

資料 2 - 4

泊発電所 3 号炉審査資料

提出年月日

令和5年7月31日

泊発電所 3 号炉
重大事故等対策の有効性評価
比較表

令和 5 年 7 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。

目次

- 6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方
 - 6.1. 概要
 - 6.2. 評価対象の整理及び評価項目の設定
 - 6.3. 評価にあたって考慮する事項
 - 6.4. 有効性評価に使用する計算プログラム
 - 6.5. 有効性評価における解析の条件設定の方針
 - 6.6. 解析の実施方針
 - 6.7. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針
 - 6.8. 必要な要員及び資源の評価方針
 - 6.9. 参考文献

- 7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価
 - 7.1. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 - 7.1.1. 2次冷却系からの除熱機能喪失
 - 7.1.2. 全交流動力電源喪失
 - 7.1.3. 原子炉補機冷却機能喪失
 - 7.1.4. 原子炉格納容器の除熱機能喪失
 - 7.1.5. 原子炉停止機能喪失
 - 7.1.6. ECCS 注水機能喪失
 - 7.1.7. ECCS 再循環機能喪失
 - 7.1.8. 格納容器バイパス
 - 7.2. 重大事故
 - 7.2.1. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
 - 7.2.2. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
 - 7.2.3. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
 - 7.2.4. 水素燃焼
 - 7.2.5. 溶融炉心・コンクリート相互作用
 - 7.3. 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故
 - 7.3.1. 想定事故1
 - 7.3.2. 想定事故2

- 7.4. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 - 7.4.1. 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
 - 7.4.2. 全交流動力電源喪失
 - 7.4.3. 原子炉冷却材の流出
 - 7.4.4. 反応度の誤投入
- 7.5. 必要な要員及び資源の評価
 - 7.5.1. 必要な要員及び資源の評価条件
 - 7.5.2. 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果
 - 7.5.3. 重大事故等対策時に必要な水源、燃料及び電源の評価結果

付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE6-9 r.10.0
提出年月日	令和5年7月31日

泊発電所3号炉
重大事故等対策の有効性評価
比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の
有効性評価の基本的考え方

令和5年7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。

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
比較結果等をとりまとめた資料			
1. 先行審査実績等を踏まえた泊3号炉まとめ資料の変更状況(2017年3月以降)			
1-1) 設計方針・運用・体制などを変更し、まとめ資料を修正した箇所と理由			
a. 大飯3 / 4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし			
b. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし			
c. 他社審査会合の指摘事項等を確認した結果、変更したもの : なし			
d. 当社が自主的に変更したもの : 下記1件 ・想定事故の評価において、事象発生から沸騰するまでの時間を評価するピットをA-使用済燃料ピットから実運用を考慮しB-使用済燃料ピットに変更【比較表 P60】			
1-2) 設計方針・運用・体制を変更するものではないが、まとめ資料の記載の充実を行った箇所と理由			
a. 大飯3 / 4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし			
b. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : 下記3件 ・各重要事故シーケンス等における安全機能の喪失に対する仮定をまとめた添付資料を女川に倣い作成（添付資料 6.3.4）【比較表 P34】 ・安全評価における評価対象の燃料の種類に関して、女川と同様の内容を添付資料化（添付資料 6.3.5）【比較表 P36】 ・技術的能力の各対応手段と有効性評価の関係を示した表を女川に倣い追加（第 6.2.1 表（2 / 8）～（8 / 8）を追加）【比較表 P68～70】			
c. 他社審査会合の指摘事項等を確認した結果、変更したもの : なし			
d. 当社が自主的に変更したもの : なし			
1-3) バックフィット関連事項 なし			
2. 大飯3 / 4号炉まとめ資料との比較結果の概要			
2-1) 泊3号炉の特徴について			
・泊3号は他のPWR3ループプラントに比べて以下の特徴がある（添付資料 6.5.8）			
●補助給水流量が小さい : 「全交流動力電源喪失」では、蒸気発生器保有水量の回復が遅くなる傾向がある			
●余熱除去ポンプの注入特性（高圧時の注入流量が若干多い） : 「ECCS 注水機能喪失（2インチ破断）」では、燃料が露出せず終始冠水状態となる			
●CV 関連パラメータ（CV 自由体積が若干小さく、格納容器再循環ユニットの除熱特性も若干低い） : 原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器雰囲気温度が高めに推移する傾向がある			
2-2) 主な相違（1 / 2）			
項目	大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
代替格納容器スプレイに使用するポンプ	恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプ	代替格納容器スプレイポンプ	設計の相違 ・代替格納容器スプレイに関しては、大飯は燃料取替用水ピットと海水を水源として、異なる2種類のポンプで注水するが、泊は燃料取替用水ピットを水源とするポンプを使用し、燃料取替用水ピットが枯渇する前までに海水をピットに補給することでスプレイを継続することが可能な設計となっている（1台のポンプでスプレイを継続する点では伊方と同様）

