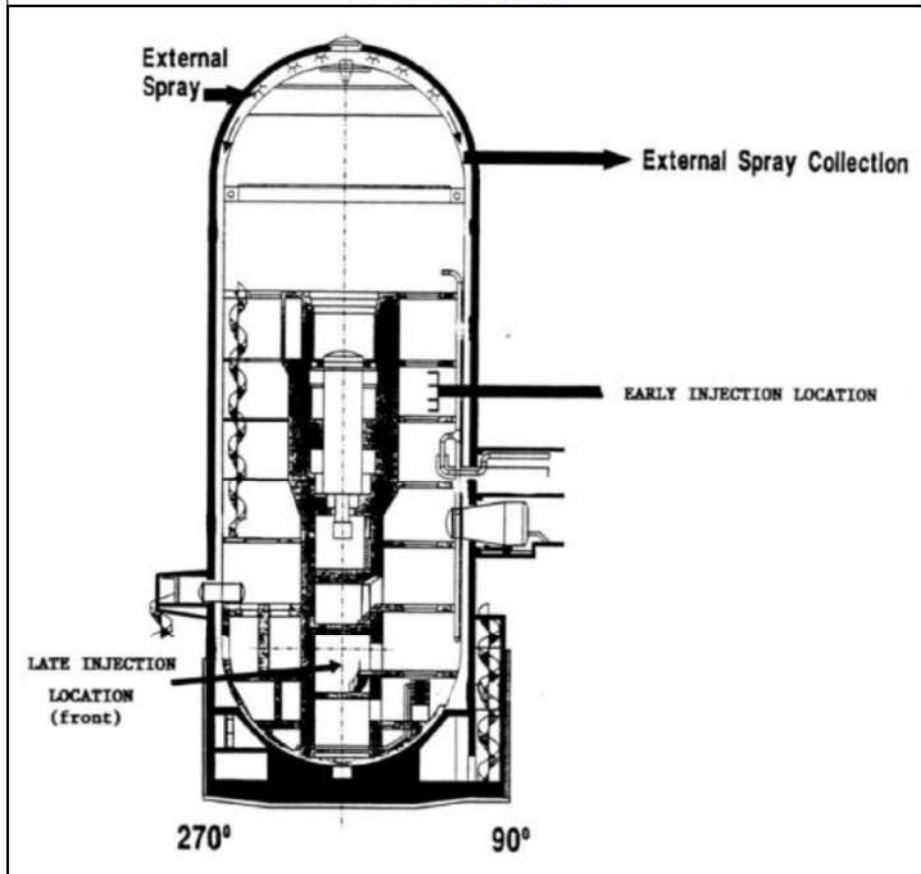
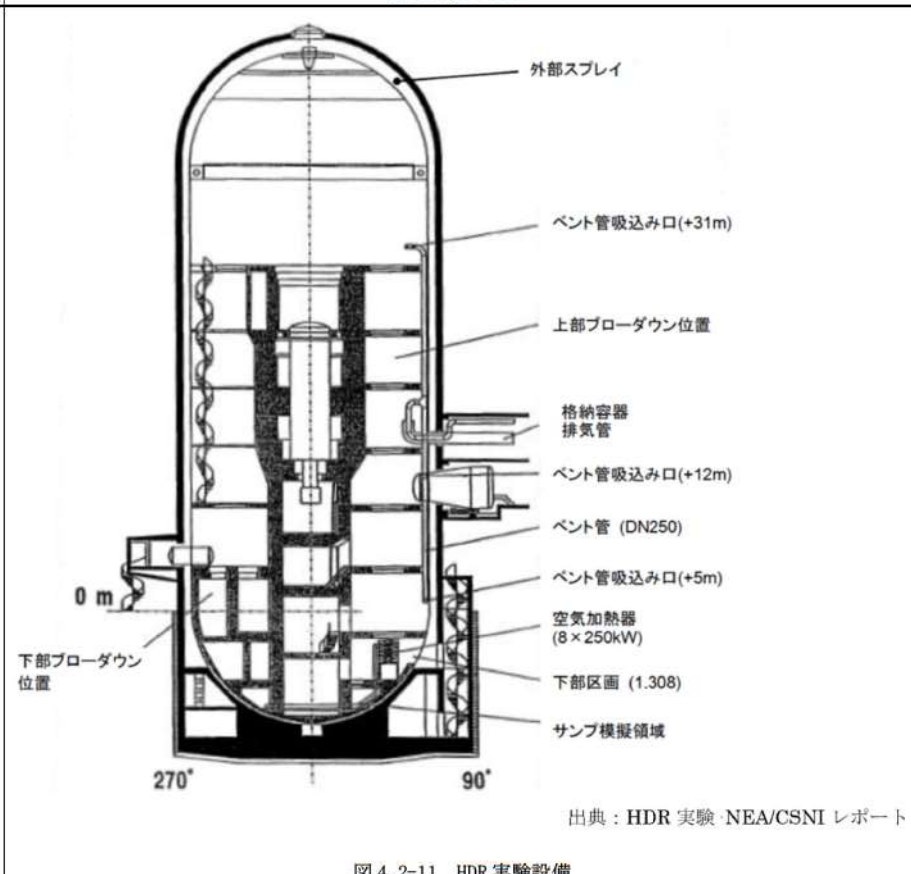
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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="392 284 815 515"> <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="1245 288 1794 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 1109">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p data-bbox="481 1125 705 1149">図 4.2-17 HDR の概略図</p>	 <p data-bbox="1601 965 1960 989">出典：HDR 実験・NEA/CSNI レポート</p> <p data-bbox="1388 1021 1624 1045">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

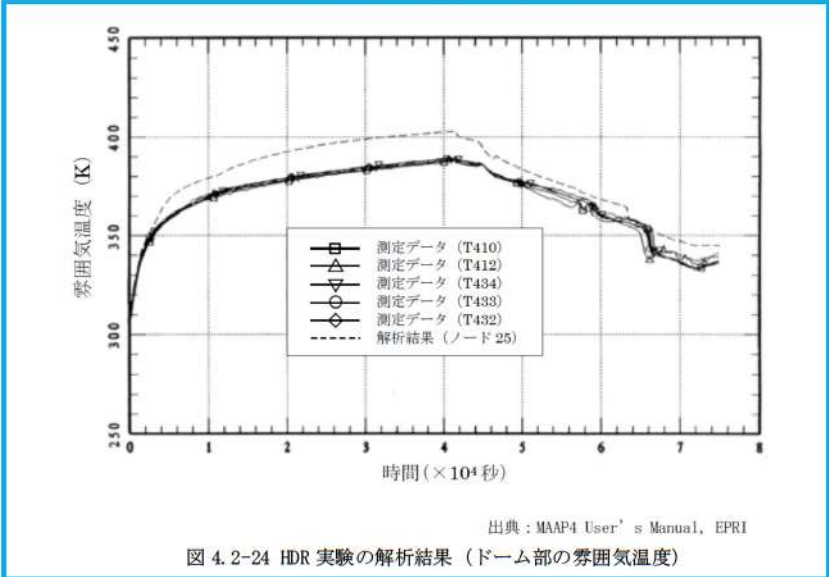
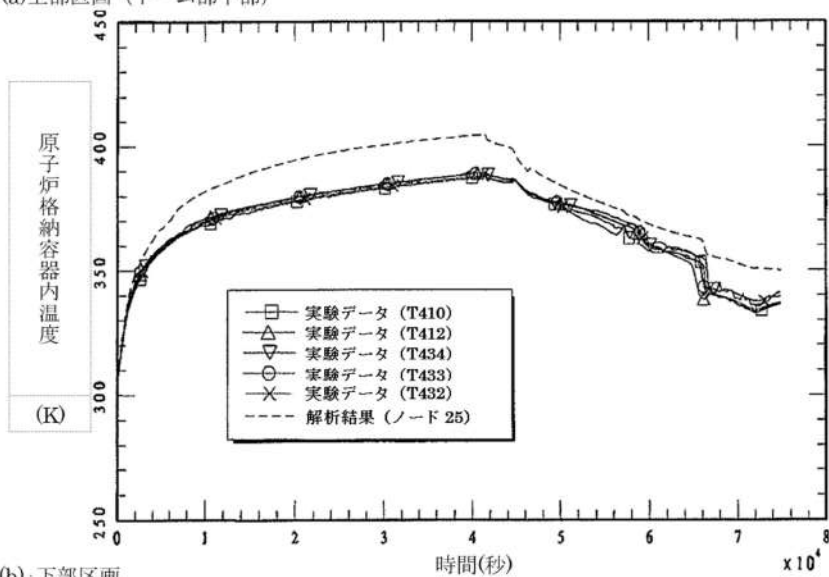
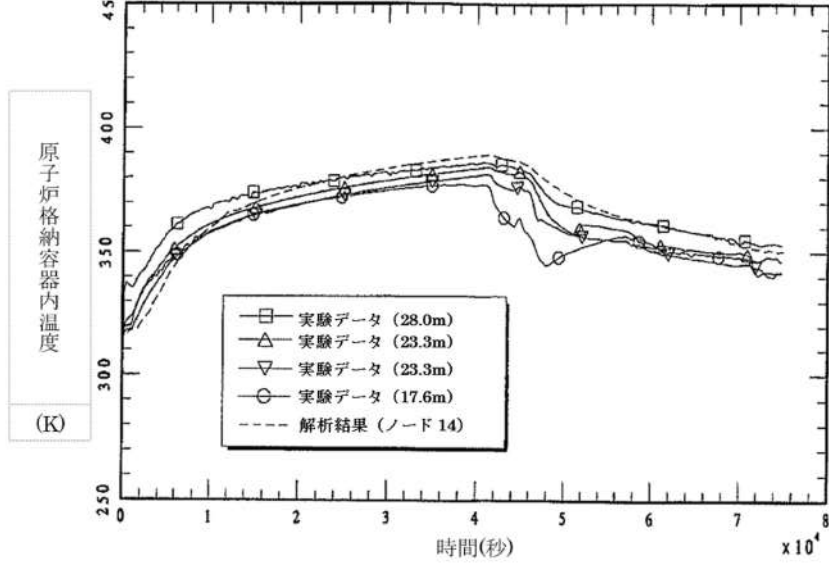
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAPコード）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>Total Containment Volume 11.400 m³</p> <p>図 4.2-18 HDR 実験解析におけるノード分割</p>	<p>Total Containment Volume 11.400 m³</p> <p>図 4.2-12 ノード分割図[16]</p>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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) [15]</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 [15]</p>	

