

資料 6 - 2

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SAEH-9 r.0.0
提出年月日	令和5年6月20日

泊発電所 3 号炉
重大事故等対策の有効性評価
補足説明資料
比較表

令和 5 年 6 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）

補足説明資料（補足1. 重要事故シーケンスの起因とする過渡事象の選定について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. 重要事故シーケンスの起因とする過渡事象の選定について</p> <p>重要事故シーケンスの選定にあたり、多くの事故シーケンスグループにおいて、過渡事象を起因事象とした事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定している。</p> <p>過渡事象は、事象発生後のプラントの応答に応じて、事象分類しており、各事象分類をグループ化することで代表事象の選定を行っている。表1に過渡事象・事故による起因事象の分類結果を、表2にグループ化の結果をそれぞれ示す。</p> <p>上記の整理を実施した上で、有効性評価において過渡事象を起因事象とする重要事故シーケンス（高圧・低圧注水機能喪失（TQUV）、高圧注水・減圧機能喪失（TQUX）、崩壊熱除去機能喪失（TW）、全交流動力電源喪失（TB）及び原子炉停止機能喪失（TC））について解析を実施する際には、事象進展の厳しさや事故シーケンスグループの特徴等の観点で過渡事象を設定している。</p> <p>(1) TQUV、TQUX 及び TW：全給水喪失</p> <p>TQUV 及び TQUX については、注水機能が喪失することから、事象進展の厳しさの観点で、原子炉水位の低下が激しい事象を想定する。</p> <p>TW については、注水が継続するものの崩壊熱除去機能が喪失することで格納容器が先行して破損するシーケンスであるが、TQUV 及び TQUX と同様に事象進展が激しい事象として、全給水喪失を想定する。</p> <p>全給水喪失は、給水が停止し、原子炉水位低（レベル3）まで水位が低下して原子炉スクラム、タービントリップに至ることにより、原子炉水位低（レベル3）信号による原子炉スクラムまでに大きな出力低下がない。また、原子炉水位低（レベル2）信号による主蒸気隔離弁閉まで原子炉冷却材が原子炉冷却材圧力バウンダリ外へ放出されることとなる。すなわち出力が高く維持された状態で隔離までの時間が遅くなることから、最も厳しい結果を与えると考えられる。</p> <p>同様に水位低下事象である外部電源喪失との比較を図1及び図2に示す。</p> <p>外部電源喪失は、事象発生直後に全給水喪失が併せて発生する起因事象であるが、起因事象が全給水喪失時の方が、原子炉出力が高いまま維持されており、また原子炉水位の低下が大きくなることがわかる。</p> <p>(2) TB：外部電源喪失</p> <p>TB については、事故シーケンスグループの特徴の観点により、起因事象として送電系統又は所内主発電設備の故障等によって外部電源が喪失することを想定する。</p>	<p>1. 重要事故シーケンスの起因とする過渡事象の選定について</p> <p>重要事故シーケンスの選定にあたり、一部の事故シーケンスグループにおいて、過渡事象を起因とした事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定している。</p> <p>過渡事象は、事象発生後のプラントの応答に応じて、事象分類しており、各事象分類をグループ化することで代表事象の選定を行っている。表1に過渡事象・事故による起因事象の分類結果を、表2にグループ化の結果をそれぞれ示す。</p> <p>上記の整理を実施した上で、有効性評価において過渡事象を起因事象とする重要事故シーケンス（2次冷却系からの除熱機能喪失、全交流動力電源喪失、原子炉停止機能喪失）について解析を実施する際には、事象進展の厳しさや事故シーケンスグループの特徴等の観点で過渡事象を設定している。</p> <p>(1) 2次冷却系からの除熱機能喪失：主給水流量喪失</p> <p>事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」では、原子炉の出力運転中に、主給水流量喪失等が発生するとともに、補助給水系機器の機能喪失等により蒸気発生器への注水機能が喪失することで蒸気発生器はドライアウトに至り、2次冷却系からの除熱機能が喪失するシナリオを想定する。</p> <p>「主給水流量喪失」は、主給水ポンプから蒸気発生器への給水が停止し、補助給水系機器の機能喪失等が重畳することで蒸気発生器水位が低下し、原子炉トリップに至ることから、原子炉冷却材喪失の場合と比べて1次冷却材の温度及び圧力上昇が早く、加圧器逃がし弁及び高圧注入系を用いたフィードアンドブリード開始までの時間余裕が短く、かつ、これらの緩和設備に対して要求される設備容量の観点で厳しい結果を与えると考えられる。</p> <p>なお、「外部電源喪失」は、事象発生直後に1次冷却材ポンプがトリップする起因事象であることから、外部電源がある場合に比べて事象発生後の1次冷却材流量が少ない。このため、炉心から蒸気発生器へ輸送される炉心発生熱が相対的に減少することから、外部電源がある場合に比べて、蒸気発生器のドライアウトが遅くなり、炉心冷却の観点で緩和される。また、「主給水流量喪失」以外の「過渡事象」及び「手動停止」では、事象発生後の一定期間主給水系が利用可能であり、「主給水流量喪失」に比べて炉心冷却の観点で緩和される事象である。</p> <p>(2) 全交流動力電源喪失：外部電源喪失</p> <p>事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」については、事故シーケンスグループの特徴の観点により、起因事象として送電系統又は所内主発電設備の故障等によって外部電源が喪失することを想定する。</p>	<p>※女川に倣い新規作成 炉型の相違</p> <p>炉型の相違</p> <p>炉型の相違</p> <p>記載表現の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

補足説明資料（補足1. 重要事故シーケンスの起因とする過渡事象の選定について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) TC：主蒸気隔離弁の誤閉止（隔離事象）</p> <p>TCについては、事象進展が厳しく、炉心損傷防止対策の有効性に影響する反応度が厳しい事象を想定する。</p> <p>隔離事象のうち、主蒸気隔離弁の誤閉止時は、原子炉圧力が急上昇し、原子炉冷却材中のボイドが減少することにより正の反応度が加わり、中性子束が大きく上昇することから、最も厳しい結果を与えると考えられる。</p> <p>また、有効性評価の実施に当たっては、出力上昇を維持させるため、給水を継続させることとすることから、外部電源喪失は考慮しないものとする。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>(3) 原子炉停止機能喪失：主給水流量喪失及び負荷喪失</p> <p>原子炉停止機能喪失に係る事故シーケンスは「原子炉トリップが必要な起因事象+原子炉トリップ失敗」のみである。原子炉トリップが必要な起因事象としては、1次冷却材圧力の観点で厳しく、蒸気発生器2次側保有水が減少することにより補助給水が必要となるような事象として、「主給水流量喪失」及び「負荷の喪失」を評価対象として考える。</p> <p>なお、「外部電源喪失」は、事象発生直後に1次冷却材ポンプがトリップする起因事象であることから、1次冷却材温度の上昇が大きくなり、減速材温度の上昇による負の反応度期帰還効果が大きくなるため、「主給水流量喪失」及び「負荷の喪失」に比べて圧力評価の観点で緩和される事象である。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>炉型の相違</p>

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

補足説明資料（補足1. 重要事故シーケンスの起因とする過渡事象の選定について）

女川原子力発電所2号炉

表1 過渡事象等の起因事象の分類（1/2）

項目 (女川2号炉 申請書添付書類十)	過渡・事故事象 (女川2号炉 申請書添付書類十)	EPR1 NP-2230による過渡事象	事象分類
過渡事象	炉心内の反応度又は出力分岐の異常な変化	制御棒における制御棒引抜き	制御動作異常
		出力変動中の制御棒の異常な引き抜き	制御動作異常
		再循環ポンプトリップ 再循環送動機駆力の過剰作 用(再循環減速)	制御動作異常
		原子炉冷却材流量の増分喪失	制御動作異常
		原子炉冷却材系の停止ループの誤 起動	制御動作異常
	炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	炉内熱発生	制御動作異常
		炉内熱除去	制御動作異常
		外部電源喪失	制御動作異常
		炉内加熱喪失	制御動作異常
		再循環送動機駆力の過剰作 用(再循環増速)	制御動作異常
	原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材流量の異常な変化	制御動作異常	制御動作異常
		タービントリップ 圧力制御装置の故障(過減速 増速)	制御動作異常
		パイプまたは圧力異常加減 速の過剰	制御動作異常
		タービン駆動機駆力異常(パイプ非正 常)	制御動作異常
		タービントリップ(パイプ非正 常)	制御動作異常
原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材流量の異常な変化	主蒸気発生器の故障	制御動作異常	
	主蒸気発生器の過熱	制御動作異常	
	原子炉冷却材系の故障	制御動作異常	
	原子炉冷却材系の故障	制御動作異常	
	原子炉冷却材系の故障	制御動作異常	

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

表1 過渡事象等の起因事象の分類（2/2）

項目 (女川2号炉 申請書添付書類十)	過渡・事故事象 (女川2号炉 申請書添付書類十)	EPR1 NP-2230による過渡事象	事象分類
過渡事象	炉心内の反応度又は出力分岐の異常な変化	制御棒引き抜き	制御動作異常
		出力変動中の制御棒の異常な引き抜き	制御動作異常
		再循環ポンプトリップ 再循環送動機駆力の過剰作 用(再循環減速)	制御動作異常
		原子炉冷却材流量の増分喪失	制御動作異常
		原子炉冷却材系の停止ループの誤 起動	制御動作異常
	炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	炉内熱発生	制御動作異常
		炉内熱除去	制御動作異常
		外部電源喪失	制御動作異常
		炉内加熱喪失	制御動作異常
		再循環送動機駆力の過剰作 用(再循環増速)	制御動作異常
	原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材流量の異常な変化	制御動作異常	制御動作異常
		タービントリップ 圧力制御装置の故障(過減速 増速)	制御動作異常
		パイプまたは圧力異常加減 速の過剰	制御動作異常
		タービン駆動機駆力異常(パイプ非 正常)	制御動作異常
		タービントリップ(パイプ非正 常)	制御動作異常
原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材流量の異常な変化	主蒸気発生器の故障	制御動作異常	
	主蒸気発生器の過熱	制御動作異常	
	原子炉冷却材系の故障	制御動作異常	
	原子炉冷却材系の故障	制御動作異常	
	原子炉冷却材系の故障	制御動作異常	

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

泊発電所3号炉

表1 過渡事象等の起因事象の分類（1/2）

項目 (泊3号炉 申請書 添付書類十)	過渡・事故事象 (泊3号炉 申請書 添付書類十)	EPR1 NP-2230による過渡事象	事象分類
過渡事象	炉心内の反応度又は出力分岐の異常な変化	制御棒クランプバンの異常な引き抜き	制御動作異常
		出力変動中の制御棒の異常な引き抜き	制御動作異常
		制御棒の落下及び不整合	制御動作異常
		再循環ポンプトリップ 再循環送動機駆力の過剰作 用(再循環減速)	制御動作異常
		原子炉冷却材系の停止ループの誤 起動	制御動作異常
	炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	炉内熱発生	制御動作異常
		炉内熱除去	制御動作異常
		外部電源喪失	制御動作異常
		炉内加熱喪失	制御動作異常
		再循環送動機駆力の過剰作 用(再循環増速)	制御動作異常
	原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材流量の異常な変化	制御動作異常	制御動作異常
		タービントリップ 圧力制御装置の故障(過減速 増速)	制御動作異常
		パイプまたは圧力異常加減 速の過剰	制御動作異常
		タービン駆動機駆力異常(パイプ非 正常)	制御動作異常
		タービントリップ(パイプ非正 常)	制御動作異常

※1 拡大防止対策として想定される代表的なトリップ信号を記載

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。

表1 過渡事象等の起因事象の分類（2/2）

項目 (泊3号炉 申請書 添付書類十)	過渡・事故事象 (泊3号炉 申請書 添付書類十)	EPR1 NP-2230による過渡事象	事象分類
過渡事象	炉心内の反応度又は出力分岐の異常な変化	制御棒引き抜き	制御動作異常
		出力変動中の制御棒の異常な引き抜き	制御動作異常
		再循環ポンプトリップ 再循環送動機駆力の過剰作 用(再循環減速)	制御動作異常
		原子炉冷却材流量の増分喪失	制御動作異常
		原子炉冷却材系の停止ループの誤 起動	制御動作異常
	炉心内の熱発生又は熱除去の異常な変化	炉内熱発生	制御動作異常
		炉内熱除去	制御動作異常
		外部電源喪失	制御動作異常
		炉内加熱喪失	制御動作異常
		再循環送動機駆力の過剰作 用(再循環増速)	制御動作異常
	原子炉冷却材圧力又は原子炉冷却材流量の異常な変化	制御動作異常	制御動作異常
		タービントリップ 圧力制御装置の故障(過減速 増速)	制御動作異常
		パイプまたは圧力異常加減 速の過剰	制御動作異常
		タービン駆動機駆力異常(パイプ非 正常)	制御動作異常
		タービントリップ(パイプ非正 常)	制御動作異常

※1 拡大防止対策として想定される代表的なトリップ信号を記載

※2 EPR1 NP-2230による過渡事象として扱っており、事象進展として漏れの影響は想定されていない。

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）

補足説明資料（補足1. 重要事故シーケンスの起因とする過渡事象の選定について）

女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由
表2 過渡事象及び事故のグループ化		表2 過渡事象及び事故のグループ化		
事象分類	事象の特徴（グループ化の観点）	選定した起因事象	説明	
非隔離事象	タービントリップ等により原子炉がスクラムする事象であり、タービンバイパス弁は正常に作動する事象であることから、いずれも事象初期から継続して給復水系が利用できる。	主給水流量喪失	蒸気発生器への主給水が完全に停止し、蒸気発生器保有水量が減少し熱除去能力の低下により1次冷却材温度及び圧力が上昇する事象であり、緩和機能として、原子炉トリップ、補助給水に期待している。	
隔離事象	主蒸気隔離弁（MSIV）などが閉鎖する事象であり、原子炉とタービン側が互いに隔離される事象である。事象初期には給復水系が利用できるが、水源である主復水器のホットウェルが隔離されるため、給復水系の運転継続に支障が生じる。	外部電源喪失	送電系統の故障等により、所内電源の一部又は全部が喪失し、運転状態が乱されるような事象であり、緩和機能として、原子炉トリップ、非常用所内交流電源、補助給水に期待している。	
全給水喪失	タービンからの給水流量が全喪失する事象であり、原子炉水位が低下することにより原子炉スクラムに至る事象である。このため、事象初期には、給復水系が利用できず、他の事象とはプラント応答が異なる。水位低下の観点では、給復水系が利用できないことから、「水位低下事象」時よりも厳しい事象と考えられる。	過渡事象	主給水流量喪失を伴わず原子炉トリップに至る事象を想定しており、緩和機能として原子炉トリップ、補助給水に期待している。なお、今回実施したPRAにおいてはアクシデントマネージメント策である主給水系の回復操作に期待していない。	
水位低下事象	タービンからの給水流量が減少し、原子炉水位が低下することにより原子炉スクラムに至る事象である。給水流量の全喪失までには至らないため、機能は低下しているが事象の初期にも給復水系は利用可能である。			
RPS 誤動作等	原子炉保護系（RPS）の誤動作が起因となっている事象や、制御棒の誤引抜きに関する事象など出力の増加が軽微な事象である。事象初期で原子炉が隔離されないため、給復水系が利用可能である。			
外部電源喪失	外部電源が喪失する事象（所内電源が非常用電源以外にない状態）であり、事象の発生により非常用電源の確保が必要になるなど、他の事象とはプラント応答が異なる。			
SRV 誤開放	原子炉運転中にSRVが誤開放する事象であり、原子炉冷却材（蒸気）の流出を伴う。SRVを通じてS/Pに蒸気が放出されるため、主復水器ホットウェルの水位が低下し、主復水器ホットウェルへの復水補給が必要となるが、原子炉水位の低下に対し給水系が利用可能である。なお、誤開放するSRVは発生頻度の観点から1弁とする。また、ADS等の回路の誤動作による複数のSRVの誤開放は、より影響が大きく、頻度も高いと考えられる中LOCAに含まれる。			

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

補足説明資料（補足1. 重要事故シーケンスの起因とする過渡事象の選定について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図1 原子炉圧力と原子炉出力の変化</p>		
<p>図2 原子炉圧力と原子炉水位の変化</p>		<p>炉型の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・BWR の外部電源喪失は事象発生直後に全給水喪失が発生し、炉心水位が低下する事象進展を示すことから、炉心水位低下事象として同類である全給水喪失の事象進展と比較することにより全給水喪失時が厳しいことを確認している。 ・一方泊では、事故シーケンスグループ「2次冷却系からの除熱機能喪失」における外部電源喪失を起因事象とするシナリオは、外部電源がある場合に比べて炉心冷却の観点で事象進展が緩和されることが自明であることから、本文中にその根拠を説明することで示している。

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

補足説明資料（補足2. 泊3号炉のプラントの特徴について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																
<p>4. 女川2号炉のプラントの特徴について</p> <p>(1) 逃がし安全弁の容量（1個当たりの定格主蒸気流量割合）</p> <p>逃がし安全弁1個当たりの容量に差はないものの、柏崎刈羽6、7号炉や東海第二に比べ、女川2号炉では原子炉熱出力が小さく、原子炉圧力容器内容量が小さいことから、相対的に原子炉圧力の低下が速く、TBP シーケンスにおける原子炉隔離時冷却系の停止時間が早い。</p> <p>また、同様の理由で原子炉冷却材が少ないことで、TBP シーケンスにおける原子炉水位の低下が早いことから、事象進展が厳しくなる。</p> <table border="1" data-bbox="203 440 976 584"> <thead> <tr> <th>発電所</th> <th>逃がし安全弁1個の容量（定格主蒸気流量割合）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>女川2号炉</td> <td>約8%</td> </tr> <tr> <td>柏崎刈羽6、7号炉</td> <td>約5%</td> </tr> <tr> <td>東海第二</td> <td>約6%</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 格納容器空間部体積（原子炉熱出力当たりの空間部体積）</p> <p>女川2号炉は柏崎刈羽6、7号炉や東海第二に比べ、原子炉熱出力に対する格納容器の自由体積が大きいため、格納容器からの除熱機能喪失による過圧事象発生時の格納容器の圧力上昇が遅い。</p> <table border="1" data-bbox="203 788 976 932"> <thead> <tr> <th>発電所</th> <th>格納容器自由体積／原子炉熱出力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>女川2号炉</td> <td>13,050m³／2,436MW ≒ 5.4</td> </tr> <tr> <td>柏崎刈羽6、7号炉</td> <td>13,310m³／3,926MW ≒ 3.4</td> </tr> <tr> <td>東海第二</td> <td>9,800m³／3,293MW ≒ 3.0</td> </tr> </tbody> </table> <p>(3) 格納容器最高使用圧力</p> <p>女川2号炉は柏崎刈羽6、7号炉や東海第二に比べ、格納容器最高使用圧力が高いため、格納容器スプレイの開始時間や格納容器ベント開始時間が遅い。また、格納容器スプレイを実施する格納容器圧力が高いため、より効率的に格納容器圧力を抑制することができる。</p> <table border="1" data-bbox="203 1171 976 1315"> <thead> <tr> <th>発電所</th> <th>格納容器最高使用圧力 (MPa[gage])</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>女川2号炉</td> <td>0.427</td> </tr> <tr> <td>柏崎刈羽6、7号炉</td> <td>0.31</td> </tr> <tr> <td>東海第二</td> <td>0.31</td> </tr> </tbody> </table>	発電所	逃がし安全弁1個の容量（定格主蒸気流量割合）	女川2号炉	約8%	柏崎刈羽6、7号炉	約5%	東海第二	約6%	発電所	格納容器自由体積／原子炉熱出力	女川2号炉	13,050m ³ ／2,436MW ≒ 5.4	柏崎刈羽6、7号炉	13,310m ³ ／3,926MW ≒ 3.4	東海第二	9,800m ³ ／3,293MW ≒ 3.0	発電所	格納容器最高使用圧力 (MPa[gage])	女川2号炉	0.427	柏崎刈羽6、7号炉	0.31	東海第二	0.31	<p>2. 泊3号炉のプラントの特徴について</p> <p>(1) 加圧器逃がし弁の個数と容量（1個当たりの吹出容量）</p> <p>加圧器逃がし弁1個当たりの容量に差はないものの、炉心熱出力が同等の3ループプラントである高浜3、4号炉に比べ、泊3号炉や大飯3、4号炉では加圧器逃がし弁個数が少なく、加圧器逃がし弁開放時の蒸気放出流量が小さい。このため、加圧器逃がし弁及び高圧注入系を用いたフィードアンドブリード操作の伴う「2次冷却系からの除熱機能喪失」では、フィードアンドブリード操作直後の1次冷却材圧力が相対的に高く推移し、高圧注入系からの注入流量が相対的に少ない。</p> <table border="1" data-bbox="1135 456 1886 600"> <thead> <tr> <th>発電所</th> <th>加圧器逃がし弁1個の容量（個数）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>泊3号炉</td> <td>約95t/h/個（2個）</td> </tr> <tr> <td>高浜3、4号炉</td> <td>約95t/h/個（3個）</td> </tr> <tr> <td>大飯3、4号炉</td> <td>約95t/h/個（2個）</td> </tr> </tbody> </table> <p>(2) 原子炉格納容器自由体積（原子炉熱出力当たりの自由体積）</p> <p>原子炉格納容器の型式として鋼製CV型を採用する泊3号炉や高浜3、4号炉はPCCV型を採用する大飯3、4号炉に比べ、原子炉熱出力に対する原子炉格納容器の自由体積が大きいため、「格納容器過圧破損」による過圧事象発生時の原子炉格納容器の圧力上昇が遅い。</p> <table border="1" data-bbox="1135 788 1886 932"> <thead> <tr> <th>発電所</th> <th>原子炉格納容器自由体積／原子炉熱出力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>泊3号炉</td> <td>65,500m³／2,652MW ≒ 25</td> </tr> <tr> <td>高浜3、4号炉</td> <td>67,400m³／2,652MW ≒ 25</td> </tr> <tr> <td>大飯3、4号炉</td> <td>72,900m³／3,411MW ≒ 22</td> </tr> </tbody> </table> <p>(3) 原子炉格納容器最高使用圧力</p> <p>原子炉格納容器の型式として鋼製CV型を採用する泊3号炉や高浜3、4号炉はPCCV型を採用する大飯3、4号炉に比べ、原子炉格納容器最高使用圧力が低いため、代替格納容器スプレイの再開操作を原子炉格納容器圧力がより低い状態で実施する。このため、「格納容器過温破損」において原子炉格納容器圧力が低めに推移する傾向になる。</p> <table border="1" data-bbox="1135 1171 1886 1315"> <thead> <tr> <th>発電所</th> <th>原子炉格納容器最高使用圧力 (MPa[gage])</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>泊3号炉</td> <td>0.283</td> </tr> <tr> <td>高浜3、4号炉</td> <td>0.283</td> </tr> <tr> <td>大飯3、4号炉</td> <td>0.39</td> </tr> </tbody> </table>	発電所	加圧器逃がし弁1個の容量（個数）	泊3号炉	約95t/h/個（2個）	高浜3、4号炉	約95t/h/個（3個）	大飯3、4号炉	約95t/h/個（2個）	発電所	原子炉格納容器自由体積／原子炉熱出力	泊3号炉	65,500m ³ ／2,652MW ≒ 25	高浜3、4号炉	67,400m ³ ／2,652MW ≒ 25	大飯3、4号炉	72,900m ³ ／3,411MW ≒ 22	発電所	原子炉格納容器最高使用圧力 (MPa[gage])	泊3号炉	0.283	高浜3、4号炉	0.283	大飯3、4号炉	0.39	<p>※女川に倣い新規作成 ※プラントの特徴を記載した資料であることから一言一句の比較は実施しない</p>
発電所	逃がし安全弁1個の容量（定格主蒸気流量割合）																																																	
女川2号炉	約8%																																																	
柏崎刈羽6、7号炉	約5%																																																	
東海第二	約6%																																																	
発電所	格納容器自由体積／原子炉熱出力																																																	
女川2号炉	13,050m ³ ／2,436MW ≒ 5.4																																																	
柏崎刈羽6、7号炉	13,310m ³ ／3,926MW ≒ 3.4																																																	
東海第二	9,800m ³ ／3,293MW ≒ 3.0																																																	
発電所	格納容器最高使用圧力 (MPa[gage])																																																	
女川2号炉	0.427																																																	
柏崎刈羽6、7号炉	0.31																																																	
東海第二	0.31																																																	
発電所	加圧器逃がし弁1個の容量（個数）																																																	
泊3号炉	約95t/h/個（2個）																																																	
高浜3、4号炉	約95t/h/個（3個）																																																	
大飯3、4号炉	約95t/h/個（2個）																																																	
発電所	原子炉格納容器自由体積／原子炉熱出力																																																	
泊3号炉	65,500m ³ ／2,652MW ≒ 25																																																	
高浜3、4号炉	67,400m ³ ／2,652MW ≒ 25																																																	
大飯3、4号炉	72,900m ³ ／3,411MW ≒ 22																																																	
発電所	原子炉格納容器最高使用圧力 (MPa[gage])																																																	
泊3号炉	0.283																																																	
高浜3、4号炉	0.283																																																	
大飯3、4号炉	0.39																																																	

