

資料 2 - 2

泊発電所 3 号炉 審査資料	
資料番号	SAE11-9 r.0.0
提出年月日	令和5年5月23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 5 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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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 EURLSAFE 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 EURLSAFE における物理現象と抽出された物理現象の対応確認 71 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-RELAPS 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>※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 コードの目次比較は比較表「MAAP 目次比較」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	
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)		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>記載内容の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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格納容器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 	
原子炉出力(中性子束)	<p>従来許認可解析 (ABWR主蒸気隔離弁の誤閉止)</p> <p>原子炉スクラムによる出力低下</p> <ol style="list-style-type: none"> 中性子束 (%) 原子炉出力低下率 (%) 原子炉出力変動率 (%) 原子炉出力変動率 (%) 原子炉出力変動率 (%) 原子炉出力変動率 (%) 	<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>原子炉スクラム失敗による出力上昇</p> <ol style="list-style-type: none"> 中性子束 (%) 原子炉出力低下率 (%) 原子炉出力変動率 (%) 原子炉出力変動率 (%) 原子炉出力変動率 (%) 原子炉出力変動率 (%) 	<p>原子炉格納容器圧力</p> <p>従来許認可解析* (原子炉冷却材喪失)</p> <p>原子炉格納容器圧力 (MPa Gauge)</p> <p>時間 (時)</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> <p>原子炉格納容器圧力 (MPa Gauge)</p> <p>時間 (時)</p>
原子炉圧力	<p>原子炉スクラム及び過がし弁閉鎖による圧力低下</p> <ol style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 (MPa) 原子炉圧力低下率 (%) 過がし弁閉鎖による圧力低下 過がし弁閉鎖による圧力低下 過がし弁閉鎖による圧力低下 過がし弁閉鎖による圧力低下 	<p>過がし弁閉鎖による圧力低下</p> <p>原子炉スクラム失敗及び過がし弁閉鎖による圧力制御</p> <ol style="list-style-type: none"> 原子炉圧力 (MPa) 原子炉圧力低下率 (%) 過がし弁閉鎖による圧力低下 過がし弁閉鎖による圧力低下 過がし弁閉鎖による圧力低下 過がし弁閉鎖による圧力低下 	<p>原子炉格納容器雰囲気温度</p> <p>原子炉格納容器雰囲気温度 (°C)</p> <p>時間 (時)</p>		<p>原子炉格納容器雰囲気温度 (°C)</p> <p>時間 (時)</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>格納容器プール水温度 (°C)</p> <p>事故発生の時間 (分)</p>	<p>格納容器プール水温度 (°C)</p> <p>事故発生の時間 (分)</p>	<p>原子炉格納容器雰囲気温度 (°C)</p> <p>時間 (時)</p>		<p>原子炉格納容器雰囲気温度 (°C)</p> <p>時間 (時)</p>
運転特性図	<p>運転特性図</p> <p>原子炉出力 (%)</p> <p>時間 (分)</p>	<p>運転特性図</p> <p>原子炉出力 (%)</p> <p>時間 (分)</p>	<p>運転特性図</p> <p>原子炉出力 (%)</p> <p>時間 (時)</p>		<p>運転特性図</p> <p>原子炉出力 (%)</p> <p>時間 (時)</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

商業機密に属するため公開できません。

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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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="1133 204 1895 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 <small>※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</small> </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 <small>※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</small> </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 <small>※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</small>	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 <small>※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</small>	<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 <small>※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</small>	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 <small>※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</small>					

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)					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REDIY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。	
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：定格出力条件 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。	事故事件	原子炉冷却材喪失 (蒸気発生器出口側配管両端破断)	全交流動力電源喪失 (原子炉格納容器冷却機能喪失との重畳を想定し、破損した1次冷却材ポンプシール部から原子炉格納容器内への1次冷却材の漏えいを考慮)	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	主蒸気隔離弁の誤閉止	同左	無	差異はない。	原子炉格納容器 内自由体積	63,500 m ³ (最小評価)	同左	無		差異はない。
	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。
	件	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。	再蒸発ポンプ慣性	設計値	同左		無
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	代替再蒸発トリップ機能	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 (泊発電所3号炉 重大事故等対策の有効性評価 添付資料6.5.1 重大事故等対策の有効性評価の一般データ(事象共通データ)、第6表参照)	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	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緩慢に推移する。
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 1V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。						
	再蒸発ポンプ慣性	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）						
	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	
解 析 条 件	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。	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）
	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。	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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																	
<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 REDY 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	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(核)	核分裂出力 出力分布 変化 反応度ブ イードバ ック効果	同左	有	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	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）。	
	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(MCLR)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	—		
	沸騰遷移	(SCATコードによる評価)	(SCATコードによる評価)	—	—		
	燃料被覆管腐化	(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)	—	—			

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効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)												【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）。
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】	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）。						
	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	事象発生後長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SCAT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SCAT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	【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）。						
	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】		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（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。			

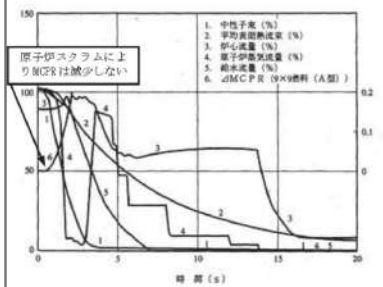
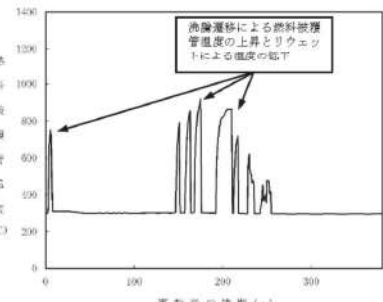
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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			
表2-1 RE-DY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 (11/11)					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 (8/10)					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RE-DY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。			
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。	物理現象	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
	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かったため、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液滴が放出され、蒸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蒸気間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蒸気間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動を想定するため、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蒸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。		
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)					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)								
物理現象	原子炉格納容器	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蒸気温度が低下する。	有	格納容器再循環ユニットは使用しない。	同左	同左	同左	同左	同左	同左	同左	
	原子炉格納容器	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	格納容器再循環ユニットは使用しない。	同左	同左	同左	同左	同左	同左	同左	同左	同左	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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>		
<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>原子炉出力の上昇によりMCCR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 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>※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> <ul style="list-style-type: none"> ・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。
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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAP コード (MAAP 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
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	※付録3の MAAP に関する資料のうち、女川の項目に対応する目次について泊と女川を比較 ※3.5 は女川相当となるよう記載を追記（比較表「MAAP 追加事項」参照） 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 は女川相当となるよう新規作成（比較表「MAAP 追加事項」参照）
2.	重要現象の特定	2.	重要現象の特定	
2.1	重要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	解析モデルについて	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	
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	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAP コード (MAAP 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
	添付1		添付1	
	高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止について		高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止について	
1.	まえがき	1.	まえがき	
2.	現象の概要	2.	現象の概要	
3.	不確かさに関する整理	3.	不確かさに関する整理	※3. は女川相当となるよう記載を追記（比較表「MAAP 追加事項」参照）
4.	感度解析と評価	4.	感度解析と評価	
4.1	パラメータ感度解析	4.1	パラメータ感度解析	
5.	まとめ	5.	まとめ	
付録1	Surry 型原子炉下部キャビティの1/42 スケール実験	添付1-1	Surry 型原子炉下部キャビティの1/42 スケール実験	
		添付1-2	1次系圧力が2.0MPa[gage]近傍にて停滞する現象について	記載内容の相違
付録2	溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析条件に用いる係数の妥当性	添付1-3	溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析条件に用いる係数の妥当性	※女川の付録2, 3相当の資料を新規作成（比較表「MAAP 追加事項」参照）
付録3	溶融デブリと原子炉圧力容器間の熱伝達におけるギャップ冷却について	添付1-4	溶融デブリと原子炉容器の熱伝達におけるギャップ冷却	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAP コード (MAAP 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
添付2		添付2		
溶融炉心と冷却材の相互作用について		溶融炉心と冷却材の相互作用について		
1.	まえがき	1.	まえがき	
2.	現象の概要	2.	現象の概要	
3.	これまでの知見の整理	3.	これまでの知見の整理	
3.1	FCI 実験の概要	3.1	FCI 実験の概要	※女川の3.1相当となるよう「TROI, SERENA 実験」に関する資料を新規作成（比較表「MAAP 追加事項」参照）
3.2	FCI 実験の知見の整理	3.2	FCI 実験の知見の整理	※女川の3.2相当となるよう「FCI と MCCI を考慮した格納容器下部水張りの考え方」について3.2に追記（比較表「MAAP 追加事項」参照） 「TROI, SERENA 実験」に関する記載を追記（比較表「MAAP 追加事項」参照）
4.	不確かさに関する整理	4.	不確かさに関する整理	
5.	感度解析と評価	5.	感度解析と評価	
6.	まとめ	6.	まとめ	
付録1	FARO 実験による MAAP の圧力スパイクモデルの妥当性確認	添付2-1	FARO 実験による MAAP の圧力スパイクモデルの妥当性確認	※女川の付録1相当である資料を新規作成（比較表「MAAP 追加事項」参照）

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAP コード (MAAP 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
添付3		添付3		
溶融炉心とコンクリートの相互作用について		溶融炉心とコンクリートの相互作用について		
1.	まえがき	1.	まえがき	
2.	現象の概要	2.	現象の概要	
3.	これまでの知見の整理	3.	知見の整理	
4.	評価モデルと不確かさに関する整理	4.	不確かさに関する整理	記載表現の相違
4.1	MCCI 評価モデル			・泊では4.「不確かさに関する整理」に女川の4.1、4.2 相当の内容を記載
4.2	MCCI 評価における不確かさの整理			
5.	感度解析と評価	5.	感度解析と評価	
6.	まとめ	6.	まとめ	
付録1	ドライ条件での MCCI 実験			記載表現の相違
付録2	注水を伴った MCCI 実験			・泊では3.に女川の付録1～3 相当の内容を記載
付録3	溶融物の水中落下時の細粒化実験と解析モデル			
付録4	溶融物の拡がり実験	添付3-1	溶融炉心の水中での拡がり評価について	
付録5	粒子ベッドの冷却性実験と解析モデル	添付3-2	粒子状ベッドの冷却性実験と解析モデル	※女川の付録5相当である資料を新規作成（比較表「MAAP 追加事項」参照）