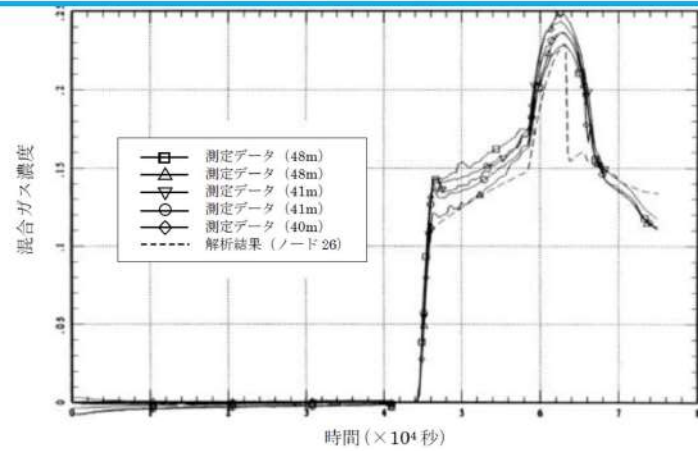
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

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^[16]</p>	

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

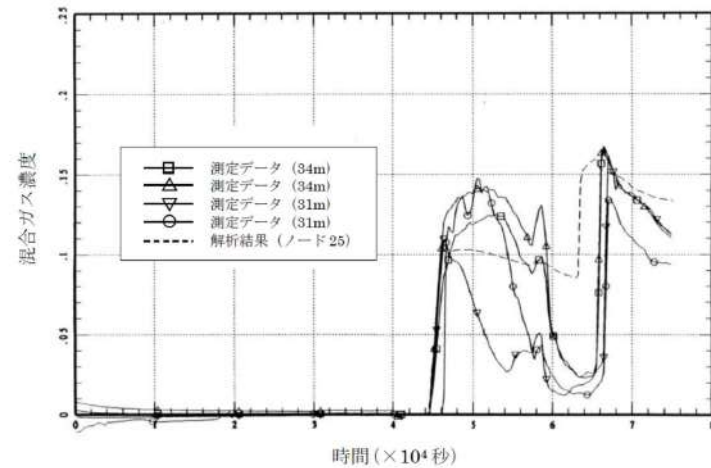
女川原子力発電所2号炉

【参考のため掲載順を入替え】



出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

図 4.2-26 HDR 実験の解析結果（ドーム部上部混合ガス濃度）

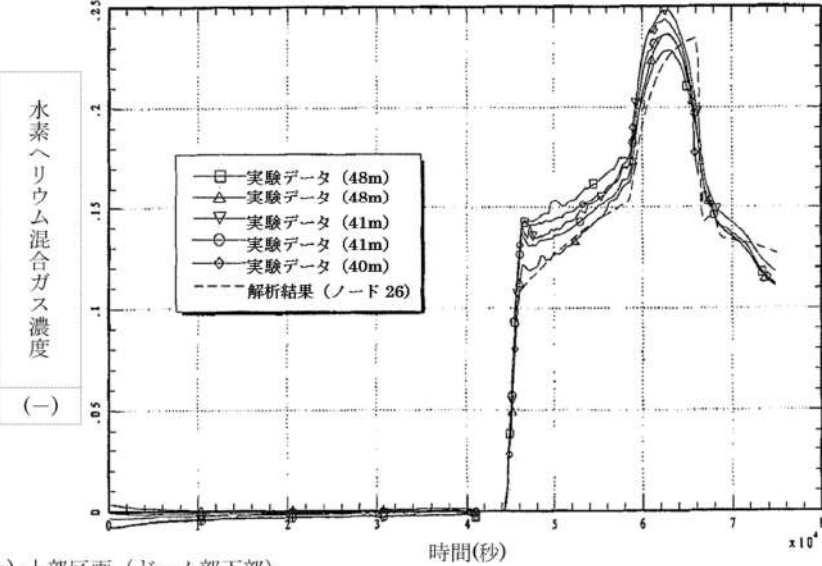


出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

図 4.2-27 HDR 実験の解析結果（ドーム部下部混合ガス濃度）

泊発電所3号炉

(a) 上部区画（ドーム部上部）



(b) 上部区画（ドーム部下部）

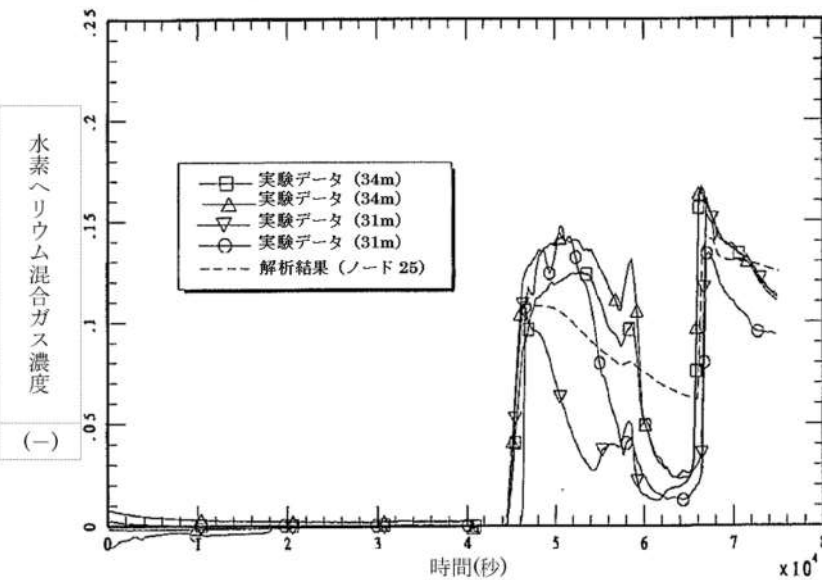


図 4.2-15 HDR 実験のベンチマーク解析結果：水素ヘリウム混合ガス濃度^[15]

相違理由

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

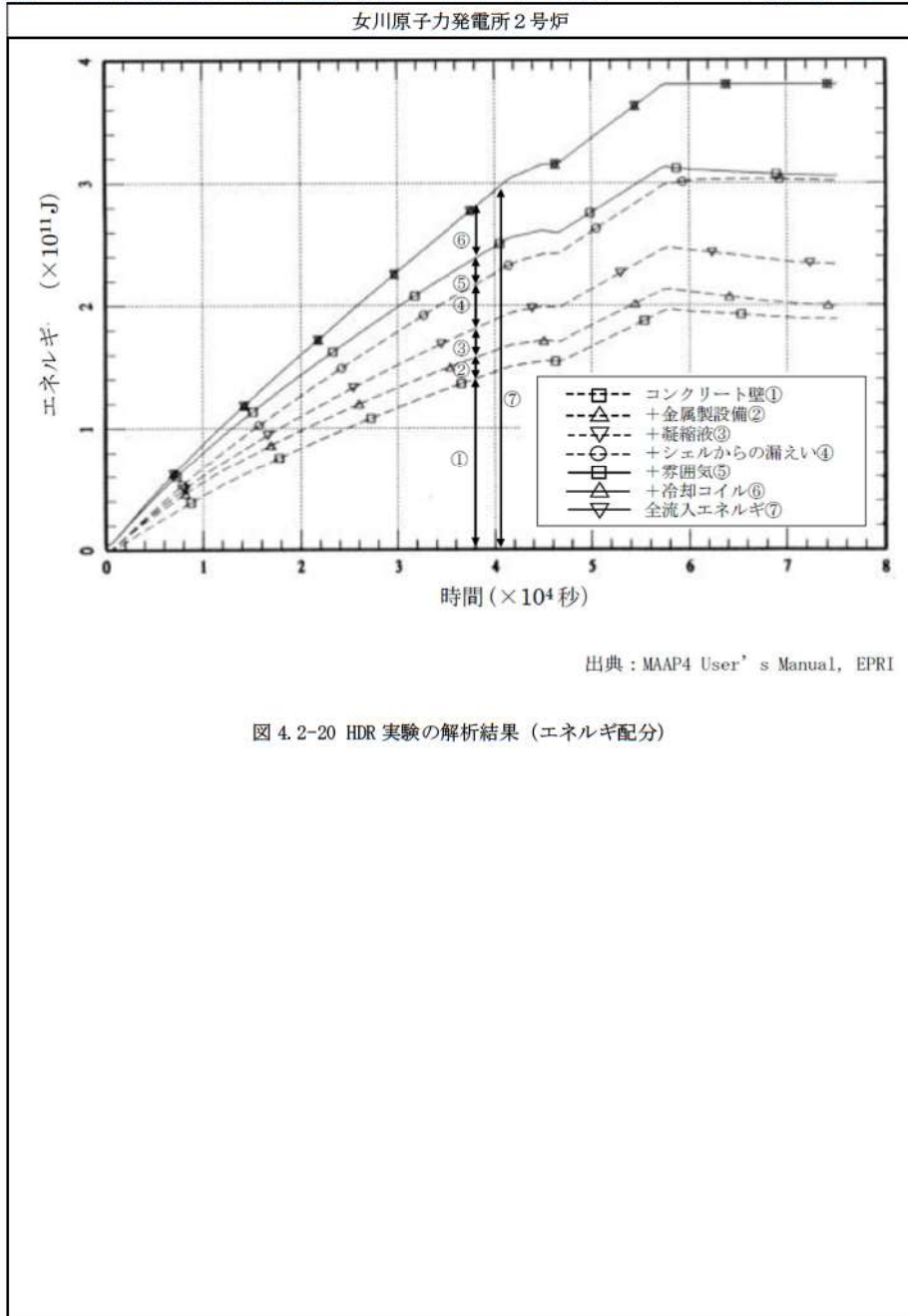
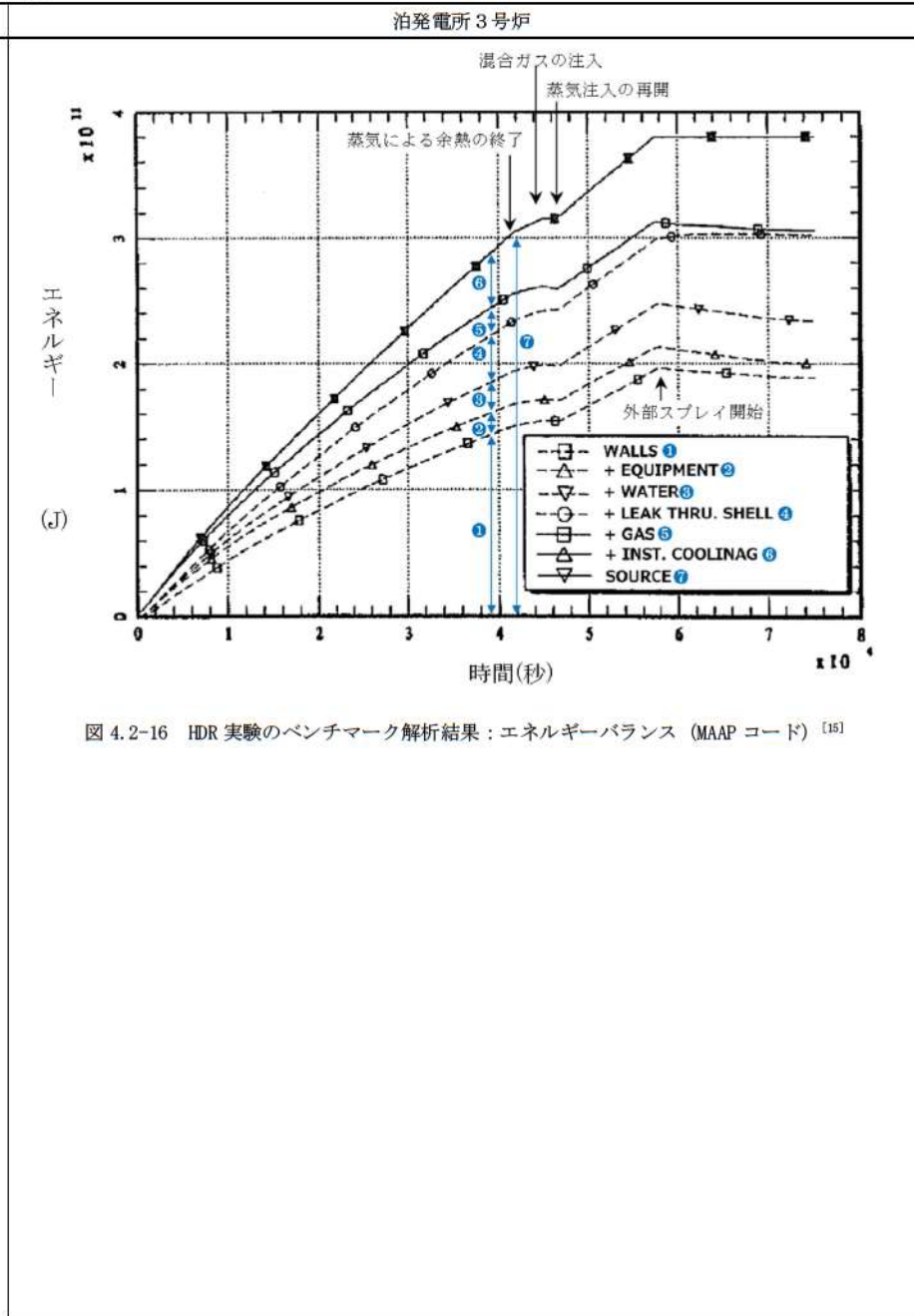