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）

補足説明資料（補足2. 泊3号炉のプラントの特徴について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																
<p>(4) 外部水源持ち込み可能量（原子炉熱出力当たりの外部水源持ち込み可能量）</p> <p>女川2号炉は柏崎刈羽6、7号炉や東海第二に比べ、耐震性確保のため外部水源の持ち込み可能量は少ない。しかしながら、原子炉熱出力当たりの外部水源持ち込み可能量としては東海第二よりも若干大きいため、格納容器過圧事象発生時の外部水源を用いた格納容器スプレイによる圧力抑制可能期間が長い。</p> <table border="1" data-bbox="197 539 967 683"> <thead> <tr> <th>発電所</th> <th>外部水源持ち込み可能量／原子炉熱出力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>女川2号炉</td> <td>約 2,200m³／2,436MW ≒ 約 0.90</td> </tr> <tr> <td>柏崎刈羽6、7号炉</td> <td>約 4,700m³／3,926MW ≒ 約 1.2</td> </tr> <tr> <td>東海第二</td> <td>約 2,800m³／3,293MW ≒ 約 0.85</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">以 上</p>	発電所	外部水源持ち込み可能量／原子炉熱出力	女川2号炉	約 2,200m ³ ／2,436MW ≒ 約 0.90	柏崎刈羽6、7号炉	約 4,700m ³ ／3,926MW ≒ 約 1.2	東海第二	約 2,800m ³ ／3,293MW ≒ 約 0.85	<p>(4) 外部水源持ち込み可能量（原子炉熱出力当たりの外部水源持ち込み可能量）</p> <p>原子炉格納容器の型式として鋼製CV型を採用する泊3号炉や高浜3、4号炉はPCCV型を採用する大飯3、4号炉に比べ、外部水源の持ち込み可能量が多い。外部水源持ち込み可能量は、残存デブリ冷却のための注水及び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が成立し、且つ、SA時の原子炉格納容器内圧力の監視継続が可能であることを条件として決定した格納容器水位計の設置高さに相当する水量として決定したものである。外部水源持ち込み可能量の相違理由は、鋼製CV型を採用する泊3号炉及び高浜3、4号炉とPCCV型を採用する大飯3、4号炉とで原子炉格納容器の区画形状が大きく異なるためである。このため、原子炉熱出力当たりの外部水源持ち込み可能量としても大きくなる。なお、SA対策の有効性評価では事故発生後24時間での格納容器内自然対流冷却を想定しており、持ち込み可能量の上限まで注水するシナリオは想定しない。</p> <table border="1" data-bbox="1146 539 1886 689"> <thead> <tr> <th>発電所</th> <th>外部水源持ち込み可能量／原子炉熱出力</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>泊3号炉</td> <td>約 6,100m³／2,652MW ≒ 約 2.3</td> </tr> <tr> <td>高浜3、4号炉</td> <td>約 6,600m³／2,652MW ≒ 約 2.5</td> </tr> <tr> <td>大飯3、4号炉</td> <td>約 4,400m³／3,411MW ≒ 約 1.3</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">以 上</p>	発電所	外部水源持ち込み可能量／原子炉熱出力	泊3号炉	約 6,100m ³ ／2,652MW ≒ 約 2.3	高浜3、4号炉	約 6,600m ³ ／2,652MW ≒ 約 2.5	大飯3、4号炉	約 4,400m ³ ／3,411MW ≒ 約 1.3	
発電所	外部水源持ち込み可能量／原子炉熱出力																	
女川2号炉	約 2,200m ³ ／2,436MW ≒ 約 0.90																	
柏崎刈羽6、7号炉	約 4,700m ³ ／3,926MW ≒ 約 1.2																	
東海第二	約 2,800m ³ ／3,293MW ≒ 約 0.85																	
発電所	外部水源持ち込み可能量／原子炉熱出力																	
泊3号炉	約 6,100m ³ ／2,652MW ≒ 約 2.3																	
高浜3、4号炉	約 6,600m ³ ／2,652MW ≒ 約 2.5																	
大飯3、4号炉	約 4,400m ³ ／3,411MW ≒ 約 1.3																	

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

補足説明資料（補足3. 常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性）

Table for 女川原子力発電所2号炉. Columns include: 事故と対応の概要, 炉心損傷防止対策 (炉心冷却, 格納容器冷却, 電源・水素), 常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替. Includes text like '常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない'.

○：可搬型設備に代替可能
×：可搬型設備に代替不可
-：常設重大事故等対処設備に類似していない

Table for 女川原子力発電所2号炉 (continued). Similar structure to the first table, detailing equipment and accident response for Unit 2.

○：可搬型設備に代替可能
×：可搬型設備に代替不可
-：常設重大事故等対処設備に類似していない

Table for 泊発電所3号炉. Columns include: 事故と対応の概要, 炉心損傷防止対策 (炉心冷却, 原子炉格納容器冷却, 電源・水素), 常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替. Includes text like '常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない'.

○：可搬型設備に代替可能
×：可搬型設備に代替不可
-：可搬型設備の代替がある常設設備に類似していない

Table for 泊発電所3号炉 (continued). Similar structure to the first table, detailing equipment and accident response for Unit 3.

○：可搬型設備に代替可能
×：可搬型設備に代替不可
-：可搬型設備の代替がある常設設備に類似していない

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

補足説明資料（補足3. 常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性）

女川原子力発電所2号炉		女川原子力発電所2号炉			泊発電所3号炉		相違理由
※常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない							
事故シナリオグループ	事故と対応の概要	炉心損傷防止対策			常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替		
		炉心冷却	蒸気発生抑制	電源・水質			
LOCA時注水機使用済	<p>【主要相違】</p> <p>中規模LOCA（所内漏配管1.4m²の漏損想定）発生とともに高圧及び低圧の非常用炉心冷却装置が稼働することが想定される。これにより低圧注水機（注給）（原水浄化装置）を用いて炉心注水を実施し、炉心の蒸気発生抑制スプレッド装置（可搬型）を用いた蒸気発生抑制装置の炉心冷却装置フィルタメント15分等を用いた蒸気発生抑制装置と同等となる。</p> <p>【補償能力の増大】</p> <ul style="list-style-type: none"> 高圧注水機（高圧炉心スプレッド系、炉心冷却装置） 低圧注水機（低圧炉心スプレッド系、炉心冷却装置） 	<p>【炉心注水】</p> <p>蒸気発生抑制装置</p> <p>【炉心注水】</p> <p>蒸気発生抑制装置</p> <p>【炉心注水】</p> <p>蒸気発生抑制装置</p>	<p>【炉心注水】</p> <p>蒸気発生抑制装置</p> <p>【炉心注水】</p> <p>蒸気発生抑制装置</p> <p>【炉心注水】</p> <p>蒸気発生抑制装置</p>	<p>【炉心注水】</p> <p>蒸気発生抑制装置</p> <p>【炉心注水】</p> <p>蒸気発生抑制装置</p> <p>【炉心注水】</p> <p>蒸気発生抑制装置</p>	<p>【炉心注水】</p> <p>蒸気発生抑制装置</p> <p>【炉心注水】</p> <p>蒸気発生抑制装置</p> <p>【炉心注水】</p> <p>蒸気発生抑制装置</p>	<p>常設重大事故等対処設備に相当している。</p>	<p>○：可搬型設備に代替可能 ×：可搬型設備に代替不可 -：常設重大事故等対処設備に相当していない。</p>
	<p>【主要相違】</p> <p>LOCA時注水機（高圧炉心スプレッド系）の稼働配管の幅員（必要）が確保される。これにより、炉心の蒸気発生抑制装置、低圧炉心スプレッド系及び低圧注水機（注給）（原水浄化装置）を用いた炉心注水を実施するとともに、蒸気発生抑制装置と同等となる。</p> <p>【補償能力の増大】</p> <ul style="list-style-type: none"> 高圧炉心スプレッド系 	<p>【炉心注水】</p> <p>蒸気発生抑制装置</p> <p>【炉心注水】</p> <p>蒸気発生抑制装置</p> <p>【炉心注水】</p> <p>蒸気発生抑制装置</p>	<p>【炉心注水】</p> <p>蒸気発生抑制装置</p> <p>【炉心注水】</p> <p>蒸気発生抑制装置</p> <p>【炉心注水】</p> <p>蒸気発生抑制装置</p>	<p>【炉心注水】</p> <p>蒸気発生抑制装置</p> <p>【炉心注水】</p> <p>蒸気発生抑制装置</p> <p>【炉心注水】</p> <p>蒸気発生抑制装置</p>	<p>【炉心注水】</p> <p>蒸気発生抑制装置</p> <p>【炉心注水】</p> <p>蒸気発生抑制装置</p> <p>【炉心注水】</p> <p>蒸気発生抑制装置</p>	<p>常設重大事故等対処設備に相当している。</p>	<p>○：可搬型設備に代替可能 ×：可搬型設備に代替不可 -：常設重大事故等対処設備に相当していない。</p>

補足説明資料 (補足3. 常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性)

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

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

Table with columns for equipment type, event setting, and detailed technical specifications for the Fukushima Daiichi No. 2 reactor. Includes sub-tables for containment pressure and electrical power.

○：可搬型設備に代替可能
×：可搬型設備に代替不可
―：常設重大事故等対処設備に相持していない

Table with columns for equipment type, event setting, and detailed technical specifications for the Fukushima Daiichi No. 2 reactor. Includes sub-tables for containment pressure and electrical power.

○：可搬型設備に代替可能
×：可搬型設備に代替不可
―：常設重大事故等対処設備に相持していない

Table with columns for equipment type, event setting, and detailed technical specifications for the Fukushima Daiichi No. 3 reactor. Includes sub-tables for containment pressure and electrical power.

○：可搬型設備に代替可能
×：可搬型設備に代替不可
―：可搬型設備の代替が常設設備に相持していない

Table with columns for equipment type, event setting, and detailed technical specifications for the Fukushima Daiichi No. 3 reactor. Includes sub-tables for containment pressure and electrical power.

○：可搬型設備に代替可能
×：可搬型設備に代替不可
―：可搬型設備の代替が常設設備に相持していない

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉				相違理由
<p>新規設置設備 カード</p>	<p>事故想定</p>	<p>格納容器破損防止対策</p>			<p>常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替</p>
	<p>【事故概要】 (1)X1: 過渡現象又は全交流動力増大に伴って格納容器スプレッド機能、即ち非凝縮蒸気等の安全機能喪失が進展して、ジウロニウム-水反応、水の放射線分解、金属腐食、格納容器・コンタリート相互作用等によって発生する水素によって格納容器内の水素濃度が上昇する。このため、格納容器がとれない場合は、ジウロニウム-水反応等によって発生する水素と原子炉格納容器内の酸素が反応することによって新しい燃焼が生じ、原子炉格納容器の破損に至る。これに対し、原子炉格納容器内水素処理装置によって継続的に発生する水素を処理し、原子炉格納容器内の水素濃度を低減する。ことにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、格納容器・コンタリート相互作用によるコンタリート母液膜のこれに付着腐蝕特性等の発生を抑制するため、代替格納容器スプレッドシンプンによって原子炉内残キヤビディを除去し原子炉下部キヤビディに落下した格納容器内水素処理することにより、原子炉格納容器の破損を低減する。</p> <p>【施設喪失の前提】 ・ 既設投入機器 ・ 既設投入機器</p>	<p>【高圧注水】 ー 【既設】 既設1号炉の既設 【既設注水】 ー</p>	<p>【格納容器スプレッド】 既設格納容器スプレッド設備 ・ 格納容器スプレッドが故障する可能性があるとする。 【既設設備】 ー</p>	<p>【既設】 外装覆層 【本型（新設含む）】 燃料取扱用スプレッド ・ 燃料本機のみで対応可能。 格納容器内水素濃度センサ ・ 燃料取扱用スプレッド水素濃度センサより、10、15%到達及び格納容器内水素濃度センサ水素濃度（既設）指示が71%以上であることを確認した上で、再稼働開始の指示。</p>	<p>常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替</p> <p><格納容器破損防止> 本評価書第1シートX1では格納容器破損回避のため、事故発生直後に格納容器スプレッドによる可搬型水素処理装置による代替格納容器スプレッド(海水)稼働に3時間以内を要するため、可搬型設備では格納容器破損は防止できないと考えられる。</p>
<p>本型継続</p>					

○：可搬型設備に代替可能
 ×：可搬型設備に代替不可
 ー：可搬型設備の代替がある常設設備に期待していない

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

補足説明資料（補足3. 常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性）

女川原子力発電所2号炉							泊発電所3号炉							相違理由
(3) 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策							(3) 使用済燃料貯蔵槽における燃料損傷防止対策							
※常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない							※常設設備を別の常設設備に変更することは想定しない							
想定事故	起因事象	燃料損傷防止対策				常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替	想定事故	起因事象	燃料損傷防止対策				常設重大事故等対処設備の可搬型設備での代替	
		漏えい・割傷	圧入	陥没	電線・水漏				漏えい・割傷	圧入	陥没	電線・水漏		
想定事故1	燃料プールの冷却機能喪失及び圧入機能喪失	なし	大容量温水ポンプ（クイック） ・大容量温水ポンプ（クイック）による燃料プールの冷却能力向上（可搬型）を併用した圧入 ・事故発生から、15分程度に圧入開始	期待しない	【電圧】 産業用アイゼン発電機等 ・外部電源なし 【水漏】（漏れ防止） 潜水貯水槽 ・燃料水量のみで対応可能	—	想定事故1	使用済燃料ピット冷却機能又は圧入機能喪失	なし	大容量温水ポンプ（可搬型） ・可搬型大型温水ポンプによる使用済燃料ピットへの圧入 ・事故発生時の4分程度に圧入開始可能	期待しない	【電圧】 アイゼン発電機 ・外部電源なし 【水漏】（漏れ防止） 潜水貯水槽 ・水量のみで対応可能	○	＜燃料損傷防止＞ 可搬型設備による重大事故等対処の有効性を確認している。
想定事故2	冷却材排出（燃料プールの冷却機能喪失）	【漏えい】 燃料プールの冷却系ポンプの下部部材に起因する配管破断 ・後継品と前品と比べて耐震性の低い燃料プールの冷却系ポンプを想定 【漏えい防止】 サイフォンブレイク ・燃料プールの水位が満水水位から、0.3m以下まで低下した時点で漏えい停止する。	大容量温水ポンプ（クイック） ・大容量温水ポンプ（クイック）による燃料プールの冷却能力向上（可搬型）を併用した圧入 ・事故発生から、15分程度に圧入開始	期待しない	【電圧】 産業用アイゼン発電機等 ・外部電源なし 【水漏】（漏れ防止） 潜水貯水槽 ・燃料水量のみで対応可能	—	想定事故2	冷却材排出（使用済燃料ピット冷却系の配管破断）	【漏えい】 使用済燃料ピット冷却系の配管破断 ・サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の循環が喪失が発生 【漏えい防止】 サイフォンブレイク ・使用済燃料ピット水位が満水水位から使用済燃料ピット内浄化槽水位まで配管が低下した時点で漏えい停止する。	大容量温水ポンプ（可搬型） ・可搬型大型温水ポンプによる使用済燃料ピットへの圧入 ・事故発生時の4分程度に圧入開始可能	期待しない	【電圧】 アイゼン発電機 ・外部電源なし 【水漏】（漏れ防止） 潜水貯水槽 ・水量のみで対応可能	○	＜燃料損傷防止＞ 可搬型設備による重大事故等対処の有効性を確認している。
○：可搬型設備に代替可能 △：可搬型設備に代替不可 —：常設重大事故等対処設備に期待していない							○：可搬型設備に代替可能 △：可搬型設備に代替不可 —：可搬型設備の代替がある常設設備に期待していない							

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

補足説明資料（補足4. 外部電源の設定の考え方について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>12. 外部電源の設定の考え方について</p> <p>有効性評価解析については、審査ガイドにおいて「外部電源の有無の影響を考慮する」ことを求めており、女川2号炉においては「事象進展」,「運転員等操作時間」,「資源評価」の観点から考慮し、以下のとおり設定している。</p> <p>(1) 炉心損傷防止対策（表1参照）</p> <p>事象進展への影響を考慮し、起因事象に応じて外部電源の有無を設定した。</p> <p>a. 起因事象が過渡事象の場合</p> <p>起因事象が過渡事象の場合、事象進展の厳しさを観点で、原子炉水位の低下が激しい事象として、過渡事象のうち「給水流量の全喪失」（原子炉停止機能喪失を除く。）を選定している。これは、給水流量の全喪失が発生すると、原子炉水位低（レベル3）信号による原子炉スクラムまでの大きな出力低下がなく、また、原子炉水位低（レベル2）信号による再循環ポンプトリップに至るまでに、出力が高く維持された状態が継続するためである。</p> <p>その際、外部電源なしを想定すると、原子炉スクラム及び再循環ポンプトリップは事象発生と同時に発生し、外部電源ありの場合と比較し事象が緩和されることとなる。</p> <p>そのため、起因事象が過渡事象の場合は、<u>外部電源あり</u>を想定する。</p> <p>b. 起因事象がLOCA事象（ISLOCA含む）の場合</p> <p>起因事象がLOCA事象の場合、破断口からの冷却材流出により事象が進展することとなる。その際、外部電源ありを想定すると、給復水系による給水が継続することとなり、外部電源がなく、給復水系による給水がなくなる場合と比較し、原子炉水位の低下が緩和されることとなる。</p> <p>そのため、起因事象がLOCA事象の場合は、<u>外部電源なし</u>を想定する。</p>	<p>4. 外部電源の設定の考え方について</p> <p>有効性評価解析については、審査ガイドにおいて「外部電源の有無の影響を考慮する」ことを求めており、泊3号炉においては「事象進展」,「運転員等操作時間」,「資源評価」の観点から考慮し、以下のとおり設定している。</p> <p>(1) 炉心損傷防止対策（表1参照）</p> <p>事象進展への影響を考慮し、起因事象に応じて外部電源の有無を設定した。</p> <p>a. 起因事象が過渡事象の場合</p> <p>炉心損傷防止対策の有効性評価のうち、起因事象が過渡事象（全交流動力電源喪失及び蒸気発生器伝熱管破損を除く。）となる事象には「2次冷却系からの除熱機能喪失」及び「原子炉停止機能喪失」がある。</p> <p>「2次冷却系からの除熱機能喪失」では、主給水流量喪失及び補助給水系機能喪失の発生により蒸気発生器への注水機能が喪失すると、蒸気発生器はドライアウトして、2次冷却系からの除熱機能が喪失することから、緩和措置がとられない場合には、1次冷却系が高温、高圧状態となり加圧器安全弁等からの漏えいが継続する。その際、外部電源なしを想定すると、1次冷却材ポンプトリップに伴う1次冷却材流量の減少により、蒸気発生器1次側と2次側の熱伝達が抑制されるため、蒸気発生器ドライアウトが遅くなり、炉心崩壊熱が小さい状態でフィードアンドブリードを開始することから、外部電源ありの場合と比較し事象が緩和されることとなる。</p> <p>「原子炉停止機能喪失」では、主給水流量喪失、負荷の喪失等が発生するとともに、原子炉停止機能が喪失すると、原子炉トリップができなくなるため、緩和措置がとられない場合には、過渡変化発生時に原子炉出力が維持され、1次冷却系が高温、高圧状態となり、加圧器安全弁等からの漏えいが継続する。その際、外部電源なしを想定すると、1次冷却材ポンプトリップに伴う1次冷却材流量の減少により、1次冷却材温度上昇が大きくなり、減速材温度の上昇による負の反応度帰還効果が大きくなるため、外部電源ありの場合と比較し事象が緩和されることとなる。</p> <p>以上より、起因事象が過渡事象の場合は、<u>外部電源あり</u>を想定する。</p> <p>b. 起因事象がLOCA事象（格納容器バイパス含む）の場合</p> <p>起因事象がLOCA事象の場合、破断口からの冷却材流出により事象が進展することとなる。その際、外部電源ありを想定すると、工学的安全施設の作動が早くなるため、外部電源なしの場合と比べて炉心冷却の観点で事象が緩和されることとなる。</p> <p>そのため、起因事象がLOCA事象の場合は、<u>外部電源なし</u>を想定する。</p> <p>ただし、起因事象がLOCA事象となる事象のうち、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」及び「ECCS再循環機能喪失」については、以下の理由から<u>外部電源あり</u>を想定する。</p> <p>「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、LOCA時に格納容器スプレイ注入機能又は格納容器スプレイ再循環機能が喪失すると、炉心への注水は高圧注入系による高圧再循環運転により継続するが、原子炉格納容器内の除熱機能が喪失しているため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容</p>	<p>※女川に倣い新規作成</p> <p>記載内容の相違 ・泊と女川では想定する事象が異なるため記載が異なるが、外部電源なしを想定すると外部電源ありの場合と比較し事象が緩和されることから、外部電源ありを想定する点では同様</p> <p>記載内容の相違 ・泊と女川では想定する事象が異なるため記載が異なるが、外部電源ありを想定すると外部電源なしの場合と比較</p>

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

補足説明資料（補足4. 外部電源の設定の考え方について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 格納容器破損防止対策</p> <p>a. 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「水素燃焼」</p> <p>本格納容器破損モードの評価事故シーケンスの選定において、全交流動力電源の喪失を重畳していることから、<u>外部電源なし</u>を想定する。</p> <p>b. 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「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」</p> <p>本格納容器破損モードの評価事故シーケンスへの事故対応に用いる設備は非常用高圧母線に接続されており、非常用ディーゼル発電機からの電源供給が可能であるため、外部電源の有無は事象進展に影響は与えないが、非常用ディーゼル発電機に期待する場合の方が資源の観点で厳しいことを踏まえ、<u>外部電源なし</u>を想定する。</p> <p>(3) 燃料プールにおける燃料損傷防止対策及び停止中原子炉における燃料損傷防止対策</p> <p>資源評価の観点から厳しい設定となる<u>外部電源なし</u>を想定する。</p> <p>ただし、事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」については、制御棒の引抜き操作に外部電源が必要となることから、<u>外部電源あり</u>を想定する。</p> <p>なお、外部電源ありを想定する事故シーケンスグループ等においても、評価を厳しくする観点から、資源評価は外部電源なしを前提に実施している。</p>	<p>器内の圧力上昇を抑制できなくなる。その際、外部電源なしを想定すると、非常用炉心冷却設備の作動が遅くなり、再循環切替の時期が遅くなるため、より崩壊熱が低下した状態で再循環サンプル水を炉心注水することとなり、原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが小さくなる。このため、外部電源ありの場合と比べて原子炉格納容器圧力及び温度評価の観点で事象が緩和されることとなる。</p> <p>「ECCS再循環機能喪失」では、LOCA時に燃料取替用水ピットを水源とした非常用炉心冷却設備による炉心注水後に、格納容器再循環サンプルを水源とする非常用炉心冷却設備の再循環機能が喪失することを想定することから、緩和措置がとられない場合には、1次冷却系保有水量が減少することで炉心の冷却能力が低下する。その際、外部電源なしを想定すると、非常用炉心冷却設備の作動が遅くなり、再循環切替失敗の時期が遅くなることから、再循環切替失敗時点での崩壊熱が低下し、炉心水位の低下が遅れる。このため、外部電源ありの場合と比べて代替再循環切替操作の余裕時間の観点で事象が緩和されることとなる。</p> <p>(2) 格納容器破損防止対策（表2参照）</p> <p>a. 格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」、「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」</p> <p>本格納容器破損モードの評価事故シーケンスの選定において、全交流動力電源の喪失を重畳していることから、<u>外部電源なし</u>を想定する。</p> <p>b. 格納容器破損モード「水素燃焼」</p> <p>本格納容器破損モードの評価事故シーケンスでは、LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失し、ジルコニウム—水反応等によって水素が発生し、緩和措置がとられない場合には、水素濃度が上昇する。その際、外部電源なしを想定すると、格納容器スプレイ開始が遅れることから、水素濃度が高くなる時点において、原子炉格納容器内の水素分圧が相対的に低下し、水素濃度が低くなる。このため、外部電源ありの場合と比べて水素濃度の観点で事象が緩和されることになることから、<u>外部電源あり</u>を想定する。</p> <p>(3) 使用済燃料ピットにおける燃料損傷防止対策及び停止中原子炉における燃料損傷防止対策</p> <p>資源評価の観点から厳しい設定となる<u>外部電源なし</u>を想定する。</p> <p>ただし、事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」については、1次系補給水ポンプによる原子炉への純水注入により反応度が投入される事象を想定することから、<u>外部電源あり</u>を想定する。</p> <p>なお、外部電源ありを想定する事故シーケンスグループ等においても、評価を厳しくする観点から、資源評価は外部電源なしを前提に実施している。</p>	<p>し事象が緩和されることから、外部電源なしを想定する点では同様</p> <p>・ただし、泊の「原子炉格納容器の除熱機能喪失」及び「ECCS再循環機能喪失」については、外部電源ありを想定する</p> <p>記載内容の相違</p> <p>・女川は格納容器破損防止対策は全ての破損モードで外部電源なしを想定しているが、泊は外部電源のあり・なしがあることから表で整理している</p> <p>記載内容の相違</p> <p>・泊と女川では想定する事象が異なるため記載が異なる</p>