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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;">【第5部 MAAP より抜粋】</p> <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。</p> <p>これらの入力作成の流れを図3.5.2に示す。</p>	<p style="text-align: center;">【第3部 MAAP コードより抜粋】</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次系圧力及び温度、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次系圧力 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>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。これらの入力作成の流れを図1に示す。</p>	<p>※女川相当となるよう記載を追記</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="488 172 707 193">【第5部 MAAP より抜粋】</p> <p data-bbox="147 240 445 261">別添1 新知見への対応について</p> <p data-bbox="147 312 266 333">1. はじめに</p> <p data-bbox="165 347 927 368">MAAP コードは、福島第一原子力発電所1～3号機の事象進展解析に適用されている^[1]。</p> <p data-bbox="147 381 1043 507">これらの解析では、システムの応答や外部注水流量等の不確かさの大きな境界条件については、当時の記録に基づいた分析や一部推定を行った上で設定されており、解析結果と実測データとの比較が行われている。この比較結果から、相違点があるプラント挙動や物理現象については検討課題として抽出し、個別に評価・検討が行われている。</p> <p data-bbox="147 520 1043 646">以下では、この検討を通じて得られた課題や知見のうち、MAAP コードで対象とする現象評価に関連する内容と有効性評価への影響について検討する。また、MAAP コードの改良は米国 EPRI を中心とした MAAP User's Group のもとで継続的に進められており、改良の動向と有効性評価への影響について検討する。</p> <p data-bbox="147 697 880 718">2. 福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項と有効性評価への影響</p> <p data-bbox="147 730 483 751">2.1 未確認・未解明事項について</p> <p data-bbox="147 764 1043 821">福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項^[2]のうち、有効性評価に対して影響し得る項目を抽出し、MAAP コードによる有効性評価で留意すべき事項を以下の4項目に大別した。</p> <p data-bbox="147 904 622 925">(1) 原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について</p> <p data-bbox="147 938 1043 1099">原子炉圧力容器の水位が低下し炉心が露出すると、過熱した炉心から発生する高温ガスや過熱蒸気により、原子炉圧力容器バウダリが通常よりも高い温度となる。1号機の MAAP 解析においては、この原子炉内温度の上昇によって原子炉内核計装のドライチューブや主蒸気管フランジ等の原子炉圧力容器上部からドライウェルへの気相漏えいが発生したと仮定している。この現象によって、原子炉圧力容器破損タイミングや格納容器圧力及び温度の上昇等の事象進展に影響を及ぼす可能性がある。</p> <p data-bbox="147 1182 483 1203">(2) 熔融炉心の下部プレナム落下挙動</p> <p data-bbox="147 1216 1043 1417">1号機の MAAP 解析において、原子炉圧力は3月11日22時頃に急峻なピークを示している。MAAP コードでは、炉心損傷の進展に伴って、固化クラストによって閉塞領域が形成されると熔融炉心は一旦保持されるものの、クラストの破損に伴って、熔融炉心が下部プレナムへの落下を開始するというモデルを採用していることに起因すると考えられる。一方、複雑な下部構造を持つ BWR では、燃料支持金具の冷却水の通過口から熔融した炉心が降下し、下部プレナムに流れ落ちる経路や、熔融プールが炉心の径方向に拡大し、外周部のバイパス領域へ流出し、下部プレナムへ流れ落ちる経路、更に炉心シ</p>	<p data-bbox="1368 172 1653 193">【第3部 MAAP コードより抜粋】</p> <p data-bbox="1064 240 1361 261">別添1 新知見への対応について</p> <p data-bbox="1064 312 1182 333">1. はじめに</p> <p data-bbox="1081 347 1843 368">MAAP コードは、福島第一原子力発電所1～3号機の事象進展解析に適用されている^[1]。</p> <p data-bbox="1064 381 1960 507">これらの解析では、システムの応答や外部注水流量等の不確かさの大きな境界条件については、当時の記録に基づいた分析や一部推定を行った上で設定されており、解析結果と実測データとの比較が行われている。この比較結果から、相違点があるプラント挙動や物理現象については検討課題として抽出し、個別に評価・検討が行われている。</p> <p data-bbox="1064 520 1960 646">以下では、この検討を通じて得られた課題や知見のうち、MAAP コードで対象とする現象評価に関連する内容と有効性評価への影響について検討する。また、MAAP コードの改良は米国 EPRI を中心とした MAAP User's Group のもとで継続的に進められており、改良の動向と有効性評価への影響について検討する。</p> <p data-bbox="1064 697 1796 718">2. 福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項と有効性評価への影響</p> <p data-bbox="1064 730 1373 751">2.1 未確認・未解明事項について</p> <p data-bbox="1064 764 1960 855">福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項^[2]のうち、有効性評価に対して影響し得る項目を抽出し、MAAP コードによる有効性評価で留意すべき事項を以下の4項目に大別した。その選定方法については、別紙に示す。</p> <p data-bbox="1064 904 1538 925">(1) 原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について</p> <p data-bbox="1064 938 1960 1139">原子炉圧力容器の水位が低下し炉心が露出すると、過熱した炉心から発生する高温ガスや過熱蒸気により、原子炉圧力容器バウダリが通常よりも高い温度となる。1号機の MAAP 解析においては、この原子炉内温度の上昇によって原子炉内核計装のドライチューブや主蒸気管フランジ等の原子炉圧力容器上部からドライウェルへの気相漏えいが発生したと仮定している。泊3号機においても、原子炉容器や1次冷却材配管からの気相漏えいの発生した場合には、原子炉容器破損タイミングや原子炉格納容器圧力及び温度の上昇等の事象進展に影響を及ぼす可能性がある。</p> <p data-bbox="1064 1182 1323 1203">(2) コア・コンクリート反応</p> <p data-bbox="1064 1216 1960 1417">熔融燃料が十分に冷却されない場合、熔融燃料と接触した格納容器床面のコンクリートが融点以上まで熱せられることによりコンクリートが分解するコア・コンクリート反応が生じる。コア・コンクリート反応では、水素、一酸化炭素等の非凝縮性ガスが発生する。1号機の MAAP 解析においては、コア・コンクリート反応による原子炉格納容器の侵食深さを評価しているが、実際にコア・コンクリート反応がどの程度進展していたかは不確かさが大きいと、それ以降の原子炉格納容器破損等の事故進展に影響を与える可能性があり、泊3号機の評価においても留意する必要がある。</p>	<p data-bbox="1975 172 2114 403">※別添1については女川を参考に新規に作成した資料であるため相違箇所を色塗りし相違理由を記載</p> <p data-bbox="1975 1043 2103 1064">記載表現の相違</p> <p data-bbox="1975 1182 2103 1203">記載内容の相違</p> <p data-bbox="1975 1216 2114 1417">・PWR と BWR の相違により MAAP コードによる有効性評価で留意すべき事項が一部異なるが、解析へ</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ユラウドと接触・破損させることによってダウンカムへ流出する経路等、流出経路には様々な形態が考えられる。溶融炉心の下部プレナムへの落下挙動は、それ以降の原子炉圧力容器破損等の事象進展に影響を与える可能性がある。</p> <p>(3) 圧力抑制プールの温度成層化について 3号機では、RCICによる注水期間において、原子炉格納容器圧力のMAAP解析結果と実測値に差があり、圧力抑制プールにおいて温度成層化が起きた可能性が指摘されている^[3]。MAAPコードによる有効性評価では、圧力抑制プールのプール水を単一ノードで模擬し、プール水温は均一に上昇する仮定としているのに対し、温度成層化を考慮した場合、原子炉格納容器の圧力及び温度上昇が速くなる可能性がある。</p> <p>(4) 原子炉格納容器の気相漏えいについて 1号機及び2号機のMAAP解析では、格納容器圧力等の実測値を再現するために原子炉格納容器の気相部からの漏えいを仮定しているものの、計測されたパラメータや観測事実からは、漏えい箇所やその規模については直接的な推定が得られていない。一つの要因として格納容器内部で生じた局所的な過温状態による損傷が挙げられている。一方、MAAPコードによる有効性評価では、原子炉格納容器内を代表的な区画にノード分割し、ノード内温度は均一と仮定し、温度分布を評価することはできない。</p> <p>2.2 有効性評価に対する影響について 2.1で挙げられた留意すべき事項に対して、有効性評価に対する影響について以下に考察する。これらの考察より、有効性評価で対象とする事象進展に対しては、MAAPコードによる解析への影響は小さく適用性に問題はないと判断される。</p> <p>(1) 原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について 炉心損傷に伴って発生する高温ガスにより、原子炉圧力容器からの漏えいが生じた場合、原子炉圧力の減圧を促進する。しかしながら、有効性評価において、大破断LOCAを起因事象とするシーケンスについては、起因事象発生の時点で大規模な一次冷却材圧力バウダリの喪失を仮定していることから、これらの事象による格納容器内事象進展への影響はない。</p> <p>別図1-2.2-1及び別図1-2.2-2に、炉心損傷に伴う計装用案内管破損を模擬した場合の原子炉圧力及び格納容器温度の比較を示す。これらの図から明らかなように、事象進展への影響は小さい。</p>	<p>(3) 水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動 2号機では、主蒸気逃がし安全弁（SRV）の開操作により、原子炉の強制減圧に成功した。その後原子炉圧力が上昇したことからSRVを1弁追加で開けるも圧力は低下せず、さらに別のSRVを開放したところ原子炉圧力が低下した。この原子炉圧力上昇は、炉心損傷が進んでいると考えられることから、その減圧時の蒸気放出には非凝縮性ガスである水素が大量に含まれているものと考えられる。泊3号機において、非凝縮性ガスの存在により原子炉格納容器の事故進展に影響を与える可能性がある。</p> <p>(4) 原子炉格納容器の気相漏えいについて 1号機及び2号機のMAAP解析では、格納容器圧力等の実測値を再現するために原子炉格納容器の気相部からの漏えいを仮定しているものの、計測されたパラメータや観測事実からは、漏えい箇所やその規模については直接的な推定が得られていない。一つの要因として格納容器内部で生じた局所的な過温状態による損傷が挙げられている。一方、MAAPコードによる有効性評価では、原子炉格納容器内を代表的な区画にノード分割し、ノード内温度は均一と仮定し、温度分布を評価することはできない。</p> <p>2.2 有効性評価に対する影響について 2.1で挙げられた留意すべき事項に対して、有効性評価に対する影響について以下に考察する。これらの考察より、有効性評価で対象とする事象進展に対しては、MAAPコードによる解析への影響は小さく適用性に問題はないと判断される。</p> <p>(1) 原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について 炉心損傷に伴って発生する高温ガスにより、原子炉容器からの漏えいが生じた場合、原子炉圧力の減圧を促進する。しかしながら、有効性評価において、大破断LOCAを起因事象とするシーケンス（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）、原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用、溶融炉心・コンクリート相互作用、水素燃焼）については、起因事象発生の時点で大規模な一次冷却材圧力バウダリの喪失を仮定していることから、これらの事象による原子炉格納容器内事象進展への影響はない。</p>	<p>の影響は小さく適用性に問題はない</p> <p>記載表現の相違 ・泊では具体的な破損モードを記載</p> <p>記載内容の相違 ・泊では計装用案内管破損を模擬した解析を実施している</p> <p>記載内容の相違</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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、過渡事象（TQUV）起因のシーケンスでは、原子炉圧力容器からの気相漏えいは、原子炉減圧挙動と水位低下挙動に影響する。</p> <p>高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止に係る評価においては、高温ガス発生による気相部漏えいが生じる場合には、原子炉の減圧が促進されるため、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の回避に対して有効に寄与する。さらに、原子炉圧力容器破損前に運転員による原子炉減圧操作が必須となるが、破損までには十分な時間余裕があり、気相漏えいを想定しても破損時間への影響は小さい。別図 1-2.2-3 に、炉心損傷に伴う計装用案内管破損を模擬した場合の原子炉圧力の比較を示す。計装用案内管温度が融点に到達した時点で損傷するとした本感度解析では、その損傷は原子炉減圧後に発生しており、原子炉減圧操作への影響はない。</p> <p>溶融炉心と冷却材の相互作用及び溶融炉心とコンクリートの相互作用においては、原子炉減圧後の現象を評価するため、原子炉圧力容器破損前のベドスタル注水が必須となる。しかしながら、上述のように十分な時間余裕があり、かつ、評価においては、原子炉水位が有効燃料棒底部まで低下する以前に原子炉減圧操作を実施しており、炉心損傷初期の段階であることから、原子炉圧力容器の気相漏えいを仮定しても破損時間に対する影響は小さく、運転操作に対する影響はない。</p> <p>(2) 溶融炉心の下部プレナム落下挙動</p> <p>有効性評価のうち、「格納容器過圧・過温破損」の評価において、原子炉圧力容器が破損しないシーケンスを想定するシナリオでは、溶融炉心の下部プレナム落下前に冷却される状態を対象としているため、本現象の影響はない。</p> <p>下部プレナムへの溶融炉心落下が発生するシーケンスについては、本文「3.3.6 溶融炉心の挙動モデル」で述べたように、MAAP コードでは、溶融炉心の下部プレナムへの落下は、炉心支持板が破損するか、クラストが破損して溶融炉心を保持できなくなった場合に開始され、落下する溶融炉心の量は、仮想的なデブリジェット径等により計算されている。一方、燃料支持金具等の炉心下部構造物を介した溶融炉心の移行は、別図 1-2.2-4 に示す経路が想定され、溶融炉心が下部プレナムへ移行する場合、これらの構造物との熱的な相互作用によって、その経路で一部が固化し、落下流量が低減される等の影響が想定される。したがって、これらを考慮していない現行評価は、原子炉圧力容器下部ヘッドへの熱負荷を計算する上で、保守的な扱いといえる。</p> <p>また、同じく「3.3.6 溶融炉心の挙動モデル」で述べたように、MAAP コードでは、溶融炉心の径方向のリロケーションは下部ノードが閉塞した以降に発生し、溶融領域は炉心シュラウドまで到達しない想定としている。溶融炉心が炉心シュラウドと接触した場合、炉心シュラウドを溶融貫通する可能性はあるものの、その径方向への進展は下部ノードの閉塞挙動等に依存した極めて不確かさの大きな現象と考えられる。さらに、溶融炉心が炉心シュラウドを溶融貫通した場合の下部プレナムへの移行は、ジェットポンプ等の貫通後に発生するが、ジェットポンプ内部に冷却材が存在している場合には、溶融炉心が一時的に冷却される等の効果も期待される。このようなことから、炉心下部構造物を介した</p>	<p>また過渡事象起因のシーケンス（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）では、原子炉容器からの気相漏えいや漏えい量の増加は、原子炉減圧挙動と水位挙動に影響する。</p> <p>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止に係る評価においては、高温ガス発生による気相部漏えいが生じる場合には、原子炉の減圧が促進されるため、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の回避に対して有効に寄与する。さらに、原子炉容器破損前に運転員による原子炉減圧操作が必須となるが、破損までには十分な時間余裕があり、気相漏えいを想定しても破損時間への影響は小さい。よって、有効性評価への影響は小さいと考えられる。</p> <p>また、有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）」の評価において、添付資料 7.2.1.2.2「全交流動力電源喪失＋補助給水失敗」における原子炉冷却材圧力バウンダリから現実的な漏えいを想定した場合の事象進展について」で、原子炉冷却材圧力バウンダリから漏えいが発生した場合の運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認している。</p> <p>(2) コア・コンクリート反応</p> <p>有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価において、添付資料 7.2.1.1.18「溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の原子炉格納容器圧力及び温度への影響について」で、コア・コンクリート反応の不確かさを考慮し、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり小さく、局所的に溶融炉心が堆積するような条件での感度解析を実施した。</p> <p>感度解析ケースでは、基本ケースに比べて溶融炉心の拡がり面積及び溶融炉心からの原子炉下部キャビティ水への熱流束を制限していることから溶融炉心が十分冷却されるまでの時間が長くなる。このため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は緩やかになる。その後コンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生により原子炉格納容器圧力及び温度は上昇するものの、原子炉下部キャビティ水により溶融炉心が冷却されることでコンクリート侵食は停止するため、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は一時的なものである。</p> <p>また、有効性評価のうち、「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価において、添付資料 7.2.5.2「解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（溶融炉心・コンクリート相互作用）」で、解析コード及び解析条件の不確かさの評価を実施しており、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響が小さいことを確認している。</p>	<p>・シーケンスの相違</p> <p>記載内容の相違</p> <p>記載内容の相違</p> <p>・PWR と BWR の相違により MAAP コードによる有効性評価で留意すべき事項が一部異なるが、解析への影響は小さく適用性に問題はない</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>移行に比べて、主要なリロケーション経路となり得るとは考えにくく、有効性評価への影響は小さいと考えられる。</p> <p>(3) 圧力抑制プールの温度成層化について（別添1（補足）参照） 原子炉隔離時冷却系の運転方法として、福島第一原子力発電所3号機と同様にテストラインを使用し注水流量を制御するような運転方法とした場合、圧力抑制プールの温度成層化による原子炉格納容器の圧力上昇が生じる可能性がある。しかしながら、原子炉隔離時冷却系が間欠運転（L-2とL-8の自動制御）の場合、原子炉隔離時冷却系が停止している間に原子炉圧力が上昇し、逃がし安全弁が作動することにより温度成層化の発生の可能性は小さくなる。また、原子炉隔離時冷却系の注水流量調整のみによる制御とした場合においても、消費される駆動蒸気量の減少により逃がし安全弁の作動回数が増え、温度成層化の発生可能性は小さくなる可能性がある。 一方、低圧代替注水系を用いた原子炉注水時において成層化の発生可能性はあるものの、原子炉格納容器圧力に対する影響は小さいものと考えられる。</p> <p>(4) 原子炉格納容器の気相漏えいについて 福島第一原子力発電所事故においては、原子炉格納容器内で局所的な過温状態となって、気相部に漏えいが生じた可能性が指摘されている。重大事故時の原子炉格納容器内温度分布は、損傷炉心及び核分裂生成物の分布やその冷却状態、また、原子炉格納容器への注水等によるガス攪拌に資する駆動力の有無にも依存することから、MAAPの評価体系で原子炉格納容器内の温度分布を精度よく評価することは困難である。 一方、福島第一原子力発電所事故で推定されている局所的な過温状態の発生を回避するため、重大事故等対策として、原子炉及び格納容器への代替注水等を整備し、その有効性を確認することが有効性評価の目的となっている。すなわち、これらの対策によって、原子炉圧力容器内損傷炉心の非冷却状態長期化を防止でき、また、原子炉格納容器への注水によって、雰囲気を十分攪拌させて高温気体の局所的な滞留を防止できるため、局所的な過温は回避可能と考えられる。</p> <p>このような観点から、本文「3.3.4 格納容器モデル」の図3.3-6に例示した原子炉格納容器のノード分割方法は、原子炉格納容器の過圧・過温に対する有効性評価に適用可能である。</p>	<p>(3) 水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動 炉心損傷が進んでいる場合、その減圧時には水素等の非凝縮性ガスを多く含んだ蒸気が放出されることにより原子炉格納容器の事故進展に影響を与える可能性がある。 有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価において、添付資料7.2.1.1.20「格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素濃度に対する影響について」で、原子炉格納容器内の水素濃度の不確かさを考慮した場合の、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を確認した。水素濃度が高く、格納容器再循環ユニットの除熱量が低下した場合でも、原子炉格納容器圧力及び温度への影響は軽微であることを確認している。</p> <p>(4) 原子炉格納容器の気相漏えいについて 福島第一原子力発電所事故においては、原子炉格納容器内で局所的な過温状態となって、気相部に漏えいが生じた可能性が指摘されている。重大事故時の原子炉格納容器内温度分布は、損傷炉心及び核分裂生成物の分布やその冷却状態、また、原子炉格納容器への注水等によるガス攪拌に資する駆動力の有無にも依存することから、MAAPの評価体系で原子炉格納容器内の温度分布を精度よく評価することは困難である。 一方、福島第一原子力発電所事故で推定されている局所的な過温状態の発生を回避するため、重大事故等対策として、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却等を整備し、その有効性を確認することが有効性評価の目的となっている。すなわち、これらの対策によって、溶融炉心の非冷却状態長期化を防止でき、また、原子炉格納容器への注水によって、雰囲気を十分攪拌させて高温気体の局所的な滞留を防止できるため、局所的な過温は回避可能と考えられる。</p> <p>このような観点から、有効性評価のうち、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価において、添付資料7.2.1.1.4「MAAPでの原子炉格納容器モデルについて」に例示した原子炉格納容器のノード分割方法は、原子炉格納容器の過圧・過温に対する有効性評価に適用可能である。</p>	<p>記載内容の相違 ・PWRとBWRの相違によりMAAPコードによる有効性評価で留意すべき事項が一部異なるが、解析への影響は小さく適用性に問題はない</p> <p>対策の相違</p> <p>記載内容の相違</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

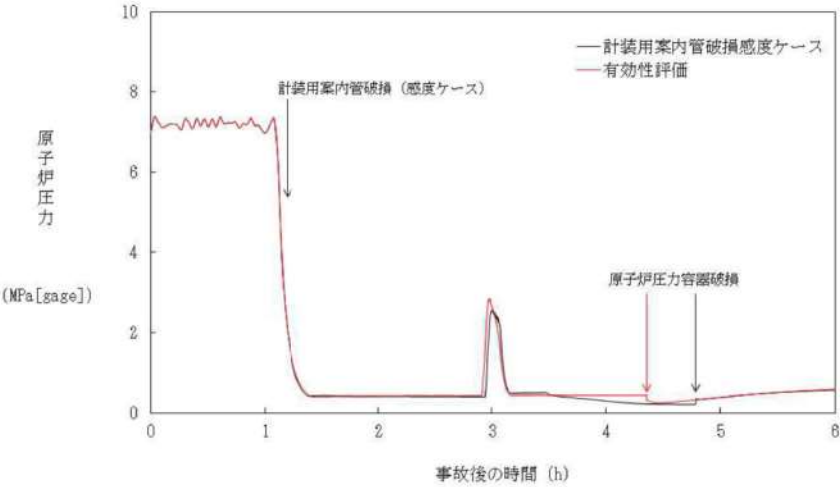
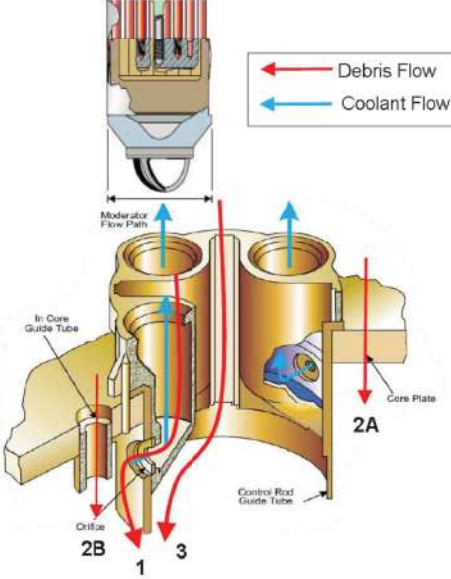
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部MAAPコード（MAAP追加事項））