図 4.2-20 HDR 実験の解析結果 (エネルギー配分)



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
<div data-bbox="190 183 974 710" data-label="Figure"> <p>測定データ □ T6604 △ T6603 ▽ T6301 解析結果 □ ノード 11 △ ノード 13 ▽ ノード 9</p> </div> <p data-bbox="667 746 965 769">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p data-bbox="347 786 833 809">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="206 817 974 1332" data-label="Figure"> <p>測定データ □ 26.5m △ 16.5m ▽ 12.5m 解析結果 □ ノード 22 △ ノード 17 ▽ ノード 11</p> </div> <p data-bbox="674 1353 965 1375">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p data-bbox="353 1399 828 1422">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="1435 137 1576 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 位置の蒸気温度)</p>		
<p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>		
<p>図 4.2-25 HDR 実験の解析結果 (蒸気発生器室の蒸気温度)</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^[6]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 850m³、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^[6]は、米国 Hanford Engineering Developing Laboratory においてアイスコンデンサ型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 850m³、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>HM-1 実験</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、比較的温度的の高い下部区画と比較的温度的の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>HM-2 実験</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>HM-1 実験</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>HM-4 実験</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 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>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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 ³ /min.	ft. ³ /min.		kg/min.	lb./min.	kg/min.	lb./min.	°C	°F			m ³ /min.	ft. ³ /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	HM-2	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 ₂	104	3700	H ₂ -Steam	0.41	0.9	24.5	54	66	150	HM-5	N ₂	104	3700	H ₂ -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 ³)	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>図 4.2-28 CSTF 実験装置</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	<p>図 4.2-17 CSTF 実験装置の区画構成 (全体)</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 4.2-29 CSTF 実験装置における空気再循環の詳細</p>	<p>図 4.2-18 CSTF 実験装置の区画構成 (詳細)</p>	<p>相違理由</p>

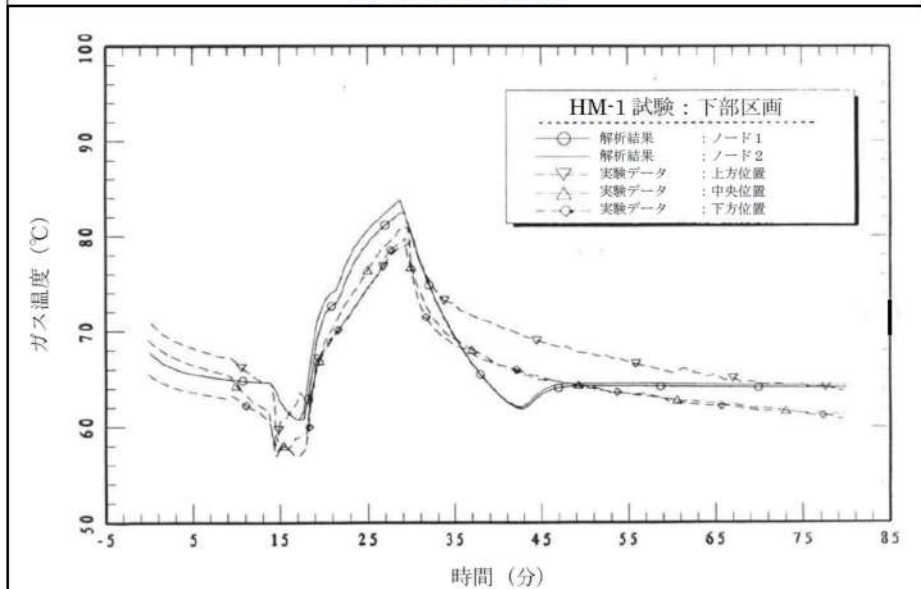
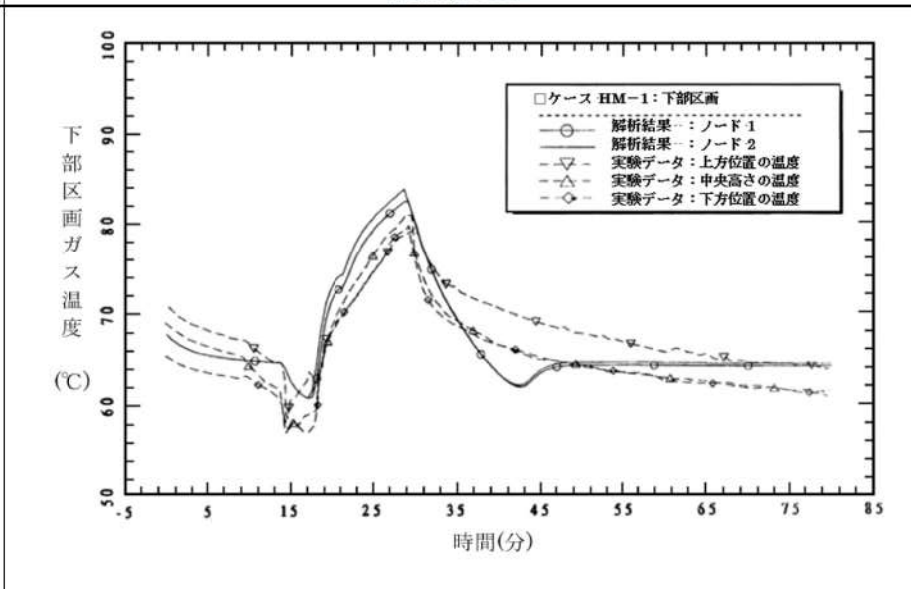
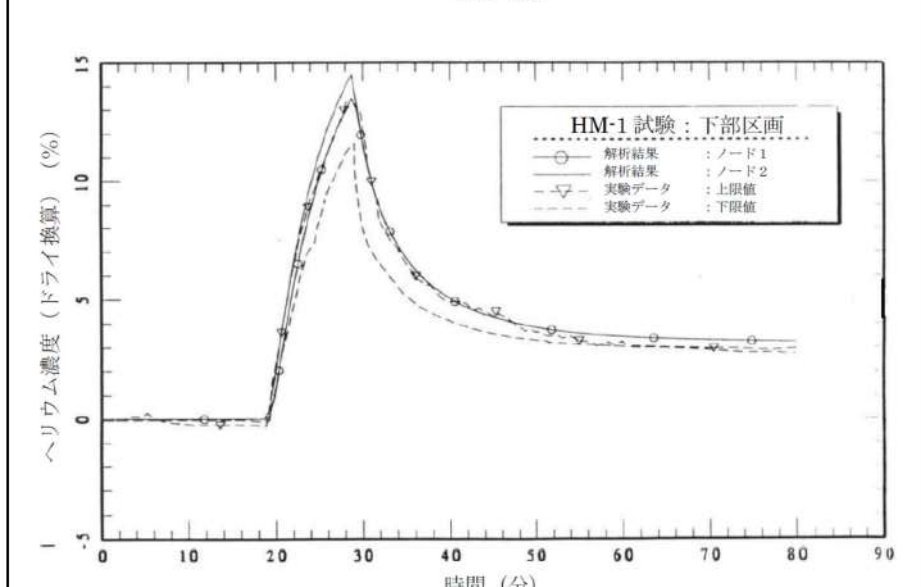
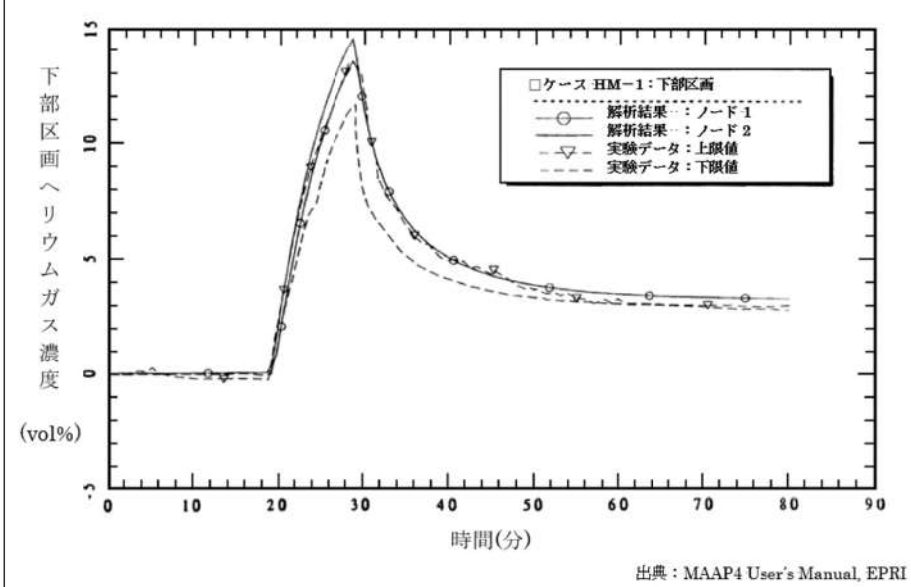
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p> V_i ノード V_i J_j ジャンクション J_j V₄ デッドエンド区画 </p> <p> 垂直ジェットノズル 再循環ファン 垂直方向ジャンクション 水平ジェットノズル 漏えいバース </p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	<p> V_i ノード V_i J_j ジャンクション J_j V₄ デッドエンド区画 </p> <p> 垂直方向ジャンクション 水平ジェットノズル 垂直ジェットノズル 再循環ファン リークバース 垂直方向ジャンクション </p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	