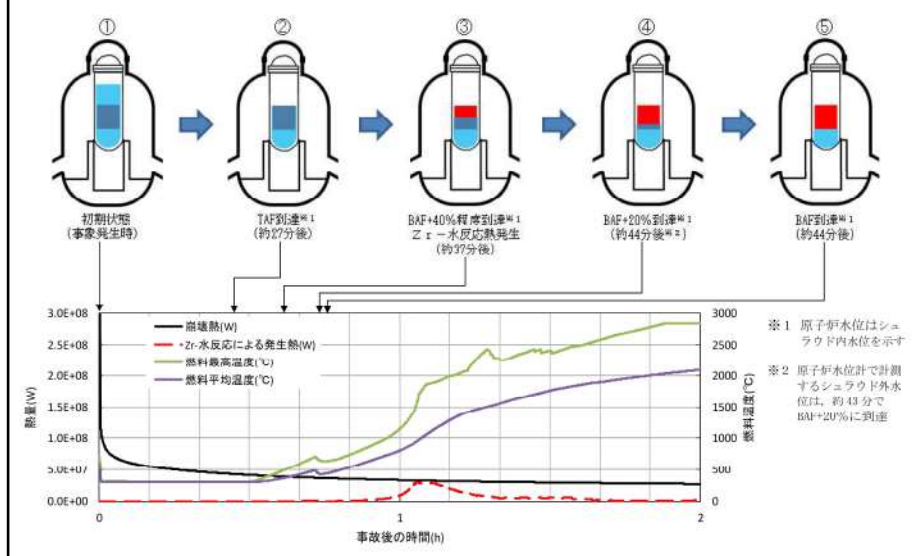
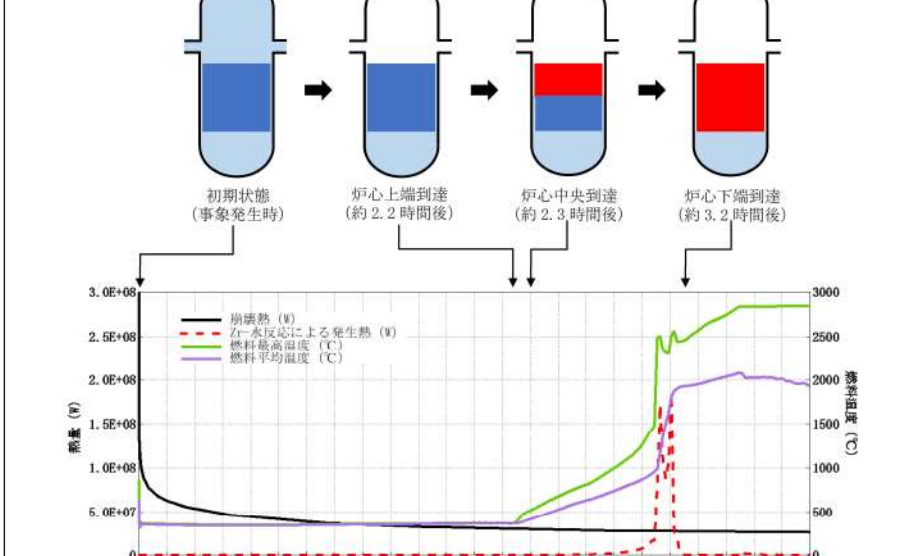
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

補足説明資料（補足4. 外部電源の設定の考え方について）

女川原子力発電所2号炉			泊発電所3号炉			相違理由																																																										
<p>表1 炉心損傷防止対策における外部電源の想定</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>事故シーケンスグループ</th> <th>起因事象</th> <th>外部電源</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>高圧・低圧注水機能喪失</td> <td rowspan="2">過渡事象 [給水流量の全喪失]</td> <td>あり</td> </tr> <tr> <td>高圧注水・減圧機能喪失</td> <td>あり</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失（長期TB）</td> <td rowspan="4">過渡事象 [外部電源喪失]</td> <td rowspan="4">なし (起因事象で想定)</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失（TBU）</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失（TBD）</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失（TBP）</td> </tr> <tr> <td>崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）</td> <td rowspan="2">過渡事象 [給水流量の全喪失]</td> <td>なし^{※1}</td> </tr> <tr> <td>崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）</td> <td>あり</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>過渡事象 [主蒸気隔離弁の誤閉止]</td> <td>あり^{※2}</td> </tr> <tr> <td>LOCA時注水機能喪失</td> <td>LOCA</td> <td>なし</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）</td> <td>ISLOCA</td> <td>なし</td> </tr> </tbody> </table>			事故シーケンスグループ	起因事象	外部電源	高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象 [給水流量の全喪失]	あり	高圧注水・減圧機能喪失	あり	全交流動力電源喪失（長期TB）	過渡事象 [外部電源喪失]	なし (起因事象で想定)	全交流動力電源喪失（TBU）	全交流動力電源喪失（TBD）	全交流動力電源喪失（TBP）	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	過渡事象 [給水流量の全喪失]	なし ^{※1}	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	あり	原子炉停止機能喪失	過渡事象 [主蒸気隔離弁の誤閉止]	あり ^{※2}	LOCA時注水機能喪失	LOCA	なし	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	ISLOCA	なし	<p>表1 炉心損傷防止対策における外部電源の想定</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>事故シーケンスグループ</th> <th>起因事象</th> <th>外部電源</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>2次冷却系からの除熱機能喪失</td> <td>過渡事象 [主給水流量喪失]</td> <td>あり</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失 (原子炉補機冷却機能喪失)</td> <td>過渡事象 [外部電源喪失]</td> <td>なし (起因事象で想定)</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器の除熱機能喪失</td> <td>LOCA</td> <td>あり</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉停止機能喪失</td> <td>過渡事象 [主給水流量喪失]</td> <td>あり</td> </tr> <tr> <td>過渡事象 [負荷の喪失]</td> <td>あり</td> </tr> <tr> <td>ECCS注水機能喪失</td> <td>LOCA</td> <td>なし</td> </tr> <tr> <td>ECCS再循環機能喪失</td> <td>LOCA</td> <td>あり</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">格納容器バイパス</td> <td>インターフェイスシステムLOCA</td> <td>ISLOCA [余熱除去系統入口隔離弁の誤開又は破損]</td> <td>なし</td> </tr> <tr> <td>蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故</td> <td>SGTR [1基の蒸気発生器の伝熱管1本の両端破断]</td> <td>なし</td> </tr> </tbody> </table>			事故シーケンスグループ	起因事象	外部電源	2次冷却系からの除熱機能喪失	過渡事象 [主給水流量喪失]	あり	全交流動力電源喪失 (原子炉補機冷却機能喪失)	過渡事象 [外部電源喪失]	なし (起因事象で想定)	原子炉格納容器の除熱機能喪失	LOCA	あり	原子炉停止機能喪失	過渡事象 [主給水流量喪失]	あり	過渡事象 [負荷の喪失]	あり	ECCS注水機能喪失	LOCA	なし	ECCS再循環機能喪失	LOCA	あり	格納容器バイパス	インターフェイスシステムLOCA	ISLOCA [余熱除去系統入口隔離弁の誤開又は破損]	なし	蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故	SGTR [1基の蒸気発生器の伝熱管1本の両端破断]	なし	
事故シーケンスグループ	起因事象	外部電源																																																														
高圧・低圧注水機能喪失	過渡事象 [給水流量の全喪失]	あり																																																														
高圧注水・減圧機能喪失		あり																																																														
全交流動力電源喪失（長期TB）	過渡事象 [外部電源喪失]	なし (起因事象で想定)																																																														
全交流動力電源喪失（TBU）																																																																
全交流動力電源喪失（TBD）																																																																
全交流動力電源喪失（TBP）																																																																
崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	過渡事象 [給水流量の全喪失]	なし ^{※1}																																																														
崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）		あり																																																														
原子炉停止機能喪失	過渡事象 [主蒸気隔離弁の誤閉止]	あり ^{※2}																																																														
LOCA時注水機能喪失	LOCA	なし																																																														
格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	ISLOCA	なし																																																														
事故シーケンスグループ	起因事象	外部電源																																																														
2次冷却系からの除熱機能喪失	過渡事象 [主給水流量喪失]	あり																																																														
全交流動力電源喪失 (原子炉補機冷却機能喪失)	過渡事象 [外部電源喪失]	なし (起因事象で想定)																																																														
原子炉格納容器の除熱機能喪失	LOCA	あり																																																														
原子炉停止機能喪失	過渡事象 [主給水流量喪失]	あり																																																														
	過渡事象 [負荷の喪失]	あり																																																														
ECCS注水機能喪失	LOCA	なし																																																														
ECCS再循環機能喪失	LOCA	あり																																																														
格納容器バイパス	インターフェイスシステムLOCA	ISLOCA [余熱除去系統入口隔離弁の誤開又は破損]	なし																																																													
	蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故	SGTR [1基の蒸気発生器の伝熱管1本の両端破断]	なし																																																													
<p>※1 事象発生直後から原子炉隔離時冷却系により炉心は冠水維持され、外部電源有無による事象進展への影響は小さいこと、及び、取水機能喪失を仮定しており外部電源なしを仮定することで常設代替交流電源設備等の更なる重大事故等対策が必要となるため</p> <p>※2 外部電源がある場合、事象発生と同時に再循環ポンプがトリップせず、原子炉出力が高く維持される</p>			<p>表2 格納容器破損防止対策における外部電源の想定</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>格納容器破損モード</th> <th>起因事象</th> <th>外部電源</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）</td> <td rowspan="3">LOCA^{※1}</td> <td rowspan="3">なし^{※1}</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心・コンクリート相互作用</td> </tr> <tr> <td>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）</td> <td rowspan="2">過渡事象 [外部電源喪失]</td> <td rowspan="2">なし (起因事象で想定)</td> </tr> <tr> <td>高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼</td> <td>LOCA</td> <td>あり</td> </tr> </tbody> </table>			格納容器破損モード	起因事象	外部電源	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	LOCA ^{※1}	なし ^{※1}	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	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	過渡事象 [外部電源喪失]	なし (起因事象で想定)	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	水素燃焼	LOCA	あり																																												
格納容器破損モード	起因事象	外部電源																																																														
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	LOCA ^{※1}	なし ^{※1}																																																														
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																																																																
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	過渡事象 [外部電源喪失]	なし (起因事象で想定)																																																														
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱																																																																
水素燃焼	LOCA	あり																																																														
<p>※1 安全機能の喪失に対する仮定として外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失を仮定</p>																																																																

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

補足説明資料（補足5. ジルコニウム（Zr）-水反応時の炉心損傷状態について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>31. ジルコニウム（Zr）-水反応時の炉心損傷状態について</p> <p>「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における崩壊熱，Zr-水反応による発熱，燃料温度及び炉心損傷状態の概念図を以下に示す。</p>  <p>初期状態（事象発生時） → TAF到達※1（約27分後） → BAF+40%程度到達※1（約37分後） Zr-水反応発熱発生（約37分後） → BAF+20%到達※1（約44分後）※2 → BAF到達※1（約44分後）</p> <p>崩壊熱(W) (黒線) Zr-水反応による発熱(W) (赤字線) 燃料最高温度(℃) (青線) 燃料平均温度(℃) (緑線)</p> <p>※1 原子炉水位はシュラウド内水位を示す ※2 原子炉水位計で計測するシュラウド外水位は、約43分でBAF+20%に到達</p>	<p>5. ジルコニウム（Zr）-水反応時の炉心損傷状態について</p> <p>「雰囲気圧力・温度による静的負荷（過温破損破損）」及び「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における崩壊熱，Zr-水反応による発熱，燃料温度及び炉心損傷状態の概念図を以下に示す。</p>  <p>初期状態（事象発生時） → 炉心上端到達（約2.2時間後） → 炉心中央到達（約2.3時間後） → 炉心下端到達（約3.2時間後）</p> <p>崩壊熱(W) (黒線) Zr-水反応による発熱(W) (赤字線) 燃料最高温度(℃) (青線) 燃料平均温度(℃) (緑線)</p>	<p>※女川に倣い新規作成 記載表現の相違 ・解析ケースの違いによる差異</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）

補足説明資料（補足6. 水蒸気爆発実験と実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率の比較について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>33. 水蒸気爆発実験と実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率の比較について</p> <p>1. はじめに</p> <p>水蒸気爆発時の発生エネルギーを議論するうえで、デブリの持つ熱エネルギーが機械的エネルギーに変換されるエネルギー変換効率は重要なパラメータであり、各研究機関で実施された水蒸気爆発実験においても、実験時に確認されたパラメータに基づきエネルギー変換効率が評価されている。また、水蒸気爆発解析において、粗混合過程、爆発過程の解析モデルの妥当性を確認するためのベンチマークの一つとして、実験時に確認されているエネルギー変換効率との比較が実施されている。</p> <p>本資料では、水蒸気爆発実験と実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率の比較結果をまとめる。</p> <p>2. 水蒸気爆発実験でのエネルギー変換効率</p> <p>(1) エネルギー変換効率について</p> <p>一般的には以下の式①によりエネルギー変換効率は評価されている。</p> <p>① エネルギー変換効率(%)=機械的エネルギー/デブリの持つ熱エネルギー×100</p> <p>機械的エネルギー：試験容器内の温度、圧力挙動からの評価、構造材への荷重評価等より機械的エネルギーを評価</p> <p>デブリの持つ熱エネルギー：落下させる全デブリ質量、温度、比熱からデブリの持つ保有エネルギーを評価</p> <p>上式①に基づくエネルギー変換効率は、粗混合過程と爆発過程の二つのプロセスが影響するパラメータとして扱う必要がある。粗混合過程は、落下デブリ質量に対して、デブリ注入速度、プール水位等といった実験条件が、粗混合融体質量に大きく影響する。一方、爆発過程は、粗混合粒子の微細化から爆発的な伝熱挙動といった物理現象であるため、体系等の実験条件の影響は低いと考えられる。</p> <p>したがって、以下の式②により定義されたエネルギー変換効率を用いることで、実験条件の影響を小さくできると考える。</p> <p>② エネルギー変換効率(%)=機械的エネルギー/粗混合融体の持つ熱エネルギー×100</p> <p>粗混合融体の持つ熱エネルギー：温度がデブリ融点以上かつボイド率0.75%以下の領域に存在する融体質量のエネルギー</p> <p>(2) TROI 実験におけるエネルギー変換効率</p> <p>UO₂ デブリを用いた水蒸気爆発実験において、比較的高いエネルギー変換効率が確認されている TROI 実験を対象に式②でエネルギー変換効率を評価した結果を表1に示す。</p>	<p>6. 水蒸気爆発実験と実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率の比較について</p> <p>1. はじめに</p> <p>水蒸気爆発時の発生エネルギーを議論するうえで、デブリの持つ熱エネルギーが機械的エネルギーに変換されるエネルギー変換効率は重要なパラメータであり、各研究機関で実施された水蒸気爆発実験においても、実験時に確認されたパラメータに基づきエネルギー変換効率が評価されている。また、水蒸気爆発解析において、粗混合過程、爆発過程の解析モデルの妥当性を確認するためのベンチマークの一つとして、実験時に確認されているエネルギー変換効率との比較が実施されている。</p> <p>本資料では、水蒸気爆発実験と実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率の比較結果をまとめる。</p> <p>2. 水蒸気爆発実験でのエネルギー変換効率</p> <p>(1) エネルギー変換効率について</p> <p>一般的には以下の式①によりエネルギー変換効率は評価されている。</p> <p>①エネルギー変換効率(%)=機械的エネルギー/デブリの持つ熱エネルギー×100</p> <p>機械的エネルギー：試験容器内の温度、圧力挙動からの評価、構造材への荷重評価等より機械的エネルギーを評価</p> <p>デブリの持つ熱エネルギー：落下させる全デブリ質量、温度、比熱からデブリの持つ保有エネルギーを評価</p> <p>上式①に基づくエネルギー変換効率は、粗混合過程と爆発過程の二つのプロセスが影響するパラメータとして扱う必要がある。粗混合過程は、落下デブリ質量に対して、デブリ注入速度、プール水位等といった実験条件が、粗混合融体質量に大きく影響する。一方、爆発過程は、粗混合粒子の微細化から爆発的な伝熱挙動といった物理現象であるため、体系等の実験条件の影響は低いと考えられる。</p> <p>したがって、以下の式②により定義されたエネルギー変換効率を用いることで、実験条件の影響を小さくできると考える。</p> <p>②エネルギー変換効率(%)=機械的エネルギー/粗混合融体の持つ熱エネルギー×100</p> <p>粗混合融体の持つ熱エネルギー：温度がデブリ融点以上かつボイド率0.75%以下の領域に存在する融体質量のエネルギー</p> <p>(2) TROI 実験におけるエネルギー変換効率</p> <p>UO₂ デブリを用いた水蒸気爆発実験において、比較的高いエネルギー変換効率が確認されている TROI 実験を対象に式②でエネルギー変換効率を評価した結果を表1に示す。</p>	<p>※女川に倣い新規作成</p>

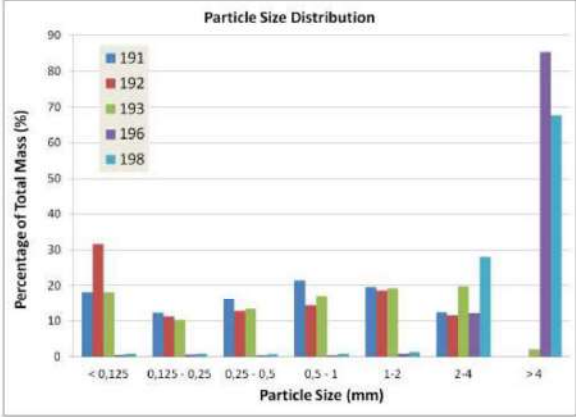
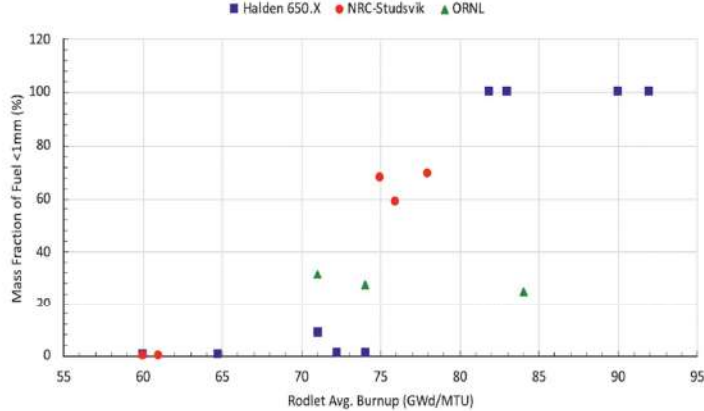
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

補足説明資料（補足6. 水蒸気爆発実験と実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率の比較について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																						
<p style="text-align: center;">表1 TROI 実験におけるエネルギー変換効率</p> <table border="1" data-bbox="246 226 931 316"> <thead> <tr> <th></th> <th>TS1</th> <th>TS2</th> <th>TS3</th> <th>TS4</th> <th>TS6</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>式①</td> <td>0.12%</td> <td>0.28%</td> <td>0.22%</td> <td>0.35%</td> <td>0.66%</td> <td>参考文献[1]より</td> </tr> <tr> <td>式②</td> <td>0.36%</td> <td>0.81%</td> <td>0.54%</td> <td>1.25%</td> <td>2.49%</td> <td>参考文献[2]より</td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率との比較 実プラントの水蒸気爆発評価結果に基づき式①と式②より算出したエネルギー変換効率を表2にまとめる。 ここで、TROI 実験並びに実プラントの条件におけるジェット分裂長を評価した結果、TROI 実験 (TS1～TS4, TS6) の実験条件におけるジェット分裂長は約1mであり、プール水位は1mであるため、TS1～TS4, TS6はプール底部到達までにジェットがほぼ完全に分裂すると推測される。また、女川2号の水蒸気爆発評価におけるジェット分裂長は、約4.3mであり、格納容器下部に4.2mの水張りがされている場合、格納容器下部床到達までにジェットが完全に分裂されないことが推定される。</p> <p>したがって、実験条件の影響の小さい式②によるエネルギー変換効率で比較を行うと、TS1～TS4, TS6にて確認されたエネルギー変換効率を女川2号の水蒸気爆発評価が上回る結果となることが確認できた。</p> <p>上記より女川2号の水蒸気爆発評価においては、同等の条件の実験と比較するとエネルギー変換効率は保守的な結果を与えていることが確認できた。</p> <p style="text-align: center;">表2 女川2号の水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率</p> <table border="1" data-bbox="380 887 730 976"> <thead> <tr> <th></th> <th>水位4.2m</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>式①</td> <td>約1.3%</td> </tr> <tr> <td>式②</td> <td>約4.0%</td> </tr> </tbody> </table> <p>4. 参考文献 [1] NEA/CSNI/R(2014)15, OECD/SERENA Project Report Summary and Conclusions [2] 堀田, 森田, 梶本, 丸山. 「JASMINE Version 3 による熔融燃料-冷却材相互作用 SERENA2 実験解析」, 日本原子力学会和文論文誌 (2017)</p>		TS1	TS2	TS3	TS4	TS6	備考	式①	0.12%	0.28%	0.22%	0.35%	0.66%	参考文献[1]より	式②	0.36%	0.81%	0.54%	1.25%	2.49%	参考文献[2]より		水位4.2m	式①	約1.3%	式②	約4.0%	<p style="text-align: center;">表1 TROI 実験におけるエネルギー変換効率</p> <table border="1" data-bbox="1133 236 1899 341"> <thead> <tr> <th></th> <th>TS1</th> <th>TS2</th> <th>TS3</th> <th>TS4</th> <th>TS6</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>式①</td> <td>0.12%</td> <td>0.28%</td> <td>0.22%</td> <td>0.35%</td> <td>0.66%</td> <td>参考文献[1]より</td> </tr> <tr> <td>式②</td> <td>0.36%</td> <td>0.81%</td> <td>0.54%</td> <td>1.25%</td> <td>2.49%</td> <td>参考文献[2]より</td> </tr> </tbody> </table> <p>3. 実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率との比較 実プラントの水蒸気爆発評価結果に基づき式①と式②より算出したエネルギー変換効率を表2にまとめる。 ここで、TROI 実験並びに実プラントの条件におけるジェット分裂長を評価した結果、TROI 実験 (TS1～TS4, TS6) の実験条件におけるジェット分裂長は約1mであり、プール水位は1mであるため、TS1～TS4, TS6はプール底部到達までにジェットがほぼ完全に分裂すると推測される。また、泊3号の水蒸気爆発評価におけるジェット分裂長は、約1.4mであり、原子炉下部キャビティに4.1mの水張りがされている場合、原子炉下部キャビティ床到達までにジェットが完全に分裂されることが推定される。</p> <p>したがって、実験条件の影響の小さい式②によるエネルギー変換効率で比較を行うと、TS1～TS4, TS6にて確認されたエネルギー変換効率を泊3号の水蒸気爆発評価が上回る結果となることが確認できた。</p> <p>上記より泊3号の水蒸気爆発評価においては、同等の条件の実験と比較するとエネルギー変換効率は保守的な結果を与えていることが確認できた。</p> <p style="text-align: center;">表2 泊3号の水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率</p> <table border="1" data-bbox="1335 890 1675 979"> <thead> <tr> <th></th> <th>水位4.1m</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>式①</td> <td>約2.5%</td> </tr> <tr> <td>式②</td> <td>約3.3%</td> </tr> </tbody> </table> <p>4. 参考文献 [1] NEA/CSNI/R (2014) 15, OECD/SERENA Project Report Summary and Conclusions [2] 堀田, 森田, 梶本, 丸山. 「JASMINE Version 3 による熔融燃料-冷却材相互作用 SERENA2 実験解析」, 日本原子力学会和文論文誌 (2017)</p>		TS1	TS2	TS3	TS4	TS6	備考	式①	0.12%	0.28%	0.22%	0.35%	0.66%	参考文献[1]より	式②	0.36%	0.81%	0.54%	1.25%	2.49%	参考文献[2]より		水位4.1m	式①	約2.5%	式②	約3.3%	<p>解析結果の相違 ・ジェットが完全に分裂される／されない、と差が生じているが、実験と実機解析に差が生じている点では同様</p>
	TS1	TS2	TS3	TS4	TS6	備考																																																		
式①	0.12%	0.28%	0.22%	0.35%	0.66%	参考文献[1]より																																																		
式②	0.36%	0.81%	0.54%	1.25%	2.49%	参考文献[2]より																																																		
	水位4.2m																																																							
式①	約1.3%																																																							
式②	約4.0%																																																							
	TS1	TS2	TS3	TS4	TS6	備考																																																		
式①	0.12%	0.28%	0.22%	0.35%	0.66%	参考文献[1]より																																																		
式②	0.36%	0.81%	0.54%	1.25%	2.49%	参考文献[2]より																																																		
	水位4.1m																																																							
式①	約2.5%																																																							
式②	約3.3%																																																							