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<div data-bbox="174 180 1019 667" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="264 683 929 746" data-label="Caption"> <p>別図 1-2.2-1 大破断LOCA時注水機能喪失（原子炉圧力容器破損） における原子炉圧力変化の比較</p> </div> <div data-bbox="230 834 1019 1329" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="264 1345 929 1409" data-label="Caption"> <p>別図 1-2.2-2 大破断LOCA時注水機能喪失（原子炉圧力容器破損） における格納容器温度変化の比較</p> </div>		<p>記載内容の相違 ・泊では有効性評価で計装用案内管破損を模擬した解析を実施している</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>別図 1-2.2-3 高圧・低圧注水機能喪失における原子炉圧力変化の比較</p>  <p>別図 1-2.2-4 炉心下部構造物を介した溶融炉心の移行経路^[4]</p>		<p>設計の相違</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. MAAP コード改良の動向について</p> <p>3.1 MAAP コードの改良^[6]</p> <p>MAAP コード最新バージョンで追加された物理現象モデル^[6]のうち、有効性評価に関連すると考えられる主要なモデルについて、推定される影響を整理する。</p> <p>(1) 炉心モデル</p> <p>MAAP コード最新バージョンでは、制御材である B₄C の酸化モデルが追加されている。B₄C 酸化については、QUENCH 実験において、B₄C 酸化による H₂ 発生量全体に寄与する割合は QUENCH07 で 2.4%、QUENCH09 で 2.2%と小さいことが確認されている。すなわち、炉心損傷進展に伴う不確かさに比べればその影響は小さく、有効性評価への影響は小さいと考えられる。</p> <p>(2) 一次系モデル</p> <p>(a) 主蒸気管ノードの追加</p> <p>MAAP コード最新バージョンでは、主蒸気管ノードが一次系ノードに追加され、高温ガスによるクリープ損傷がモデル化されている。本現象は、炉心損傷後に原子炉圧力容器内が長時間高温・高圧状態に維持される場合に生じ得るが、有効性評価では、運転員操作による炉心損傷の初期段階での原子炉減圧を想定しているため、主蒸気管のクリープ損傷が発生する可能性は小さいと考えられる。</p> <p>また、仮にクリープ損傷が生じた場合にも、2.2における原子炉圧力容器からの気相漏えいと同等に事象進展への影響は小さいと推定される。</p> <p>(b) 計装管損傷モデルの追加</p> <p>MAAP コード最新バージョンでは、原子炉内核計装等の計装管の損傷がモデル化されており、損傷した計装管への溶融炉心の侵入と固化挙動が評価可能となっている。計装管損傷の影響は、2.1及び2.2で述べたように原子炉圧力容器からの気相漏えいとして現れるが、上述のように有効性評価で対象とする事故シーケンスへの影響は小さいと考えられる。</p> <p>(3) 下部プレナム内デブリモデル</p> <p>MAAP コード最新バージョンでは、OECD/NEA 国際プロジェクト RASPLAV^[6]及び MASCA^[7]計画の知見を反映し、下部プレナム内で重金属層（金属ウラン）が酸化物層（二酸化ウラン、酸化ジルコニウム）の下方に成層化するモデルが追加されている。しかしながら、本現象は、原子炉圧力容器を外部から冠水させて溶融炉心を下部プレナム内に長期間保持する対策をとる際に重要となるものであり、有効性評価では下部プレナム内に溶融炉心を保持して事故収束させるシーケンスを対象としていないため、影響はない。</p> <p>(4) 格納容器モデル</p> <p>(a) 圧力抑制プールの多ノード化</p>	<p>3. MAAP コードの改良の動向について</p> <p>3.1 MAAP コードの改良^[6]</p> <p>MAAP コード最新バージョンで追加された物理現象モデル^[6]のうち、有効性評価に関連すると考えられる主要なモデルについて、推定される影響を整理する。</p> <p>(1) 炉心モデル</p> <p>MAAP コードの最新バージョンでは、高温領域でのジルコニウム-水反応モデルに Urbanic-Heidrick の式(U-Hの式)が追加されている。U-H 式は、有効性評価に適用している現行 MAAP で使用する Baker-Just の式に比べ、ジルコニウム-水反応を抑制する傾向にある。しかしながら、U-H 式の適用は高温領域に限定されることから、有効性評価への影響は小さいと考えられる。</p> <p>(2) 1次系モデル</p> <p>(a) ループモデルの改良</p> <p>MAAP コード最新バージョンでは、1次系の各ループをそれぞれ独立に模擬できるモデルが追加されている。</p> <p>有効性評価に適用している現行 MAAP では、3つあるループを2グループに分けて模擬するが、有効性評価で対象とする事故シーケンスは、3つのループをそれぞれ独立に模擬する必要がある現象を含んでいない。したがって、このモデル改良が有効性評価へ与える影響は小さいと考えられる。</p> <p>(b) 計装管損傷モデルの追加</p> <p>MAAP コードの最新バージョンでは、原子炉容器下部プレナム内の計装管の損傷モデルが追加されており、損傷した計装管への溶融炉心の侵入と固化挙動が評価可能となっている。計装管損傷の影響は、原子炉容器からの気相漏えいとして現れるが、2.2で述べたように有効性評価への影響は小さいと考えられる。</p> <p>(3) 下部プレナム内デブリモデル</p> <p>MAAP コード最新バージョンでは、OECD/NEA 国際プロジェクト RASPLAV^[4]及び MASCA^[6]計画の知見を反映し、下部プレナム内で重金属層（金属ウラン）が酸化物層（二酸化ウラン、酸化ジルコニウム）の下方に成層化するモデルが追加されている。しかしながら、本現象は、原子炉容器を外部から冠水させて溶融炉心を下部プレナム内に長期間保持する対策をとる際に重要となるものであり、有効性評価では下部プレナム内に溶融炉心を保持して事故収束させるシーケンスを対象としていないため、影響はない。</p> <p>(4) 格納容器モデル</p> <p>(a) 放射線水分解モデルの追加</p>	<p>記載内容の相違</p> <p>・PWR と BWR の相違により MAAP コードのモデルが異なるが、有効性評価への影響は小さい点では同様</p> <p>記載表現の相違</p> <p>記載内容の相違</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>MAAP コード最新バージョンでは、圧力抑制プールの多ノードモデルが追加されており、逃がし安全弁排気管からの入熱等による温度分布を評価することが可能となっている。これにより、圧力抑制プール水の温度成層化の模擬が可能である。</p> <p>この多ノード化については、2.2 で述べたように、圧力抑制プールの温度成層化は、逃がし安全弁の作動状況に依存するものの、原子炉格納容器圧力に対する影響は小さいと考えられる。</p> <p>(b) 熔融炉心とコンクリート相互作用モデルの改良</p> <p>MAAP コード最新バージョンでは、OECD/NEA 国際プロジェクト MCCI 計画^{[9][10]}の知見を反映して、熔融炉心の上部クラストに形成された亀裂への水浸入による冷却効果、コンクリート分解気体がクラスト開口部を通過する際に気体に随伴されて熔融物が噴出することによって形成される粒子状デブリの堆積とその冷却効果及び連続層の減少、熔融炉心のコンクリート含有に伴う上面水プールへのドライアウト熱流束低下等がモデル化されており、MCCI 試験結果との比較による妥当性確認が行われている^[11]。</p> <p>これらの物理現象モデルの根拠となった試験では、熔融物落下後にドライ条件である程度コンクリート侵食が進んだ後に上部から注水（TopFlooding）する条件で行われており、有効性評価で対象としている、熔融炉心が水中へ落下し、粒子化した後、床面に粒子状ベッドとして堆積する場合の伝熱挙動とは異なるため、このモデル改良が、有効性評価にそのまま適用されるわけではない。しかしながら、熔融炉心の挙動に係る知見の拡充については継続的に進め、有効性評価に影響するような新たな知見が出た場合には適宜評価に反映することが重要と考える。</p> <p>3.2 福島第一原子力発電所事故を踏まえた MAAP コードの改良</p> <p>福島第一原子力発電所の事象進展説明や燃料デブリ位置推定・炉内状況把握を目的とした MAAP コード高度化が推進されている^[4]。主要な項目としては、下記のとおり、熔融炉心の挙動に重点を置いたものとなっている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・下部プレナムへの熔融炉心リロケーション経路の追加 ・下部プレナム内構造物と熔融炉心との相互作用 ・原子炉格納容器内デブリ拡がりモデルの追加 <p>(1) 下部プレナムへの熔融炉心リロケーション経路の追加</p> <p>BWR の炉心下部構造を模擬した熔融炉心の下部プレナムへの落下経路が追加された。2.1 及び 2.2 にて示したように、本モデルによって、下部プレナムへの落下流量が低減されるため、下部ヘッドへの熱負荷も軽減され、原子炉圧力容器破損時間も遅延されると推定される。したがって、有効性評価に適用している現行 MAAP は保守的な扱いとなっていると考えられる。</p>	<p>MAAP コード最新バージョンでは、放射線水分解モデルが追加されており、水の放射線分解による水素発生を評価することが可能となっている。</p> <p>有効性評価に適用している現行 MAAP では、水の放射線分解による水素発生を考慮していないが、水素発生を主要因となるジルコニウム-水反応を考慮しており、水の放射線分解による水素発生影響は小さい。したがって、本モデル改良が有効性評価で対象とする事故シーケンスへの影響は小さいと考えられる。</p> <p>(b) 熔融炉心とコンクリート相互作用モデルの改良</p> <p>MAAP コード最新バージョンでは、OECD/NEA 国際プロジェクト MCCI 計画等^{[6][7][8]}の知見を反映して、熔融炉心の上部クラストに形成された亀裂への水浸入による冷却効果、コンクリート分解気体がクラスト開口部を通過する際に気体に随伴されて熔融物が噴出することによって形成される粒子状デブリの堆積とその冷却効果及び連続層の減少、熔融炉心のコンクリート含有に伴う上面水プールへのドライアウト熱流束低下等がモデル化されており、MCCI 実験の結果との比較による妥当性確認が行われている^[9]。</p> <p>有効性評価に適用している現行 MAAP では、添付資料 7.2.1.1.18「熔融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の原子炉格納容器圧力及び温度への影響について」で、コア・コンクリート反応の不確実さを考慮し、MCCI 実験の結果（SWISS 実験、CCI 実験、SSWICS 実験）に基づき、熔融炉心の状態に合わせて熱流束を制限する感度解析を実施した。したがって、このモデル改良が有効性評価へ与える影響は小さいと考えられる。しかしながら、熔融炉心の挙動に係る知見の拡充については継続的に進め、有効性評価に影響するような新たな知見が出た場合には適宜評価に反映することが重要と考える。</p> <p>3.2 福島第一原子力発電所事故を踏まえた MAAP コードの改良</p> <p>福島第一原子力発電所の事象進展説明や燃料デブリ位置推定・炉内状況把握を目的とした MAAP コード高度化が推進されている^[10]。主要な項目としては、下記のとおり、熔融炉心の挙動に重点を置いたものとなっている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・下部プレナムへの熔融炉心リロケーション経路の追加 ・下部プレナム内構造物と熔融炉心との相互作用 ・原子炉格納容器内デブリ拡がりモデルの追加 <p>これらモデル改良は BWR に特化したものであるため、有効性評価に適用している現行 MAAP に影響はない。しかしながら、熔融炉心の挙動に係る知見の拡充については継続的に進め、有効性評価に影響するような新たな知見が出た場合には適宜評価に反映することが重要と考える。</p>	<p>・PWR と BWR の相違により MAAP コードのモデルが異なるが、有効性評価への影響は小さい点では同様</p> <p>記載表現の相違 ・泊は参照する文献が OECD/NEA だけでなく EPRI も含むことから等を記載</p> <p>記載内容の相違</p> <p>記載内容の相違 ・MAAP コードの改良は BWR に特化したものであるため記載内容が異なる</p> <p>以上</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 下部プレナム内構造物と溶融炉心との相互作用</p> <p>BWR 下部プレナムは制御棒（CR）案内管・制御棒駆動機構（CRD）ハウジング等の構造物を有している。有効性評価に適用している現行 MAAP では、これらを1個のヒートシンクとしてモデル化しているが、径方向に複数のグループに分類して、下部プレナム内溶融炉心との接触面積の相違を考慮し、CR案内管・CRDハウジング内冷却水保有量とそれらの溶融をグループごとに評価するモデルが追加された。これによって、炉心部から下部プレナムへの溶融炉心の落下が段階的に発生する。すなわち、(1)と同様に、下部プレナムへの落下流量が低減されるため、下部ヘッドへの熱負荷も軽減され、原子炉圧力容器破損時間も遅延されると推定される。</p> <p>(3) 原子炉格納容器内デブリ拡がりモデルの追加</p> <p>有効性評価に適用している現行 MAAP では、原子炉圧力容器破損後に格納容器床に落下する溶融炉心は、ユーザーが指定する床面積まで直ちに拡がるモデルとなっている。この拡がり挙動を現実的に評価することを目的として、拡がり速度を指定可能とするデブリ拡がりモデルが追加されている。本モデルは、原子炉圧力容器から段階的に溶融炉心が落下する場合に拡がり制限される可能性があるが、BWR で支配的な CRDハウジング逸出による破損モードの場合、瞬時に大量の溶融物が落下するため、拡がり挙動の影響は小さいと考えられる。</p>		

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由										
<p>【該当する資料無し】</p>	<p style="text-align: right;">別添1 別紙</p> <p>福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項のうち、MAAP コードによる有効性評価に対して留意すべき項目の抽出過程について</p> <p>福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項より、MAAP コードによる泊3号炉の有効性評価において留意すべき項目として4項目（表1）を抽出しており、その抽出過程について本資料にまとめた。</p> <p style="text-align: center;">表1 MAAP コードによる泊3号炉の有効性評価において留意すべき項目</p> <table border="1" data-bbox="1153 523 1888 734"> <thead> <tr> <th colspan="2" style="text-align: center;">泊3号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">(1)</td> <td>原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">(2)</td> <td>コア・コンクリート反応について</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">(3)</td> <td>水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">(4)</td> <td>原子炉格納容器の気相漏えいについて</td> </tr> </tbody> </table> <p>福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項にかかる報告書「福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第6回進捗報告 2022年11月10日 東京電力ホールディングス株式会社」（以下、「東電報告書」と記載）では、課題リストとして、「共通」及び「各号機」別に、合計52項目が抽出されている。</p> <p style="text-align: center;">課題リスト～共通～： 共通-1 ～ 共通-16 ⇒ 16項目 課題リスト～1号機～： 1号機-1 ～1号機-11 ⇒ 11項目 課題リスト～2号機～： 2号機-1 ～2号機-13 ⇒ 13項目 課題リスト～3号機～： 3号機-1 ～3号機-12 ⇒ 12項目</p> <p>これら52項目は、図1に示すように、A～Dの4つの項目とさらなる細目にて分類されているが、A「機器の動作・応答・特性」、C「地震・津波」及びD「その他」（ヒューマンファクター）については、MAAP コードによる事象進展解析とは直接的には関係がないと考えられるため、これらを除外し、B「炉心損傷・放射性物質放出への進展とメカニズム」について留意すべきかについて検討した。</p> <p>さらに、B「炉心損傷・放射性物質放出への進展とメカニズム」は、①～⑦に細分化されているが、①「圧力・水位・温度の挙動」、②「炉心損傷過程・デブリ挙動」、③「RPV 漏えい」及び④「PCV 漏えい」は、MAAP コードによる事象進展解析に直接的に関係する可能性があると考えられる。一方で、⑤「核種放出・線量上昇・汚染」、及び⑥「水素爆発」は、MAAP コードによる事象進展解析を参考にしつつも、MAAP コード以外の計算コード・手法による評価を「有効性評価」として最終的に実施すること</p>	泊3号炉		(1)	原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について	(2)	コア・コンクリート反応について	(3)	水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動	(4)	原子炉格納容器の気相漏えいについて	<p>記載内容の相違</p> <p>・泊は福島第一原子力発電所事故における未確認・未解明事項において留意すべき項目の選定方法について記載</p>
泊3号炉												
(1)	原子炉圧力容器からの気相漏えいの発生について											
(2)	コア・コンクリート反応について											
(3)	水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動											
(4)	原子炉格納容器の気相漏えいについて											

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>から、ここでは着目しないこととした。また、⑦「その他」についても、MAAP コードでの事象進展解析には関係しないものと判断した。選定フローについては図2に示す。</p> <p>以上より、B①～B④の4項目で分類される福島第一原子力発電所事故の未確認・未解明事項に対して、それぞれから代表的な1項目を抽出した。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <div data-bbox="1070 411 1944 1114" style="border: 1px solid black; padding: 10px;"> <p>A 機器の動作・応答・特性 事故進展に係る、各機器レベルでの操作・応答・特性に関する検討課題</p> <ul style="list-style-type: none"> ①主蒸気逃がし安全弁 ②IC・RCIC・HPCI ③消防車注水 ④ベント関連設備 ⑤計装 ⑥その他 <p>B 炉心損傷・放射性物質放出への進展とメカニズム 炉心損傷から放射性物質の放出への事象の進展とそのメカニズムに係る検討課題</p> <ul style="list-style-type: none"> ①圧力・水位・温度の挙動 ②炉心損傷過程・デブリ挙動 ③RPV漏えい ④PCV漏えい ⑤核種放出・線量上昇・汚染 ⑥水素爆発 ⑦その他 <p>C 地震・津波 地震・津波の発生とその影響に係る検討課題</p> <ul style="list-style-type: none"> ①地震・津波の発生とその影響 ②その他 <p>D その他</p> </div>	

図1 東電報告書における福島第一原子力発電所事故未確認・未解明事項の分類
 （報告書 P.90 より抜粋）

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

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

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

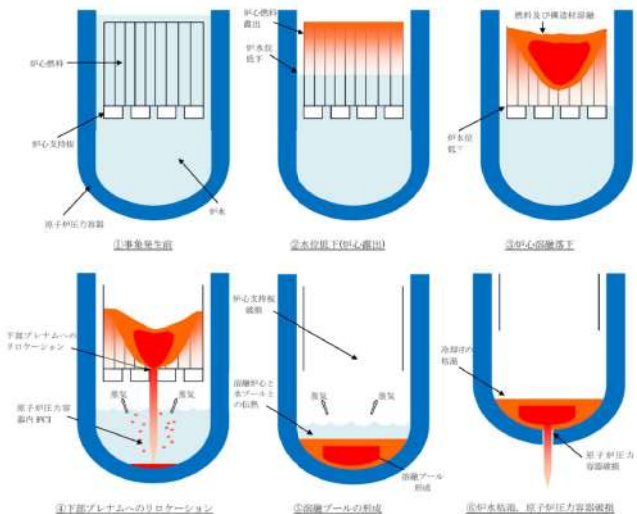
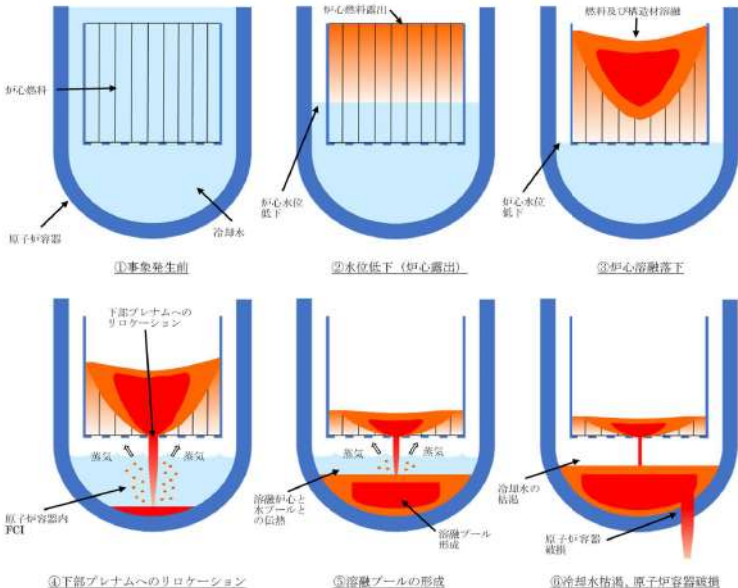
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

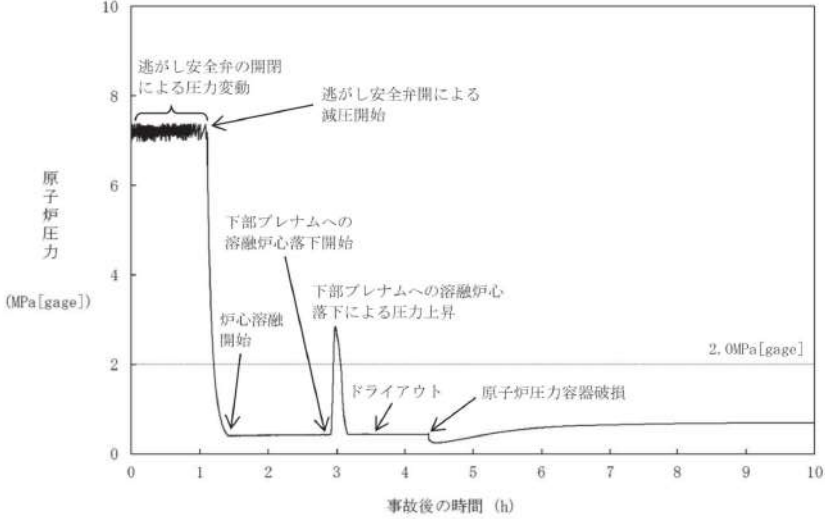
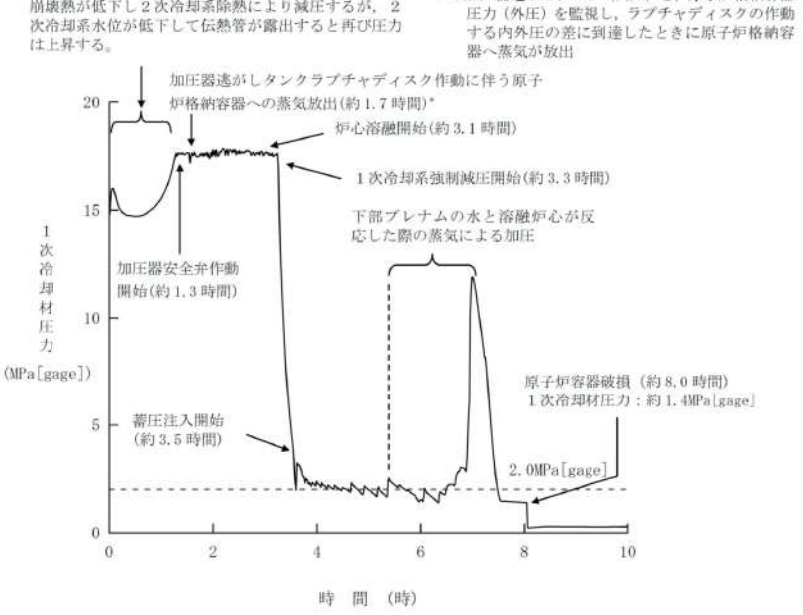
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