図 4.2-30 CSTF 実験ベンチマーク解析 MAAP ノード分割

図 4.2-19 CSTF 実験ベンチマーク解析 MAAP コード ノード分割

赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 緑字：記載表現、設備名称の相違 (実質的な相違なし)
 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-1 試験：下部区画</p> <p>○ 解析結果：ノード1 ○ 解析結果：ノード2 ▽ 実験データ：上方位置 △ 実験データ：中央位置 ◇ 実験データ：下方位置</p>	 <p>□ ケース HM-1：下部区画</p> <p>○ 解析結果：ノード1 ○ 解析結果：ノード2 ▽ 実験データ：上方位置の温度 △ 実験データ：中央高さの温度 ◇ 実験データ：下方位置の温度</p>	
 <p>HM-1 試験：下部区画</p> <p>○ 解析結果：ノード1 ○ 解析結果：ノード2 ▽ 実験データ：上限値 ◇ 実験データ：下限値</p>	 <p>□ ケース HM-1：下部区画</p> <p>○ 解析結果：ノード1 ○ 解析結果：ノード2 ▽ 実験データ：上限値 ◇ 実験データ：下限値</p>	
<p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 4.2-31 CSTF 実験ベンチマーク解析結果 (ケース HM-1)</p>	<p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 4.2-20 CSTF 実験ベンチマーク解析結果 (ケース HM-1)</p>	

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

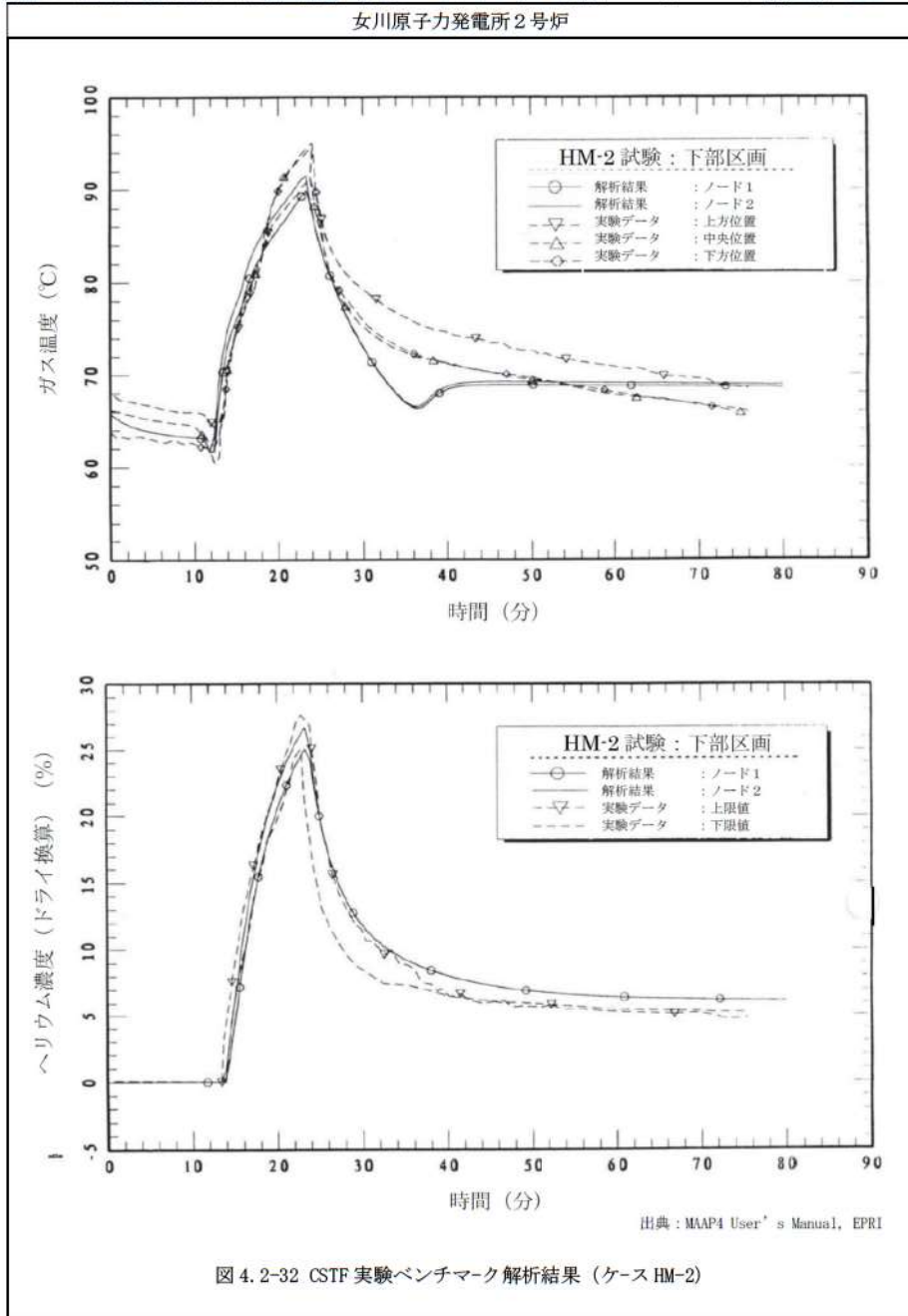


図 4.2-32 CSTF 実験ベンチマーク解析結果 (ケース HM-2)

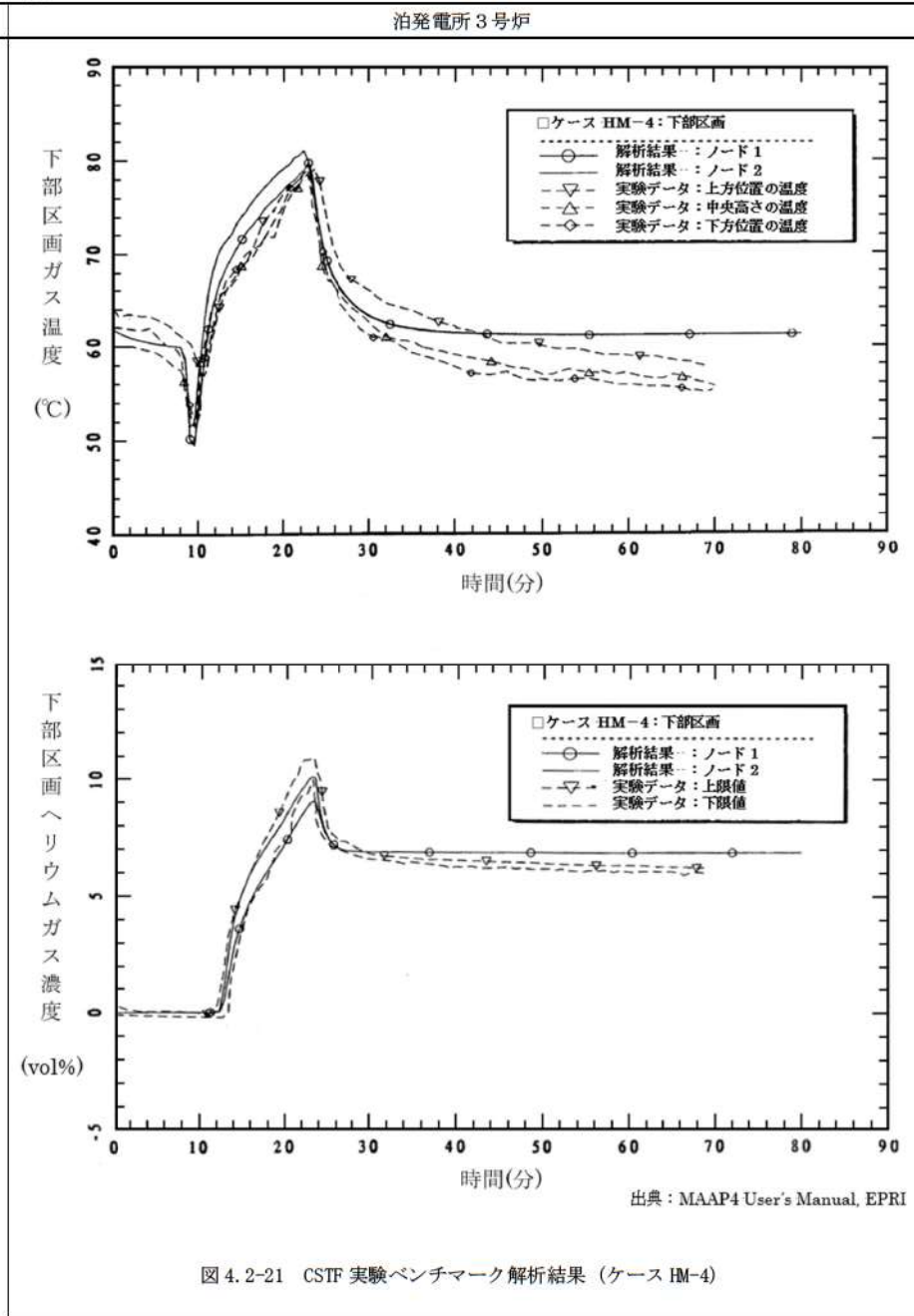


図 4.2-21 CSTF 実験ベンチマーク解析結果 (ケース HM-4)