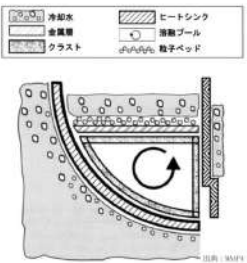

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

補足説明資料（補足7. Fragmentation による微細な燃料片の発生可能性について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>35. Fragmentation による微細な燃料片の発生可能性について</p> <p>NUREG-2121 に記載されている Studsvik の LOCA 試験において、6 本の高燃焼度燃料棒の LOCA 試験を実施している。6 本の燃料棒のうち 4 本（189, 191, 192 及び 193）については燃焼度約 72GWd/t であり、残り 2 本（196 及び 198）については燃焼度約 55GWd/t である。これらの燃料棒を蒸気環境中で加熱し、パルーニング後破裂させている。燃料棒破裂後に、燃料棒から外部に飛び出した燃料片及び内部に残っている燃料片の粒径について測定しており、結果を下図に示す。なお、燃料棒 189 については、粒径の測定データは記載されていない。</p>  <p>図 各 LOCA 試験で調査した燃料片の粒径^[1]</p> <p>図より、燃焼度約 72GWd/t の燃料棒（191, 192 及び 193）については、全ての燃料片の粒径が 4 mm 以下となった（193 の少量を除く）。一方、燃焼度約 55GWd/t の燃料棒（196 及び 198）については、燃料片の粒径は主に 4mm より大きい結果となった。以上の結果から、NUREG-2121 では、約 70GWd/t の高燃焼度では微細な燃料片が発生する可能性があるとして報告している。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <p style="text-align: center;">参考文献</p> <p>[1] Patrick A.C. Raynaud, “Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal during the Loss-of-Coolant Accident”, NUREG-2121, (2012)</p>	<p>7. Fragmentation による微細な燃料片の発生可能性について</p> <p>文献[1]では、NUREG-2121 に記載されている LOCA 試験結果に加えて、高燃焼度燃料棒（局所燃焼度約 60～92GWd/t）の LOCA 試験の結果を整理している。これらの試験は、高燃焼度燃料棒を蒸気環境中で加熱し、パルーニング後破裂させている。燃料棒破裂後に、燃料棒から外部に飛び出した燃料片の粒径毎の重量割合を測定している。燃焼度と燃料片 1 mm 以下の重量割合*の関係を下図に示す。</p>  <p>図 各 LOCA 試験で調査した燃料片の燃焼度と微細化割合の関係^[1]</p> <p>※ 破裂時に外部に飛び出しやすい粒径 1 mm 以下の燃料片の重量割合</p> <p>図より、局所燃焼度約 65GWd/t 以下では、燃料片の粒径 1 mm 以下の重量割合はほとんどなかった。一方、局所燃焼度 71GWd/t 以上から燃料片の粒径が 1 mm 以下の重量割合が増加しており、燃料微細化が顕著に発生する結果となった。さらに、照射済燃料サンプル（局所燃焼度約 48～83GWd/t）を昇温させ、燃料微細化が発生するしきい値を評価しており、68-72GWd/t という結果であった。以上の結果から、文献[1]では、68-72GWd/t に微細化が発生するしきい値があると報告している。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <p style="text-align: center;">参考文献</p> <p>[1] Capps, et al., “A Critical Review of High Burnup Fuel Fragmentation, Relocation, and Dispersal under Loss-Of-Coolant Accident Conditions”, Journal of Nuclear Materials 546 (2021) 152750</p>	<p>※ 女川審査資料で用いた NUREG-2121 に記載されている LOCA 試験に加えて、各種高燃焼度燃料棒を用いた LOCA 試験の結果を整理した最新知見の文献に基づく内容を反映</p> <p>※参照している文献は異なるが微細な燃料片の発生可能性について記載している点では同等</p>

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

補足説明資料（補足8. 物理現象の評価に用いる溶融炉心温度等の設定について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>36. 物理現象の評価に用いる溶融炉心温度等の設定について</p> <p>(1) はじめに 格納容器破損防止対策の有効性評価において、FCI、MCCI等の各種物理現象の評価に溶融炉心の温度及びその他の溶融炉心の物性を設定しているが、それらの設定の考え方については、以下に示す。</p> <p>(2) 溶融炉心条件の取扱い 各種物理現象の評価においては、MAAPの溶融炉心物性を使用している。そのため、MAAPのモデル概要及び主要な溶融炉心物性の扱いを示し、その後、各種物理現象評価における条件の考え方を整理する。</p> <p>a. MAAPのモデル概要 MAAPでは、下部プレナム内に溶融炉心が保持される場合、図1に示すように、粒子状ベッド、金属層、溶融プール及びクラストに分けてモデル化される。このうち、溶融プールは酸化物で構成される。</p> <p>原子炉圧力容器破損が判定されると、平均的な温度及びエネルギーを持つ混合流体として、格納容器下部に落下する。格納容器下部に水プールが存在する場合、落下溶融炉心と冷却材の相互作用が評価され、粒子化に伴う伝熱面積増加、水素発生及び冷却が計算されるが、格納容器下部に堆積すると、粒子状ベッドは考慮されず、均一に混合した連続層として取り扱われる。従って、格納容器下部に落下した溶融炉心温度は、本来、粒子状ベッドとして堆積した固化物を含む平均温度となる。</p>  <p>図1 MAAPにおける下部プレナム内溶融炉心の取扱い</p>	<p>8. 物理現象の評価に用いる溶融炉心温度等の設定について</p> <p>(1) はじめに 格納容器破損防止対策の有効性評価において、FCI、MCCI等の各種物理現象の評価に溶融炉心の温度及びその他の溶融炉心の物性を設定しているが、それらの設定の考え方については、以下に示す。</p> <p>(2) 溶融炉心条件の取扱い 各種物理現象の評価においては、MAAPの溶融炉心物性を使用している。そのため、MAAPのモデル概要及び主要な溶融炉心物性の扱いを示し、その後、各種物理現象評価における条件の考え方を整理する。</p> <p>a. MAAPのモデル概要 MAAPでは、下部プレナム内に溶融炉心が保持される場合、図1に示すように、粒子状ベッド、金属層、溶融プール及びクラストに分けてモデル化される。このうち、溶融プールは酸化物で構成される。</p> <p>原子炉容器破損が判定されると、原子炉容器内の破損位置よりも上方にある溶融炉心が、平均的な温度及びエネルギーを持つ混合流体として、原子炉格納容器下部に落下する。原子炉格納容器下部に水プールが存在する場合、落下溶融炉心と冷却材の相互作用が評価され、粒子化に伴う伝熱面積増加、水素発生及び冷却が計算されるが、原子炉格納容器下部に堆積すると、粒子状ベッドは考慮されず、均一に混合した連続層として取り扱われる。</p>  <p>図1 MAAPにおける下部プレナム内溶融炉心の取扱い</p> <p>枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p>※女川に倣い新規作成</p> <p>記載表現の相違 ・泊では落下する溶融炉心は破損位置よりも上方にある溶融炉心のため明確化（以後、同様のため相違理由は省略）</p> <p>記載内容の相違 ・泊は、実機条件ではジェット径に比べて水深が浅いため、原子炉下部キャビティ床に到達した時点では、ほぼすべての溶融炉心が連続層として堆積（ケーキ状）するため粒子状ベッドの記載はしない</p>

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

補足説明資料（補足8. 物理現象の評価に用いる溶融炉心温度等の設定について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. MAAP における溶融炉心物性の扱い</p> <p>(a) 固相線温度・液相線温度</p> <p>MAAP のコード内に持たせた溶融炉心の組成に応じた固相線温度、液相線温度のテーブル (Phase Diagram) 及び MAAP 計算した溶融炉心の組成を用いて、固相線温度、液相線温度を設定している。固相線温度、液相線温度及び MAAP で計算した溶融炉心温度より溶融炉心の固相率が計算される。この Phase Diagram は、利用可能な知見や熱力学平衡計算コードの結果が反映されたもの^{[1][2][3][4]}である。図2に Phase Diagram の概念図を示す。</p> <div data-bbox="302 478 840 726" style="border: 1px solid black; height: 155px; width: 240px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">図2 MAAP における Phase Diagram の概念図</p> <p>(b) 粘性係数</p> <p>溶融炉心の組成及び各物質の粘性係数（物性値）から計算した液体粘性係数並びに固相率を用いて、以下の計算式^[5]により溶融炉心の粘性係数を求めている。</p> <div data-bbox="369 1029 772 1125" style="border: 1px solid black; height: 60px; width: 180px; margin: 10px auto;"></div> <p>ここで、$v_{2-\phi}$：固液混合粘性係数、v_{liq}：液体粘性係数、f_{sol}：固相率である。</p> <div data-bbox="600 1361 1025 1390" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin: 10px auto; width: fit-content;"> 枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。 </div>	<p>b. MAAP における溶融炉心物性の扱い</p> <p>(a) 固相線温度・液相線温度</p> <p>MAAP のコード内に持たせた溶融炉心の組成に応じた固相線温度、液相線温度のテーブル (phase diagram) 及び MAAP で計算した溶融炉心の組成を用いて、固相線温度、液相線温度を設定している。固相線温度、液相線温度及び MAAP で計算した溶融炉心温度より溶融炉心の固相率が計算される。この phase diagram は、利用可能な知見や熱力学平衡計算コードの結果が反映されたもの^{[1][2][3][4]}である。図2に phase diagram の概念図を示す。</p> <div data-bbox="1176 462 1803 821" style="border: 2px solid black; height: 225px; width: 280px; margin: 10px auto;"></div> <p style="text-align: center;">図2 □MAAP における phase diagram の概念図 □</p> <p>(b) 粘性係数</p> <p>溶融炉心の組成及び各物質の粘性係数（物性値）から計算した液体粘性係数並びに固相率を用いて、以下の計算式^[5]により溶融炉心の粘性係数を求めている。</p> <div data-bbox="1198 1037 1892 1157" style="border: 2px solid black; height: 75px; width: 310px; margin: 10px auto;"></div> <p>ここで、$v_{2-\phi}$：固液混合粘性係数、v_{liq}：液体粘性係数、f_{sol}：固相率である。 □</p> <div data-bbox="1355 1361 1951 1390" style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin: 10px auto; width: fit-content;"> □ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 </div>	

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

補足説明資料（補足8. 物理現象の評価に用いる熔融炉心温度等の設定について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>c. 各種評価における熔融炉心条件の設定の考え方</p> <p>MAAP のモデル概要を踏まえ、以下の通り各種物理現象の評価における熔融炉心条件の設定の考え方を示す。</p> <p>(a) MCCI (コンクリート侵食)</p> <p>コンクリート侵食量の評価は MAAP にて実施しているため、熔融炉心の温度は MAAP 計算値 (平均温度)、その他の熔融炉心の物性も MAAP 計算値 (平均値) を使用している。</p> <p>MAAP では全熔融炉心が格納容器下部へ落下する評価としていることから、熔融炉心の温度は平均温度を設定することで、熔融炉心の持つ全エネルギーにおけるコンクリート侵食量を評価しており、妥当であると考えている。</p> <p>(b) FCI (圧力スパイク)</p> <p>圧力スパイクの評価は MAAP にて実施しているため、熔融炉心の温度は MAAP 計算値 (平均温度)、その他の熔融炉心の物性も MAAP 計算値 (平均値) を使用している。</p> <p>MAAP では全熔融炉心が格納容器下部へ落下する評価としていることから、熔融炉心の温度は平均温度を設定することで、熔融炉心の持つ全エネルギーにおける熔融炉心の水中落下による急激な蒸気発生及び水素発生を評価しており、妥当であると考えている。MAAP では原子炉压力容器破損時に全熔融炉心放出が約1分程度の短時間で起こり、格納容器への熱エネルギーの放出を保守的に評価している。</p> <p>(c) FCI (水蒸気爆発参考評価)</p> <p>水蒸気爆発の参考評価においては、JASMINE にて爆発エネルギーの評価を行っており、熔融炉心の温度は液相線温度に対し、過熱度 300K を設定している。</p> <p>本評価は、実機において大規模な水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられるが、仮に水蒸気爆発が発生した場合において格納容器下部の原子炉压力容器の支持機能への影響が生じる懸念があることから、参考として、水蒸気爆発が発生した場合の評価を行っているものである。そのため、保守的な条件を設定した場合であっても格納容器下部の支持機能への影響がないことを確認するため、熔融炉心の温度を保守的な設定としている。</p> <p>なお、MAAP における熔融炉心の平均温度は、原子炉压力容器破損の時点では液相線温度より約 123K 低いことから、水蒸気爆発の評価に使用している熔融炉心の温度は、平均温度を使用する場合より保守的な設定である。</p> <p>その他の熔融炉心物性については、「女川原子力発電所2号炉 重大事故等対策の有効性評価について」添付資料 3.3.2 に記載の通り JASMINE コードに付属している熔融コリウム模擬のライブラリから、デブリ物性値が実機条件に近いと考えられるライブラリを用いた。</p>	<p>c. 各種評価における熔融炉心条件の設定の考え方</p> <p>MAAP のモデル概要を踏まえ、以下の通り各種物理現象の評価における熔融炉心条件の設定の考え方を示す。</p> <p>(a) MCCI (コンクリート侵食)</p> <p>コンクリート侵食量の評価は MAAP にて実施しているため、熔融炉心の温度は MAAP 計算値 (原子炉容器内の破損位置よりも上方にある熔融炉心の平均温度)、その他の熔融炉心の物性も MAAP 計算値 (原子炉容器内の破損位置よりも上方にある熔融炉心の平均値) を使用している。</p> <p>MAAP では全熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する評価としていることから、熔融炉心の温度は平均温度を設定することで、熔融炉心の持つ全エネルギーにおけるコンクリート侵食量を評価しており、妥当であると考えている。</p> <p>(b) FCI (圧力スパイク)</p> <p>圧力スパイクの評価は MAAP にて実施しているため、熔融炉心の温度は MAAP 計算値 (原子炉容器内の破損位置よりも上方にある熔融炉心の平均温度)、その他の熔融炉心の物性も MAAP 計算値 (原子炉容器内の破損位置よりも上方にある熔融炉心の平均値) を使用している。</p> <p>MAAP では全熔融炉心が原子炉格納容器下部へ落下する評価としていることから、熔融炉心の温度は平均温度を設定することで、熔融炉心の持つ全エネルギーにおける熔融炉心の水中落下による急激な蒸気発生及び水素発生を評価しており、妥当であると考えている。MAAP では原子炉容器破損後約 1.3 時間で全熔融炉心が原子炉格納容器下部に放出されており、原子炉格納容器への熱エネルギーの放出を保守的に評価している。</p> <p>(c) FCI (水蒸気爆発参考評価)</p> <p>水蒸気爆発の参考評価においては、JASMINE にて爆発エネルギーの評価を行っており、熔融炉心の温度は液相線温度に対し、過熱度 10K を設定している。</p> <p>本評価は、実機において大規模な水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられるが、仮に水蒸気爆発が発生した場合において原子炉格納容器下部の原子炉容器の支持機能への影響が生じないことを確認するため、参考として、水蒸気爆発が発生した場合の評価を行っているものである。そのため、保守的な条件を設定した場合であっても原子炉格納容器下部の支持機能への影響がないことを確認するため、熔融炉心の温度を保守的な設定としている。</p> <p>なお、MAAP における原子炉容器下部プレナムの熔融炉心の平均温度は、原子炉容器破損の時点では液相線温度より約 [] 低いことから、水蒸気爆発の評価に使用している熔融炉心の温度は、平均温度を使用する場合より保守的な設定である。</p> <p>その他の熔融炉心物性については、JASMINE コードに付属している熔融コリウム模擬のライブラリから、デブリ物性値が実機条件に近いと考えられるライブラリを用いた。</p> <p>[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>	<p>解析結果の相違</p> <p>解析条件の相違</p> <p>評価目的の相違</p> <p>記載内容の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

補足説明資料（補足8. 物理現象の評価に用いる溶融炉心温度等の設定について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(d) 溶融炉心の固化評価</p> <p>コリウムシールド設置後における溶融炉心の固化評価（Bulk Freezing）においては、溶融炉心温度及びその他の溶融炉心物性はMAAPで算出した溶融プールのものを設定している。</p> <p>本評価は、格納容器破損モードの評価項目の評価ではなく、コリウムシールド設置の有効性を示す評価であり、実現象に即した評価を実施するために上記の設定をしている。原子炉圧力容器破損時の挙動として、溶融状態にあり、かつ比重が大きい溶融プールが先行落下してくるため、ドレン配管に流入する溶融炉心としては溶融プールと考えられることから、溶融プールの物性を使用することが妥当であると考えている。</p> <p>(3) 参考文献</p> <p>[1] Chevalier, P. Y., 1991, Presentation of the OXY5-GEMINI Code to the ACE-TAC Meeting at Palo Alto, November 4-8.</p> <p>[2] Chevalier, P. Y. and Cenerino, G., 1992, "Thermodynamic Data Bases and Calculation Code Adapted to the Modeling of Molten Core Concrete Interaction (MCCI) Phenomena, Developed Jointly by THERMODATA and the Institut de Protection et de Surete Nucleaire (France)," Proc. Second OECD (NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten Core Debris - Concrete Interactions, Karlsruhe, Germany, 1-3 April.</p> <p>[3] Kubaschewski, O., 1982, Iron-Binary Phase Diagrams, Springer-Verlag, New York.</p> <p>[4] Moffatt, W. G., 1986, The Handbook of Binary Phase Diagrams, Genium Publishing Corp., Schenectady, NY.</p> <p>[5] Ishii, Mamoru, and Zuber, Novak, 1979, "Drag Coefficient and Relative Velocity in Bubbly, Droplet or Particulate Flows," AICHE Journal, Vol. 25, No. 5, pp. 843, September.</p>	<p>(d) 溶融炉心の固化評価</p> <p>溶融炉心のドレン配管内での固化評価（EPRI/FAI 試験に基づく）においては、溶融炉心温度及びその他の溶融炉心物性はMAAPで算出した溶融プールのものを設定している。</p> <p>本評価は、格納容器破損モードの評価項目の評価ではなく、原子炉下部キャビティから格納容器サンパへ接続するドレン配管内での溶融炉心の凝固距離の評価であり、実現象に即した評価を実施するために上記の設定をしている。原子炉容器破損時の挙動として、溶融状態にあり、かつ比重が大きい溶融プールが先行落下してくるため、ドレン配管に流入する溶融炉心としては溶融プールと考えられることから、溶融プールの物性を使用することが妥当であると考えている。</p> <p>(3) 参考文献</p> <p>[1] Chevalier, P. Y., 1991, Presentation of the OXY5-GEMINI Code to the ACE-TAC Meeting at Palo Alto, November 4-8.</p> <p>[2] Chevalier, P. Y. and Cenerino, G., 1992, "Thermodynamic Data Bases and Calculation Code Adapted to the Modeling of Molten Core Concrete Interaction (MCCI) Phenomena, Developed Jointly by THERMODATA and the Institut de Protection et de Surete Nucleaire (France)," Proc. Second OECD (NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten Core Debris - Concrete Interactions, Karlsruhe, Germany, 1-3 April.</p> <p>[3] Kubaschewski, O., 1982, Iron-Binary Phase Diagrams, Springer-Verlag, New York.</p> <p>[4] Moffatt, W. G., 1986, The Handbook of Binary Phase Diagrams, Genium Publishing Corp., Schenectady, NY.</p> <p>[5] Ishii, Mamoru, and Zuber, Novak, 1979, "Drag Coefficient and Relative Velocity in Bubbly, Droplet or Particulate Flows," AICHE Journal, Vol. 25, No. 5, pp. 843, September.</p>	<p>記載内容の相違 ・泊はコリウムシールドを設置しないことから溶融炉心のドレン配管内での固化評価（補足説明資料42別紙）を記載</p>

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

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>42. 各種評価における溶融炉心物性の整理</p> <p>1. はじめに 格納容器破損防止の有効性評価に係る各種評価（FCI, MCCI 等）において、評価ごとに溶融炉心物性の設定をしている。各種評価における溶融炉心物性の条件の妥当性について整理する。</p> <p>2. 現象評価の不確かさと現行各種評価の妥当性について 2.1 MAAP における取扱いの考え方について MAAP では、原子炉圧力容器（RPV）の破損が判定されると、破損位置より上方にある下部プレナム内溶融炉心は固相・液相を含む均質な混合物として PCV に流出する^{※1}。 この取扱いは、MAAP4 開発当時、下部プレナム内溶融炉心の堆積状態に関して、不確かさが大きく、実験的知見も不足していたことによる。下部プレナム内溶融炉心保持（IVR：In-Vessel Retention）を志向したベッセル外部冠水冷却後の溶融炉心の状態を示した実験はいくつか行われていたものの、冷却中の溶融炉心の過渡挙動に関する知見は得られていなかった。また、下部プレナム内に形成されたクラストが溶融炉心の流出挙動に与える影響、RPV破損が小規模な場合のクラストの応答、大規模な破損口（クリープ破損）が形成された場合のクラストの損傷有無などに大きな不確かさがあった。 このため、簡易的かつ保守的な扱いとして、RPV破損時には、溶融炉心は均質混合物として流出するとモデル化された。 また、RPV破損口からの溶融炉心の流出速度は、RPVと原子炉格納容器（PCV）の差圧、破損口面積、下部プレナム内溶融炉心ヘッドから求められ、破損口部での圧損や溶融炉心の粘性は考慮されない。この流出速度に基づき、RPV破損口の侵食・拡大が計算されるため、溶融炉心の流出は保守的な評価となる。</p> <p>※1 最新 MAAP5 では、東京電力福島第一原子力発電所の事故進展分析に基づき、液相と固相の一部のみが先行流出するモデルが追加されている。</p> <p>2.2 現象評価における不確かさと推定される実現象 2.2.1 現象評価における不確かさ 2.1 節における MAAP の取扱いで述べたように、RPV破損時にPCVに流出する溶融炉心挙動は、下部プレナム内での溶融炉心の堆積状態（固化状態、層分離状態等）やRPV破損形態に依存するが、これらの物理現象に関わる不確かさは大きい。以下、主要な現象評価の現状について MAAP, MELCOR, ASTEC を例にとり整理する。なお、シビアアクシデント時には種々の物理化学現象が複合して起こるが、以下では主要現象に限定している。 (1) 下部プレナムへのリロケーション挙動</p>	<p>9. 各種評価における溶融炉心物性の整理</p> <p>1. はじめに 格納容器破損防止の有効性評価に係る各種評価（FCI, MCCI 等）において、評価ごとに溶融炉心物性の設定をしている。各種評価における溶融炉心物性の条件の妥当性について整理する。</p> <p>2. 現象評価の不確かさと現行各種評価の妥当性について 2.1 MAAP における取扱いの考え方について MAAP では、原子炉容器（RV）の破損が判定されると、破損位置より上方にある下部プレナム内溶融炉心は固相・液相を含む均質な混合物として原子炉格納容器（CV）に流出する。 この取扱いは、MAAP4 開発当時、下部プレナム内溶融炉心の堆積状態に関して、不確かさが大きく、実験的知見も不足していたことによる。下部プレナム内溶融炉心保持（IVR：In-Vessel Retention）を志向したRV外部冠水冷却後の溶融炉心の状態を示した実験はいくつか行われていたものの、冷却中の溶融炉心の過渡挙動に関する知見は得られていなかった。また、下部プレナム内に形成されたクラストが溶融炉心の流出挙動に与える影響、RV破損が小規模な場合のクラストの応答、大規模な破損口（クリープ破損）が形成された場合のクラストの損傷有無などに大きな不確かさがあった。 このため、簡易的かつ保守的な扱いとして、RV破損時には、溶融炉心は均質混合物として流出するとモデル化された。 また、RV破損口からの溶融炉心の流出速度は、RVとCVの差圧、破損口面積、下部プレナム内溶融炉心ヘッドから求められ、破損口部での圧損や溶融炉心の粘性は考慮されない。この流出速度に基づき、RV破損口の侵食・拡大が計算されるため、溶融炉心の流出は保守的な評価となる。</p> <p>2.2 現象評価における不確かさと推定される実現象 2.2.1 現象評価における不確かさ 2.1 節における MAAP の取扱いで述べたように、RV破損時にCVに流出する溶融炉心挙動は、下部プレナム内での溶融炉心の堆積状態（固化状態、層分離状態等）やRV破損形態に依存するが、これらの物理現象に関わる不確かさは大きい。以下、主要な現象評価の現状について MAAP, MELCOR, ASTEC を例にとり整理する。なお、シビアアクシデント時には種々の物理化学現象が複合して起こるが、以下では主要現象に限定している。 (1) 下部プレナムへのリロケーション挙動</p>	<p>炉型の相違 ・炉型により MAAP5 に追加されるモデルが異なる</p>