女川原子力発電所2号炉 【第5部 MAAP 添付1より抜粋】	泊発電所3号炉 【第3部 MAAP コード 添付1より抜粋】	相違理由
<p data-bbox="147 204 387 228">3. 不確かさに関する整理</p> <p data-bbox="147 272 1048 368">格納容器破損防止対策の有効性評価においては、HPME/DCH 発生防止策の有効性を評価するために原子炉圧力が高く維持されるシーケンスを選定し、逃がし安全弁による手動開放により、熔融炉心の飛散が生じないとされている原子炉圧力約 2.0MPa[gage] 以下まで減圧できることを示している。</p> <p data-bbox="147 483 1048 788">本事故シーケンスにて想定する事象進展を図 3-1 に示す。また、本シーケンスにおける BWR5, Mark-I 改良型格納容器プラントの原子炉圧力の応答例を図 3-2 に示す。事象発生時には炉心は冠水状態にあるが、給水喪失、逃がし安全弁からの冷却材流出により炉水位が低下し、事象発生から約 1.1 時間後に逃がし安全弁 2 弁により原子炉の減圧を行う。炉心燃料や構造材は熔融を開始し、熔融プールを形成しつつ、熔融炉心は炉心部下方へ落下する。約 2.9 時間後に熔融炉心が炉心支持板から下部プレナムへ落下し始め、熔融炉心と冷却材の相互作用（原子炉圧力容器内 FCI）により発生した水蒸気により原子炉圧力容器内は加圧されるが、逃がし安全弁は 2 弁開維持されているため、速やかに減圧する。約 4.3 時間後に原子炉圧力容器が破損に至るが、この時原子炉圧力は約 0.4MPa[gage] であり、2.0MPa[gage] を大きく下回っている。原子炉圧力容器破損後は、格納容器圧力と均圧する。</p>  <p data-bbox="394 1378 853 1401">図 3-1 HPME/DCH 防止の有効性評価において想定する事象</p>	<p data-bbox="1066 204 1305 228">3. 不確かさに関する整理</p> <p data-bbox="1066 272 1962 331">実験等による知見から、熔融炉心の分散放出が無視できる 1 次系圧力は約 2.0 MPa[gage] と評価される。一方、原子炉容器破損時の 1 次系圧力には不確かさがあると考えられる。</p> <p data-bbox="1066 344 1962 472">HPME/DCH 防止の有効性を評価するに当たって、評価事故シーケンスとしては、1 次冷却系が高圧条件である「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を選定し、加圧器逃がし弁の手動開放により、熔融炉心の飛散が生じないとされている 1 次冷却材圧力約 2.0MPa[gage] 以下まで減圧できることを示している。</p> <p data-bbox="1066 483 1962 716">本評価事故シーケンスにて想定する事象進展を図 3-1 に示す。泊 3 号炉の 1 次冷却材圧力の応答は図 3-2 に示すとおりであり、約 3.3 時間に 1 次冷却系強制減圧（加圧器逃がし弁手動開放）を行い、その後は、蓄圧タンク圧力（4.04MPa[gage]）以下まで減圧した時点で、蓄圧注入が開始され、蓄圧タンク圧力とともに緩やかに低下する。約 5.4 時間で熔融炉心が下部プレナムへ落下し始め、熔融炉心と冷却水の相互作用（原子炉容器内 FCI）により発生した水蒸気により過渡的に加圧されるが、加圧器逃がし弁は開放されており、速やかに減圧する。約 8.0 時間後に原子炉容器が破損に至るが、この時原子炉圧力は 1.4MPa[gage] であり、原子炉容器破損後は、原子炉格納容器圧力と均圧する。</p>  <p data-bbox="1227 1394 1789 1417">図 3-1 HPME/DCH 防止の有効性評価において想定する事象</p>	<p data-bbox="1977 344 2123 472">※女川相当となるよう記載を見直し、図 3-1 を追加</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図3-2 原子炉圧力の挙動</p>	 <p>図3-2 「全交流動力電源喪失+補助給水失敗」における1次冷却材圧力の推移</p>	<p>崩壊熱が低下し2次冷却系除熱により減圧するが、2次冷却系水位が低下して伝熱管が露出すると再び圧力は上昇する。</p> <p>*: 加圧器逃がしタンク（内圧）と、原子炉格納容器圧力（外圧）を監視し、ラプチャディスクの作動する内外圧の差に到達したときに原子炉格納容器へ蒸気が放出</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

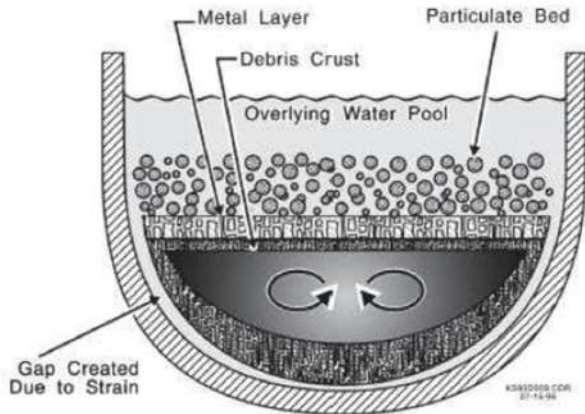
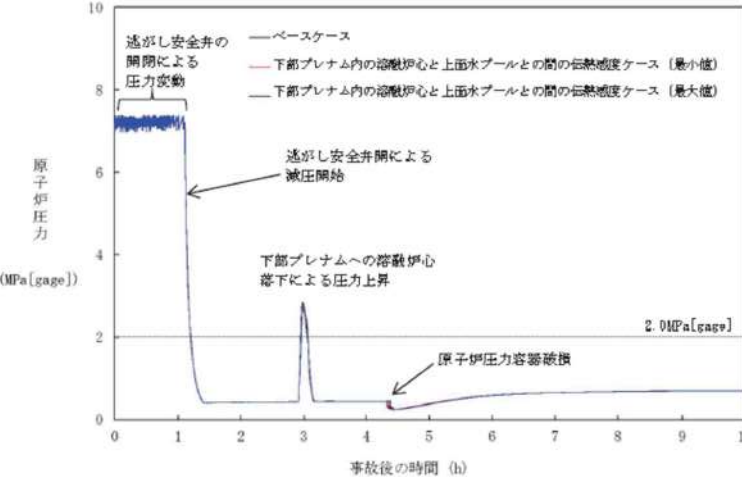
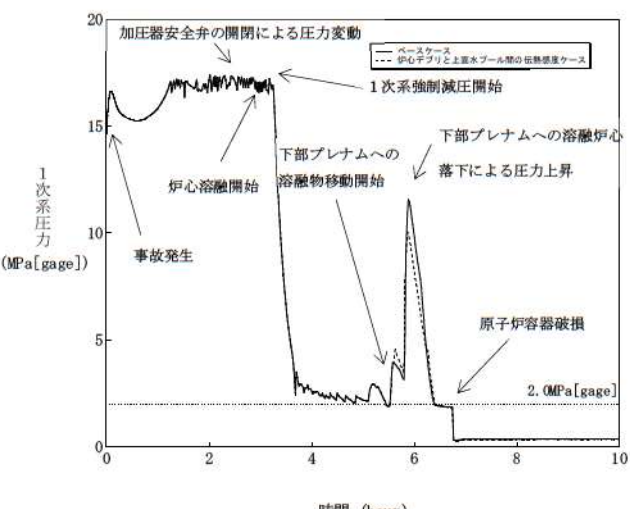
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

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;">【第5部 MAAP 添付1より抜粋】</p> <p style="text-align: center;">付録2 溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析条件に用いる係数の妥当性</p> <p>(1) 感度係数の位置づけ 本感度解析に使用した係数は、下部プレナムに落下した溶融デブリ表面の金属層と上面水プールへの限界熱流束の乗数である。 付図2-1に、MAAPにおけるデブリベッドへの冷却材侵入による冷却の状態図を示す。MAAPパラメータ内で適用している本係数の下限値「0」は、金属層が水に対して不透過性であり、熱は金属表面で対流または熱伝導のみで水に伝わることを意味し、上限値「1」は水が金属層に浸入し、限界熱流束によって制限された速度で冷却され、かつ表面からも対流又は熱伝導で除熱されることを意味する。本係数を調整することにより、金属層への水の侵入に伴う熱伝達の不確かさの影響を確認することができる。 MAAPパラメータでデフォルト値として使用している値は、金属層への水の浸入が少ない場合を想定して、下限としてグリムスヴォトン溶岩での実験^{(4)※1}で得られた除熱量を参考にした設定値（<input type="text"/>），上限としてMAAPの感度解析によりサーベイした、代表的な崩壊熱レベルの溶融デブリが冷却できる最小の除熱量に対応する設定値（<input type="text"/>）を考慮し、その中間値（<input type="text"/>）をデフォルト値としている。このとおり本係数は、不確かさを有するパラメータであるが、下記の感度解析にて示すとおり、デブリ冷却への影響は限定的であることから、推奨範囲の中間値をベースケース解析に用いることは妥当と考える。</p> <p>※1：グリムスヴォトン溶岩（Grimscotn Lava field）での実験 グリムスヴォトン溶岩に広範囲にスプレイ散布することで、熱伝達のみを除熱よりも早く溶岩が固化する現象が確認された。この実験ではスプレイ水の溶岩への浸入による除熱量（約40kW/m²）が評価されている。</p> <p>(2) 感度係数の影響 付図2-2に、係数を<input type="text"/>～<input type="text"/>の範囲で変化させた解析結果を示す。溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱は、原子炉圧力容器の破損時間にほとんど影響を与えない結果となっている。このことから、推奨範囲の中間値（<input type="text"/>）をベースケース解析において使用することは妥当と考える。</p> <div 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>	<p style="text-align: center;">【第3部 MAAP コード 添付1より抜粋】</p> <p style="text-align: center;">添付1-3 溶融炉心と上面水プールとの間の伝熱の感度解析条件に用いる係数の妥当性</p> <p>(1) 感度係数の位置づけ 原子炉容器破損時の1次系圧力に係る感度解析で使用した係数は、原子炉容器下部プレナムのデブリベッドと上面水プールとの間の限界熱流束にかかる係数である。 付図3-1にMAAPで想定しているデブリベッドへの水浸入による冷却の状態を示す。この係数が「0」の場合、金属層への水浸入がないことを意味する。この場合、金属表面から水への熱伝達は、対流あるいは熱伝導のみ行われる。この係数が「1」の場合、水は金属層へ浸入し、限界熱流束で制御される速度で冷却される。これは、対流と熱伝導に追加された冷却モードである。本係数を調整することにより、水のデブリベッドへの浸入による不確かさを評価することができる。 MAAPコードのパラメータでデフォルト値として使用している値は、実験的に下限値とされる値と完全冷却に至る値との中間の値として、<input type="text"/>が設定されている。一方、下限値として設定される<input type="text"/>は、実験的に設定された値であり、上面水プールでは十分に冷却できない値である。</p> <p>(2) 感度係数の影響 図3-2にベースケースとして<input type="text"/>を、感度解析ケースとして<input type="text"/>を設定した解析結果を示す。その結果、原子炉容器下部プレナム内のデブリベッドと上面水プールとの間の限界熱流束の原子炉容器破損時刻に対する感度は小さく、その不確かさの影響はほとんどないと言える</p> <p style="text-align: center; margin-top: 20px;"><input type="text"/> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p>※女川の付録2 相当の資料を新規作成</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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>付図 2-1 デブリベッドへの冷却材浸入による冷却</p>  <p>付図 2-2 原子炉圧力の時間変化</p>	<div style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div> <p>付図 3-1 デブリベッドへの水浸入による冷却モデル 出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>  <p>付図 3-2 1次系圧力の時間変化</p> <p>□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

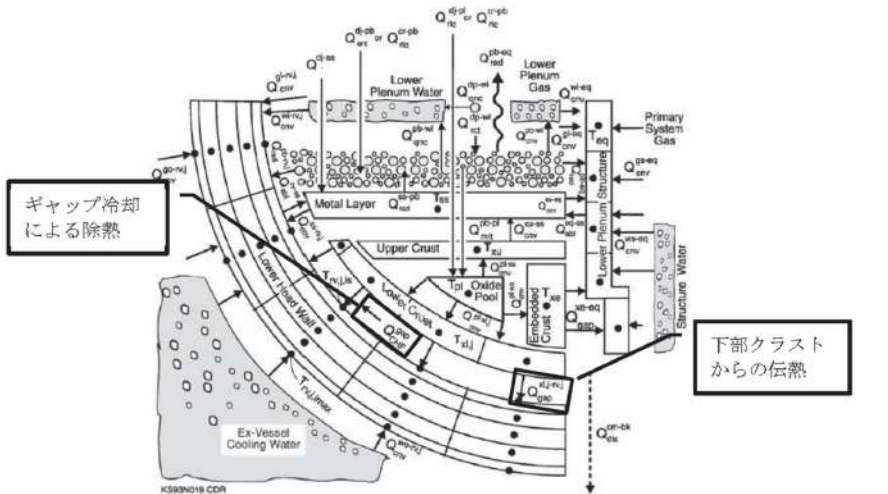

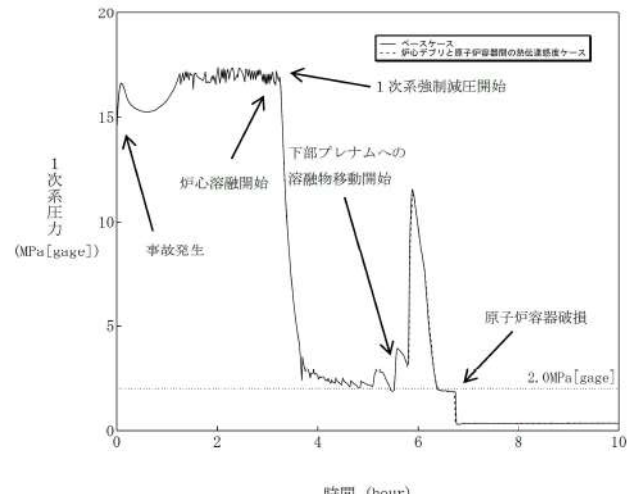
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>付図 3-1 下部プレナムでのエネルギー移行図</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	 <p>付図 4-1 下部プレナムでのエネルギー移行モデル</p> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>  <p>付図 4-2 1次系圧力の時間変化</p> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

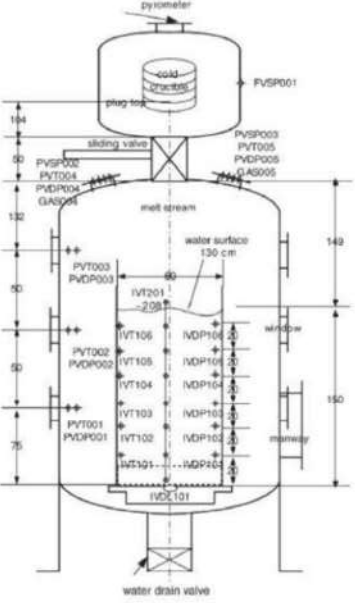
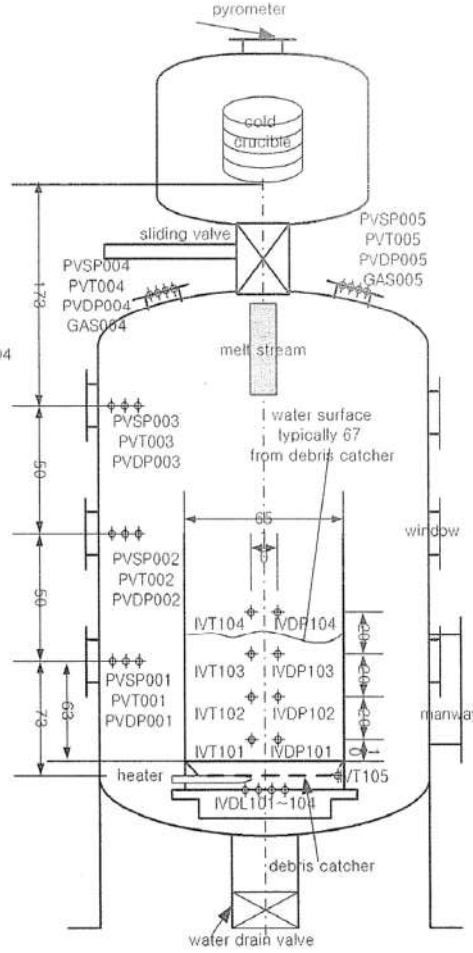
付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