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

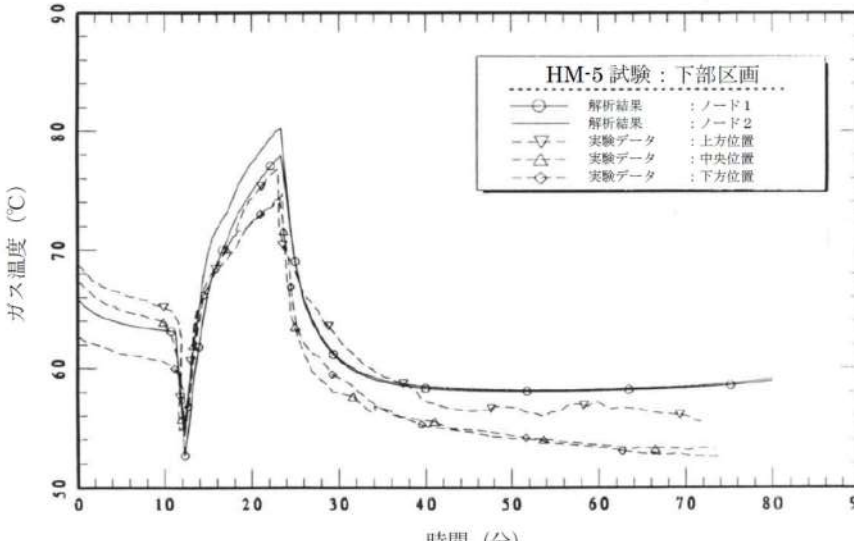
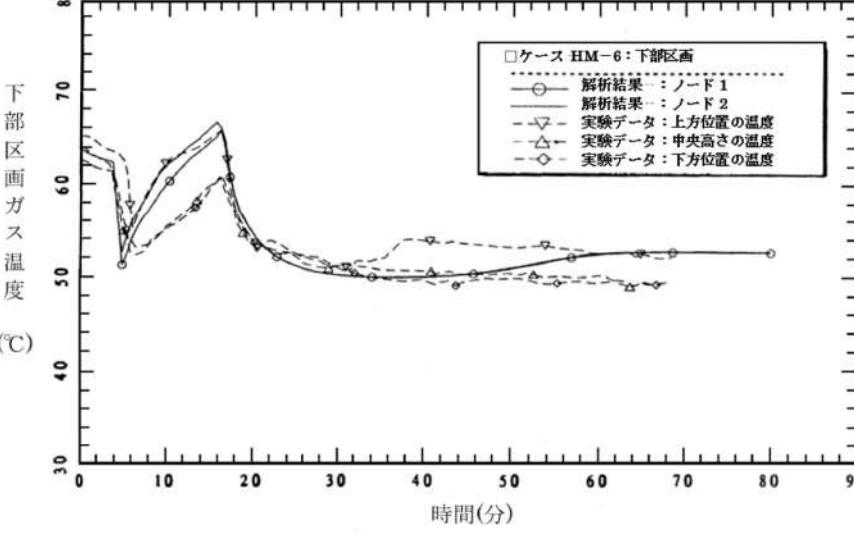
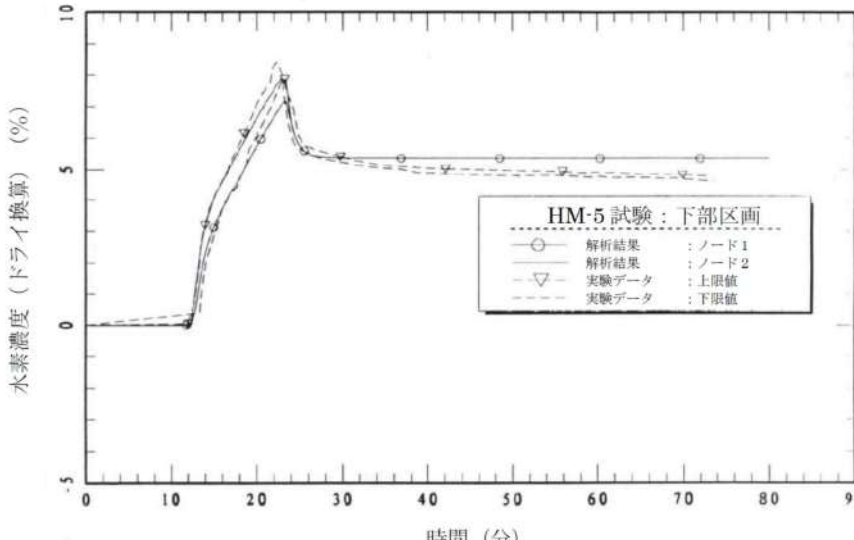
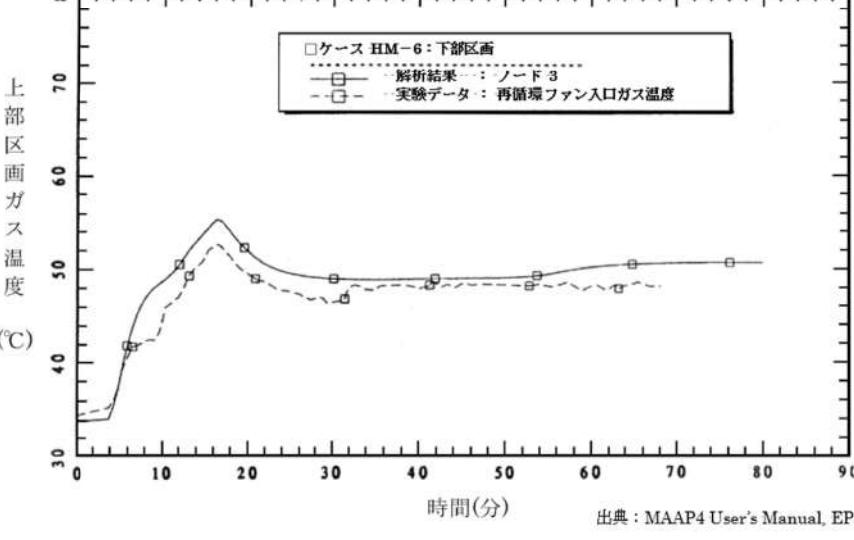
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>HM-5 試験：下部区画</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 解析結果：ノード1 ● 解析結果：ノード2 ▽ 実験データ：上方位置 △ 実験データ：中央位置 ◇ 実験データ：下方位置 	 <p>下部区画ガス温度 (°C)</p> <p>□ ケース HM-6：下部区画</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 解析結果：ノード1 ● 解析結果：ノード2 ▽ 実験データ：上方位置の温度 △ 実験データ：中央高さの温度 ◇ 実験データ：下方位置の温度 	
 <p>HM-5 試験：下部区画</p> <ul style="list-style-type: none"> ○ 解析結果：ノード1 ● 解析結果：ノード2 ▽ 実験データ：上限値 △ 実験データ：下限値 	 <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"> ○ 解析結果：ノード3 ● 実験データ：再循環ファン入口ガス温度 	

図 4.2-23 CSTF 実験ベンチマーク解析結果 (ケース HM-5)

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>下部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>	