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

補足説明資料（補足9. 各種評価における熔融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>下部プレナム内での熔融炉心の堆積状態は、下部プレナムへのリロケーション挙動にも依存する。MAAPでは、TMI-2知見に基づき、炉心部に大規模な熔融プールの形成・保持をモデル化しているため、最高温度はUO₂融点近傍となり、下部プレナムへの熔融炉心リロケーションは高温状態かつ大流量で発生する。</p> <p>リロケーション過程で、熔融炉心の一部は粒子化して下部プレナムに堆積し、粒子化しないものは連続層（金属層、クラスト、熔融プール）として堆積する。</p> <p>一方、MELCORでは、大規模なプールは形成されず、比較的低温の粒子状の熔融炉心が、炉心支持板で保持されずに下部プレナムに段階的にリロケーションする^{[1][2]}。</p> <p>また、ASTECでは、MAAP同様に炉心部での熔融プール形成が考慮され、周囲のクラストの破損によって熔融プールのリロケーションがモデル化されているが、炉心支持板での保持は考慮されず、PWR体系ではあるが、MAAPよりも大規模な下部プレナムリロケーションを予測する傾向がある[3]。</p> <p>(2) 下部プレナム内での熔融炉心堆積状態</p> <p>MAAPでは、下部プレナムへのリロケーション後、図1に示すとおり、想定される層分離状態（粒子状デブリ、金属層、クラスト及び熔融プール）が瞬時に形成されるものとしてモデル化し、下部プレナム内の冷却水や構造物との熱的相互作用を評価している。MAAPでは、コード内に持たせている熔融炉心の組成に応じた液相線温度及び固相線温度のテーブル（Phase Diagram）^{[4][5][6][7]}に基づいて、液相線温度及び固相線温度が計算される（図2参照）。これらの温度と熔融炉心の組成に依存する熱的物性値に基づいて熔融炉心の保有エネルギーを計算し、また、冷却水や構造物との熱交換を考慮した上で、液相及び固相の状態を評価している。このような熱的相互作用を評価することにより、熔融炉心は下部プレナム内に数時間保持されるため、熔融炉心温度が上昇した後、RPV破損に至る。なお、上記の層分離状態は、下部プレナム内に長期間保持された場合に到達する平衡状態に相当するが、下部プレナム内にCRD等の多量の構造物を有する構成では瞬時にその状態が形成されることは考えにくい。このため、下部プレナムに大流量のリロケーションが発生するモデルともあいまって、下部ヘッドに与える熱負荷を大きく評価していると言える。</p> <p>MELCORでは、想定するRPV破損モードによって下部プレナム内での熔融炉心保持時間は異なる。しかしながら、長期間保持されている場合でも図3に示すとおり、粒子状デブリ主体となり、熔融炉心温度はMAAPに比べて低く予測される^[2]。</p> <p>また、ASTECでは、OECD/MASCA計画の知見^[8]を反映し、重金属層が下部プレナム最下部で成層化する現象がモデル化されている^[9]。低融点、高熱伝導率の金属層が最下部にあることで、下部ヘッドに与える熱負荷が大きくなる傾向となる。また、重金属層が形成されることで、上部の軽金属層が薄くなり、下部ヘッド側面に与える熱負荷（フォーカシング効果）が大きくなる可能性も指摘されている。</p> <p>(3) RPV破損挙動</p> <p>MAAPでは、種々のRPV破損モードがモデル化されている^[10]が、BWRでは、大規模な熔融プールが形成される状況に対して起こり得ると考えられている貫通管逸出^[11]が支配的となり、大口径の破損（CRDハウジングの逸出）を予測する傾向がある。これにより、全熔融炉心の流出が短期間で</p>	<p>下部プレナム内での熔融炉心の堆積状態は、下部プレナムへのリロケーション挙動にも依存する。MAAPでは、TMI-2事故の知見に基づき、炉心部での大規模な熔融プールの形成・保持をモデル化しているため、最高温度はUO₂融点近傍となり、下部プレナムへの熔融炉心リロケーションは高温状態かつ大流量で発生する。</p> <p>リロケーションの過程で、熔融炉心の一部は粒子化して下部プレナムに堆積し、粒子化しないものは連続層（金属層、クラスト、熔融プール）として堆積する。</p> <p>一方、MELCORでは、大規模な熔融プールは形成されず、比較的低温の粒子状の熔融炉心が、炉心支持板で保持されずに下部プレナムに段階的にリロケーションする^{[1][2]}。</p> <p>また、ASTECでは、MAAP同様に炉心部での熔融プール形成が考慮され、周囲のクラストの破損によって熔融プールのリロケーションがモデル化されているが、炉心支持板での保持は考慮されず、MAAPよりも大規模な下部プレナムリロケーションを予測する傾向がある^[3]。</p> <p>(2) 下部プレナム内での熔融炉心堆積状態</p> <p>MAAPでは、下部プレナムへのリロケーション後、図1に示すとおり、想定される層分離状態（粒子状デブリ、金属層、クラスト及び熔融プール）が瞬時に形成されるものとしてモデル化し、下部プレナム内の冷却水や構造物との熱的相互作用を評価している。MAAPでは、コード内に持たせている熔融炉心の組成に応じた液相線温度及び固相線温度のテーブル（Phase Diagram）に基づいて、液相線温度及び固相線温度が計算される（図2参照）。これらの温度と熔融炉心の組成に依存する熱的物性値に基づいて熔融炉心の保有エネルギーを計算し、また、冷却水や構造物との熱交換を考慮した上で、液相及び固相の状態を評価している。このような熱的相互作用を評価することにより、熔融炉心は下部プレナム内に保持されるため、熔融炉心温度が上昇した後、RV破損に至る。</p> <p>MELCORでは、想定するRV破損モードによって下部プレナム内での熔融炉心保持時間は異なる。しかしながら、長時間保持されている場合でも図3に示すとおり、粒子状デブリ主体となり、熔融炉心温度はMAAPに比べて低く予測される^[2]。</p> <p>また、ASTECでは、OECD/MASCA計画の知見^[4]を反映し、重金属層が下部プレナム最下部で成層化する現象がモデル化されている^[5]。低融点、高熱伝導率の金属層が最下部にあることで、下部ヘッドに与える熱負荷が大きくなる傾向となる。また、重金属層が形成されることで、上部の軽金属層が薄くなり、下部ヘッド側面に与える熱負荷（フォーカシング効果）が大きくなる可能性も指摘されている。</p> <p>(3) RV破損挙動</p> <p>MAAPでは、種々のRV破損モードがモデル化されている^[6]が、PWRでは比較的压力が低い状況に対して貫通部破損が支配的となり^[7]、MAAPでは、熔融炉心により破損口の側面が熔融し、破損口が拡大する現象（アブレーション）がモデル化されていることから、大口径の破損を予測する傾向</p>	<p>炉型の相違 ・解析上、炉型の相違により熔融炉心が下部プレナムに落下した後のRV破損挙動が異なる</p> <p>炉型の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>起こる。大口径破損の場合には、固相・液相の同時流出の仮定は妥当な扱いと考えられる。ただし、東京電力福島第一原子力発電所の事故進展の分析からは、MAAPはPCVへの溶融炉心流出を過大評価している可能性が指摘されている^{[12][13]}。</p> <p>MELCORでは、貫通管溶融と下部ヘッドクリープによるRPV破損がモデル化されており、貫通管溶融を考慮した場合、溶融炉心の下部プレナム内保持時間が短期間のうちにRPVが破損する^[1]。このため、PCVへの溶融炉心の流出は下部プレナムへのリロケーションと同様に段階的に発生し、短期間の大流量の流出は発生しない。</p> <p>また、ASTECでは、重金属層のモデル化により、下部ヘッドの溶融侵食によるRPV破損が発生する^[9]が、貫通管溶融によるRPV破損をモデル化していないことが要因と考えられる。すなわち、貫通管の溶融又は逸出モデルがあれば下部ヘッド溶融侵食よりも早期に破損するものと推定され、PCVへの溶融炉心流出はMAAPと同等になるものと推測される。</p> <p>以上より、RPV破損時の溶融炉心流出条件は、炉心溶融以降の事象進展にも影響され、そのモデルは解析コードによっても異なるなど、不確かさの大きな現象である。しかしながら、MAAPでは、RPV破損時に液相・固相を含む均質な混合物として全量が短期間に流出するため、PCVに与えるエネルギー量の観点からは保守的な扱いと考えられる。一方、MELCORでは、RPV破損時の溶融炉心の流出は段階的かつMAAPに比べて低温状態で発生するため、RPV破損直後のPCVへの放出エネルギー量としてはMAAPよりも小さく予測される傾向となる。</p>	<p>がある。大口径破損の場合には、固相・液相の同時流出の仮定は妥当な扱いと考えられる。ただし、東京電力福島第一原子力発電所の事故進展の分析からは、MAAPはCVへの溶融炉心流出を過大評価している可能性が指摘されている^{[8][9]}。</p> <p>MELCORでは、貫通管溶融と下部ヘッドクリープによるRV破損がモデル化されており、貫通管溶融を考慮した場合、溶融炉心の下部プレナム内保持時間が短期間のうちにRVは破損する^[1]。このため、CVへの溶融炉心の流出は下部プレナムへのリロケーションと同様に段階的に発生し、短期間の大流量の流出は発生しない。</p> <p>また、ASTECでは、重金属層のモデル化により、下部ヘッドの溶融侵食によるRV破損が発生する^[6]が、貫通管溶融によるRV破損をモデル化していないことが要因と考えられる。すなわち、貫通管の溶融又は逸出モデルがあれば下部ヘッド溶融侵食よりも早期に破損するものと推定され、CVへの溶融炉心流出の程度はMAAPと同等になるものと推測される。</p> <p>以上より、RV破損時の溶融炉心流出条件は、炉心溶融以降の事象進展にも影響され、そのモデルは解析コードによっても異なるなど、不確かさの大きな現象である。しかしながら、MAAPでは、RV破損時に液相・固相を含む均質な混合物として多量の溶融炉心が短期間に流出するため、CVに与えるエネルギー量の観点からは保守的な扱いと考えられる。一方、MELCORでは、RV破損時の溶融炉心の流出は段階的かつMAAPに比べて低温状態で発生するため、RV破損直後のCVへの放出エネルギーはMAAPよりも小さく予測される傾向となる。</p>	<p>解析結果の相違</p>

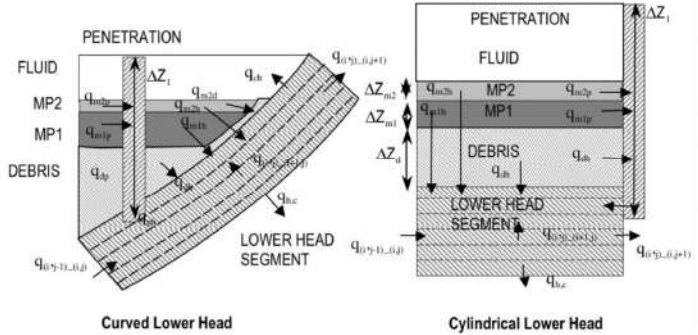
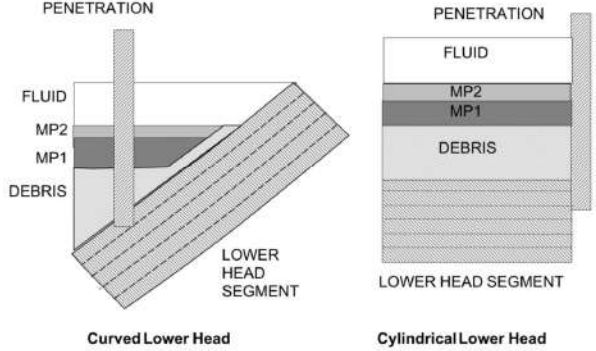
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

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="331 212 712 296" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="360 323 685 616" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="645 600 837 616" data-label="Caption"> <p>出典：MAAP User's Manual, EPRI</p> </div> <div data-bbox="286 655 788 679" data-label="Caption"> <p>図1 MAAPにおける下部プレナム内溶融炉心の取扱い</p> </div> <div data-bbox="309 703 775 1090" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="331 1121 748 1145" data-label="Caption"> <p>図2 MAAPにおけるPhase Diagramの概念図</p> </div> <div data-bbox="304 1369 893 1409" data-label="Text"> <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>	<div data-bbox="1256 193 1760 652" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1256 679 1762 703" data-label="Caption"> <p>図1 MAAPにおける下部プレナム内溶融炉心の取扱い</p> </div> <div data-bbox="1218 759 1783 1273" data-label="Image"> </div> <div data-bbox="1290 1294 1729 1318" data-label="Caption"> <p>図2 MAAPにおけるPhase Diagramの概念図</p> </div> <div data-bbox="1384 1358 1951 1385" 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）

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

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：MELCOR Computer Code Manuals</p> <p>図3 MELCORにおける下部プレナム内容融炉心の取扱い</p>	 <p>出典：MELCOR Computer Code Manuals</p> <p>図3 MELCORにおける下部プレナム内容融炉心の取扱い</p>	

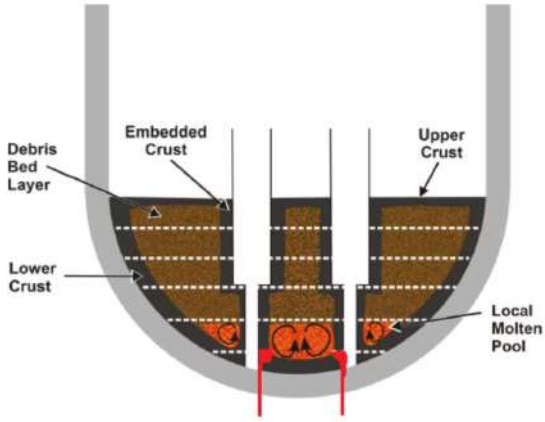

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2.2.2 推定される実現象</p> <p>2.2.1項で述べた現象について推定される実現象について整理する。</p> <p>(1)下部プレナムへのリロケーション挙動</p> <p>近年の知見では、BWRの炉心体系においては、高温化した燃料棒は、融点近くまで自立形状を保ち、荷重等によって崩壊する場合、崩壊した燃料は瓦礫状態で炉心部に留まり、さらに温度が上昇して溶融に至る過程で一部の液相が燃料支持金具や炉心支持板等の炉心下部構造部に移行する可能性が指摘されている^[14]。すなわち、現状のMAAPのように炉心部に溶融プールが形成された後の短期間かつ大流量のリロケーションの発生は想定しにくく、段階的なリロケーションの発生が考えられる。</p> <p>(2)下部プレナム内での溶融炉心堆積状態</p> <p>(1)のように段階的なリロケーションが発生する場合、下部プレナム内冷却水が枯渇するまでの期間では、液相として流出した溶融炉心は粒子化及び冷却・固化し、大部分は固相として堆積していくと考えられる。冷却水の枯渇等によって溶融炉心の冷却不全に至ると、一部は再溶融して固液混合状態となり、密度差によって成層化状態に至る可能性はあるものの、RPV破損するまでの短期間と推定される。</p> <p>(3)RPV破損挙動</p> <p>下部ヘッドに複数の貫通管を有するBWRにおいては、熱容量の小さい計装管等の小口径貫通管の溶融^{[11][15]}や貫通管溶接部損傷（貫通管と下部ヘッド貫通管ギャップ部の流路形成）^[16]によるRPV破損が支配的となる可能性が指摘されている。いずれの破損モードにおいても局所的な溶融や損傷によって、小口径の破損口から溶融炉心が流出する。</p> <p>(2)における下部プレナム冷却水枯渇後の溶融炉心の温度上昇によって、貫通管や溶接部の温度が上昇し、RPV破損に至る可能性がある。これらの構造物の融点は高々1800K程度であり、下部プレナム内に大規模な溶融プールが形成される以前の局所的な温度上昇によってRPVが破損する可能性がある。この場合、平均的な溶融炉心温度は低い状態でPCVに流出する。2.2.1で述べた重金属層を含む下部プレナム内溶融炉心の成層化は、高温状態が長期に亘って継続した場合に生じる熱力学的平衡状態と言え、RPV下部ヘッドを外部冠水させて溶融炉心を冷却する状況で起こり得るものと言える。一方、溶融炉心が比較的低温の条件にある場合には、成層化に至る前にRPVが破損する可能性も指摘されている^[17]。</p> <p>RPVが破損すると、流動性を持つ高温の液相が破損口から先行的に流出することが考えられる。その際、固相の一部がその流動に随伴されて、破損口位置まで移行する可能性はあるものの、直ちにPCV外へ流出するかどうかは破損規模に依存する。また、下部プレナム内構造物が残存する場合には、液相が破損箇所へ移行する際の流動抵抗となり、流出が制限される可能性もある。ただし、溶融炉心の冷却が行われない場合、流出せずに残存する固相の溶融炉心は再溶融するとともに、下部ヘッド</p>	<p>2.2.2 推定される実現象</p> <p>2.2.1項で述べた現象について、推定される実現象を整理する。</p> <p>(1)下部プレナムへのリロケーション挙動</p> <p>TMI-2事故では、炉心部に大規模な溶融プールが形成され、再冠水してもこれを冷却することはできず、最終的にはクラストが破損し、20ton程度の溶融炉心が下部プレナムに移行したとされている^[10]。想定している事故シナリオでは、蓄圧注入には成功するが、高圧注入や低圧注入に失敗していることから、大規模な溶融プールが形成されてから再冠水することはないため、溶融プールは軸方向と径方向へさらに拡大すると考えられる。下部プレナムには冷却水が溜まっていることから、下部炉心板に到達した溶融プールは固化し、クラストを形成する。また、溶融プールの側面についても水蒸気が流れていることから、炉心バップルに到達した溶融プールは固化し、クラストを形成する。その後、クラスト及び構造物が破損すると、溶融プールから下部プレナムへのリロケーションが発生する。TMI-2事故のように、リロケーションは比較的短期間かつ大流量であると考えられる。</p> <p>(2)下部プレナム内での溶融炉心堆積状態</p> <p>比較的短期間かつ大流量のリロケーションが発生する場合、ジェットの径にも依存するが、一部が粒子化及び冷却・固化し、残りは連続層として下部プレナムに堆積すると考えられる。冷却水の枯渇等によって溶融炉心は冷却不全に至ると、一部は再溶融して固液混合状態となり、密度差によって成層化状態に至る可能性はあるものの、再溶融からRV破損までの時間は比較的短期間と推定される。</p> <p>(3)RV破損挙動</p> <p>下部ヘッドに複数の貫通管を有するPWRにおいては、貫通部破損によるRV破損が支配的となる可能性が指摘されている^[7]。この場合、小口径の破損口から溶融炉心が流出する。</p> <p>(2)における下部プレナム冷却水枯渇後の溶融炉心の温度上昇によって、貫通管や溶接部の温度が上昇し、RV破損に至る可能性がある。これらの構造物の融点は高々1800K程度であり、下部プレナム内に大規模な溶融プールが形成される以前の局所的な温度上昇によってRVが破損する可能性がある。この場合、平均的な溶融炉心温度は低い状態でCVに流出する。2.2.1で述べた重金属層を含む下部プレナム内溶融炉心の成層化は、高温状態が長期に亘って継続した場合に生じる熱力学的平衡状態と言え、RV下部ヘッドを外部冠水させて溶融炉心を冷却する状況で起こり得るものと言える。一方、BWRにおいては溶融炉心が比較的低温の条件にある場合には、成層化に至る前にRVが破損する可能性も指摘されている^[11]。</p> <p>RVが破損すると、流動性を持つ高温の液相が破損口から先行的に流出することが考えられる。その際、固相の一部がその流動に随伴されて、破損口位置まで移行する可能性はあるものの、直ちにCVへ流出するかどうかは破損規模に依存する。また、下部プレナム内構造物が残存する場合には、液相が破損箇所へ移行する際の流動抵抗となり、流出が制限される可能性もある。ただし、溶融炉心の冷却が行われない場合、流出せずに残存する固相の溶融炉心は再溶融するとともに、下部ヘッド</p>	<p>炉型の相違</p> <p>炉型の相違</p> <p>炉型の相違</p>

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

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>下に継続的に熱的負荷を与えるため、破損口は拡張・拡大し、最終的には、下部プレナムに堆積する溶融炉心のほぼ全量が流出する可能性がある。</p> <p>このような RPV 破損時の溶融炉心流出挙動は、図4に示すとおり、最新 MAAP5 のモデル開発におけるコンセプトとなっている^[18]。本モデルは、2.2.1(3)に挙げた東京電力福島第一原子力発電所事故進展の分析に基づいて導入されたものである。</p> <p>以上より、推定される現実的な RPV 破損時の溶融炉心流出条件は、以下のように整理できる。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 高温の液相が固相の一部を随伴させて先行的に流出する。 ② RPV 破損は局所的な小口径破損が支配的となる。 ③ RPV 破損口からの溶融炉心の流出は、溶融炉心の粘性や固相を巻き込んだ流動抵抗によって緩やかに起こり、破損口の拡大も緩やかになる。  <p>図4 推定される RPV 破損挙動^[18]</p>	<p>下に継続的に熱負荷を与えるため、破損口は拡張・拡大し、最終的には、下部プレナムに堆積する溶融炉心のほぼ全量が流出する可能性がある。</p> <p>このような RV 破損時の溶融炉心流出挙動は、図4に示すとおり、最新 MAAP5 のモデル開発におけるコンセプトとなっている^[12]。本モデルは、2.2.1(3)に挙げた東京電力福島第一原子力発電所事故進展の分析に基づいて導入されたものである。</p> <p>以上より、推定される現実的な RV 破損時の溶融炉心流出条件は、以下のように整理できる。</p> <ol style="list-style-type: none"> ① 高温の液相が固相の一部を随伴させて先行的に流出する。 ② RV 破損は局所的な小口径破損が支配的となる。 ③ RV 破損口からの溶融炉心の流出は、溶融炉心の粘性や固相を巻き込んだ流動抵抗によって緩やかに起こり、破損口の拡大も緩やかになる。  <p>図4 推定される RV 破損挙動^[12]</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）