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;">【第5部 MAAP 添付2 3.1 FCI実験の概要より抜粋】</p> <p>(5) TROI実験</p> <p>TROI 実験^[8]は、韓国原子力研究所 (KAERI) で実施されている実験であり、2007年から2012年までは、KROTOS実験とともに OECD/NEA の SERENA プロジェクトとして実施された実験である。実験装置の概要図を図3-10に示す。また、実験条件及び実験結果を表3-6に示す。</p> <p>ZrO₂を用いた実験では外部トリガリングを与えていないが、圧力スパイクや水蒸気爆発が発生した実験がある。一方、UO₂/ZrO₂の混合物を用いた実験では、異なった条件による内部トリガリングを発生させるため又は外部トリガリングによる水蒸気爆発時の発生エネルギーを変えるため、混合物の割合、水深、混合物量等の様々な条件により実験を実施し、数ケースでは水蒸気爆発が発生している。</p> <p>TROI 実験で得られた主な知見は以下のとおりである。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・自発的な水蒸気爆発が生じた実験は、融点を大きく上回る過熱度を溶融物に対して与えるなどの実験と異なる条件であり、その他の実験では自発的な水蒸気爆発は生じていない。 ・水深が深い場合（130cm）には、内部トリガリングによる水蒸気爆発は発生していない。水深が深いことにより、溶融物粒子が底部に到達するまでの沈降時間が長くなり、溶融物粒子が固化しやすい状況となる。このため、溶融物粒子が底部に接触することで発生するトリガリングの可能性は低減する可能性がある^[9]。 	<p style="text-align: center;">【第3部 MAAP コード 添付2 3.1 FCI実験の概要より抜粋】</p> <p>(5) TROI実験</p> <p>TROI 実験装置は、韓国原子力研究所 (KAERI) に設置されている装置であり、原子炉で実際に使用されている物質を用いて、その溶融物の冷却や水蒸気爆発挙動に関する情報を提供するものである。実験装置の水深は60cmから130cmまでを範囲としている。TROI 実験装置の概要を図3.1-10に示す。初期段階から、FCIにおける物質の効果についての実験が行われてきており、様々な種類の溶融物について検討されてきた。</p> <p>表3.1-5にTROI 実験の条件及び結果を示す。実験で得られた主な知見を以下に記す。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ZrO₂を使用した実験では、いくつかのケースで水蒸気爆発が観測された。 ・UO₂-ZrO₂混合物を使用した実験においては、80%UO₂+20%ZrO₂混合物と70%UO₂+30%ZrO₂混合物では、異なる様相の水蒸気爆発が観測された。これは、共晶物である70%UO₂+30%ZrO₂混合物と非共晶物である80%UO₂+20%ZrO₂混合物の相違によるものであると考察された。非共晶物の混合物（80%UO₂+20%ZrO₂）では、液滴の表面に柔らかい液膜が形成され、それが細粒化を妨げ、機械的エネルギーへの変換効率を小さくしている。さらに、共晶物の混合物（70%UO₂+30%ZrO₂）では、固化した液滴の中に空孔が観測された。粒子内の空孔については、固化状のクラストと液状の核との間の張力の結果生じたものと考察された。 ・UO₂-ZrO₂-金属混合物（UO₂-ZrO₂/Zr/Fe）を使用した実験では、2つの混合しない金属は分離され、層状化し、より密度の大きい金属はるつぼの底に堆積する結果となった。金属が加えられた溶融物でのFCI実験に関しては、結論は様々である。実際、TROI 51実験では水蒸気爆発に至ったが、デブリは化学的に不均質であった。この結果に関して、サンプル内部の空孔とその水蒸気爆発の強さとの関連が指摘された。 ・いずれの条件においても、水蒸気爆発が観測されたのは、外部トリガがある場合または溶融物の過熱度が高い場合である。 	<p>※女川の3.1相当となるよう「TROI 実験」に関する資料を新規作成</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>2. set up (surely from TROI-50 experiment)</p> <p>出典：参考文献^[8] Appendix B. p.202 図3-10 TROI 実験装置の概要</p>	 <p>図 3.1-10 TROI 実験装置の概要^[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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉												泊発電所3号炉											相違理由	
表 3-6 TROI 実験の主要な実験条件及び実験結果 (1/2) [8] [9] [10] [11]												表 3.1-5 TROI 実験条件及び結果一覧 [1][2][3][4][5][6][7][8][9][10][11] (1/2)												
実験名	実験ケース	溶融物組成 (%)	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)	実験 ID	溶融物タイプ	LiO ₂ 質量割合	溶融物質量 kg	溶融物温度 K	溶融物過熱度 K	炉内温度 K	外部195°の有無	水蒸気爆発発生の有無	機械的295°への変換効率 (%)				
TROI	1	ZrO ₂ /Zr (99/1)	5	>3373	0.1	365	0.67	-	Steam Spike	-	1	99%ZrO ₂ +1%Zr	0	5	>3373	-	5	-	-	-				
	2	ZrO ₂ /Zr (99/1)	5.5	>3373	0.1	365	0.67	-	No	-	2	99%ZrO ₂ +1%Zr	0	5.5	>3373	-	5	-	-	-				
	3	ZrO ₂ /Zr (99/1)	4.88	>3373	0.1	323	0.67	-	No	-	3	99%ZrO ₂ +1%Zr	0	4.9	>3373	-	50	-	-	-				
	4	ZrO ₂ /Zr (99/1)	4.2	>3373	0.1	292	0.67	-	Yes	-	4	99%ZrO ₂ +1%Zr	0	4.2	>3373	-	81	-	○	-				
	5	ZrO ₂ /Zr (98.5/1.5)	2.9	3373	0.1	337	0.67	-	Yes	-	5	98.5%ZrO ₂ +1.5%Zr	0	2.9	3373	-	36	-	○	-				
	9	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	4.3	3200	0.1	296	0.90	-	No	-	6	100%ZrO ₂	0	4.2	>3373	-	81	-	○	-				
	10	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	8.7	3800	0.117	298	0.67	-	Yes	-	9	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	3.7	4.9	3300	-	77(*)	-	-	-				
	11	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	9.2	>3800	0.111	296	0.67	-	No	-	10	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	3.7	6.7	3800	-	79(*)	-	○	-				
	12	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	8.4	3800	0.11	293	0.67	-	Yes	-	11	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	3.7	9.2	>3800	-	77(*)	-	-	-				
	13	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	7.7	2600 ^(注1)	0.108	292	0.67	-	Yes	0.40%	12	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	3.7	8.4	3800	-	80(*)	○	○	-				
	14	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	6.5	3090 ^(注2)	0.105	285	0.67	-	Yes	-	13	60%UO ₂ +30%ZrO ₂ +1%Zr	6.9	7.7	2600	-	81	○	○	-				
	17	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	-	-	-	-	-	-	No	-	14	60%UO ₂ +30%ZrO ₂ +1%Zr	6.9	6.5	3000	-	88	○	○	-				
	18	UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	9.1	-	-	-	-	-	-	-	15	89%ZrO ₂ +1%Zr	0	2.9	3750	-	83	○	○	-				
	21	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	3000	0.110	298	1.30	No	No	-	17	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	3.7	-	-	-	-	-	-	-				
	22	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	2900	0.110	297	1.30	No	No	-	18	78%UO ₂ +22%ZrO ₂	6.78	9.1	-	-	-	-	-	-				
	23	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	3600	0.110	293	1.30	No	No	-	21	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	3.8	7.3	3000	-	75	-	-	-				
	24	ZrO ₂	9.5	3800	0.110	288	0.67	No	Yes	-	22	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	3.8	9.9	2900	-	76	-	-	-				
	25	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	15.0	3500	0.110	287	0.67	No	Steam Spike	-	23	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	3.8	10.4	3600	-	80	-	-	-				
	26	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	3300	0.106	283	0.67	No	Steam Spike	-	24	100%ZrO ₂	0	6.4	3600	-	85	○	○	-				
	(注 1) 参考文献[19]によれば温度計測に問題があり、実際には3500K程度以上と推測されている。												表 3.1-5 TROI 実験条件及び結果一覧 [1][2][3][4][5][6][7][8][9][10][11] (2/2)											
	(注 2) 参考文献[19]によれば二つの温度計が異なる最高温度(4000K、3200K)を示しており、計測の不確かさが大きいとされている。												表 3.1-5 TROI 実験条件及び結果一覧 [1][2][3][4][5][6][7][8][9][10][11] (2/2)											
	実験名	実験ケース	溶融物組成 (%)	溶融物質量 (kg)	溶融物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気爆発発生	機械的エネルギー変換効率 (%)	実験 ID	溶融物タイプ	LiO ₂ 質量割合	溶融物質量 kg	溶融物温度 K	溶融物過熱度 K	炉内温度 K	外部195°の有無	水蒸気爆発発生の有無	機械的295°への変換効率 (%)			
	TROI	29	UO ₂ /ZrO ₂ (80/20)	17.0	-	-	-	-	-	No	-	34	70%UO ₂ +30%ZrO ₂ +1%Zr	3.7	10.5	3670	-	32	○	○	0.63			
		32	UO ₂ /ZrO ₂ (87/13)	17.0	-	-	-	-	-	No	-	35	70%UO ₂ +30%ZrO ₂ +1%Zr	3.7	19.9	2900	-	39	○	○	0.21			
		34	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	19.5	~3000	-	0.341	0.67	Yes	Yes	0.63	36	70%UO ₂ +30%ZrO ₂ +1%Zr	3.7	5.3	3510	-	68	○	○	0.50			
		35	UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	8	~3000	0.110	334	1.30	Yes	Yes	0.21	37	80%UO ₂ +20%ZrO ₂ +1%Zr	3.8	8.1	3380	-	60	○	○	0.01			
36		UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	5.3	~3000	-	305	0.95	Yes	Yes	0.50	38	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	3.7	-	-	-	-	-	-	-				
37		UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	8.1	~3000	0.104	313	0.95	Yes	Yes	0.01	38	80%UO ₂ +20%ZrO ₂ +1%Zr	6.79	5.3	3650	-	85	-	-	-				
38		UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	5.3	~3000	0.105	288	1.30	-	No	-	39	70%UO ₂ +30%ZrO ₂ +1%Zr	6.79	3.4	3730	-	88	○	○	-				
39		UO ₂ /ZrO ₂ (78/22)	3.4	~3000	0.106	285	1.30	-	No	-	*) 系の圧力が約 0.1MPa であるため、373K から水の温度を差し引いた値を記載。													
40		UO ₂ /ZrO ₂ (70/30)	11.1	~3000	0.312	287	1.30	-	No	-	40	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	11.1	~3000	-	86(*)	○	○	-				
49		UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (61.3/19/11.7/11)	15.96	2730(3360)	-	-	-	-	-	-	43	63%UO ₂ +27%ZrO ₂ +10%Fe	0.63	10.2	2600	-	77	○	-	-				
50		UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (59.5/18/11.9/10.6)	14.46	-	-	-	-	-	-	-	44	63%UO ₂ +27%ZrO ₂ +10%Fe	0.63	10.8	2680	-	78	-	-	-				
51		UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (69.5/16.7/12.1/10.7)	6.3	2695(3420)	0.115	294	1.30	Yes	Yes	-	45	100%ZrO ₂	0	5.5	3280	-	84	○	○	-				
52		UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/Fe (31/19/12/11)	8.6	2650	0.116	285	1.30	Yes	Steam Spike	-	46	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	6.7	11.7	3090	-	86	○	○	-				
(注 1) 参考文献[19]によれば温度計測に問題があり、実際には3500K程度以上と推測されている。												表 3.1-5 TROI 実験条件及び結果一覧 [1][2][3][4][5][6][7][8][9][10][11] (2/2)												
(注 2) 参考文献[19]によれば二つの温度計が異なる最高温度(4000K、3200K)を示しており、計測の不確かさが大きいとされている。												表 3.1-5 TROI 実験条件及び結果一覧 [1][2][3][4][5][6][7][8][9][10][11] (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）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>参考文献</p> <p>[1] U.S.NRC, Reactor Safety Study, An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants, WASH-1400, NUREG-75/014, Oct. 1975.</p> <p>[2] N. Yamano, Y. Maruyama, T. Kudo, A. Hidaka, J. Sugimoto, Phenomenological studies on melt-coolant interactions in the ALPHA program, Nucl. Eng. Des. 155 369-389, 1995.</p> <p>[3] I. Huhtiniemi, D. Mgallon, H. Hohmann, Results of recent KROTOS FCI tests: alumina versus corium melts, Nucl. Eng. Des. 189 379-389, 1999.</p> <p>[4] D. Magallon, Characteristics of corium debris bed generated in large-scale fuel-coolant interaction experiments, Nucl. Eng. Des. 236 1998-2009, 2006.</p> <p>[5] H. S. Park, R. Chapman, M. L. Corradini, Vapor Explosions in a One-Dimensional Large-Scale Geometry With Simulant Melts, NUREG/CR-6623, 1999.</p> <p>[6] D. Magallon, et al. Lessons learnt from FARO/TERMOS corium melt quenching experiments, Nucl. Eng. Des. 189 223-238, 1999.</p> <p>[7] M. Kato, H. Nagasaka, COTELS Fuel Coolant Interaction Tests under Ex-Vessel Conditions, JAERI-Conf 2000-015, 2000.</p> <p>[8] V. Tyrpekl, Material effect in the fuel - coolant interaction : structural characterization and solidification mechanism, 2012.</p> <p>[9] J.H.Kim, et al. The Influence of Variations in the Water Depth and Melt Composition on a Spontaneous Steam Explosion in the TROI Experiments, Proceedings of ICAPP' 04.</p> <p>[10] (財) 原子力安全研究協会, 「シビアアクシデント対策評価のための格納容器イベントツリーに関する検討」, 平成13年7月</p> <p>[11] K.Moriyama, et al. Steam Explosion Simulation Code JASMINE v.3 User's Guide, JAEA-Data/Code 2008-014, 2008.</p> <p>[12] 片山, 高速衝突と爆発問題を中心とした諸分野における衝撃解析, 「第7回衝撃工学フォーラム(中級者のための衝撃工学入門)」, 日本材料学会, 平成20年11月</p> <p>[13] Livermore Software Technology Corporation, LS-DYNA KEYWORD USER'S MANUAL VOLUME I, 2007.</p> <p>[14] T.Okkonen, et al. Safety Issues Related to Fuel-Coolant Interactions in BWR'S, NUREG/CP-0127, 1994.</p> <p>[15] T.G. Theofanous, et al. Steam Explosions: Fundamentals and Energetic Behavior, NUREG/CR-5960, 1994.</p> <p>[16] S. Basu, T. Ginsberg, A Reassessment of the Potential for an Alpha-Mode Containment Failure and a Review of the Current understanding of Broader Fuel-Coolant Interaction (FCI) issues, Report of the Second Steam Explosion Review Group Workshop (SERG-2), NUREG-1524, 1996.</p>	<p>[1] V.Tyrpekl, "Material effect in the fuel coolant interaction : structural characterization and solidification mechanism," 2012 (ID : 全般)</p> <p>[2] J.H.Song, et al., "Experiments on the interactions of molten ZrO₂ with water using TROI facility," Nuclear Engineering and Design, 213, 2002 (ID : 1, 2, 3, 4, 5)</p> <p>[3] J.H.Song, et al., "Spontaneous steam explosions observed in the fuel coolant interaction experiments using reactor materials," Journal of the Korean Nuclear Society, Volume 33, Number 4, 2002 (ID : 6)</p>	<p>※女川の TROI 実験で引用している参考文献は [8], [9], [19], [20]</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>[17] O.Zuchuat, et al, Steam Explosions-Induced Containment Failure Studies for Swiss Nuclear Power Plants, JAERI-Conf 97-011, 1998.</p> <p>[18] M. Kato, et al, Fuel Coolant Interaction Tests using UO₂ Corium under Ex-vessel Conditions, JAERI-Conf 99-005, 1999.</p> <p>[19] J.H. Song, Fuel Coolant Interaction Experiments in TROI using a UO₂/ZrO₂ mixture, Nucl. Eng. Des., 222, 1-15, 2003.</p> <p>[20] J.H. Kim, Results of the Triggered Steam Explosions from the TROI Experiment, Nucl. Tech., Vol.158 378-395, 2007.</p> <p>[21] NUCLEA Nuclear Thermodynamic Database, Version 2005-01.</p> <p>[22] NEA/CSNI/R, OECD/SERENA Project Report Summary and Conclusions, 2015.</p> <p>[23] Electric Power Research Institute (EPRI), MAAP4, Modular Accident Analysis Program User's Manual, EPRI Report prepared by Fauske & Associates, Inc.</p> <p>[24] D. Magallon, Experimental investigation of 150-kg-scale corium melt jet quenching in water, Nucl. Eng. Des. 177 321-337, 1997.</p>	<p>[4] J.H.Song, et al, "Fuel coolant interaction experiments in TROI using a UO₂/ZrO₂ mixture," Nuclear Engineering and Design, 222, 2003 (ID : 9, 10, 11, 12)</p> <p>[5] J.H.Song, et al, "Insights from the recent steam explosion experiments in TROI," Journal of Nuclear science and technology, Volume 40, Number 10, 2003 (ID : 13, 14, 15)</p> <p>[6] J.H.Kim, et al, "The influence of Variations in the water depth and melt composition on a spontaneous steam explosion in the TROI experiments," Proceedings of ICAPP '04, Pittsburgh, PA USA, June 13-17, 2004 (ID : 21, 22, 23, 24, 25, 26)</p> <p>[7] J.H.Kim, et al, "Results of the triggered steam explosions from the TROI experiment," Nuclear Technology, Volume 158, 2007 (ID : 34, 35, 36, 37)</p> <p>[8] J.H.Kim, et al, "Triggered steam explosions in a narrow interaction vessel in the TROI facility," 2005 (ID : 38, 39)</p> <p>[9] J.H.Kim, et al, "Steam explosion experiments with iron-added corium in the TROI facility," Transactions of the Korean Nuclear Society Spring Meeting, Chuncheon, Korea, May 25-26, 2006 (ID : 43, 44)</p> <p>[10] J.H.Kim, et al, "Steam explosion experiments using nuclear reactor materials in the TROI facilities," Heat Transfer Engineering, 29(8), 2008 (ID : 45, 46, 47, 48)</p> <p>[11] J.H.Kim, et al, "Steam explosion experiments using partially oxidized corium," Journal of Mechanical Science and Technology, 22, 2008 (ID : 51, 52)</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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;">【第5部 MAAP 添付2 3.1 FCI 実験の概要より抜粋】</p> <p>(6) SERENA 実験</p> <p>SERENA 実験は、OECD/NEA 主導のもと実施されている実験であり、2001年から2006年にかけて実施されたフェーズ1と、2007年から2012年にかけて実施されたフェーズ2に分かれている。フェーズ1では既存の実験に対する再現解析が行われた。また、フェーズ2では KROTOS 及び TROI 装置を使用した実験と、その再現解析が行われた。さらに、両フェーズにおいて実機原子炉を想定した解析が行われた。フェーズ2で行われた実験の実験条件及び実験結果を表3-7に示す。</p> <p>フェーズ1、フェーズ2においてそれぞれ得られた知見は以下のとおりである。</p> <p>フェーズ1</p> <ul style="list-style-type: none"> （解析）解析コードはアルミナを用いた実験によって調整されており、$UO_2 \cdot ZrO_2$ コリウムの爆発による機械的エネルギー変換効率を過大評価する傾向にある。 （解析）予測される炉内水蒸気爆発の最大荷重は原子炉圧力容器の破損強度と比べて十分小さい。 （解析）予測される炉外水蒸気爆発の最大荷重は原子炉格納容器に影響を与える可能性があるが、解析コードの不確かさとばらつきが大きく、その程度を推定することは難しい。 <p>フェーズ2</p> <ul style="list-style-type: none"> （実験）80%$UO_2 \cdot 20\%ZrO_2$ コリウムは、70%$UO_2 \cdot 30\%ZrO_2$ コリウムに比べて、やや爆発のエネルギーが大きい。これはフェーズ1の結果と逆の傾向であり、さらに考察が必要。 （実験）$UO_2 \cdot ZrO_2$のみで構成されるコリウムは、アルミナと比べて爆発のエネルギーは小さい。 （実験）コリウムの組成に酸化物以外（金属の単体など）が含まれる場合について、酸化と水素ガス生成による影響は定量化できなかった。 （実験）全ての観測された爆発の機械的エネルギー変換効率は、従来観測されていたエネルギー変換効率と同様に、比較的小さい。これは、UO_2の密度が高いために溶解 コリウムの粒子径が小さくなり、固化が促進されて水蒸気爆発への寄与が小さくなったことと、粗混合段階のボイド率が上昇して爆発のエネルギーを低減したことによると推測されている。 	<p style="text-align: center;">【第3部 MAAP コード 添付2 3.1 FCI 実験の概要より抜粋】</p> <p>(6) SERENA 実験</p> <p>SERENA 実験は OECD/NEA の枠組みで実施された水蒸気爆発解明のためのプロジェクトであり、①2つの型の装置（TROI 及び KROTOS）を使用した実験、②データの分析、解析コードの評価及び解析コードのベンチマークを支援するための実験前後の計算からなる解析検討、③実機プラントを想定した解析演習、を主要な目的としている。ここでは、SERENA 実験で行われた TROI 装置及び KROTOS 装置を使用した実験に関する概要を整理する。</p> <p>表3.1-6に TROI（TS-1～TS-6）及び KROTOS（KS-1～KS-6）実験の条件及び結果を示す。実験で得られた主な知見を以下に記す。</p> <ul style="list-style-type: none"> 機械的エネルギー変換効率は小さく、典型的には0.1%程度、大きくとも0.7%程度である。TROI 実験の方が KROTOS 実験よりも大きくなっているが、KROTOS は1次元の装置、TROI は多次元の装置であることから、KROTOS の方が機械的エネルギー変換効率が高いことが予想されるため、直感に反する結果である。しかしながら、KROTOS の方が TROI よりも高いボイド率を示していることから、この観測結果は妥当であると考えられる。 以前の TROI 実験では70%$UO_2 + 30\%ZrO_2$燃料（いわゆる共晶物）を使用しており、この場合、80%$UO_2 + 20\%ZrO_2$燃料（いわゆる非共晶物）の場合よりも爆発の程度が大きくなっていることが観測された。したがって、水蒸気爆発の特徴は酸化コリウムの性質に紐づけられていると考えられていた。しかしながら、この知見は SERENA プロジェクトで否定された。実際、TROI 及び KROTOS の両装置において、80%$UO_2 + 20\%ZrO_2$燃料の方が70%$UO_2 + 30\%ZrO_2$燃料よりもいくらか爆発の程度が大きい結果が観測されている。したがって、共晶物と非共晶物の間の挙動に相違があるという知見については、もはや支持されていない。 UO_2とZrO_2からなる燃料は、模擬燃料に比べて爆発の程度が小さい。一方で、計算による爆発の程度は、SERENA 実験におけるいくつかの実験よりも高くなっている。 TROI と KROTOS の結果の相違は、十分に酸化されていない溶融物組成が原因ということで注目されている。TROI 実験では、効果は定量化されていないが、酸化による水素生成が重要とされている。一方、KROTOS 実験では、水素の役割については確実なことは言えていない。 注目されるもう一つの相違は、これら2つの実験の間の機械的エネルギー変換効率についてである。厳格な制限下での実験（KROTOS）は、それほど厳格ではない制限下での実験（TROI）よりも機械的エネルギー変換効率が低く現れる。このような相違は直感に反することから、更なる検討が必要である。 KROTOS と TROI の結果は、一般的に2つの異なる型のスケールでの矛盾しない挙動を示している。そして、その結果は、適切な不確かさの考慮によって、実機スケールへ外挿できる可能性があることを示している。 	<p>※女川の3.1相当となるよう「SERENA 実験」に関する資料を新規作成</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<ul style="list-style-type: none"> • KROTOS 実験と TROI 実験は最新の計測装置を使用して計測されている。そして、解析コードの評価及び改良のために、局所的及び全体的なデータ、特に局所ボイド率及び熔融物分布がこれらの実験から得られた。しかし、これらの実験で得られた意義のあるデータはまだ十分に分析されていない。また、これまでに実験データの不確かさを定量化する試みや爆発エネルギーを計算する試みは行われていない。 	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉