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^[17]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、コリウムが溶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>UO₂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溶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 燃料のコリウム溶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。溶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^[17]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、コリウム溶融物が入っている。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溶融物頂部付近に接続されて、コリウム模擬物が溶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、コリウム溶融物監視用ポート（光学温度計とビデオカメラ付き）が 3 つ付いている。</p> <p>コリウム溶融物の組成は UO₂ 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 のコリウム溶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、コリウム溶融物はタングステンの電極で加熱され溶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 秒でのコリウム溶融物温度は、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、コリウム溶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。実験における伝熱量は平均 220kW、側壁への熱損失は平均 120 kW で、これらを境界条件として与えている。侵食開始時の溶融プール温度は 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>UO₂</td><td>216</td><td>219</td><td>188.5</td></tr> <tr><td>ZrO₂</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>Fe₂O₃</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>NiO</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>Cr₂O₃</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>SiO₂</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>La₂O₃</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>CeO₂</td><td>1.3</td><td>1.3</td><td>2.32</td></tr> <tr><td>MoO₂</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>ZrTe₂</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>B₄C</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 ₂	216	219	188.5	ZrO ₂	42.5	18.5	59.4	Zr	13.4	21.1	17.7	Zirc-4	-	1.8	1.1	Fe ₂ O ₃	-	-	-	NiO	-	-	-	Cr ₂ O ₃	-	-	-	SS-304	-	9.1	0.6	CaO	3.0	7.3	11.5	SiO ₂	20.9	16.9	12.5	BaO	0.8	0.79	1.4	La ₂ O ₃	0.6	0.6	1.14	SrO	0.5	0.5	0.96	CeO ₂	1.3	1.3	2.32	MoO ₂	0.9	0.94	1.7	SnTe	0.2	-	-	ZrTe ₂	-	0.2	0.18	Ru	-	0.38	-	B ₄ 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>UO₂</td><td>216</td><td>219</td></tr> <tr><td>ZrO₂</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>Fe₂O₃</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>NiO</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>Cr₂O₃</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>SiO₂</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>La₂O₃</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>CeO₂</td><td>1.3</td><td>1.3</td></tr> <tr><td>MoO₂</td><td>0.9</td><td>0.94</td></tr> <tr><td>SnTe</td><td>0.2</td><td>-</td></tr> <tr><td>ZrTe₂</td><td>-</td><td>0.2</td></tr> <tr><td>Ru</td><td>-</td><td>0.38</td></tr> <tr><td>B₄C</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>SiO₂</td><td>69</td><td>69</td></tr> <tr><td>CaO</td><td>13.5</td><td>13.5</td></tr> <tr><td>Al₂O₃</td><td>4</td><td>4</td></tr> <tr><td>K₂O</td><td>1.4</td><td>1.4</td></tr> <tr><td>Fe₂O₃</td><td>1.0</td><td>1.0</td></tr> <tr><td>TiO₂</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>Na₂O</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>Cr₂O₃</td><td>0.01</td><td>0.01</td></tr> <tr><td>H₂O + CO₂</td><td>7.9</td><td>7.9</td></tr> <tr><td>Concrete Type</td><td>S¹</td><td>S¹</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 S¹：ケイ土系</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	Constituent (kg)	L2	L6	UO ₂	216	219	ZrO ₂	42.5	18.5	Zr	13.4	21.1	Zirc-4	-	1.8	Fe ₂ O ₃	-	-	NiO	-	-	Cr ₂ O ₃	-	-	SS-304	-	9.1	CaO	3.0	7.3	MgO	-	-	SiO ₂	20.9	16.9	BaO	0.8	0.79	La ₂ O ₃	0.6	0.6	SrO	0.5	0.5	CeO ₂	1.3	1.3	MoO ₂	0.9	0.94	SnTe	0.2	-	ZrTe ₂	-	0.2	Ru	-	0.38	B ₄ C	-	-	Ag	-	1.19	In	-	0.22	Constituent (kg)	L2	L6	SiO ₂	69	69	CaO	13.5	13.5	Al ₂ O ₃	4	4	K ₂ O	1.4	1.4	Fe ₂ O ₃	1.0	1.0	TiO ₂	0.8	0.8	MgO	0.7	0.7	Na ₂ O	0.7	0.7	MnO	0.03	0.03	BaO	0.02	0.02	SrO	0.02	0.02	Cr ₂ O ₃	0.01	0.01	H ₂ O + CO ₂	7.9	7.9	Concrete Type	S ¹	S ¹	TOTALS	99.1	99.08	
成分(kg)	L2	L6	L7																																																																																																																																																																																																												
UO ₂	216	219	188.5																																																																																																																																																																																																												
ZrO ₂	42.5	18.5	59.4																																																																																																																																																																																																												
Zr	13.4	21.1	17.7																																																																																																																																																																																																												
Zirc-4	-	1.8	1.1																																																																																																																																																																																																												
Fe ₂ O ₃	-	-	-																																																																																																																																																																																																												
NiO	-	-	-																																																																																																																																																																																																												
Cr ₂ O ₃	-	-	-																																																																																																																																																																																																												
SS-304	-	9.1	0.6																																																																																																																																																																																																												
CaO	3.0	7.3	11.5																																																																																																																																																																																																												
SiO ₂	20.9	16.9	12.5																																																																																																																																																																																																												
BaO	0.8	0.79	1.4																																																																																																																																																																																																												
La ₂ O ₃	0.6	0.6	1.14																																																																																																																																																																																																												
SrO	0.5	0.5	0.96																																																																																																																																																																																																												
CeO ₂	1.3	1.3	2.32																																																																																																																																																																																																												
MoO ₂	0.9	0.94	1.7																																																																																																																																																																																																												
SnTe	0.2	-	-																																																																																																																																																																																																												
ZrTe ₂	-	0.2	0.18																																																																																																																																																																																																												
Ru	-	0.38	-																																																																																																																																																																																																												
B ₄ C	-	-	1.0																																																																																																																																																																																																												
Ag	-	1.19	-																																																																																																																																																																																																												
In	-	0.22	-																																																																																																																																																																																																												
Constituent (kg)	L2	L6																																																																																																																																																																																																													
UO ₂	216	219																																																																																																																																																																																																													
ZrO ₂	42.5	18.5																																																																																																																																																																																																													
Zr	13.4	21.1																																																																																																																																																																																																													
Zirc-4	-	1.8																																																																																																																																																																																																													
Fe ₂ O ₃	-	-																																																																																																																																																																																																													
NiO	-	-																																																																																																																																																																																																													
Cr ₂ O ₃	-	-																																																																																																																																																																																																													
SS-304	-	9.1																																																																																																																																																																																																													
CaO	3.0	7.3																																																																																																																																																																																																													
MgO	-	-																																																																																																																																																																																																													
SiO ₂	20.9	16.9																																																																																																																																																																																																													
BaO	0.8	0.79																																																																																																																																																																																																													
La ₂ O ₃	0.6	0.6																																																																																																																																																																																																													
SrO	0.5	0.5																																																																																																																																																																																																													
CeO ₂	1.3	1.3																																																																																																																																																																																																													
MoO ₂	0.9	0.94																																																																																																																																																																																																													
SnTe	0.2	-																																																																																																																																																																																																													
ZrTe ₂	-	0.2																																																																																																																																																																																																													
Ru	-	0.38																																																																																																																																																																																																													
B ₄ C	-	-																																																																																																																																																																																																													
Ag	-	1.19																																																																																																																																																																																																													
In	-	0.22																																																																																																																																																																																																													
Constituent (kg)	L2	L6																																																																																																																																																																																																													
SiO ₂	69	69																																																																																																																																																																																																													
CaO	13.5	13.5																																																																																																																																																																																																													
Al ₂ O ₃	4	4																																																																																																																																																																																																													
K ₂ O	1.4	1.4																																																																																																																																																																																																													
Fe ₂ O ₃	1.0	1.0																																																																																																																																																																																																													
TiO ₂	0.8	0.8																																																																																																																																																																																																													
MgO	0.7	0.7																																																																																																																																																																																																													
Na ₂ O	0.7	0.7																																																																																																																																																																																																													
MnO	0.03	0.03																																																																																																																																																																																																													
BaO	0.02	0.02																																																																																																																																																																																																													
SrO	0.02	0.02																																																																																																																																																																																																													
Cr ₂ O ₃	0.01	0.01																																																																																																																																																																																																													
H ₂ O + CO ₂	7.9	7.9																																																																																																																																																																																																													
Concrete Type	S ¹	S ¹																																																																																																																																																																																																													
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

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. 2-6 ACE 実験におけるコンクリート成分					
成分 (kg)	L2	L6	L7		
SiO ₂	69	69	28. 3		
CaO	13. 5	13. 5	26. 0		
Al ₂ O ₃	4	4	3. 5		
K ₂ O	1. 4	1. 4	0. 6		
Fe ₂ O ₃	1	1	1. 6		
TiO ₂	0. 8	0. 8	0. 14		
MgO	0. 7	0. 7	9. 6		
Na ₂ 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 ₂ O ₃	0. 01	0. 01	0. 009		
H ₂ O+CO ₂	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					

MAAP-174

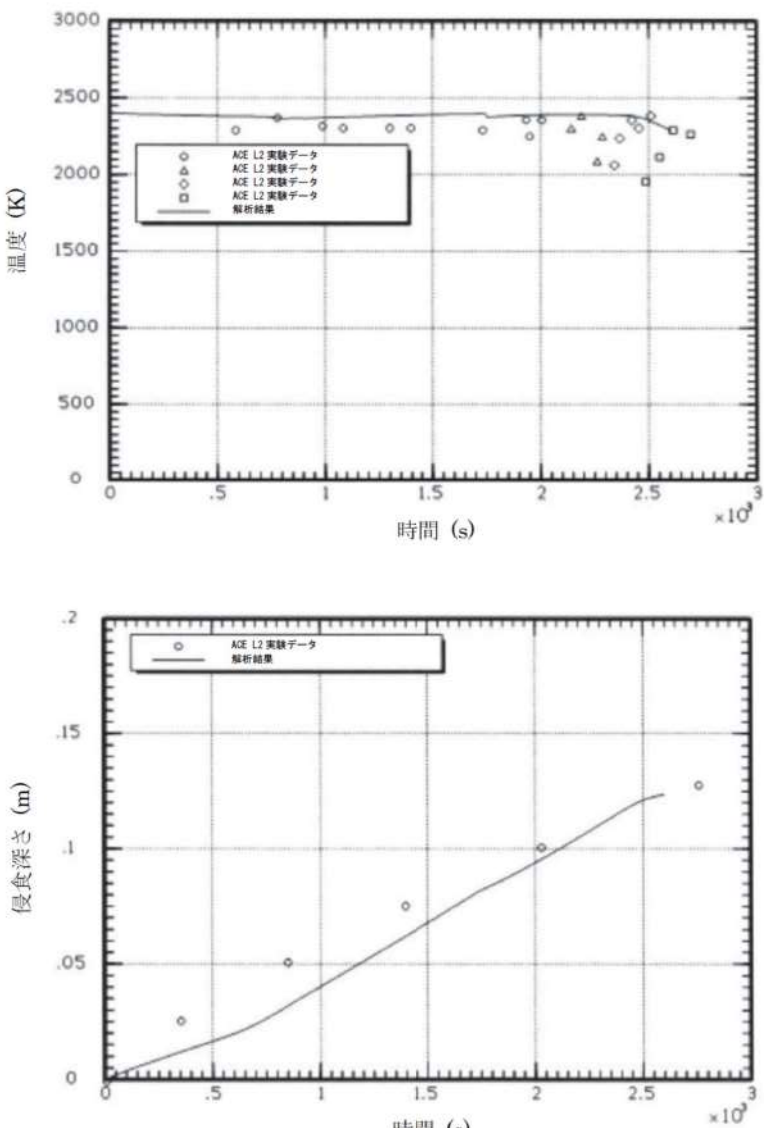
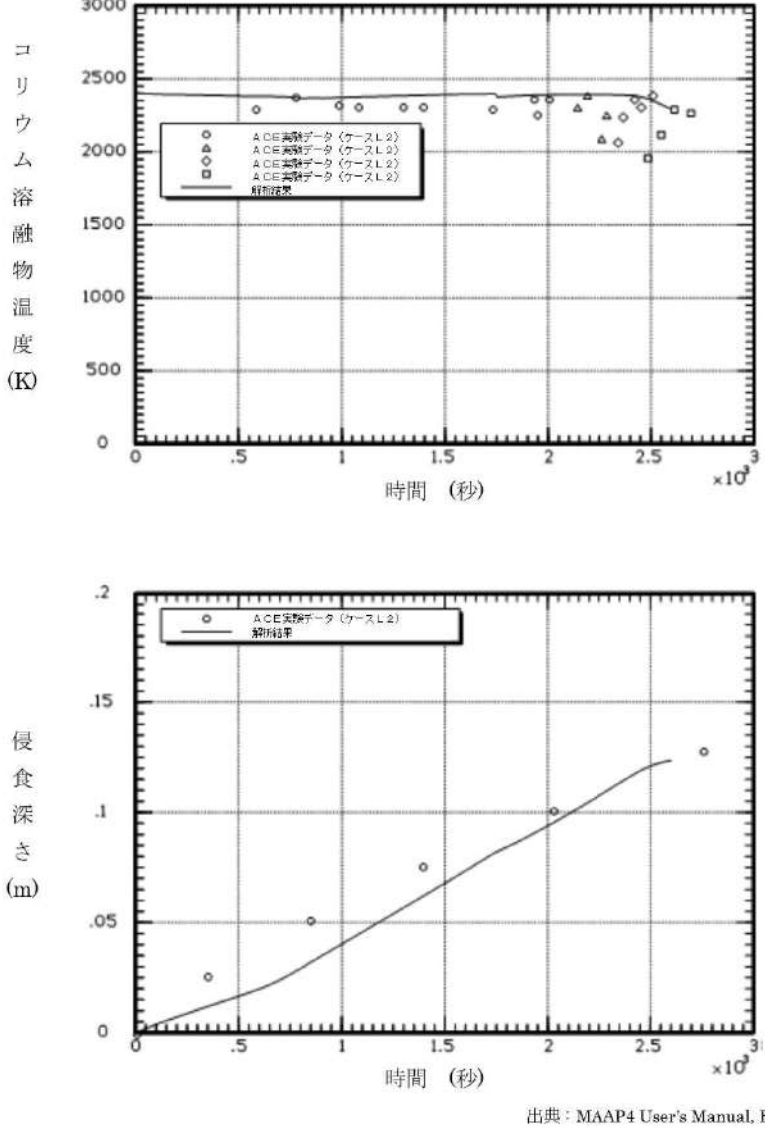
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 下線：従来のPWRの公開文献から追加した内容