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2.3 各種評価における溶融物条件の妥当性の整理について</p> <p>2.1 節及び2.2 節の内容を踏まえ、以下の通り各種評価の妥当性を整理する。整理結果を表1にまとめる。</p> <p>(1)FCI (PCV 圧力・温度スパイク) 及び MCCI</p> <p>FCI 及び MCCI 評価では、MAAP 解析結果そのものに基づき評価項目の判定基準への適合性を確認している。</p> <p>MAAP では、溶融炉心の持つ崩壊熱とその組成並びに物性に基づき、溶融炉心の温度を評価している。炉心部に形成される溶融プールは UO_2 のみで構成される（共晶体を含むその他の低融点物質はリロケーションによって移行してクラスト化する）ため、最高温度は UO_2 の融点近傍となる。一方、下部プレナムに堆積した溶融プールは、UO_2、Zr、ZrO_2 の混合物となるため、この液相線温度～固相線温度の温度範囲で推移する。</p> <p>有効性評価における FCI (PCV 圧力・温度スパイク) 及び MCCI 評価は、大規模な破損口から短期間に下部プレナムから全溶融炉心が流出し、溶融炉心の全保有エネルギーが PCV に放出される条件に基づく評価となっている。また、溶融炉心の物性は酸化物 (UO_2、Zr、ZrO_2) と金属 (SUS 成分) の混合物の値として考慮される。2.2.1(2)で述べたように、MAAP では、コード内に持たせている溶融炉心の組成に応じた液相線温度及び固相線温度のテーブル (Phase Diagram) に基づいて、固相線温度、液相線温度が計算される。金属の融点は酸化物に比べて低いため、混合物の固相線温度は酸化物単体よりも低くなり、溶融炉心の顕熱は大きく扱われる。下部プレナムでは酸化物の混合状態になると考えられるため、液相状態にあっても UO_2 の融点ほどまで達する可能性は低いと考えられること、また、短期間での全保有エネルギーの放出が考慮されていることを踏まえると、これらの評価の保守性は確保されていると考えられる。</p> <p>一方、2.2 節で述べたように、実現象としては、小規模の破損口から高温の液相のみが先行して流出する可能性がある。その場合、流出流量は小さくなるものの、高温の溶融炉心の流出を考慮し、溶融炉心温度の影響を確認する。なお、FCI 評価 (PCV 圧力・温度スパイク) では、RPV 破損後短期間に PCV へ放出される溶融炉心の保有エネルギー量が圧力・温度スパイクに対して支配的となるため、高温の溶融炉心が先行して流出することの影響を確認する。一方、MCCI 評価においては、RPV 破損後に溶融炉心からの伝熱によってコンクリート温度が上昇して侵食が開始される現象を評価するものである。RPV 破損前に PCV 下部に水張りを実施する場合には、溶融炉心が水中に落下する過程で一時的に冷却されるため、コンクリート侵食量を評価する上では、長期的に PCV に流出する溶融炉心量が重要となり、溶融炉心温度や RPV 破損後短期の溶融炉心流出量はコンクリート侵食に対して支配因子とはならないことから MCCI 評価に対しては本条件設定は妥当である。したがって、3 章では、FCI 評価を対象とした感度解析を実施する。</p> <p>(2)FCI (水蒸気爆発評価)</p> <p>水蒸気爆発評価においては、JASMINE により爆発エネルギーの評価を行っており、溶融炉心の温度は、JASMINE の有する物性ライブラリにおける液相線温度に対して、過熱度 300K を想定している。本評価では、UO_2 と ZrO_2 の質量比が 80 : 20 の溶融炉心組成における物性を使用し、液相</p>	<p>2.3 各種評価における溶融物条件の妥当性の整理について</p> <p>2.1 節及び2.2 節の内容を踏まえ、以下の通り各種評価の妥当性を整理する。整理結果を表1にまとめる。</p> <p>(1)FCI (CV 圧力・温度スパイク) 及び MCCI</p> <p>FCI (CV 圧力・温度スパイク) 及び MCCI 評価では、MAAP 解析結果そのものに基づき評価項目の判定基準への適合性を確認している。</p> <p>MAAP では、溶融炉心の持つ崩壊熱とその組成並びに物性に基づき、溶融炉心の温度を評価している。炉心部に形成される溶融プールは UO_2 のみで構成される（共晶体を含むその他の低融点物質はリロケーションによって移行してクラスト化する）ため、最高温度は UO_2 の融点近傍となる。一方、下部プレナムに堆積した溶融プールは、UO_2、Zr、ZrO_2 の混合物となるため、この液相線温度～固相線温度の温度範囲で推移する。</p> <p>有効性評価における FCI (CV 圧力・温度スパイク) 及び MCCI 評価は、大規模な破損口が下部プレナムに生じて全溶融炉心が流出し、溶融炉心の全保有エネルギーが CV に放出される条件に基づく評価となっている。また、溶融炉心の物性は酸化物 (UO_2、Zr、ZrO_2) と金属 (SUS 成分) の混合物の値として考慮される。2.2.1. (2)で述べたように、MAAP では、コード内に持たせている溶融炉心の組成に応じた液相線温度及び固相線温度のテーブル (Phase Diagram) に基づいて、固相線温度、液相線温度が計算される。金属の融点は酸化物に比べて低いため、混合物の固相線温度は酸化物単体よりも低くなり、溶融炉心の顕熱は大きく扱われる。下部プレナムでは酸化物の混合状態になると考えられるため、液相状態にあっても UO_2 の融点ほどまで達する可能性は低いと考えられること、また、全保有エネルギーの放出が考慮されていることを踏まえると、これらの評価の保守性は確保されていると考えられる。</p> <p>一方、2.2 節で述べたように、実現象としては、小規模の破損口から高温の液相のみが先行して流出する可能性がある。その場合、高温の溶融炉心が流出するものの、流出流量が小さくなる影響の方が大きくなるため、CV へ放出される溶融炉心の保有エネルギー量、CV 下部の冷却材と接触する溶融炉心量が小さくなる。FCI 評価 (CV 圧力・温度スパイク) では、RV 破損後に CV へ放出される溶融炉心の保有エネルギー量及び水と接触する溶融炉心量が圧力・温度スパイクに対して支配的となるため、それらが大きくなる本条件設定は保守的で、妥当である。一方、MCCI 評価においては、RV 破損後に溶融炉心からの伝熱によってコンクリート温度が上昇して侵食が開始される現象を評価する。RV 破損前に CV 下部に水張りを実施する場合には、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心は冷却材により速やかに冷却される。小規模の破損口から高温の液相のみが先行して流出する場合、初期溶融炉心温度は高温となるが、流出流量が小さくなる影響が大きく、CV へ放出される溶融炉心の保有エネルギー量が小さくなるため、溶融炉心の冷却はより速やかになる。よって、MCCI 評価に対しては、本条件設定は保守的で、妥当である。</p> <p>(2)FCI (水蒸気爆発評価)</p> <p>水蒸気爆発評価においては、JASMINE により爆発エネルギーの評価を行っており、溶融炉心の温度は、JASMINE の有する物性ライブラリにおける液相線温度に対して、過熱度 10K を想定している。本評価では、UO_2 と ZrO_2 の質量比が 80 : 20 の溶融炉心組成における物性を使用し、液相線温度及び固相</p>	<p>解析結果の相違</p> <p>炉型の相違 ・炉型の相違により解析結果が異なるため考察が異なる</p> <p>解析条件の相違</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）

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>線温度及び固相線温度は金属成分の含有を考慮した設定としている^[19]。物性については、組成による変化量は小さいため、代表値^[20]を使用している。液相線温度及び固相線温度は、過熱度に応じた機械的エネルギーへの変換効率の評価が重要であることから、BWRの溶融炉心組成に相当する条件^[21]を与えている。</p> <p>本評価は、実機溶融炉心条件では水蒸気爆発が発生する可能性は極めて低いものの、過熱度が大きい条件では発生する可能性があるという実験的知見に基づいている。すなわち、仮に水蒸気爆発が発生した場合にはRPV支持機能への影響が生じる懸念があることを踏まえ、参考評価として実施している。水蒸気爆発評価では蒸気膜を形成した粗混合粒子が爆発に寄与するため、溶融炉心の過熱度が重要なファクターである。代表プラントのMAAP解析結果によれば、RPV破損時の液相（溶融プール）の温度は固相線温度に対して220K程度高いため、本評価においては、MAAP解析結果を包絡する条件として、過熱度300Kを液相線温度に対して考慮し、保守的な設定としている。</p> <p>ベースケースのRPV破損時における溶融炉心温度のMAAP解析結果は液相線温度より約123K低いことから、液相線温度に対する過熱度300Kという条件は十分な保守性を有しており、本条件設定は妥当である。3.2節で述べるように、本条件は実機では到達し得ない条件といえる。</p> <p>また、2.2節に整理した推定される実現象では、溶融炉心平均温度は比較的低温でRPV破損が発生し得ることを考慮しても妥当であると考えられる。</p> <p>(3)コリウムシールド性能評価</p> <p>女川2号炉においてRPV破損時にドレン配管に流入した溶融炉心を早期に固化停止させるため、コリウムシールドを設置する。</p> <p>このコリウムシールド内での溶融炉心の固化評価において、非定常Bulk Freezing法を用いて評価を行っているが、その評価に用いる溶融炉心の温度及び物性は、RPV破損条件を現実的条件として、CRDハウジングとRPV下部ヘッドとのギャップ部を溶融炉心が流出する条件におけるMAAP解析結果のうち、RPV破損直前の下部プレナム内液相（溶融プール）の温度及び物性を適用している。</p> <p>本評価は、コリウムシールド設置の有効性を示すことを目的としており、実現象に即した評価を実施するために計装管等の小口径貫通管の溶融により、小規模の破損口から溶融炉心が流出することを想定し、上記条件を適用している。ただし、本評価では、コリウムシールドへの侵入速度をMAAP解析結果に基づいて設定しており、MAAPでは破損口の拡大を保守的に評価して溶融炉心が流出する条件におけるペダスタルでの溶融炉心堆積高さの増加を考慮している。すなわち、高温の液相の先行流出を想定した上で、その堆積高さを保守的に扱っており、コリウムシールドへの侵入速度を大きく仮定している。2.2節に整理した推定される実現象としては、小口径の破損が想定されることと対比すると、本評価における保守性は確保されているため、本条件設定は妥当である。</p>	<p>線温度は金属成分の含有を考慮した設定としている^[19]。物性については、組成による変化量は小さいため、代表値^[14]を使用している。液相線温度及び固相線温度は、過熱度に応じた機械的エネルギーへの変換効率の評価が重要であることから、PWRの溶融炉心組成に相当する条件^[15]を与えている。</p> <p>本評価は、実機溶融炉心条件では水蒸気爆発が発生する可能性は極めて低いものの、過熱度が大きい条件では発生する可能性があるという実験的知見に基づいている。すなわち、仮に水蒸気爆発が発生した場合にはRV支持機能への影響が生じる懸念があることを踏まえ、参考評価として実施している。水蒸気爆発評価では蒸気膜を形成した粗混合粒子が爆発に寄与するため、溶融炉心の過熱度が重要なファクターである。MAAP解析結果によれば、RV破損時の酸化物質層温度は液相線温度に対して□程度高いため、本評価においては、MAAP解析結果を包絡する条件として、過熱度10Kを液相線温度に対して考慮し、保守的な設定としている。</p> <p>RV破損時における下部プレナム内溶融炉心温度のMAAP解析結果は液相線温度より約□低いことから、液相線温度に対する過熱度10Kという条件は十分な保守性を有しており、本条件設定は妥当である。</p> <p>また、2.2節に整理した推定される実現象では、溶融炉心平均温度は比較的低温でRV破損が発生し得ることを考慮しても妥当であると考えられる。</p> <p>(3)溶融炉心凝固距離評価</p> <p>RV破損時に原子炉下部キャピティのドレン配管に流入した溶融炉心が、ドレン配管内にて早期に固化停止することを評価にて確認している。</p> <p>この評価において、EPRI/FAI試験を基に評価を行っているが、その評価に用いる溶融炉心の温度及び物性は、RV破損条件を現実的条件として、MAAP解析結果のうち、RV破損直前の下部プレナム内液相（溶融プール）の温度及び物性を適用している（別紙参照）。</p> <p>本評価は、ドレン配管に侵入した溶融炉心がドレン配管内で凝固することを示すことを目的としており、実現象に即した評価を実施するために計装管の破損により、小規模の破損口から溶融炉心が流出することを想定し、上記条件を適用している。ただし、本評価では、EPRI/FAI試験を泊3号炉のドレン配管に適用する際に使用するドレン配管への侵入速度をMAAP解析にて溶融炉心の全量が原子炉下部キャピティに落下した際の堆積高さに基づき保守的に設定している。すなわち、堆積高さを保守的に扱っており、ドレン配管への侵入速度を大きく仮定している。2.2節に整理した推定される実現象としては、小口径の破損が想定されることと対比すると、本評価における保守性は確保されているため、本条件設定は妥当である。</p>	<p>炉型の相違</p> <p>解析結果の相違</p> <p>設計の相違</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

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

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

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、コリウムシールドの材料としてジルコニアを使用することに関して、流路材質による溶融炉心拡がり挙動に与える影響を検討している。その検討においては溶融炉心の物性を用いて、粘性力と表面張力の比較を行い、表面張力の影響が小さいことを確認しているが、評価にはMAAP解析結果に基づく溶融物物性（平均値）を使用している。粘性力は粘性係数と流速の積で与えられるが、ドレン配管に流入する溶融炉心としては溶融プールを想定したとしても、配管内では除熱により、粘性係数は増加し、流速は低下していくことから、溶融プールよりも粘性係数の大きい溶融物物性（平均）を代表的に使用することは妥当である。</p> <p>【参考】粘性力の評価 (粘性力) = $8\pi\mu V$ μ : 粘性係数 (Pa・s) V : 代表速度 (m/s)</p>	<p>また、評価条件に下部プレナム内溶融炉心の平均温度及び物性を用いる場合についても評価を実施している。その検討においては溶融炉心の物性を用いて、粘性力と表面張力の比較を行い、表面張力の影響が小さいことを確認しているが、評価にはMAAP解析結果に基づく溶融物物性（平均値）を使用している。粘性力は粘性係数と流速の積で与えられるが、ドレン配管に流入する溶融炉心としては溶融プールを想定したとしても、配管内では除熱により、粘性係数は増加し、流速は低下していくことから、溶融プールよりも粘性係数の大きい溶融物物性（平均値）を代表的に使用することは妥当である。</p> <p>【参考】粘性力の評価 (粘性力) = $8\pi\mu V$ μ : 粘性係数 (Pa・s) V : 代表速度 (m/s)</p>	

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

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉

表1 各評価における溶融炉心物性の設定

対象評価	溶融炉心温度	その他の溶融炉心物性	条件設定の妥当性	
FCI（圧力・温度スパイク）	平均温度 (MAAP 計算値) 約 2349K	平均値 ^{※3} (MAAP 計算値)	<ul style="list-style-type: none"> 平均温度・物性を持つ溶融炉心の短時間での全量流出により、全保有エネルギーがPCVへ放出され、水中落下による急激な蒸気発生及び水素発生が評価される条件を設定している。 実現象では小規模の破損口径のため、流出流量は小さくなるもの、高温の溶融プールが流出することを考慮し、感度解析を実施し、本条件設定の妥当性を確認する。 	
MCCI	平均温度 (MAAP 計算値) 約 2349K	平均値 ^{※3} (MAAP 計算値)	<ul style="list-style-type: none"> 平均温度・物性を持つ溶融炉心全量の崩壊熱によって、コンクリート侵食量が評価される条件を設定している。 長期的にPCVに流出する溶融炉心量が重要となり、RPV破損後短期に放出される溶融炉心量はコンクリート侵食量に対して支配因子とはならないと考えられることから本条件設定は妥当である。 	
FCI（水蒸気爆発）	過熱度 300K 2970K	JASMINE コード ライブラリ	<ul style="list-style-type: none"> 水蒸気爆発の評価において、溶融炉心の過熱度が重要なファクターであり、MAAP解析結果より大きい液相線温度に対する過熱度 300Kとして与え、保守的な設定としており、妥当である。 物性値は、JASMINE コードによる付属しているライブラリから実機条件に近いと考えられるライブラリ設定しており、妥当である。 	
コリウムシーールド評価	固化評価	溶融プールの温度 (MAAP 計算値) 2639K	溶融プールの値 (MAAP 計算値)	<ul style="list-style-type: none"> 実現象に即した評価を実施するために計装管等の小口径貫通管の溶融により、小規模の破損口径から溶融炉心が流出することを想定し、MAAP計算結果のうち、下部プレナム内溶融プールの温度・物性を設定しており、妥当である。
	流路材質による拡がり挙動影響評価	平均温度 (MAAP 計算値) 約 2349K	平均値 ^{※3} (MAAP 計算値)	<ul style="list-style-type: none"> 配管内での除熱により炉心溶融物の固化割合が増加し粘性が増加していくこと等を考慮し、溶融物物性（平均）を代表的に設定している。 配管内では除熱により、粘性係数は増加し、流速は低下していくことから、溶融プールよりも粘性係数の大きい溶融物物性（平均）を代表的に使用することは妥当である。

※3 MAAPでは下部プレナムにおいて溶融炉心は、粒子状ベッド、金属層、溶融プール及びクラストに分けてモデル化されているが、それらを混合した平均的な組成に基づいた溶融炉心物性

泊発電所3号炉

表1 各評価における溶融炉心物性の設定

対象評価	溶融炉心温度	その他の溶融炉心物性	条件設定の妥当性	
FCI（圧力・温度スパイク）	平均温度 ^{※1} (MAAP 計算値) 約 K	平均値 ^{※1} (MAAP 計算値)	<ul style="list-style-type: none"> 破損位置より上方の溶融炉心に基づく平均温度・物性を持つ溶融炉心の全量放出により、全保有エネルギーがCVへ放出され、水中落下による急激な蒸気発生及び水素発生が評価される条件を設定している。 実現象では小規模の破損口径のため、高温の溶融プールが流出するもの、流出流量が小さくなる影響の方が大きく、CVへ放出されるエネルギー、水と接触する炉心溶融物量が小さくなることから、FCI（圧力・温度スパイク）は低減する。よって、本条件設定は保守的で、妥当である。 	
MCCI	平均温度 ^{※1} (MAAP 計算値) 約 K	平均値 ^{※1} (MAAP 計算値)	<ul style="list-style-type: none"> 破損位置より上方の溶融炉心に基づく平均温度・物性を持つ溶融炉心全量の崩壊熱によって、コンクリート侵食量が評価される条件を設定している。 長期的にCVに流出する溶融炉心量が重要となり、RV破損後短期に放出される溶融炉心量はコンクリート侵食量に対して支配因子とはならないと考えられることから本条件設定は妥当である。 	
FCI（水蒸気爆発）	過熱度 10K 2680K	JASMINE コード ライブラリ	<ul style="list-style-type: none"> 水蒸気爆発の評価において、溶融炉心の過熱度が重要なファクターであり、MAAP解析結果より大きい液相線温度に対する過熱度 10Kとして与え、保守的な設定としており、妥当である。 物性値は、JASMINE コードに付属しているライブラリから実機条件に近いと考えられるライブラリ設定しており、妥当である。 	
溶融炉心凝固距離評価	固化評価	溶融プールの温度 (MAAP 計算値) 約 K	溶融プールの値 (MAAP 計算値)	<ul style="list-style-type: none"> 実現象に即した評価を実施するために計装管の溶融により、小規模の破損口径から溶融炉心が流出することを想定し、MAAP計算結果のうち、下部プレナム内溶融プールの温度・物性を設定しており、妥当である。※2
	拡がり挙動影響評価	平均温度 (MAAP 計算値) 約 K	平均値 ^{※2} (MAAP 計算値)	<ul style="list-style-type: none"> 配管内での除熱により炉心溶融物の固化割合が増加し粘性が増加していくこと等を考慮し、原子炉容器の下部プレナム内溶融物物性（平均）を代表的に設定している。 配管内では除熱により、粘性係数は増加し、流速は低下していくことから、溶融プールよりも粘性係数の大きい溶融物物性（平均）を代表的に使用することは妥当である。

※1 MAAPでは、RV破損にて流出する溶融炉心の平均温度を過渡的に計算しているため時々刻々変化する。ここでは代表的な温度として、RV破損直後に溶融炉心流出量が最大値となる時点の平均温度/物性を記載。

※2 MAAPでは下部プレナムにおいて溶融炉心は、粒子状ベッド、金属層、溶融プール及びクラストに分けてモデル化されているが、それらを混合した平均的な組成に基づいた溶融炉心物性。

 ：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）

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																
<p>3. 感度解析による影響確認</p> <p>2.2節に整理した現象評価の不確かさ及び推定される実現象に関する検討結果及び2.3節での検討結果を踏まえ、FCI 評価（PCV 圧力・温度スパイク）への影響に関する感度解析を実施する。</p> <p>3.1 解析条件</p> <p>2.2節に述べた RPV 破損挙動に関して推定される実現象を再掲した上で、解析条件をまとめる。</p> <p>① 高温の液相が固相の一部を随伴させて先行的に流出する。</p> <p>② RPV 破損は局所的な小口径破損が支配的となる。</p> <p>③ RPV 破損口からの溶融炉心の流出は、溶融炉心の粘性や固相を巻き込んだ流動抵抗によって緩やかに起こり、破損口の拡大も緩やかになる。</p> <p>上記推定から、高温の液相（溶融プール）の先行流出を想定した場合の FCI 評価を下記条件により実施し、その影響を確認する。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・高温の液相の先行的な流出を模擬するため、下部プレナム内での保持時間を長くし、溶融炉心平均温度を上昇させる。なお、上記①のように、固相の一部が随伴される可能性があるが、固相を含む場合には平均温度としては低くなることから、本感度解析では、ベースケースにおける溶融プールのみの流出を想定する。 ・小口径の RPV 破損を模擬するため、初期破損口径を中性子計測管ハウジングの貫通孔相当とする。この仮定は、中性子計測管ハウジングの完全溶融の条件に相当する。 ・RPV 破損口と溶融炉心との熱伝達率計算に係るパラメータはベースケースと同一として、溶融炉心流出流量を大きく想定する。 <p>主要解析条件のベースケースとの比較を表2に示す。</p> <p style="text-align: center;">表2 主要解析条件</p> <table border="1" data-bbox="257 1018 902 1407"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>ベースケース</th> <th>感度解析</th> <th>考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>RPV 破損タイミング</td> <td>RPV 破損パラメータが判定基準に到達時 (事象発生約 4.3 時間後)</td> <td>溶融炉心平均温度が2639Kに到達時に強制的に破損 (事象発生約 5.5 時間後)</td> <td>高温の溶融プールが流出することを模擬するために RPV 破損を遅くし、下部プレナムで溶融炉心の温度が上昇した時点で RPV を破損させる。RPV を破損させる基準としては、溶融炉心平均温度がベースケースにおける RPV 破損時点の溶融プールの温度（約 2639K）に到達した時点を設定した。</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心流出量</td> <td>溶融炉心の全量が流出（約 220t）</td> <td>溶融炉心の流出量の総量が 127t となった時点で RPV 破損面積を 0 となるよう設定</td> <td>溶融プールのみが流出することを模擬するために溶融炉心の流出量が溶融プール相当量となった時点で RPV 破損面積を 0 とする。RPV 破損面積を 0 とする基準としては、ベースケースにおける RPV 破損時点の溶融プールの質量（127t）の流出完了時点を設定する。</td> </tr> <tr> <td>RPV 初期破損口径</td> <td>0.15m</td> <td>□ m</td> <td>計装管ハウジングの貫通孔から溶融炉心が流出することを模擬するために RPV 破損口径として計装管ハウジングの貫通孔の直径を設定する。</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center; border: 1px solid black; padding: 2px;">枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p>	項目	ベースケース	感度解析	考え方	RPV 破損タイミング	RPV 破損パラメータが判定基準に到達時 (事象発生約 4.3 時間後)	溶融炉心平均温度が2639Kに到達時に強制的に破損 (事象発生約 5.5 時間後)	高温の溶融プールが流出することを模擬するために RPV 破損を遅くし、下部プレナムで溶融炉心の温度が上昇した時点で RPV を破損させる。RPV を破損させる基準としては、溶融炉心平均温度がベースケースにおける RPV 破損時点の溶融プールの温度（約 2639K）に到達した時点を設定した。	溶融炉心流出量	溶融炉心の全量が流出（約 220t）	溶融炉心の流出量の総量が 127t となった時点で RPV 破損面積を 0 となるよう設定	溶融プールのみが流出することを模擬するために溶融炉心の流出量が溶融プール相当量となった時点で RPV 破損面積を 0 とする。RPV 破損面積を 0 とする基準としては、ベースケースにおける RPV 破損時点の溶融プールの質量（127t）の流出完了時点を設定する。	RPV 初期破損口径	0.15m	□ m	計装管ハウジングの貫通孔から溶融炉心が流出することを模擬するために RPV 破損口径として計装管ハウジングの貫通孔の直径を設定する。	<p>【該当する項目なし】</p>	<p>炉型の相違</p> <p>・P8 に記載の通り、炉型の相違により解析結果が異なり考察が異なるため、感度解析実施の有無に差が生じている</p>
項目	ベースケース	感度解析	考え方															
RPV 破損タイミング	RPV 破損パラメータが判定基準に到達時 (事象発生約 4.3 時間後)	溶融炉心平均温度が2639Kに到達時に強制的に破損 (事象発生約 5.5 時間後)	高温の溶融プールが流出することを模擬するために RPV 破損を遅くし、下部プレナムで溶融炉心の温度が上昇した時点で RPV を破損させる。RPV を破損させる基準としては、溶融炉心平均温度がベースケースにおける RPV 破損時点の溶融プールの温度（約 2639K）に到達した時点を設定した。															
溶融炉心流出量	溶融炉心の全量が流出（約 220t）	溶融炉心の流出量の総量が 127t となった時点で RPV 破損面積を 0 となるよう設定	溶融プールのみが流出することを模擬するために溶融炉心の流出量が溶融プール相当量となった時点で RPV 破損面積を 0 とする。RPV 破損面積を 0 とする基準としては、ベースケースにおける RPV 破損時点の溶融プールの質量（127t）の流出完了時点を設定する。															
RPV 初期破損口径	0.15m	□ m	計装管ハウジングの貫通孔から溶融炉心が流出することを模擬するために RPV 破損口径として計装管ハウジングの貫通孔の直径を設定する。															