表 3-7 SERENA 実験（フェーズ2）の主要な実験条件及び実験結果 [2.2]

実験名	実験ケース	溶解物組成 (wt%)	溶解物質量 (kg)	溶解物温度 (K)	圧力 (MPa)	水温度 (K)	水深 (m)	外部トリガー	水蒸気発生	機械的エネルギー変換効率(%)
SERENA (TROJ/KROTOS)	TS-1	UO ₂ /ZrO ₂ (73.4/26.6)	15.4	~3000	0.4	301	1.0	Yes	Yes	0.12
	TS-2	UO ₂ /ZrO ₂ (68.0/32.0)	12.5	3063	0.2	334	1.0	Yes	Yes	0.28
	TS-3	UO ₂ /ZrO ₂ (71.0/29.0)	15.9	3107	0.2	331	1.0	Yes	Yes	0.22
	TS-4	UO ₂ /ZrO ₂ (81.0/19.0)	14.3	3011	0.2	333	1.0	Yes	Yes	0.35
	TS-5	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr/U (76.0/18.3/5.0/0.7)	17.9	2940	0.2	337	1.0	Yes	Steam Spike	0.06
SERENA (TROJ/KROTOS)	TS-6	UO ₂ /ZrO ₂ /Fe ₂ O ₃ /FP (73.3/18.5/4.9/3.3)	9.3	2910	0.2	338	1.0	Yes	Yes	0.66
	KS-1	UO ₂ /ZrO ₂ (70.0/30.0)	2.4	2869	0.4	302	1.1	Yes	Yes	0.10
	KS-2	UO ₂ /ZrO ₂ (70.0/30.0)	3.9	3049	0.2	333	1.1	Yes	Yes	0.08
	KS-3	UO ₂ /ZrO ₂ (70.0/30.0)	0.8	2850	-	332	1.1	Yes	-(注1)	-(注1)
	KS-4	UO ₂ /ZrO ₂ (80.0/20.0)	2.3	2958	0.2	332	1.1	Yes	Yes	0.18
KS-5	UO ₂ /ZrO ₂ /Zr (80.1/11.4/8.5)	1.7	2884	0.2	327	1.1	Yes	Energetic event (注2)	-(注2)	
KS-6	UO ₂ /ZrO ₂ /Fe ₂ O ₃ /FP (73.0/20.4/4.1/2.5)	1.7	2853	0.2	340	1.1	Yes	Yes	~0	

(注1) 実験失敗
 (注2) 計測失敗

泊発電所3号炉

表 3.1-6 SERENA 実験条件及び結果一覧[1]

実験	実験 ID	溶解物タイプ	UO ₂ 質量割合	溶解物 質量 kg	溶解物 温度 K	溶解物 過熱度 K	47°C/°K での外部トリガーの有無	水蒸気発生 発生の有無	機械的エネルギー変換効率 (%)
TROJ	TS-1	73.4%UO ₂ +26.6%ZrO ₂	0.734	15.4	~3000	145	115.9	○	0.12
	TS-2	68.0%UO ₂ +32.0%ZrO ₂	0.68	12.5	3063	228	61.7	○	0.28
	TS-3	71.0%UO ₂ +29.0%ZrO ₂	0.71	15.9	3107	272	65.1	○	0.22
	TS-4	81.0%UO ₂ +19.0%ZrO ₂	0.81	14.3	3011	171	64.0	○	0.35
	TS-5	76.0%UO ₂ +18.3%ZrO ₂ +5.0%Zr+0.7%U	0.76	17.9	2940	140	57.7	○	0.06
KROTOS	TS-6	73.3%UO ₂ +18.5%ZrO ₂ +4.9%Fe ₂ O ₃ +3.3%FP	0.733	9.3	2910	239	56.9	○	0.66
	KS-1	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	2.4	2869	109	118	○	0.10
	KS-2	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	3.9	3049	189	60	○	0.08
	KS-3	70%UO ₂ +30%ZrO ₂	0.7	0.8	2850	-	-	-	-
	KS-4	80%UO ₂ +20%ZrO ₂	0.8	2.3	2958	38	62	○	0.18
	KS-5	80.1%UO ₂ +11.4%ZrO ₂ +8.5%Zr	0.801	1.7	2884	64	67	○	-
KS-6	73.0%UO ₂ +20.4%ZrO ₂ +4.1%Fe ₂ O ₃ +2.5%FP	0.73	1.7	2853	182	54	○	~0	

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

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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;">【第5部 MAAP 添付2 3.2 FCI 実験の知見の整理より抜粋】</p> <p>(3) FCI と MCCI を考慮した格納容器下部水張りの考え方</p> <p>炉心溶融が進展し炉外に溶融炉心が流出する場合、FCI と MCCI の影響緩和において、格納容器下部への初期水張が重要なマネジメントとなる。以下では格納容器下部への注水による初期水張りの考え方について示す。</p> <p>FCI の観点では、これまでのFCI 実験結果の知見から、BWR の実機条件では水蒸気爆発の発生リスクは十分小さいと考えられる。しかし、万が一水蒸気爆発が発生したと想定すると、水深が深いと、粗混合が促進され、水蒸気爆発の規模が大きくなる可能性がある。</p> <p>MCCI の観点では、種々の実験結果から、デブリ上面から除熱を向上させるため、格納容器下部への水張り水深を深くすることにより、溶融炉心が落下時に粒子化され、粒子状ベッドとして体積することにより、デブリ冷却性を向上させることが影響緩和のために重要である。</p> <p>以上より、水深が深い場合は、万が一水蒸気爆発が発生した場合の影響が大きくなる可能性があるが、MCCI の影響を緩和する観点からは有利である。したがって、水蒸気爆発の評価により原子炉格納容器の健全性に影響を与えないことを十分確認できる範囲で初期水張りの水深を深くし、溶融炉心の粒子化を促進し、MCCI を緩和する運用とすることが得策と考えられる。</p>	<p style="text-align: center;">【第3部 MAAP コード 添付2 3.2 FCI 実験の知見の整理より抜粋】</p> <p>(3) FCI と MCCI を考慮した原子炉下部キャビティ水張りの考え方</p> <p>炉心溶融後に原子炉容器破損に至り、溶融物が原子炉キャビティに移行する場合、溶融物を冷却するために、原子炉容器破損前に原子炉下部キャビティに注水する方が検討されている（ウェットキャビティ）。ウェットキャビティ方策では、溶融物が細粒化することで崩壊熱除去が促進され、MCCI 防止に期待できる一方、FCI の観点では、水蒸気爆発や圧力スパイクによる原子炉格納容器の破損の可能性がある。以下では、原子炉下部キャビティに注水する水張りの考え方について整理する。</p> <p>FCI の観点では、これまでの実験的知見から、UO_2 を用いた各種実験において外部トリガリングがなければ水蒸気爆発の発生は観察されていないこと、また、実機感度解析において圧力スパイクによる原子炉格納容器圧力の上昇は軽微であることから、FCI による影響は小さいと言える。</p> <p>MCCI の観点では、水中に溶融物が落下する場合、溶融物の細粒化と固化が促進され、冷却面積が大きくなることから、MCCI によるコンクリート侵食防止にとって有利に働くと言える。</p> <p>以上から、ウェットキャビティ方策のメリットとデメリットを比較すると、MCCI によるコンクリート侵食防止のメリットが、FCI による原子炉格納容器破損の可能性のデメリットを上回ると判断できる。</p>	<p>※女川の3.2相当となるよう「FCI と MCCI を考慮した格納容器下部水張りの考え方」について追記</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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;">【第5部 MAAP 添付2より抜粋】</p> <p>付録1 FARO 実験による MAAP の圧カスパイクモデル妥当性確認</p> <p>1. FARO 実験の概要</p> <p>FCI の代表的実験である FARO 実験は、UO₂/ZrO₂/Zr 熔融混合物を噴出させ、装置下部の冷却材との相互作用を検証する実験である。実験装置、実験条件及び実験結果の概要は3.1章(3) FARO 実験に記載している。</p> <p>2. MAAP コードによる FARO 実験の検証解析</p> <p>MAAP コードでは、熔融炉心と冷却材の相互作用を計算し、圧カスパイクを取り扱うモデルに関するパラメータのうち、三つのモデルパラメータが FARO 実験のベンチマーク解析によって妥当性を評価されている。熔融炉心のエントレインメント係数、及び粒子径ファクタである。</p> <p>エントレインメント係数は、ジェット速度と密度比から熔融炉心のエントレインメント量を計算する際の係数であり、細粒化モデル(Ricou-Spalding モデル)に使用される。エントレインメント量はプール水への伝熱量に寄与する。また、エントレインメント速度(m/s)を求める下式からは、プール底部におけるジェット直径、ジェットの粒子化割合が求められる。</p> $m_{ent} = E_o \left(\frac{\rho_w}{\rho_{dj}} \right)^{1/2} u_{dj}$ <p> E_o：エントレインメント係数 u_{dj}：ジェット速度[m/s] ρ_{dj}：ジェット密度[kg/m³] ρ_w：水密度[kg/m³] </p> <div style="border: 1px solid black; width: 380px; height: 40px; margin: 10px 0;"></div> <p>粒子径ファクタは、ジェット表面からエントレインメントを受けた粒子の直径を計算する際の係数である。計算された粒子径は、粒子の沈降速度やデブリ温度の計算に用いられる。</p> <p>圧カスパイクモデルのベンチマーク解析における仮定を以下に示す。</p>	<p style="text-align: center;">【第3部 MAAP コード 添付2より抜粋】</p> <p>添付2-1 FARO 実験における MAAP の圧カスパイクモデルの妥当性確認</p> <p>(1)FARO 実験の概要</p> <p>FARO 実験装置は、150kg 程度のウラン酸化物及びジルコニウム酸化物からなる熔融物を水中に落下させる装置であり、そのときの FCI 挙動を観察するものである。</p> <p>(2)MAAP コードによる FARO 実験解析</p> <p>FARO 実験解析を実施する際、MAAP コードにおいて FCI に影響する3つのモデルパラメータを感度係数として選定し、その感度解析結果と FARO 実験結果を比較することによって、圧カスパイクモデルの妥当性を確認する。</p> <p>感度係数として選定したモデルパラメータは以下のとおりである。モデルパラメータの最小値、推奨値、最大値も併せて示している。</p> <div style="border: 2px solid black; width: 280px; height: 50px; margin: 10px 0;"></div> <p>MAAP コードによる実験解析を実施するにあたって、いくつかの簡略化を行っている。具体的な仮定を以下に記す。</p> <div style="border: 2px solid black; width: 380px; height: 150px; margin: 10px 0;"></div> <p style="text-align: right;"> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </p>	<p>※女川の付録1相当である資料を新規作成</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由										
<div data-bbox="159 209 1032 549" style="border: 1px solid black; height: 213px; width: 390px;"></div> <p data-bbox="138 592 1032 651">上記の仮定によって、解析結果と実験結果の比較には制限があるが、ピーク圧力の上昇（すなわち、圧力スパイク挙動）と圧力の上昇速度については、比較が可能である。</p> <p data-bbox="138 695 1032 826">付図1、付図2、付図3、付図4、付図5、付図6、付図7、付図8、付図9、付図10、付図11及び付図12にL-06、L-08、L-14、L-11実験の圧力及びデブリ粒子径及び堆積デブリ質量の実験結果と、MAAP解析結果の比較図を示す。MAAP解析結果は、三つのパラメータに対して、最適値、最大値、最小値の組み合わせを用いて評価されている。また、付表1にL-06、L-08、L-14、L-11実験の過熱度を示す。</p> <div data-bbox="255 847 904 951" style="text-align: center;"> <p>付表1 FARO 実験における過熱度^[24]</p> <table border="1" data-bbox="255 871 904 951"> <thead> <tr> <th>実験ケース</th> <th>L-06</th> <th>L-08</th> <th>L-14</th> <th>L-11</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>過熱度[K]</td> <td>63</td> <td>163</td> <td>263</td> <td>100</td> </tr> </tbody> </table> </div> <p data-bbox="159 975 1032 999">いずれの実験の圧力挙動も、MAAP解析結果では再現をみた。</p> <div data-bbox="159 999 1032 1070" style="border: 1px solid black; height: 45px; width: 390px;"></div> <p data-bbox="138 1078 1032 1137">また、デブリ粒子径及び堆積デブリ質量についても、実験結果のデータは、エントレインメント係数及び粒子径ファクタを変化させた場合のMAAP解析結果の範囲内によく再現されている。</p> <div data-bbox="696 1214 1003 1283" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px auto; width: 137px; 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>	実験ケース	L-06	L-08	L-14	L-11	過熱度[K]	63	163	263	100	<div data-bbox="1070 201 1966 448" style="border: 2px solid black; height: 155px; width: 399px;"></div> <p data-bbox="1055 592 1966 651">上記の仮定があるため解析結果と実験結果の比較には制限があるものの、ピーク圧力の上昇と圧力の上昇速度については比較可能である。</p> <p data-bbox="1055 695 1966 791">以下では、実験L-06、L-08、L-11、L-14と解析の比較について、圧力（付図1-1～付図1-4）、堆積デブリ質量（付図1-5～付図1-8）、及びデブリ粒子径（付図1-9～付図1-12）を示す。いずれの実験の圧力挙動もMAAPコードによる解析結果とよく一致した。</p> <div data-bbox="1335 815 1910 842" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin: 10px auto; width: 257px; text-align: center;"> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	
実験ケース	L-06	L-08	L-14	L-11								
過熱度[K]	63	163	263	100								