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 4.2-34 ACE 実験装置の概要</p>	<p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</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) $\times 10^3$</p> <p>温度 (K)</p> <p>時間 (秒) $\times 10^3$</p> <p>侵食深さ (m)</p> <p>時間 (s) $\times 10^3$</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) $\times 10^3$</p> <p>侵食深さ (m)</p> <p>時間 (秒) $\times 10^3$</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)</p> <p>コリウム溶融物：PWR コリウム溶融物（部分酸化）</p> <p>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

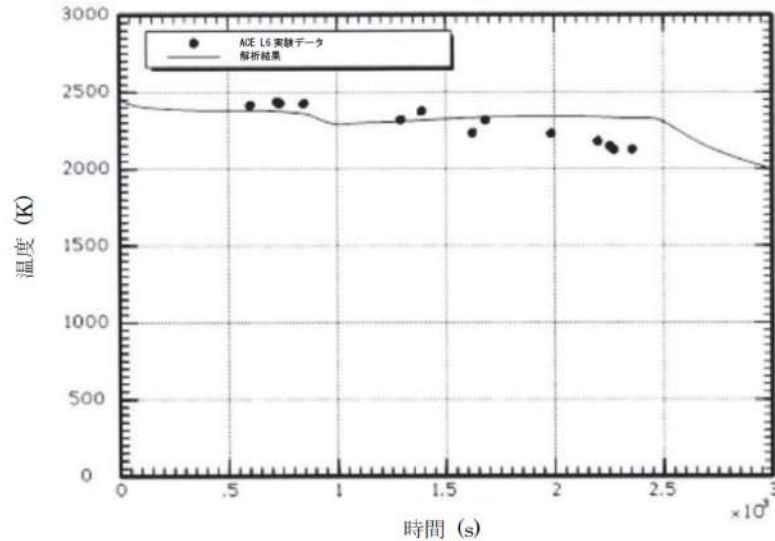
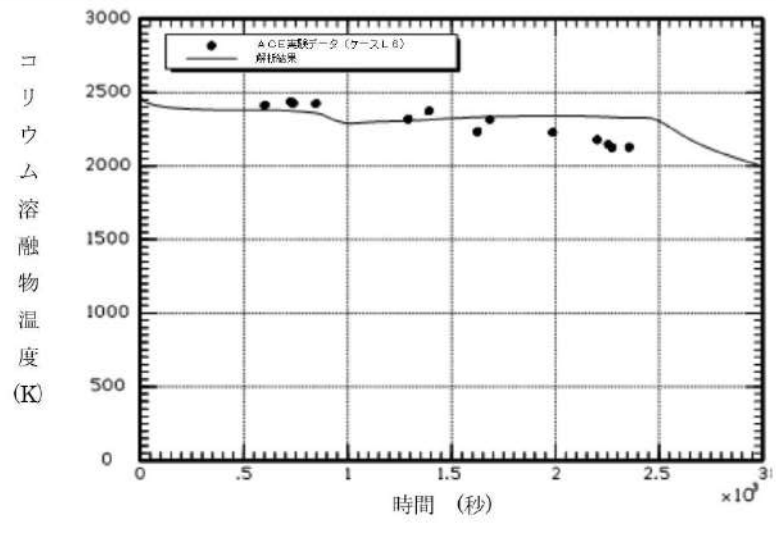
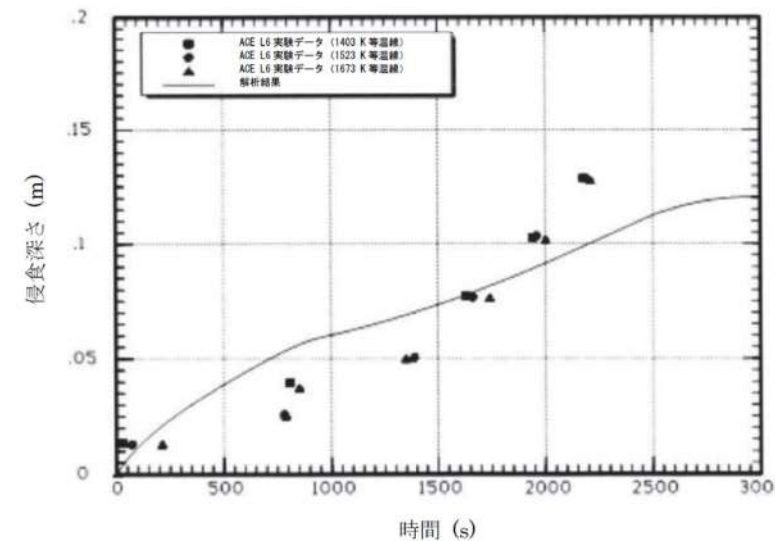
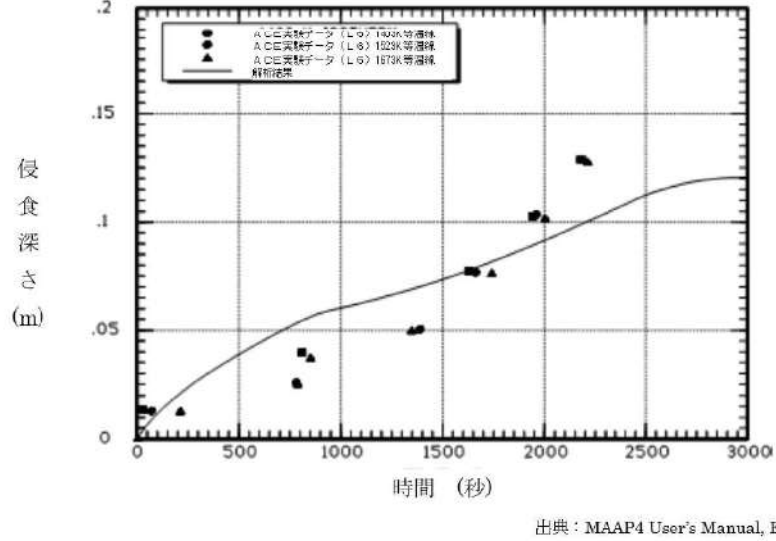
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>温度 (K)</p> <p>時間 (s) $\times 10^3$</p> <p>ACE L6 実験データ 解析結果</p>	 <p>コリウム 溶融物 温度 (K)</p> <p>時間 (秒) $\times 10^3$</p> <p>ACE 実験データ (ケースL6) 解析結果</p>	
 <p>侵食深さ (m)</p> <p>時間 (s)</p> <p>ACE L6 実験データ (1400 K等温線) ACE L6 実験データ (1523 K等温線) ACE L6 実験データ (1673 K等温線) 解析結果</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	 <p>侵食深さ (m)</p> <p>時間 (秒)</p> <p>ACE 実験データ (L6) 1400 K等温線 ACE 実験データ (L6) 1523 K等温線 ACE 実験データ (L6) 1673 K等温線 解析結果</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	

図 4.2-37 ACE 実験の解析結果 (L6 実験)

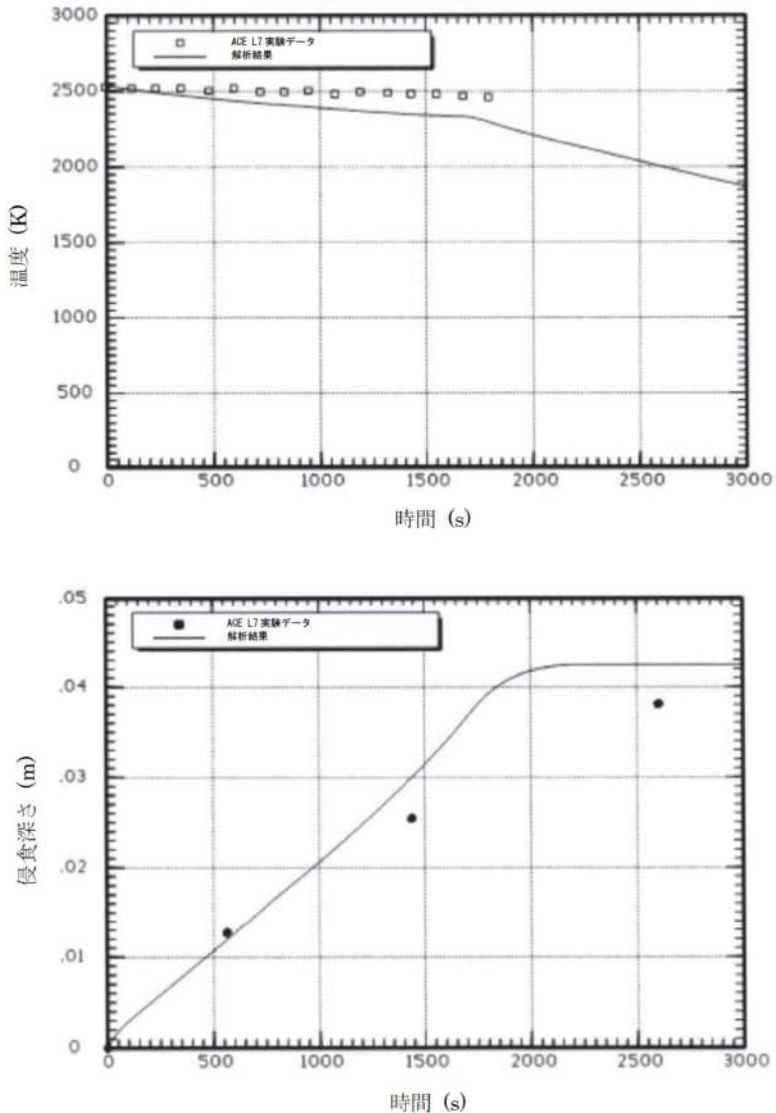
図 4.2-26 ACE 実験ベンチマーク解析結果 (ケース L6)