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

補足説明資料（補足9. 各種評価における熔融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由									
<p>3.2 評価結果及び考察</p> <p>評価結果を表3、格納容器圧力及び格納容器温度の推移を図4及び図5に示す。</p> <p>小口径破損口から高温の液相が先行的に流出した場合にもRPV破損後短期の格納容器圧力及び温度の最大値はベースケースを超えないことが確認できた。よって、下部プレナム内に堆積した熔融炉心全量の短期間の流出を考慮したベースケースのFCI評価は保守的な結果を与えていると考えられる。</p> <p>したがって、FCI評価（PCV圧力・温度スパイク）についてもMAAPの条件設定も妥当であることが確認できたことから、各種評価（FCI、MCCI等）における熔融炉心物性の条件が妥当性であることを確認した。</p> <p>なお、付録に示す簡易評価によれば、RPV破損時の下部プレナム内熔融炉心温度は、現実的には高々2700Kであり、本感度解析で使用している熔融炉心温度と整合している。</p> <p style="text-align: center;">表3 評価結果</p> <table border="1" data-bbox="183 611 1001 775"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>ベースケース</th> <th>感度解析</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値</td> <td>約0.23MPa[gage]</td> <td>約0.18MPa[gage]</td> </tr> <tr> <td>圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値</td> <td>約128℃</td> <td>約111℃</td> </tr> </tbody> </table>	項目	ベースケース	感度解析	圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約0.23MPa[gage]	約0.18MPa[gage]	圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約128℃	約111℃		
項目	ベースケース	感度解析									
圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約0.23MPa[gage]	約0.18MPa[gage]									
圧力スパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約128℃	約111℃									

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

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図4 格納容器圧力の推移（感度解析）</p>		
<p>図5 格納容器温度の推移（感度解析）</p>		

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

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4. 参考文献</p> <p>[1] 電力中央研究所, “MAAP5.01 及び MELCOR2.1 を用いた軽水炉代表プラントの過酷事故解析 – BWR-5/Mark-II 改良型プラントの全交流電源喪失解析の比較–”, 平成 26 年 6 月</p> <p>[2] Electric Power Research Institute, “Modular Accident Analysis Program(MAAP) – MELCOR Crosswalk Phase 1 Study”, November 2014.</p> <p>[3] J. C. de la Rosa Blul, et al., “ASTEC-MAAP Comparison of a 2 Inch Cold Leg LOCA until RPV Failure”, Science and Technology of Nuclear Installations Volume 2018, Article ID 9189010.</p> <p>[4] Chevalier, P. Y., “Presentation of the OXY5-GEMINI Code to the ACETAC Meeting at Palo Alto”, November 4-8, 1991.</p> <p>[5] Chevalier, P. Y. and Cenerino, G., “Thermodynamic Data Bases and Calculation Code Adapted to the Modeling of Molten Core Concrete Interaction (MCCI) Phenomena, Developed Jointly by THERMODYNAMIC and the Institut de Protection et de Surete Nucleaire (France),” Proc. Second OECD (NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten Core Debris – Concrete Interactions, Karlsruhe, Germany, 1-3 April, 1992.</p> <p>[6] Kubaschewski, O., “Iron-Binary Phase Diagrams”, 1982, Springer-Verlag, New York.</p> <p>[7] Moffatt, W. G., “The Handbook of Binary Phase Diagrams”, 1986, Genium Publishing Corp., Schenectady, NY.</p> <p>[8] V. G. Asmolov, S. V. Bechta, V. F. Strizhov, et al., “Main Results of the First Phase of MASCA Project, OECD MASCA integrated report”, November 2004.</p> <p>[9] H. Bonneville, et al., “Fukushima Core Melt Composition Simulation with ASTEC”, NURETH-16, Chicago, IL, August 30 – September 4, 2015.</p> <p>[10] 東芝エネルギーシステムズ(株), 日立 GE ニュークリア・エナジー(株), “沸騰水型原子力発電所 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コード (MAAP) について”, TLR-094/HLR-123, 平成 30 年 5 月</p> <p>[11] US-NRC, “Light Water Reactor Lower Head Failure Analysis”, NUREG/CR-5642, October, 1993.</p> <p>[12] 中村他, “過酷事故解析コード MAAP による炉内状況把握に関する研究 (17) MAAP による福島第一 2 号機事故進展詳細解析”, 日本原子力学会 2017 年秋の大会 2C19</p> <p>[13] 小島他, “過酷事故解析コード MAAP による炉内状況把握に関する研究 (18) MAAP による福島第一 3 号機事故進展詳細解析”, 日本原子力学会 2017 年秋の大会 2C20</p> <p>[14] 技術研究組合国際廃炉研究開発機構, 一般財団法人エネルギー総合工学研究所, “「廃炉・汚染水対策事業費補助金 (総合的な炉内状況把握の高度化) 」平成 29 年度成果報告”, 平成 30 年 6 月 (http://irid.or.jp/_pdf/20170000_01.pdf)</p> <p>[15] B. R. Sehgal, “Nuclear Safety in Light Water Reactors – Severe Accident Phenomenology”</p> <p>[16] US-NRC, “Lower Head Failure Experiments and Analyses”, NUREG/CR-5582, October 1998.</p> <p>[17] I. Sato, et al., “Outline of a project for core/plant status evaluation of Fukushima-Daiichi units 1 to 3”, presented at the 5th Nuclear Materials Conference, Seattle, USA, October 15-18, 2018.</p>	<p>4. 参考文献</p> <p>[1] 電力中央研究所「MAAP5.01 及び MELCOR2.1 を用いた軽水炉代表プラントの過酷事故解析 – BWR-5/Mark-II 改良型プラントの全交流電源喪失解析の比較–」平成 26 年 6 月</p> <p>[2] Electric Power Research Institute, “Modular Accident Analysis Program (MAAP) - MELCOR Crosswalk Phase 1 Study,” November 2014</p> <p>[3] J. C. de la Rosa Blul, et al., “ASTEC-MAAP Comparison of a 2 Inch Cold Leg LOCA until RPV Failure,” Science and Technology of Nuclear Installations Volume 2018, Article ID 9189010</p> <p>[4] V. G. Asmolov, et al., “Main Results of the First Phase of MASCA Project, OECD MASCA integrated report,” November 2004</p> <p>[5] H. Bonneville, et al., “Fukushima Core Melt Composition Simulation with ASTEC,” NURETH-16, Chicago, IL, August 30 - September 4, 2005</p> <p>[6] 三菱重工(株)「三菱 PWR 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」MHI-NES-1064 改1 平成 28 年 4 月</p> <p>[7] US-NRC, “Light Water Reactor Lower Head Failure Analysis,” NUREG/CR-5642, October 1993</p> <p>[8] 中村、他「過酷事故解析コード MAAP による炉内状況把握に関する研究(17)MAAP による福島第一 2 号機事故進展詳細解析」日本原子力学会 2017 年秋の大会 2C19</p> <p>[9] 小島、他「過酷事故解析コード MAAP による炉内状況把握に関する研究(18)MAAP による福島第一 3 号機事故進展詳細解析」日本原子力学会 2017 年秋の大会 2C20</p> <p>[10] D. Jacquemain, et al., “Nuclear Power Reactor Core Melt Accidents, Current State of Knowledge,” Science and Technology Series</p> <p>[11] I. Sato, et al., “Outline of a project for core/plant status evaluation of Fukushima-Daiichi units 1 to 3”, presented at the 5th Nuclear Materials Conference, Seattle, USA, October 15-18, 2018.</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）

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
[18] Electric Power Research Institute, “Enhancing Debris Relocation Modeling”, 2018 EPRI Safety Technology Week - MAAP User Group Meeting, June 18-19, 2018. (非公開資料)	[12] Electric Power Research Institute, “Enhancing Debris Relocation Modeling,” 2018 Japan MAAP User Group Meeting, April 24-26, 2018 (非公開資料)	
[19] 日本原子力研究開発機構, “軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価”, JAEA-Research 2007-072, November 2007	[13] 日本原子力研究開発機構「軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価」JAEA-Research 2007-072, November 2007	
[20] A. Annunziato et al., “FARO Test L-14 on fuel-coolant interaction and quenching - Comparison report: Analysis of the results - OECD/CSNI International standard problem 39”, NEA/CSNI/R(97)31/ Vol. I (1998).	[14] A. Annunziato, et al., “FARO Test L-14 on fuel-coolant interaction and quenching - Comparison report : Analysis of the results - OECD/CSNI International standard problem 39,” NEA/CSNI/R(97)31/Vol. I (1998)	
[21] H. Nagasaka, et al., “COTELS Project (1): Overview of Project to study FCI and MCCI during a Severe Accident”, OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, 15-18 November 1999.	[15] H. Hasegawa, et al., “COTELS Project (1) : Overview of Project to study FCI and MCCI during a Severe Accident,” OECD Workshop on Ex-Vessel Debris Coolability, Karlsruhe, Germany, 15-18 November 1999	

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

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

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</p> <p style="text-align: center;">溶融炉心温度上限の推定</p> <p>1. はじめに</p> <p>本文 2.2 節に整理した RPV 破損挙動に関わる推定される実現象において、到達し得る溶融炉心温度の上限値を簡易評価により推定する。</p> <p>2. 概要</p> <p>下部プレナム内に堆積した溶融炉心からの熱負荷によって、RPV 下部ヘッド貫通管やその溶接部が損傷する溶融炉心（液相）の最大温度を簡易評価により推定した。</p> <p>溶融炉心の物性、溶融炉心と下部プレナム内構造物との接触状態には不確かさがあるものの、液相（溶融プール）温度が、最大でも固相線温度より 300K 程度高くなると、固化クラストが安定的に存在できず、小口径貫通管（中性子計測ハウジング）やその溶接部と溶融プールが直接接触することで、小規模な破損口が形成され、溶融プールが RPV 外に流出する可能性があることを確認した。</p> <p>3. 評価の前提</p> <p>3.1 推定される実現象の整理</p> <p>本文 2.2.2(2)で述べたように、実現象としては、下部プレナムへの溶融炉心の段階的なりロケーションによって固相主体で堆積した後、冷却水枯渇後の溶融炉心温度が上昇する過程で貫通管や溶接部の損傷によって小口径の破損口が形成される可能性がある。下部プレナム内での堆積状態として、連続層及び粒子状、瓦礫状といった状態が想定されるため、溶融炉心と貫通管や溶接部との接触態様には不確かさがあり、これらの温度上昇挙動に影響する。</p> <p>固相として堆積した溶融炉心は、下部プレナム内中央部の高温域から再溶融を開始して局所的な溶融プールを形成し、自然対流により、貫通管や溶接部の周囲に形成される固相（クラスト）を介して、これらの構造物温度を上昇させる。クラストは溶融プールからの伝熱によって再溶融し、溶融プールに取り込まれる。溶融プール領域が拡大し、温度が上昇していく過程で、貫通管や溶接部が熱的な損傷を受けるものと推定される。すなわち、貫通管や溶接部の損傷は、熱及び物質の移動を伴う過渡的な挙動に支配される。</p> <p>一方、貫通管や溶接部の周囲に安定的なクラストが形成されている状況では、貫通管や溶接部が融点に達しても、溶融プールは RPV 外に流出しない。すなわち、熱応力や自重によってクラストが崩壊すると溶融プールが流出する。</p> <p>3.2 評価概要</p> <p>3.1 節の想定に基づき、溶融プールからの伝熱によってクラストが熱応力によって崩壊する（引張強度を上回る）溶融プール温度を求め、溶融炉心温度の上限値を概算する。</p> <p>なお、MAAP では、下部プレナム内溶融炉心のクラスト厚さの増減はエネルギーバランスによって評価しており、応力等による崩壊は考慮されていない。</p>	<p style="text-align: center;">【該当する項目なし】</p>	<p>炉型の相違</p> <p>・女川は P13 で RPV 破損時の下部プレナム内溶融炉心温度について、付録に記載</p>

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

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>4. 評価手法</p> <p>4.1 評価体系</p> <p>簡易評価における評価体系を図1に示す。溶融プールからの伝熱によって、小口径貫通管や溶接部が加熱される状況を無限平板体系によって簡素化してモデル化する。</p>  <p>図1 想定する実機状態と簡易評価体系</p> <p>4.2 評価方法</p> <p>(1)概要</p> <ul style="list-style-type: none"> 下部プレナム内に形成される局所的な溶融プールによる内部発熱を伴う自然対流によって、貫通管廻りに形成される固化クラストを介して貫通管が加熱されると仮定する。 溶融プール-クラスト界面温度は固相線温度 (T_{sol})、貫通管表面温度は融点 (T_{mp}) になるとして、溶融プール温度 T_p を求める。融点 T_{mp} は 1800K とする（溶接材に用いられる SUS の融点は 1400℃～1500℃程度であるため、溶融プール温度推定にあたっての包絡的かつ保守的条件とする）。 貫通管表面温度は融点一定として、溶融プール温度に依存したクラスト厚さを求め、クラスト内温度分布の変化から、クラストが崩壊し得る溶融プール温度を推定する。 <p>(2)評価式</p> <ul style="list-style-type: none"> (1)式[1]より、側面方向の自然対流熱伝達係数を求め、(2)式から熱流束 q_{nc} を求める。 $Nu = \frac{h_{nc}H}{k_p} = 0.6Ra'^{0.19} \quad (1)$ $q_{nc} = h_{nc}(T_p - T_{sol}) \quad (2)$ <p>(h_{nc}：自然対流熱伝達係数、H：溶融プール高さ、 k_p：溶融プール熱伝導率、q_{nc}：自然対流による熱流束、 T_p、溶融プール温度、T_{sol}：固相線温度)</p>		

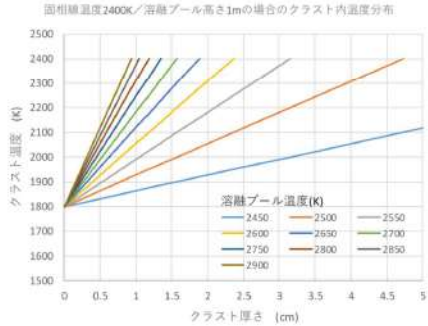
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由														
<p>ここで</p> $Ra' = Gr \cdot Pr \cdot Da \quad (3)$ $Gr = \frac{\theta \beta (T_p - T_{sol}) H^3}{\nu^2} \quad (4)$ $Pr = \frac{\nu}{\alpha} \quad (5)$ $Da = \frac{Q_v H^2}{k_p (T_p - T_{sol})} \quad (6)$ <p>(g：重力加速度，β：溶融プール体膨張係数， ν：溶融プール動粘性係数，α：熱拡散率，Q_v：体積発熱率)</p> <p>(3)評価条件</p> <ul style="list-style-type: none"> 溶融プール、固化クラストの物性は下記の値を用いる。なお、本評価体系で重要となる固相線温度（溶融プールと固化クラスト界面温度）は、溶融炉心組成によって変化し、一般的に酸化物が多いほど高くなる。女川2号炉の場合には、減圧が遅れ、ジルカロイの酸化割合が大きい場合にも2340 K程度であることから、包絡条件として Kを想定する。 <table border="1" data-bbox="273 655 889 868"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>値</th> <th>考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>溶融プール密度 (kg/m³)</td> <td rowspan="5" style="border: 1px solid black; width: 50px;"></td> <td rowspan="4">MAAP 計算結果（原子炉圧力容器破損時の溶融プールの物性を設定）</td> </tr> <tr> <td>溶融プール比熱 (J/kgK)</td> </tr> <tr> <td>熱伝導率（溶融プール） (W/mK)</td> </tr> <tr> <td>熱伝導率（固化クラスト） (W/mK)</td> </tr> <tr> <td>溶融プール粘性係数 (Pa・s)</td> <td>MAAP 使用値</td> </tr> <tr> <td>溶融プール体膨張係数 (1/K)</td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p style="border: 1px solid black; padding: 2px; margin: 5px 0;">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> <ul style="list-style-type: none"> (1)式、(4)式及び(6)式における代表長さ(H)（溶融プール高さ）には不確かさがあるが、感度は小さいこと、また、実現象としては、局所的な溶融プールが炉底部近傍に形成されることによってRPVが破損し得ること、貫通管溶接部への熱負荷の簡易評価を目的としていることから、上限はRPV下端～制御棒案内管下端距離（約 m）を上限として1mを想定する。なお、MAAP解析においては、高さ m程度の大規模な溶融プールが形成される。 (6)式における溶融プール体積発熱率(Q_v)は事象進展に応じて変化するが、MAAP解析結果を参考として、下部プレナム内構造物（制御棒案内管及び制御棒駆動機構ハウジング）の健全性が維持される期間を対象に、 MW/m³とする。 定常状態を仮定し、また、保守的かつ簡易的な取扱いとしてクラストの内部発熱は無視し、図1においてQ₁=Q₂とする。従って、クラスト内温度は線形分布となる。 <p>5. 評価結果</p> <p>5.1 クラスト内温度分布</p> <p>固相線温度を2400Kとした場合のクラスト内温度分布簡易評価例を図2に示す。クラスト厚さ0は貫通管表面を表し、クラスト温度2400Kとなるクラスト厚さは溶融プールとの界面を表す。</p>	項目	値	考え方	溶融プール密度 (kg/m ³)		MAAP 計算結果（原子炉圧力容器破損時の溶融プールの物性を設定）	溶融プール比熱 (J/kgK)	熱伝導率（溶融プール） (W/mK)	熱伝導率（固化クラスト） (W/mK)	溶融プール粘性係数 (Pa・s)	MAAP 使用値	溶融プール体膨張係数 (1/K)				
項目	値	考え方														
溶融プール密度 (kg/m ³)		MAAP 計算結果（原子炉圧力容器破損時の溶融プールの物性を設定）														
溶融プール比熱 (J/kgK)																
熱伝導率（溶融プール） (W/mK)																
熱伝導率（固化クラスト） (W/mK)																
溶融プール粘性係数 (Pa・s)		MAAP 使用値														
溶融プール体膨張係数 (1/K)																

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

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>クラスト厚さの減少は、時間経過に伴う溶融プールの領域の拡大とその温度上昇によるものと言え、溶融プール温度の上昇によって貫通管表面近傍の温度も上昇する。例えば、貫通管表面から0.5cmの位置では、溶融プール温度が2450Kから2900Kまで増加する過程で、250K以上の温度上昇が起こる。</p>  <p>図2 クラスト内温度分布評価結果例</p> <p>5.2 溶融プール温度上限値の推定</p> <p>5.1 に示した概算に基づき、クラストが崩壊し得る溶融プール温度を求める。</p> <p>まず、温度上昇による熱応力 σ を以下で簡易的に求め、$\sigma >$ 引張強度となる溶融プール温度を求める。</p> $\sigma = (\text{ヤング率 } E) \times (\text{線膨張係数 } \alpha) \times (\text{温度上昇 } \Delta T)$ <p>溶融炉心のヤング率及び引張強度は、組成及び性状による不確かさが大きいので、低温時の代表的なステンレス鋼の値を用いる。ステンレス鋼のヤング率は150~200GPa、引張強度は500~750MPa程度⁴である。一方、UO₂のようなセラミクスの場合、引張強度は150MPa³であり、ステンレス鋼の値を用いることで、溶融プール温度の概算を行う上では保守的扱いとなる。線膨張係数は4.2に示したMAAPの体膨張係数に基づき、 (1/K)とする。ヤング率150GPa、引張強度750MPaとすると、$\Delta T > 150K$程度でクラストは崩壊する。</p> <p>図2の評価結果から、クラスト厚さ0.5cm位置では、溶融プール温度が2450Kから2700K程度まで上昇すると、クラスト温度の上昇が150Kを超過し、崩壊に至る。</p> <p>以上より、溶融プール温度が固相線温度より300K程度高くなると、クラストは崩壊し、溶融炉心がRPV外へ流出すると考えられる。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 10px auto;"> <p>枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。</p> </div>		

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

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>6. まとめ</p> <p>RPV 破損挙動に関わる推定される実現象において、到達し得る溶融炉心温度の上限値を簡易評価により推定した。この結果、女川2号炉においては、溶融プール温度が最大 2700K 程度に到達するまでに、溶融プールが RPV 外に流出する可能性があることを整理した。</p> <p>本評価は、貫通管表面温度が融点に維持された定常状態を仮定した簡易評価であり、融点到達前の温度上昇によっても熱応力は発生し得ることや、実現象としてはクラストが縮小する過程における熱負荷によって小規模な破損口が形成され得ることを考慮すると、より低温状態で RPV 外に流出する可能性がある。</p> <p>7. 参考文献</p> <p>[1] F. Mayinger, et al., "Examination of thermos-hydraulic processes and heat transfer in a core melt", Final Report BMFT RS 48/1, Technical University Hannover, W. Germany (1975)</p> <p>[2] 宮寄他, "応力ひずみ関係に基づくステンレス鋼圧縮板の終局強度評価法", 鋼構造論文集, 第 20 巻第 79 号 (2013 年 9 月)</p> <p>[3] S. Lomperski, M. T. Farmer, "Corium crust strength measurements", Nuclear Engineering and Design 239 (2009) 2551-2561.</p>		

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

補足説明資料（補足9. 各種評価における溶融炉心物性の整理）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>【該当する項目なし】</p>	<p style="text-align: right;">別紙</p> <p style="text-align: center;">現実的な溶融物条件を用いたドレン配管内溶融炉心の凝固距離評価について</p> <p>1. はじめに</p> <p>2.2節で述べたように、原子炉容器破損の実現象としては、小規模の破損口から高温の下部プレナム内液相（溶融プール）のみが先行して流出する可能性がある。流出した溶融炉心は、原子炉下部キャビティの水中を落下する過程で冷却されるが、ここでは原子炉容器破損直前の下部プレナム内溶融プールの温度及び物性を適用し、ドレン配管内に流入した溶融炉心の凝固距離評価を行う。</p> <p>2. ドレン配管内での溶融炉心の凝固距離</p> <p>ここでは、添付資料7.2.5.4の別紙1同様に、EPRI/FAI試験をFlemingsモデルの式を参考に以下の式を用いて泊3号炉のドレン配管に適用し、デブリの流動距離(L_{t3})を評価する。EPRI/FAI試験の適用性するにあたり、泊3号炉のドレン配管とEPRI/FAI試験体系を比較するため、溶融物条件を表1に、流路構造を表2に比較する。</p> $L_{t3} = L_{FAI} \times \frac{d_{ta}}{d_{FAI}} \times \frac{h_{ta}\rho_{ta}}{h_{FAI}\rho_{FAI}} \times \frac{v_{ta}}{v_{FAI}}$ <p>ここで、</p> $\frac{d_{ta}}{d_{FAI}} : \text{配管直径比}$ $\frac{h_{ta}\rho_{ta}}{h_{FAI}\rho_{FAI}} : \text{凝固までの蓄熱量比}$ $\frac{v_{ta}}{v_{FAI}} : \text{デブリの速度比}$ <p>であり、上式に基づいてデブリの流動距離(L_{t3})を求めると、</p> $L_{t3} = 0.79 \times 2.16 \times 1.00 \times 2 = 3.4 \text{ (m)}$ <p>となる。</p> <p>この流動距離は流動限界固相率を1として評価している。固相率の上昇に伴い、粘性係数はある点で急激に上昇する傾向があり、固相率0.70程度で拡がり停止するという知見がある等^[1]、流動限界固相率を考慮することで流動距離は更に低下するものと考えられる。</p> <p>[1] Ex-vessel corium spreading: results from the VULCANO spreading tests, Nuclear Engineering and Design 223 (2003) 75-102</p>	<p>設計の相違</p> <p>・P9に記載のとおり、女川はコリウムシールドを設置するのに対して、泊ではコリウムシールドは設置しないため、溶融炉心凝固距離評価を現実的な溶融物条件とした評価を実施</p>