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

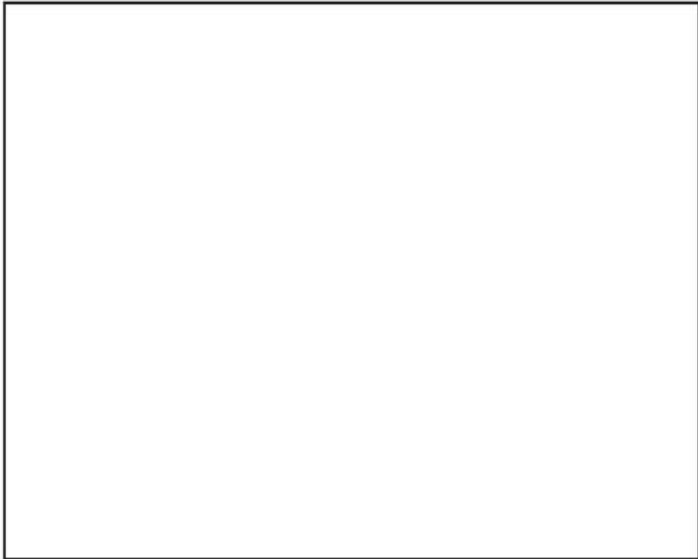

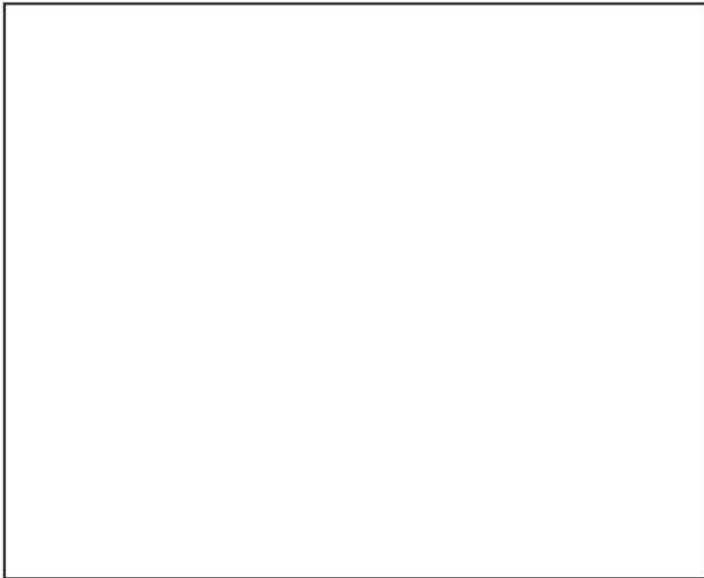
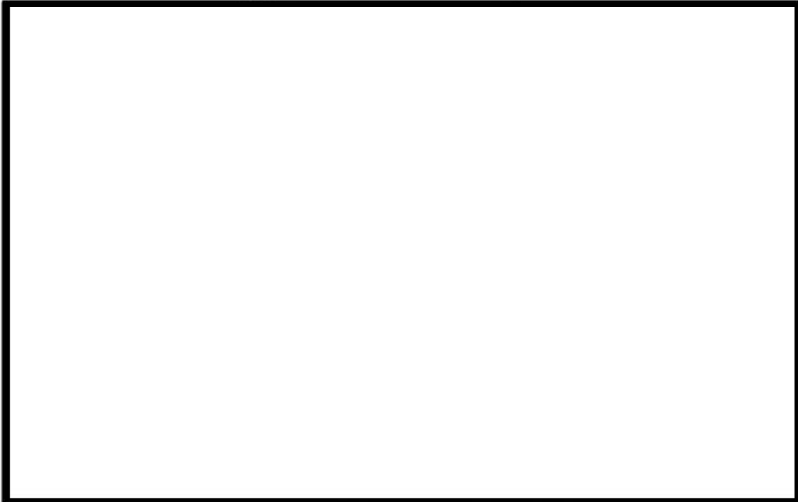

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

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="250 197 943 758" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="353 767 862 794" data-label="Caption"> <p>付図1 L-06 実験結果/解析結果比較（圧カスパイク）^[29]</p> </div> <div data-bbox="259 826 943 1370" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="353 1377 862 1404" data-label="Caption"> <p>付図2 L-08 実験結果/解析結果比較（圧カスパイク）^[29]</p> </div>	<div data-bbox="1111 197 1910 738" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1279 742 1727 769" data-label="Caption"> <p>付図1-1 L-06 実験結果と解析結果の比較（圧力）</p> </div> <div data-bbox="1330 774 1686 801" data-label="Text"> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> </div> <div data-bbox="1111 801 1910 1313" data-label="Figure"> </div> <div data-bbox="1279 1311 1727 1339" data-label="Caption"> <p>付図1-2 L-08 実験結果と解析結果の比較（圧力）</p> </div> <div data-bbox="1330 1345 1686 1372" data-label="Text"> <p>出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> </div> <div data-bbox="1330 1385 1919 1415" data-label="Text"> <p> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p> </div>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

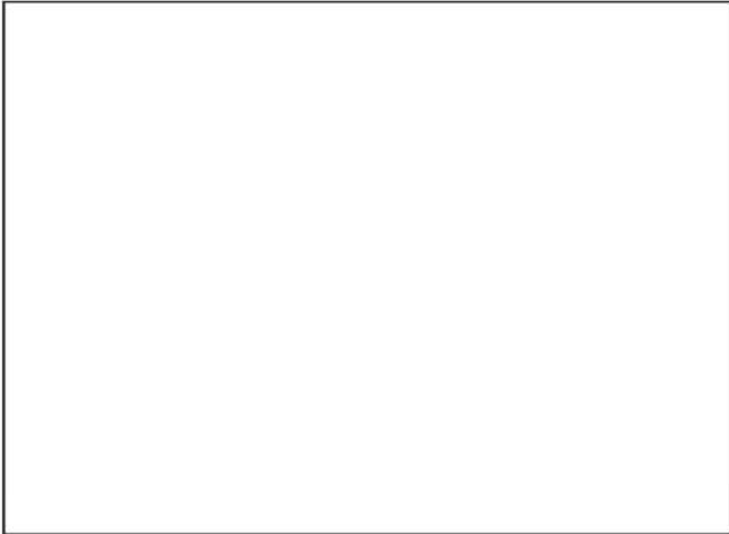
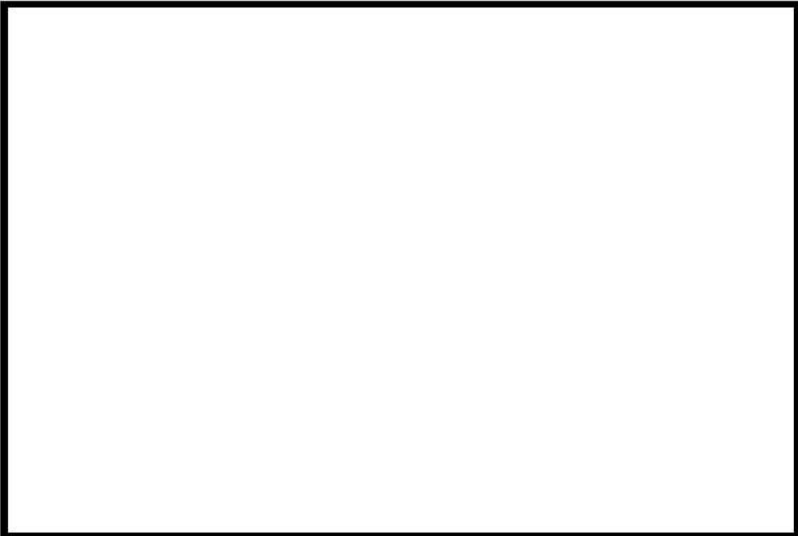
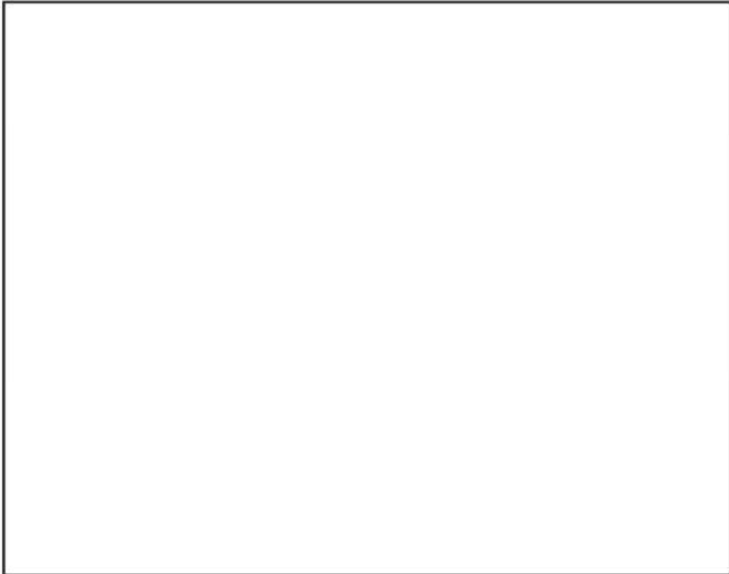
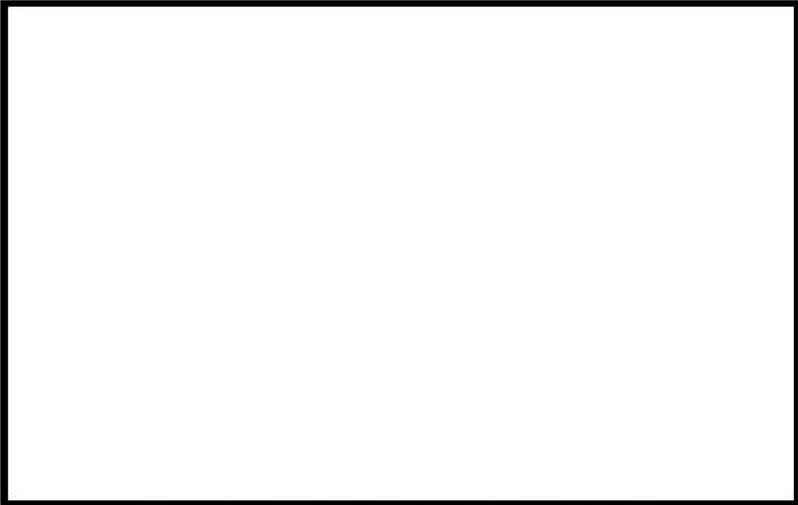

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部MAAPコード（MAAP追加事項））

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>付図3 L-14 実験結果/解析結果比較（圧カスパイク）^[23]</p>	 <p>付図1-3 L-11 実験結果と解析結果の比較（圧力） 出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	
 <p>付図4 L-11 実験結果/解析結果比較（圧カスパイク）^[23]</p>	 <p>付図1-4 L-14 実験結果と解析結果の比較（圧力） 出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表


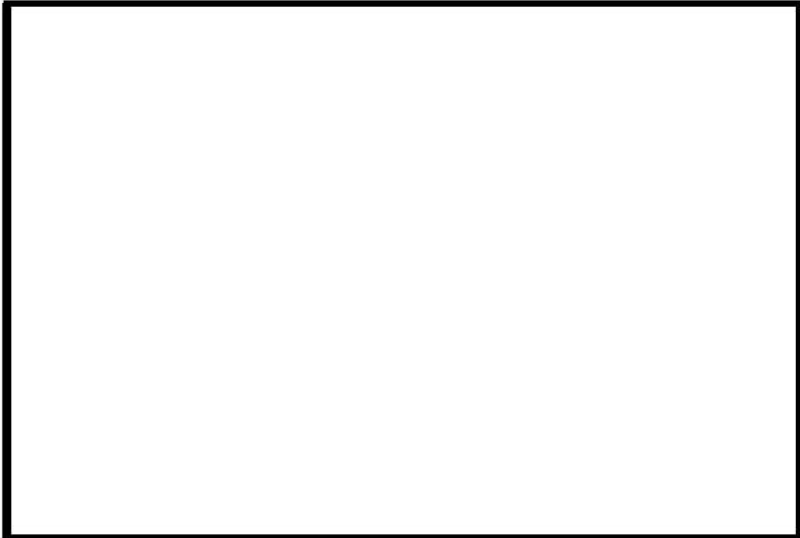



付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部 MAAP コード（MAAP 追加事項））

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="331 730 837 753">付図5 L-06 実験結果/解析結果比較（デブリ粒子径）^[23]</p>	 <p data-bbox="1229 738 1760 761">付図1-5 L-06 実験結果と解析結果の比較（堆積デブリ質量）</p> <p data-bbox="1330 770 1673 793">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	
 <p data-bbox="331 1374 837 1396">付図6 L-08 実験結果/解析結果比較（デブリ粒子径）^[23]</p>	 <p data-bbox="1229 1313 1760 1335">付図1-6 L-08 実験結果と解析結果の比較（堆積デブリ質量）</p> <p data-bbox="1330 1345 1673 1367">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p data-bbox="1361 1377 1928 1406"> 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表



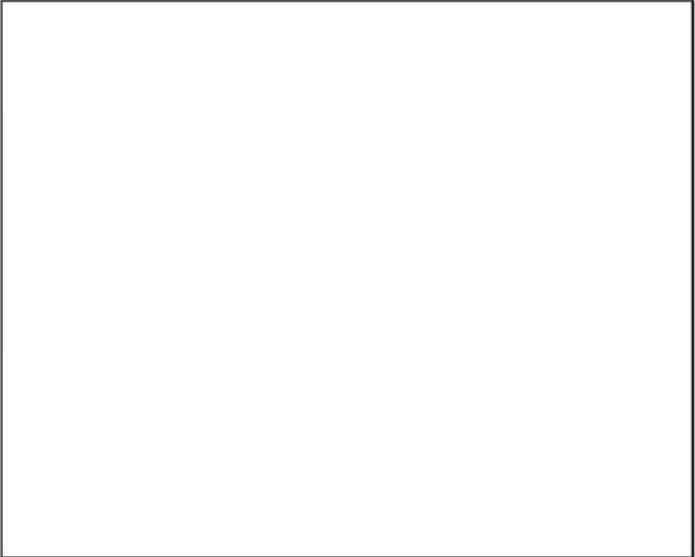


付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部MAAPコード（MAAP追加事項））

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="331 762 842 788">付図7 L-14 実験結果/解析結果比較（デブリ粒子径）^[22]</p>	 <p data-bbox="1236 751 1771 774">付図1-7 L-11 実験結果と解析結果の比較（堆積デブリ質量）</p> <p data-bbox="1339 783 1682 805">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	
 <p data-bbox="331 1378 842 1404">付図8 L-11 実験結果/解析結果比較（デブリ粒子径）^[23]</p>	 <p data-bbox="1236 1323 1771 1345">付図1-8 L-14 実験結果と解析結果の比較（堆積デブリ質量）</p> <p data-bbox="1339 1355 1682 1377">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p data-bbox="1346 1394 1917 1422">  枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

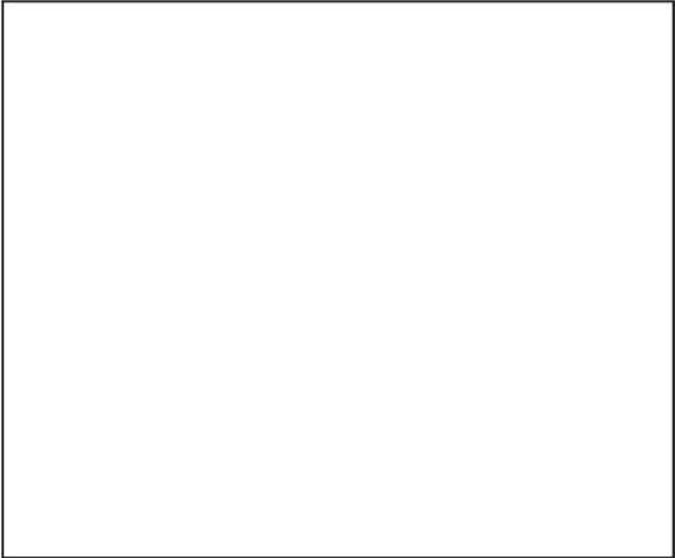
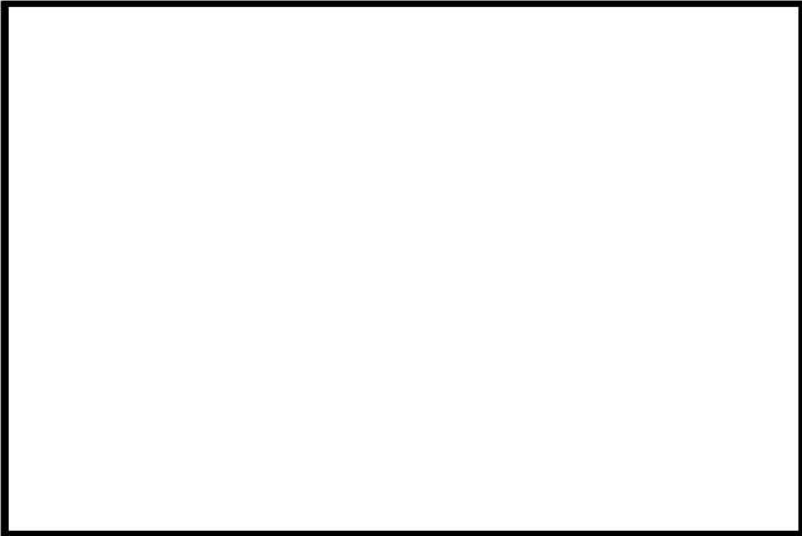
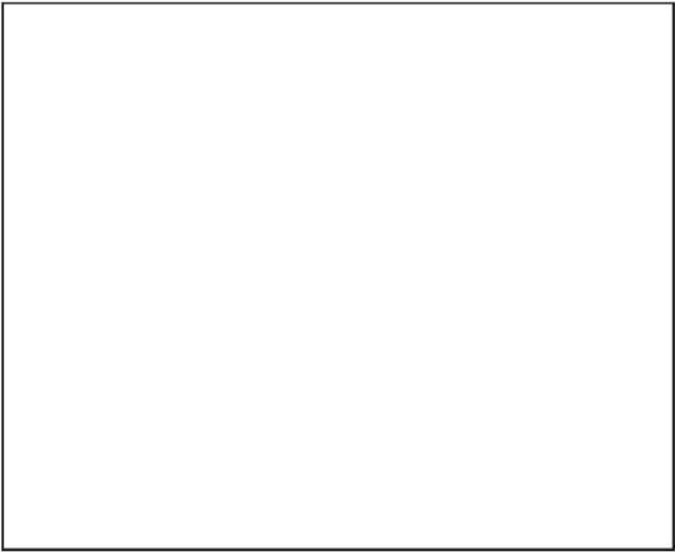