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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)</p> <p>温度 (K)</p> <p>時間 (s)</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 4.2-38 ACE 実験の解析結果 (L7 実験)</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>4.2.6 SURC-4 実験解析</p> <p>(1) 実験の概要</p> <p>SURC-4 実験^[14]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 Urania-Concrete Interaction) 実験^[18]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、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、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。溶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、SURC 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>	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
 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>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 4.2-40 SURC-4 実験の解析結果</p>	<p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 4.2-28 SURC-4 実験の模擬解析結果</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>蒸気発生器圧力は、全体的に実験データと一致しているが、実験では約50秒に伝熱管が露出して減圧するのに対して、MAAPコードではやや遅れる結果となっている。また、同様に、破断流量も50秒まではよく一致し、その後はMAAPコードが高めに推移している。</p> <p>初期の応答（～約50秒）に着目すると、実験データでは、蒸気ドームの二相水位が2.5秒後に蒸気発生器頂部に達することで液相放出が開始し、約30秒まで継続した後に蒸気放出へと移行するが、MAAPコードにおいても実験データと同等の応答が得られており、これは、MAAPコードの解析モデルが、伝熱部入口での逆流（伝熱部からダウンカマへの流れ）と、上部ドームでの二相水位膨張を考慮できているためである。33秒時点での放出質量は実験データが363kg（初期質量の約60%）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

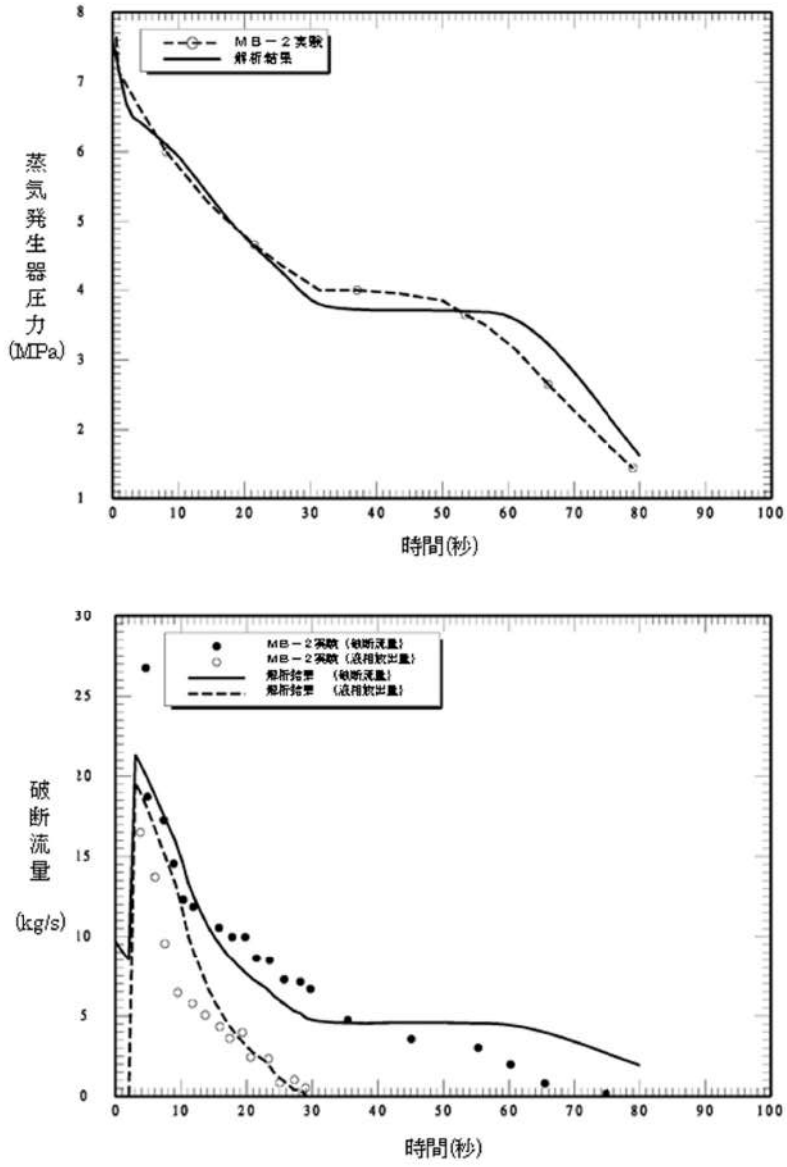
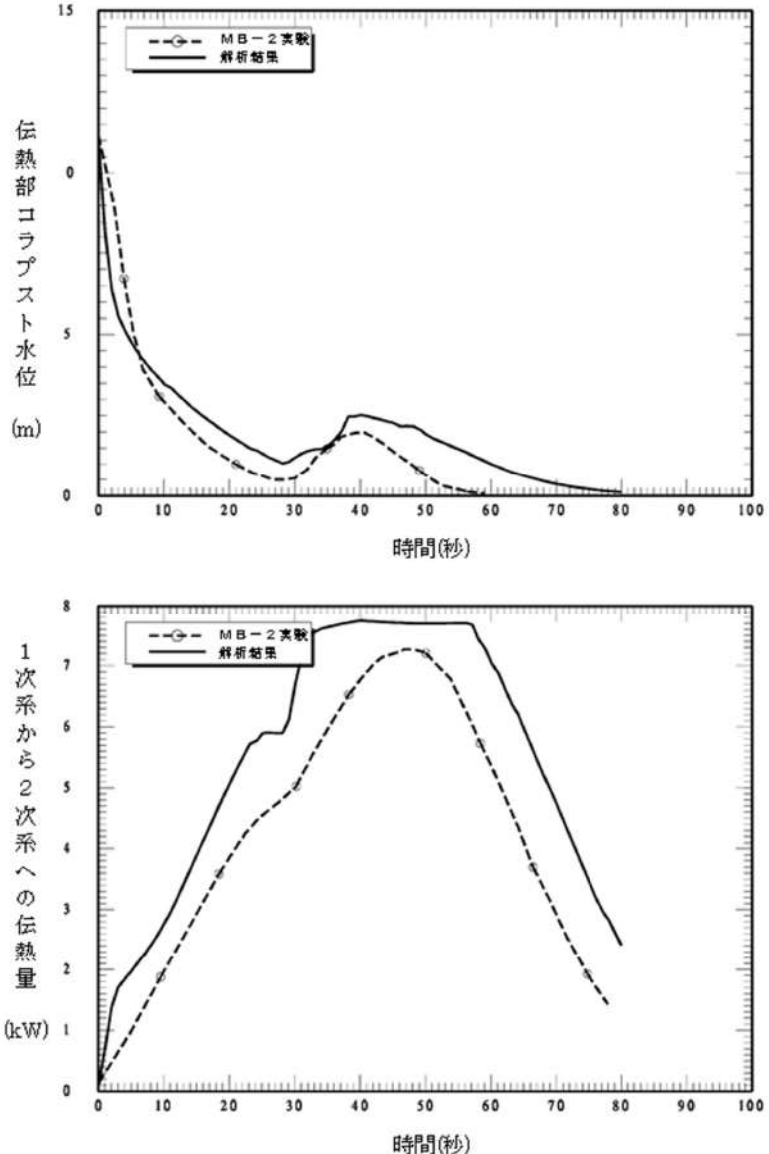
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>The figure contains two vertically stacked line graphs. The top graph plots '蒸気発生器圧力 (MPa)' (Steam generator pressure in MPa) on the y-axis (ranging from 1 to 8) against '時間(秒)' (Time in seconds) on the x-axis (ranging from 0 to 100). It compares 'MB-2 実験' (MB-2 experiment, 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 2 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).</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	

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

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>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

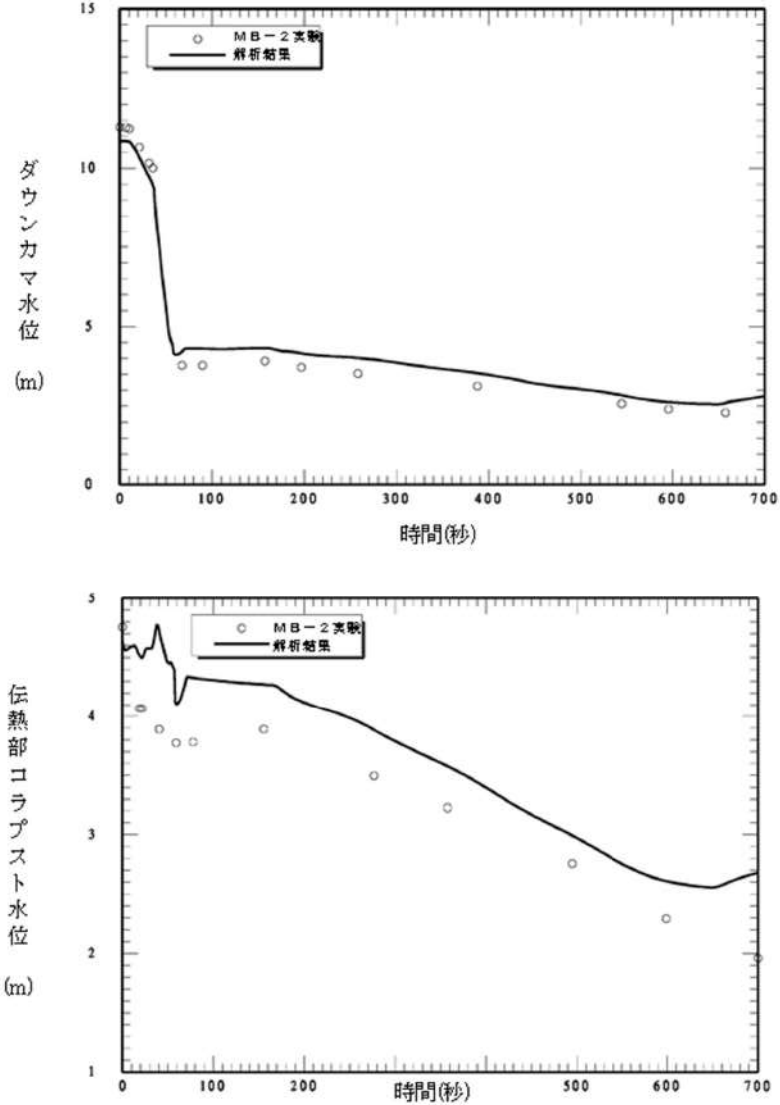
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて (第3部 MAAPコード)

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 (°C)</p> <p>時間(秒)</p> <p>MB-2実験 解析結果</p>	

出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

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)

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	 <p>ダウンカマ水位 (m)</p> <p>伝熱部コラプスト水位 (m)</p> <p>時間(秒)</p> <p>時間(秒)</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p>図 4.2-31 MB-2 実験ベンチマーク解析結果（給水流量喪失）(2/2)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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