女川原子力発電所 2号炉	泊発電所 3号炉	相違理由																																							
表 1 溶融物条件の比較																																									
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">項目</th> <th style="width: 30%;">EPRI/FAI試験</th> <th style="width: 40%;">泊 3号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>溶融物</td> <td>アルミナ</td> <td>溶融デブリ (溶融プール)</td> </tr> <tr> <td>過熱度 (K)</td> <td>100</td> <td rowspan="10" style="border: 2px solid black;"></td> </tr> <tr> <td>融点 (°C)</td> <td>2047</td> </tr> <tr> <td>密度 (kg/m³)</td> <td>3800</td> </tr> <tr> <td>比熱 (kJ/kgK)</td> <td>1.3</td> </tr> <tr> <td>溶融潜熱 (kJ/kg)</td> <td>1160</td> </tr> <tr> <td>熱伝導率 (W/mK)</td> <td>7.5</td> </tr> <tr> <td>粘性係数 (Pa·s)</td> <td>0.003</td> </tr> <tr> <td>動粘性係数 (m²/s)</td> <td>7.89 × 10⁻⁷</td> </tr> <tr> <td>凝固までの蓄熱量 (MJ/m³) (限界固相率=1.0)</td> <td>4902</td> <td>4906</td> </tr> <tr> <td>凝固までの蓄熱量 (MJ/m³) (限界固相率=0.70)</td> <td>—</td> <td>3468</td> </tr> <tr> <td>凝固までの蓄熱量比 1 (限界固相率=1.0)</td> <td>1</td> <td>1.00</td> </tr> <tr> <td>凝固までの蓄熱量比 2 (限界固相率=0.70)</td> <td>—</td> <td>0.71</td> </tr> </tbody> </table>			項目	EPRI/FAI試験	泊 3号炉	溶融物	アルミナ	溶融デブリ (溶融プール)	過熱度 (K)	100		融点 (°C)	2047	密度 (kg/m ³)	3800	比熱 (kJ/kgK)	1.3	溶融潜熱 (kJ/kg)	1160	熱伝導率 (W/mK)	7.5	粘性係数 (Pa·s)	0.003	動粘性係数 (m ² /s)	7.89 × 10 ⁻⁷	凝固までの蓄熱量 (MJ/m ³) (限界固相率=1.0)	4902	4906	凝固までの蓄熱量 (MJ/m ³) (限界固相率=0.70)	—	3468	凝固までの蓄熱量比 1 (限界固相率=1.0)	1	1.00	凝固までの蓄熱量比 2 (限界固相率=0.70)	—	0.71				
項目	EPRI/FAI試験	泊 3号炉																																							
溶融物	アルミナ	溶融デブリ (溶融プール)																																							
過熱度 (K)	100																																								
融点 (°C)	2047																																								
密度 (kg/m ³)	3800																																								
比熱 (kJ/kgK)	1.3																																								
溶融潜熱 (kJ/kg)	1160																																								
熱伝導率 (W/mK)	7.5																																								
粘性係数 (Pa·s)	0.003																																								
動粘性係数 (m ² /s)	7.89 × 10 ⁻⁷																																								
凝固までの蓄熱量 (MJ/m ³) (限界固相率=1.0)	4902		4906																																						
凝固までの蓄熱量 (MJ/m ³) (限界固相率=0.70)	—		3468																																						
凝固までの蓄熱量比 1 (限界固相率=1.0)	1	1.00																																							
凝固までの蓄熱量比 2 (限界固相率=0.70)	—	0.71																																							
表 2 流路構造の比較																																									
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">項目</th> <th style="width: 30%;">EPRI/FAI試験</th> <th style="width: 40%;">泊 3号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>溶融物</td> <td>アルミナ</td> <td>溶融デブリ (溶融プール)</td> </tr> <tr> <td>流路構造比較</td> <td></td> <td>円管</td> </tr> <tr> <td>流路内径 (m)</td> <td>0.05 (50A)</td> <td>0.108</td> </tr> <tr> <td>断面積比</td> <td>1</td> <td>4.67</td> </tr> <tr> <td>単位長さ当たりの凝固までの蓄熱量比 1 (限界固相率=1.0)</td> <td>1</td> <td>4.67</td> </tr> <tr> <td>単位長さ当たりの凝固までの蓄熱量比 2 (限界固相率=0.70)</td> <td>1</td> <td>3.30</td> </tr> <tr> <td>単位長さ当たりの伝熱面積比</td> <td>1</td> <td>2.16</td> </tr> <tr> <td>床面から配管水平部までの深さ (m)</td> <td>0.273</td> <td>0.8</td> </tr> <tr> <td>デブリ堆積高さ (m)</td> <td>0.18</td> <td>0.25</td> </tr> <tr> <td>ヘッドから計算される流速 (m/s)</td> <td>2.99</td> <td>4.6</td> </tr> <tr> <td>流速の実測値 (m/s)</td> <td>0.03 (平均) ~0.19 (最大)</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>デブリの流動距離 (m)</td> <td>~0.79</td> <td>3.4</td> </tr> </tbody> </table>			項目	EPRI/FAI試験	泊 3号炉	溶融物	アルミナ	溶融デブリ (溶融プール)	流路構造比較		円管	流路内径 (m)	0.05 (50A)	0.108	断面積比	1	4.67	単位長さ当たりの凝固までの蓄熱量比 1 (限界固相率=1.0)	1	4.67	単位長さ当たりの凝固までの蓄熱量比 2 (限界固相率=0.70)	1	3.30	単位長さ当たりの伝熱面積比	1	2.16	床面から配管水平部までの深さ (m)	0.273	0.8	デブリ堆積高さ (m)	0.18	0.25	ヘッドから計算される流速 (m/s)	2.99	4.6	流速の実測値 (m/s)	0.03 (平均) ~0.19 (最大)	—	デブリの流動距離 (m)	~0.79	3.4
項目	EPRI/FAI試験	泊 3号炉																																							
溶融物	アルミナ	溶融デブリ (溶融プール)																																							
流路構造比較		円管																																							
流路内径 (m)	0.05 (50A)	0.108																																							
断面積比	1	4.67																																							
単位長さ当たりの凝固までの蓄熱量比 1 (限界固相率=1.0)	1	4.67																																							
単位長さ当たりの凝固までの蓄熱量比 2 (限界固相率=0.70)	1	3.30																																							
単位長さ当たりの伝熱面積比	1	2.16																																							
床面から配管水平部までの深さ (m)	0.273	0.8																																							
デブリ堆積高さ (m)	0.18	0.25																																							
ヘッドから計算される流速 (m/s)	2.99	4.6																																							
流速の実測値 (m/s)	0.03 (平均) ~0.19 (最大)	—																																							
デブリの流動距離 (m)	~0.79	3.4																																							
<div style="border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 10px; vertical-align: middle;"></div> : 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。																																									

【凡例】 ○：記載あり
 ×：記載なし
 (○)：本文の資料の他箇所に記載
 △：他本文の資料などに記載
 赤字は泊発電所の比較表作成範囲を示す

(女川) 重大事故等対策の有効性評価について補足説明資料

プラント		泊3号炉 作成状況		改善後もまとの資料を 作成しない理由	改善の結果まとの資料または比較表を新たに作成することとした理由 もしくは 改善の結果記載の充実を図ることとした理由
女川	泊	まとの資料	比較表		
1.原子炉水位及びインターロックの概要		×	×	本資料は原子炉水位とインターロックの関係を示したものであり、BWR特有の補足資料のため、PWRにおいて本資料は不要と考えます。	
2.重要事故シーケンスの起因とする過渡事象の選定について	1.重要事故シーケンスの起因とする過渡事象の選定について	×⇒○	×⇒○		
3.原子炉隔離時冷却系による注水継続及び原子炉の減圧操作について		×	×	本資料はRCICと逃がし安全弁を用いる原子炉減圧操作についての補足説明資料となります。BWRの逃がし安全弁は逃がし弁と安全弁の機能を持ち合わせたものであり、PWRの加圧器逃がし弁と比べて操作や判断が複雑であり、BWR特有の補足資料のため、PWRにおいて本資料は不要と考えます。	
4.女川2号炉のプラントの特徴について	2.泊3号炉のプラントの特徴について	×⇒○	×⇒○		
5.常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性	3.常設重大事故等対処設備を可搬型設備に置き換えた場合の成立性	×⇒○	×⇒○		
6.自動減圧系作動阻止機能のATWS以外のシーケンスにおける影響について		×	×	本資料は「自動減圧系作動阻止機能」に関するものであり、本機能はBWR特有のため、PWRにおいて本資料は不要と考えます。	
7.外部水源を用いた場合の格納容器スプレイ流量について	(格納容器過圧破壊 添付資料7.2.1.1.10 スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について)	×	×	本資料は外部水源を用いた場合の格納容器スプレイの流量について検討したものであり、その流量については運用上のベント実施基準である外部水源注水量限界到達時間及び最大のスプレイ液滴径が2mm以下となる流量として88m ³ /hを設定している。泊3号炉ではベントを実施しないことから外部水源注水量限界到達時間は関係なく、スプレイ液滴径に関しては添付資料7.2.1.1.10にて1.5mm以下となる流量として100m ³ /h以上が必要であることを示しているため、本資料は不要と考えます。	
8.急速減圧時の逃がし安全弁使用回数による評価への影響について		×	×	本資料は運転手順で手動操作により急速減圧を実施する際の逃がし安全弁の使用回数を定めているため、急速減圧時の逃がし安全弁使用回数による評価への影響を検討した資料となります。BWRの逃がし安全弁は多数あり、全ての弁を使用する訳ではないため本資料にて影響を評価しておりますが、泊の加圧器逃がし弁は2個であり手順上すべての加圧器逃がし弁を開操作することから本資料は不要と考えます。	
9.有効性評価における高圧注水成功後の急速減圧実施タイミングについて	(2次冷却系からの除熱機能喪失 添付資料7.1.1.4 2次冷却系からの除熱機能喪失における操作開始条件について)	×	×	本資料は急速減圧開始のタイミングについて有効性評価上の仮定と実際の運転員操作のタイミングに相違があるため、実際に想定される減圧開始のタイミングでも成立性に問題ないことを示したものです。PWRでは、「2次系からの除熱機能喪失」におけるフィードアンドブリード開始のタイミングがこれに相当するものと考えられますが、添付資料7.1.1.4の中でフィードアンドブリード操作開始のタイミングに関する感度解析を示しているため、新規資料までは不要と考えます。	
10.有効性評価における解析条件の変更等について		×	×	本資料は有効性評価における解析条件の変更等を時系列毎にまとめたものであるが、泊3号炉では審査会後に解析条件の変更等を行っていないことから本資料は作成は不要と考えます。	
11.原子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系の流量について		×	×	本資料はベントに関する資料であり、SA有効性評価の範疇においてベントはBWRに特有設備のため、PWRにおいて本資料は不要と考えます。	
12.外部電源の設定の考え方について	4.外部電源の設定の考え方について	×⇒○	×⇒○		

プラント		泊3号炉 作成状況		改善後もまとの資料を 作成しない理由	改善の結果まとの資料または比較表を新たに作成することとした理由 もしくは 改善の結果記載の充実を図ることとした理由
女川	泊	まとの資料	比較表		
13.破裂判定曲線適用にあたっての水素濃度等の影響について		X	X	本資料ではBWR燃料について燃焼度と水素吸収による被覆管破裂挙動への影響を考察しています。PWRの有効性評価では、被覆管最高温度の観点で厳しい燃焼初期の燃料を評価対象としており、また、被ばく評価（事故時被ばく[DBA]）で想定する燃料被覆管破損割合は保守的な仮定として全数破損を想定することから、PWRにおいて本資料は不要と考えます。	
14.外部水源注水量限界について		X	X	本資料はサブプレッションチェンバ内におけるペントラインの水没防止のため、外部水源注水量限界を設けていることの説明したものです。PWRの有効性評価の範疇においてペントラインによるCV減圧には期待していないことから、ペントラインはBWR特有設備と言え、PWRにおいて本資料は不要と考えます。	
15.格納容器冷却及び除熱手段の運用について		X	X	本資料は、格納容器の冷却手段として3つの手段を有し、それぞれ格納容器内の温度、圧力の計測値に応じて使い分けの考え方と事故シーケンスグループ毎の格納容器内パラメータのばらつきについて記載したものです。泊3号炉を含むPWRでは、原子炉格納容器内の温度、圧力値によって冷却方法を使い分ける運用となっていないため、当該資料はBWR特有であり、PWRにおいて本資料は不要と考えます。	
16.逃がし安全弁（SRV）出口温度計による炉心損傷の検知性について		X	X	本資料は炉心損傷開始の判断は格納容器内雰囲気放射線モニタにより行うものの、SRV出口温度計による炉心損傷の検知性について記載したものです。泊3号炉を含むPWRでは、CV内エアモニタである格納容器内高レンジエアモニタだけではなく炉心出口温度とのand条件で炉心損傷を判断するため、当該資料はBWR特有の資料であり、PWRにおいて本資料は不要と考えます。	
17.崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）における注水手段について		X	X	本資料は崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）の炉心注水手段として、有効性評価で想定する注水手段と事故手順で規定する注水手段の相違を整理し、いずれのAM策でも成立性に影響がないことを説明したものであり、BWR-5に特有なシーケンスにおける炉心注水の議論と考えます。したがって、本資料はBWR固有の事故シーケンスと緩和策について述べたものと解釈でき、PWRにおいて本資料は不要と考えます。	
18.G値を設計基準事故ベースとした場合の評価結果への影響（長期解析）		X	X	本資料では、BWRにおけるCVペント条件の議論（水の放射線分解による格納容器内の酸素濃度上昇を起点としたCVペントに関するG値の感度）がされています。有効性評価におけるCVペントはBWR特有のため、PWRにおいて本資料は不要と考えます。	
19.格納容器下部に落下する溶融デブリ評価条件と落下後の堆積に関する考慮	溶融炉心・コンクリート相互作用 添付資料7.2.5.5 原子炉格納容器下部に落下する溶融デブリ評価条件と落下後の体積に関する考慮	X⇒○	X⇒○		
20.溶融炉心・コンクリート相互作用に対するドライウェル床ドレンサンプの影響について	溶融炉心・コンクリート相互作用 添付資料7.2.5.4 溶融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器サンプの影響について	X⇒○	X⇒○		
21.格納容器下部外側鋼板の支持能力について		X	X	水蒸気爆発の発生を仮定した評価において、女川は原子炉圧力容器の支持機能を有するベダスタルを内側鋼板と外側鋼板に分けて考え、水蒸気爆発の影響を直接受ける内側と直接影響を受けない外側をそれぞれ評価していますが、泊は原子炉容器の支持機能を有する1次遮蔽壁は鉄筋コンクリート構造であり、内側・外側一体の全断面に対して水蒸気爆発の影響評価を行っています。このように女川と泊では構造が異なることから、本資料は不要と考えます。	

プラント	泊3号炉 作成状況	改善後もまとの資料を 作成しない理由		改善の結果まとの資料または比較表を新たに作成することとした理由 もしくは 改善の結果記載の充実を図ることとした理由
		まとの資料	比較表	
女川	泊			
22.溶融炉心の堆積高さの評価に関する考え方について	溶融炉心・コンクリート相互作用 添付資料7.2.5.6 溶融炉心の堆積高さの評価に関する考え方について	×⇒○	×⇒○	
23.溶融炉心落下位置が格納容器下部の中心軸から外れ、壁側に偏って落下した場合の影響評価		×	×	水蒸気爆発の発生を仮定した場合、女川は水蒸気爆発の負荷影響を受ける原子炉圧力容器の支持機能を有するベDESTALの構造物がPWRと比べて薄いため、仮に溶融炉心が構造壁近傍に落下して水蒸気爆発を起こした場合、影響が甚大となる可能性がある。一方、泊の原子炉下部キャビティの構造は女川に比べて非常に分厚く、爆発影響を受けるコンクリートは数mの厚さを持っているため、壁面近傍で爆発が発生したとしてもその影響は軽微であることから、本資料は不要と考えます。
24.コリウム流入防止対策の有効性評価		×	×	本資料はコリウム流入防止対策として女川が設置したコリウムシールドの有効性を評価したものであり、固化距離を評価することでコリウムがコリウムシールド内で固化することを確認したものである。泊ではコリウムシールドの設置は不要であり、女川特有の補足資料のため、泊において本資料は不要と考えます。
25.代替循環冷却系を使用した格納容器除熱の運用変更の検討について		×	×	女川では、格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）の対策として、代替循環冷却系による格納容器除熱を行うが、より効率的に格納容器温度を低下させるために設備変更を行っている。本資料は設備変更の検討内容をまとめたものであり、女川特有の資料のため、泊において本資料は不要と考えます。
26.外部水源注水量限界到達前後の対応について		×	×	本資料はCVフィルタベント操作に対する実施判断等の運用の見直しに係る内容であるため、PWRでは該当せず、本資料は不要と考えます。
27.FFRD現象の有効性評価への影響について	原子炉格納容器の除熱機能喪失 添付資料7.1.4.12 FFRD現象の有効性評価への影響について	×⇒○	×⇒○	
28.TBDシーケンスにおける燃料被覆管の水素化合物の再配向による影響について	ECCS注水機能喪失 添付資料7.1.6.13 燃料被覆管の水素化合物再配向による有効性評価への影響について	×⇒○	×⇒○	
29.原子炉圧力容器破損前の格納容器スプレイの検討について		×	×	女川は従来は水蒸気爆発評価の観点で原子炉圧力容器破損前にはCV下部水位が上昇しないようCVスプレイは実施していなかったが、本資料での検討結果を踏まえて、原子炉逃がし安全弁の環境緩和対策としてCVスプレイを実施する運用変更を行っています。本資料は運用変更の検討内容をまとめたものであり、女川特有の資料のため、泊において本資料は不要と考えます。
30.コリウムシールドの材料選定の考え方について		×	×	本資料はコリウムシールドの材料選定の考え方を整理した内容であり、泊ではコリウムシールドを設置しないことから、本資料は不要と考えます。
31.ジルコニウム (Zr) -水反応時の炉心損傷状態について	5.ジルコニウム (Zr) -水反応時の炉心損傷状態について	×⇒○	×⇒○	
32.格納容器内での無機よう素の沈着効果について		×	×	本資料は炉心損傷防止対策の有効性評価においてベントを実施する場合の被ばく評価に伴うものであり、PWRではベントを実施しないことから、本資料は不要と考えます。
33.水蒸気爆発実験と実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率の比較について	6.水蒸気爆発実験と実プラントの水蒸気爆発評価におけるエネルギー変換効率の比較について	×⇒○	×⇒○	
34.格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」で想定される評価事故シーケンスにおいて原子炉注水を考慮しない場合の影響について		×	×	本資料は格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」において、原子炉圧力容器破損後に原子炉圧力容器内に残存する溶融炉心デブリ冷却のための炉心注水を行うこととしているが、注水しない場合の感度解析の要否について検討を行ったもの。泊と女川では設備構成が異なることから、泊において本資料は不要と考えます。
35.Fragmentationによる微細な燃料片の発生可能性について	7.Fragmentationによる微細な燃料片の発生可能性について	×⇒○	×⇒○	

プラント		泊3号炉 作成状況		改善後もまとの資料を 作成しない理由	改善の結果まとの資料または比較表を新たに作成することとした理由 もしくは 改善の結果記載の充実を図ることとした理由
女川	泊	まとの資料	比較表		
36.物理現象の評価に用いる溶融炉心温度等の設定について	8.物理現象の評価に用いる溶融炉心温度等の設定について	×→○	×→○		
37.固化距離に及ばず流路断面積及び等価熱伝導度の影響について		×	×	本資料はコリウムシールド内における溶融炉心の固化距離に及ばず流路断面積及び等価熱伝導度の影響について、溶融合金の固化距離の評価に使われるFlemingsのモデルを用いて評価したものであり、補足説明資料30の別紙2で評価した“流路面積”と“除熱パスの等価熱伝導度”をパラメータとすることの妥当性を示す資料と考えます。補足説明資料30同様、泊ではコリウムシールドを設置しないことから、本資料は不要と考えます。	
38.原子炉圧力容器の高圧状態での破損を回避するための減圧操作について	(格納容器過温破損 添付資料7.2.1.2.6 加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧時間の感度解析について)	×	×	本資料は格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」における原子炉圧力容器減圧操作手順のタイミングについて記載しています。手順上の減圧のタイミングであるBAF+20%と炉心損傷の前後関係とその影響を考察していますが、泊では同シナリオにおいて原子炉減圧操作は炉心損傷後となるため、本資料は不要と考えます。(なお、泊でも添付資料7.2.1.2.6にて原子炉減圧操作のタイミングに関して感度解析を実施し影響を考察済み)	
39.原子炉格納容器フィルタベント系の大気拡散係数及び敷地境界線量に対する放出高さの感度評価について		×	×	本資料では、BWRにおける耐圧強化ベント系と原子炉格納容器フィルタベント系の評価条件の相違に関して大気拡散係数及び敷地境界線量に対する放出高さの観点で整理したものです。有効性評価におけるCVベントはBWR特有のため、PWRにおいて本資料は不要と考えます。	

プラント		泊3号炉 作成状況		改善後もまとの資料を 作成しない理由	改善の結果まとの資料または比較表を新たに作成することとした理由 もしくは 改善の結果記載の充実を図ることとした理由
女川	泊	まとの資料	比較表		
40.乾燥収縮及び地震影響によるコンクリートのひび割れが溶融炉心・コンクリート相互作用に及ぼす影響について		×	×	本資料は女川2号炉原子炉建屋が3.11地震等で観測された地震観測記録から建屋の初期剛性が設計で考慮している初期剛性に比べ低下している傾向が確認されたため、乾燥収縮及び地震影響によるコンクリートのひび割れが溶融炉心・コンクリート相互作用に及ぼす影響について考察しています。泊3号炉では同様の傾向は確認されていないため、本資料は不要と考えます。	
41.有効性評価における格納容器内の水素及び酸素排出等について		×	×	女川の格納容器破損モード「水素燃焼」では、格納容器の水素燃焼での破損を回避するために、水の放射線分解により発生する酸素への中長期的な対応として、可搬型窒素ガス供給装置による窒素供給、原子炉格納容器フィルタベント系による水素及び酸素排出を行う手順としている。本資料では有効性評価の事象進展において、LOCA後のブローダウンによる影響でドライウェルにおける酸素濃度がドライ条件で可燃限界である5vol%を上回る結果になったことから、事象初期における酸素濃度上昇に伴う水素及び排出等の判断基準の考え方及び解析上の操作条件と手順の関係を示している。泊では窒素供給や水素及び酸素排出を水素燃焼対策としていないことから、本資料は不要と考えます。	
42.各種評価における溶融炉心物性の整理	9.各種評価における溶融炉心物性の整理	×⇒○	×⇒○		
43.溶融燃料-冷却材相互作用（FCI）発生時のエネルギー低減策について		×	×	本資料は水蒸気爆発により格納容器破損に至るシナリオの重要性を踏まえ更なる安全性向上を目的としてFCI発生時のエネルギー低減策について検討したものです。泊では原子炉下部キャビティで水蒸気爆発が発生した場合の爆発負荷を合理的な範囲で最も保守的となるように評価し、その爆発負荷に対して原子炉格納容器の構造健全性が維持されることを確認しています。したがって泊ではコリウムバッファを設置する計画はないため、本資料は不要と考えます。	