付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて（第3部MAAPコード（MAAP追加事項））

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="344 778 860 802">付図9 L-06 実験結果/解析結果比較（堆積デブリ質量）^[25]</p>	 <p data-bbox="1245 740 1760 764">付図1-9 L-06 実験結果と解析結果の比較（デブリ粒子径）</p> <p data-bbox="1339 772 1675 796">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	
 <p data-bbox="309 1385 837 1409">付図10 L-08 実験結果/解析結果比較（堆積デブリ質量）^[25]</p>	 <p data-bbox="1240 1315 1765 1339">付図1-10 L-08 実験結果と解析結果の比較（デブリ粒子径）</p> <p data-bbox="1339 1347 1675 1370">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p data-bbox="1346 1394 1917 1422">  枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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="327 759 871 786">付図 11 L-14 実験結果/解析結果比較（堆積デブリ質量）^[23]</p>	 <p data-bbox="1234 724 1765 751">付図 1-11. L-11 実験結果と解析結果の比較（デブリ粒子径）</p> <p data-bbox="1330 758 1682 785">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p>	
 <p data-bbox="327 1385 871 1412">付図 12 L-11 実験結果/解析結果比較（堆積デブリ質量）^[23]</p>	 <p data-bbox="1234 1299 1765 1326">付図 1-12. L-14 実験結果と解析結果の比較（デブリ粒子径）</p> <p data-bbox="1330 1332 1682 1359">出典：MAAP4 User's Manual, EPRI</p> <p data-bbox="1352 1390 1924 1417">  枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>3. 結論</p> <p>MAAP コードでは、FCI に関わる圧力スパイク挙動はデブリジェットモデルで制御されており、その妥当性確認は FARO 実験結果とのベンチマーク解析によって行われている。FARO 実験結果の示す圧力スパイク挙動のピーク圧力、圧力上昇及びデブリ粒子径について、MAAP コードはよく再現されており、その妥当性が確認されている。</p>	<p>(3)まとめ</p> <p>MAAP コードでは、FCI に関わる圧力スパイク挙動はデブリジェットモデルで制御されており、その妥当性確認は FARO 実験とのベンチマーク解析によって行われている。FARO 実験結果の示す圧力スパイク挙動のピーク圧力、圧力上昇及びデブリ粒子径について、MAAP コードはよく再現されており、その妥当性が確認されている。</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p data-bbox="448 172 745 193">【第5部 MAAP 添付3より抜粋】</p> <p data-bbox="147 209 566 229">付録5 粒子状ベットの冷却性実験と解析モデル</p> <p data-bbox="147 277 1048 368">粒子状ベットの冷却性については、高速増殖炉の炉心損傷事故の評価において重要な評価となることから、従来から多くの実験的及び解析的研究が行われてきている^[32]。また、TMI-2事故以降は、軽水炉を対象とした研究も進められている。</p> <p data-bbox="147 384 1048 719">デブリベッド冷却に関する研究の主要な焦点の一つは、デブリベッドの冷却限界が、崩壊熱を上回るかどうかであり、判断基準のパラメータはデブリベッドのドライアウト熱流束と考えられている。発熱する粒子状ベッドの内を流下する冷却水と上昇する蒸気の対向二相流がデブリベッド内で形成される。粒子状デブリベッドの流動状態の模式図を付図5-1に示す。崩壊熱が高いと、局所的にデブリベッド内でドライアウトが生じ、デブリベッドの温度が急激に高くなる。この時の熱流束がドライアウト熱流束となる。粒子状デブリベッドのドライアウト熱流束は、種々の実験が行われ、種々の相関式が提案されている。その中でもLipinski 0-Dモデル^[24]（次頁参照）は、小さい粒径から大きい粒径まで適用可能とされており、広く使われている。MAAPコード内でも圧力容器下部プレナムの粒子状ベッドの冷却の評価に使用されている。Lipinski 0-Dモデルでは、ドライアウト熱流束は、主に粒径、ポロシティ、堆積高さ、圧力に依存する。</p> <div data-bbox="383 762 808 1283"> </div> <p data-bbox="315 1310 875 1337">付図5-1 粒子状デブリベッドの流動状態の模式図^[32]</p>	<p data-bbox="1328 172 1693 193">【第3部 MAAP コード 添付2より抜粋】</p> <p data-bbox="1283 209 1738 229">添付3-2 粒子状ベットの冷却性実験と解析モデル</p> <p data-bbox="1059 277 1960 368">粒子状ベットの冷却性については、高速増殖炉の炉心損傷事故の評価において重要な評価となることから、従来から多くの実験的及び解析的研究が行われてきている。また、TMI-2事故以降は、軽水炉を対象とした研究も進められている。</p> <p data-bbox="1059 384 1960 719">デブリベッド冷却に関する研究の主要な焦点の一つは、デブリベッドの冷却限界が、崩壊熱を上回るかどうかであり、判断基準のパラメータはデブリベッドのドライアウト熱流束と考えられている。発熱する粒子状ベッドの内を流下する冷却水と上昇する蒸気の対向二相流がデブリベッド内で形成される。粒子状デブリベッドの流動状態の模式図を図2-1に示す。崩壊熱が高いと、局所的にデブリベッド内でドライアウトが生じ、デブリベッドの温度が急激に高くなる。この時の熱流束がドライアウト熱流束となる。粒子状デブリベッドのドライアウト熱流束は、種々の実験が行われ、種々の相関式が提案されている。その中でもLipinski 0-Dモデル（表2-1参照）は、小さい粒径から大きい粒径まで適用可能とされており、広く使われている。MAAPコード内でも乱流域に対するLipinski 0-Dモデル粒子状ベッドの冷却の評価に使用されている。Lipinski 0-Dモデルでは、ドライアウト熱流束は、主に粒径、ポロシティ、堆積高さ、圧力に依存する。</p> <div data-bbox="1301 783 1704 1251"> </div> <p data-bbox="1323 1326 1704 1347">付図2-1 粒子状ベッド冷却の流動モデル</p> <p data-bbox="1189 1362 1816 1383">出展：日本機械学会編「沸騰熱伝達と冷却」日本工業出版（平成元年）</p>	<p data-bbox="1973 209 2116 300">※女川の付録5相当である資料を新規作成</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由				
<p>Lipinski 0-Dモデルについて（日本機械学会編「沸騰熱伝達と冷却」より抜粋）^[32]</p> <p>c. Lipinskiの0-Dモデル⁽¹¹⁾</p> <p>Lipinskiは多孔質の対向二相流の気液各相で、層流及び乱流に適用できる運動量の式を、連続の式、エネルギーの式と共に連立して解いた。</p> <p>連続の式</p> $\rho_v U_v = \rho_l U_l \quad \dots(8.14)$ <p>運動量の式（気相）</p> $\rho_v U_v^2 / \eta \eta_v + \mu_v U_v / \kappa \kappa_v + \rho_v g = \Delta P_v / H_b \quad \dots(8.15)$ <p>運動量の式（液相）</p> $-\rho_l U_l^2 / \eta \eta_l - \mu_l U_l / \kappa \kappa_l + \rho_l g = \Delta P_l / H_b \quad \dots(8.16)$ <p>エネルギー式</p> $\rho_v U_v \Delta h_v = \dot{Q} H_b \quad \dots(8.17)$ <p>圧力の釣合⁽¹³⁾⁽¹⁶⁾</p> $\Delta P_v - \Delta P_l = \sigma(\epsilon/5\kappa)^{1/2} \quad \dots(8.18)$ <p>ここで、 U：見掛け流速 κ：層流での浸透率 η：乱流での浸透率 $\kappa_v, \kappa_l, \eta_v, \eta_l$：各々層流及び乱流での気液の比浸透率（無次元）</p> <p>でデブリベッド内の平均液体存在割合 s の関数で、以下のように表わしている⁽¹⁵⁾</p> $\kappa = (d^2/180)\epsilon^3/(1-\epsilon)^2$ $\eta = (d/1.75)\epsilon^3/(1-\epsilon)$ $\kappa_v = 1 - 1.11s, \quad \kappa_l = s^3$ $\eta_v = (1-s)^3, \quad \eta_l = s^3$ <p>上述の関係を用いると、式(8.14)～式(8.18)からデブリベッド上面での熱流束 q ($=\dot{Q}H_b$) は下式で与えられる。</p> $q = \rho_v d h_v u_1 \left\{ 1 + (u_2/u_1)^2 \right\}^{1/2} - 1 \quad \dots(8.19)$ $u_1 = \frac{90(1-\epsilon)}{1.75d} \left\{ \frac{\mu_v}{\rho_v(1-1.11s)} + \frac{\mu_l}{\rho_l s^3} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\}$ $u_2 = \left[\frac{d\epsilon^3(\rho_l - \rho_g)g}{1.75(1-\epsilon)} \left\{ 1 + \frac{6\sigma(1-\epsilon)}{\epsilon d(\rho_l - \rho_g)gH_b} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\} \right]^{1/2}$ <p>ドライアウト熱流束は、式(8.19)が s ($0 \leq s \leq 1$) に関して極大値をとる条件として求まる。</p>	<p>付表2-1 Lipinski 0-Dモデルについて</p> <p>出展：日本機械学会編「沸騰熱伝達と冷却」日本工業出版（平成元年）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1066 323 1480 359">モデル</th> <th data-bbox="1480 323 1944 359">実験との比較</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1066 359 1480 1385"> <p>c. Lipinskiの0-Dモデル⁽¹¹⁾</p> <p>Lipinskiは多孔質の対向二相流の気液各相で、層流及び乱流に適用できる運動量の式を、連続の式、エネルギーの式と共に連立して解いた。</p> <p>連続の式</p> $\rho_v U_v = \rho_l U_l \quad \dots(8.14)$ <p>運動量の式（気相）</p> $\rho_v U_v^2 / \eta \eta_v + \mu_v U_v / \kappa \kappa_v + \rho_v g = \Delta P_v / H_b \quad \dots(8.15)$ <p>運動量の式（液相）</p> $-\rho_l U_l^2 / \eta \eta_l - \mu_l U_l / \kappa \kappa_l + \rho_l g = \Delta P_l / H_b \quad \dots(8.16)$ <p>エネルギー式</p> $\rho_v U_v \Delta h_v = \dot{Q} H_b \quad \dots(8.17)$ <p>圧力の釣合⁽¹³⁾⁽¹⁶⁾</p> $\Delta P_v - \Delta P_l = \sigma(\epsilon/5\kappa)^{1/2} \quad \dots(8.18)$ <p>ここで、 U：見掛け流速 κ：層流での浸透率 η：乱流での浸透率 $\kappa_v, \kappa_l, \eta_v, \eta_l$：各々層流及び乱流での気液の比浸透率（無次元）</p> <p>でデブリベッド内の平均液体存在割合 s の関数で、以下のように表わしている⁽¹⁵⁾</p> $\kappa = (d^2/180)\epsilon^3/(1-\epsilon)^2$ $\eta = (d/1.75)\epsilon^3/(1-\epsilon)$ $\kappa_v = 1 - 1.11s, \quad \kappa_l = s^3$ $\eta_v = (1-s)^3, \quad \eta_l = s^3$ <p>上述の関係を用いると、式(8.14)～式(8.18)からデブリベッド上面での熱流束 q ($=\dot{Q}H_b$) は下式で与えられる。</p> $q = \rho_v d h_v u_1 \left\{ 1 + (u_2/u_1)^2 \right\}^{1/2} - 1 \quad \dots(8.19)$ $u_1 = \frac{90(1-\epsilon)}{1.75d} \left\{ \frac{\mu_v}{\rho_v(1-1.11s)} + \frac{\mu_l}{\rho_l s^3} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\}$ $u_2 = \left[\frac{d\epsilon^3(\rho_l - \rho_g)g}{1.75(1-\epsilon)} \left\{ 1 + \frac{6\sigma(1-\epsilon)}{\epsilon d(\rho_l - \rho_g)gH_b} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\} \right]^{1/2}$ <p>ドライアウト熱流束は、式(8.19)が s ($0 \leq s \leq 1$) に関して極大値をとる条件として求まる。</p> </td> <td data-bbox="1480 359 1944 1385"> <p>図8-6 冷却材が水の場合の理論式・半実験式と実験結果との比較</p> </td> </tr> </tbody> </table>	モデル	実験との比較	<p>c. Lipinskiの0-Dモデル⁽¹¹⁾</p> <p>Lipinskiは多孔質の対向二相流の気液各相で、層流及び乱流に適用できる運動量の式を、連続の式、エネルギーの式と共に連立して解いた。</p> <p>連続の式</p> $\rho_v U_v = \rho_l U_l \quad \dots(8.14)$ <p>運動量の式（気相）</p> $\rho_v U_v^2 / \eta \eta_v + \mu_v U_v / \kappa \kappa_v + \rho_v g = \Delta P_v / H_b \quad \dots(8.15)$ <p>運動量の式（液相）</p> $-\rho_l U_l^2 / \eta \eta_l - \mu_l U_l / \kappa \kappa_l + \rho_l g = \Delta P_l / H_b \quad \dots(8.16)$ <p>エネルギー式</p> $\rho_v U_v \Delta h_v = \dot{Q} H_b \quad \dots(8.17)$ <p>圧力の釣合⁽¹³⁾⁽¹⁶⁾</p> $\Delta P_v - \Delta P_l = \sigma(\epsilon/5\kappa)^{1/2} \quad \dots(8.18)$ <p>ここで、 U：見掛け流速 κ：層流での浸透率 η：乱流での浸透率 $\kappa_v, \kappa_l, \eta_v, \eta_l$：各々層流及び乱流での気液の比浸透率（無次元）</p> <p>でデブリベッド内の平均液体存在割合 s の関数で、以下のように表わしている⁽¹⁵⁾</p> $\kappa = (d^2/180)\epsilon^3/(1-\epsilon)^2$ $\eta = (d/1.75)\epsilon^3/(1-\epsilon)$ $\kappa_v = 1 - 1.11s, \quad \kappa_l = s^3$ $\eta_v = (1-s)^3, \quad \eta_l = s^3$ <p>上述の関係を用いると、式(8.14)～式(8.18)からデブリベッド上面での熱流束 q ($=\dot{Q}H_b$) は下式で与えられる。</p> $q = \rho_v d h_v u_1 \left\{ 1 + (u_2/u_1)^2 \right\}^{1/2} - 1 \quad \dots(8.19)$ $u_1 = \frac{90(1-\epsilon)}{1.75d} \left\{ \frac{\mu_v}{\rho_v(1-1.11s)} + \frac{\mu_l}{\rho_l s^3} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\}$ $u_2 = \left[\frac{d\epsilon^3(\rho_l - \rho_g)g}{1.75(1-\epsilon)} \left\{ 1 + \frac{6\sigma(1-\epsilon)}{\epsilon d(\rho_l - \rho_g)gH_b} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\} \right]^{1/2}$ <p>ドライアウト熱流束は、式(8.19)が s ($0 \leq s \leq 1$) に関して極大値をとる条件として求まる。</p>	<p>図8-6 冷却材が水の場合の理論式・半実験式と実験結果との比較</p>	
モデル	実験との比較					
<p>c. Lipinskiの0-Dモデル⁽¹¹⁾</p> <p>Lipinskiは多孔質の対向二相流の気液各相で、層流及び乱流に適用できる運動量の式を、連続の式、エネルギーの式と共に連立して解いた。</p> <p>連続の式</p> $\rho_v U_v = \rho_l U_l \quad \dots(8.14)$ <p>運動量の式（気相）</p> $\rho_v U_v^2 / \eta \eta_v + \mu_v U_v / \kappa \kappa_v + \rho_v g = \Delta P_v / H_b \quad \dots(8.15)$ <p>運動量の式（液相）</p> $-\rho_l U_l^2 / \eta \eta_l - \mu_l U_l / \kappa \kappa_l + \rho_l g = \Delta P_l / H_b \quad \dots(8.16)$ <p>エネルギー式</p> $\rho_v U_v \Delta h_v = \dot{Q} H_b \quad \dots(8.17)$ <p>圧力の釣合⁽¹³⁾⁽¹⁶⁾</p> $\Delta P_v - \Delta P_l = \sigma(\epsilon/5\kappa)^{1/2} \quad \dots(8.18)$ <p>ここで、 U：見掛け流速 κ：層流での浸透率 η：乱流での浸透率 $\kappa_v, \kappa_l, \eta_v, \eta_l$：各々層流及び乱流での気液の比浸透率（無次元）</p> <p>でデブリベッド内の平均液体存在割合 s の関数で、以下のように表わしている⁽¹⁵⁾</p> $\kappa = (d^2/180)\epsilon^3/(1-\epsilon)^2$ $\eta = (d/1.75)\epsilon^3/(1-\epsilon)$ $\kappa_v = 1 - 1.11s, \quad \kappa_l = s^3$ $\eta_v = (1-s)^3, \quad \eta_l = s^3$ <p>上述の関係を用いると、式(8.14)～式(8.18)からデブリベッド上面での熱流束 q ($=\dot{Q}H_b$) は下式で与えられる。</p> $q = \rho_v d h_v u_1 \left\{ 1 + (u_2/u_1)^2 \right\}^{1/2} - 1 \quad \dots(8.19)$ $u_1 = \frac{90(1-\epsilon)}{1.75d} \left\{ \frac{\mu_v}{\rho_v(1-1.11s)} + \frac{\mu_l}{\rho_l s^3} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\}$ $u_2 = \left[\frac{d\epsilon^3(\rho_l - \rho_g)g}{1.75(1-\epsilon)} \left\{ 1 + \frac{6\sigma(1-\epsilon)}{\epsilon d(\rho_l - \rho_g)gH_b} \right\} / \left\{ \frac{1}{\rho_v(1-s)^3} + \frac{1}{\rho_l s^3} \right\} \right]^{1/2}$ <p>ドライアウト熱流束は、式(8.19)が s ($0 \leq s \leq 1$) に関して極大値をとる条件として求まる。</p>	<p>図8-6 冷却材が水の場合の理論式・半実験式と実験結果との比較</p>					