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
2-2) 主な相違 (2 / 2)			
項目	大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
停止時の有効性評価の燃料損傷防止対策	蓄圧注入に期待	蓄圧注入に期待しない	設計の相違 ・泊は代替格納容器スプレイポンプの起動に対する余裕時間があり、また誤操作・誤動作の防止や作業員の安全の確保の観点から蓄圧タンクを炉心注水手段とはしていない（伊方と同様）
重大事故等の同時発生の考慮	発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時に発生することも想定	考慮しない	評価条件の相違 ・大飯3 / 4号機はツインプラントなのに対して、泊3号機はシングルプラントであり、泊1 / 2号機は停止中を想定しているため重大事故等の同時発生の考慮に関する記載はしていない（女川と同様）
2-3) 相違の識別の省略			
相違理由	大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違が生じている理由
設備名称の相違	大容量ポンプ	可搬型大型送水ポンプ車	-
	恒設代替低圧注水ポンプ	代替格納容器スプレイポンプ	-
	1次冷却材管	1次冷却材配管	-
記載表現の相違	原子炉施設	発電用原子炉施設	泊では読み替えを実施しない
	内部事象レベル1 PRA	内部事象運転時レベル1 PRA	(女川と同様)
	内部事象レベル1、5 PRA	内部事象運転時レベル1.5 PRA	(女川と同様)
	地震 PRA	地震レベル1 PRA	(女川と同様)
	津波 PRA	津波レベル1 PRA	(女川と同様)
	停止時レベル1 PRA	内部事象停止時レベル1 PRA	(女川と同様)
	事故(の)進展	事象進展	(女川と同様)
	共通要因故障	共通原因故障	(女川と同様)
燃料取り出し	燃料取出	-	
2-4) その他			
・泊の「6.2.1.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定」については、地震 PRA 及び津波 PRA の評価結果に因っては重要事故シーケンスの選定結果が変更になり得る。このため、現在の記載は暫定の評価結果に基づいた記載であり、変更になる場合には改めて説明する。			

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方</p> <p>1.1 概要</p> <p>本原子炉施設（以下「原子炉施設」という。）において、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」、「運転中の原子炉における重大事故」、「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」及び「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」（以下「重大事故等」という。）が発生した場合にも、炉心や燃料体の著しい損傷の防止あるいは原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水準の放出の防止に講じている措置（以下「重大事故等対策」という。）が有効であることを示すため、以下のとおり、評価対象とする事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設定した上で、計算プログラムを用いた解析等を踏まえて、設備、手順及び体制の有効性を評価する。</p> <p>1.1.1 評価対象の整理及び評価項目の設定</p> <p>本原子炉施設を対象とした確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の知見等を踏まえ、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じである事故シーケンスのグループ化を行い、措置の有効性を確認するための代表的な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス等」という。）を選定して、対応する措置の有効性評価を行う。</p> <p>有効性評価に際しては、事故の様相やプラントの特徴を踏まえて有効性を確認するための評価項目を設ける。</p> <p>具体的には「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」による。</p> <p>1.1.2 評価に当たって考慮する事項</p> <p>有効性評価は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合性状況説明資料（以下「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」という。）で講じている措置のうち、「設置許可基準規則等への適合性について（重大事故等対処設備）」で重大事故等対処設備としている設備を用いたものを対象とするが、手順及び体制としてはその他の措置との関係を含めて必要となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理し</p>	<p>1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方</p> <p>1.1 概要</p> <p>本発電用原子炉施設において、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」、「運転中の原子炉における重大事故」、「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」及び「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」（以下「重大事故等」という。）が発生した場合にも、炉心や燃料の著しい損傷の防止あるいは原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の破損及び敷地外への放射性物質の異常な水準の放出の防止に講じている措置（以下「重大事故等対策」という。）が有効であることを示すため、以下のとおり、評価対象とする事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設定した上で、計算プログラムを用いた解析等の結果を踏まえて、設備、手順及び体制の有効性を評価する。</p> <p>1.1.1 評価対象の整理及び評価項目の設定</p> <p>本発電用原子炉施設を対象とした確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の知見等を踏まえ、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じである事故シーケンスのグループ化を行い、措置の有効性を確認するための代表的な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス等」という。）を選定して、対応する措置の有効性評価を行う。</p> <p>有効性評価に際しては、事故の様相やプラントの特徴を踏まえて有効性を確認するための評価項目を設ける。</p> <p>具体的には「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」による。</p> <p>1.1.2 評価に当たって考慮する事項</p> <p>有効性評価は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合性状況説明資料（以下「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」という。）で講じている措置のうち、「重大事故等対処設備について」で重大事故等対処設備としている設備を用いたものを対象とするが、手順及び体制としてはその他の措置との関係を含めて必要となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理した上で、安全機能の喪失に対する仮定、</p>	<p>6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方</p> <p>6.1 概要</p> <p>本発電用原子炉施設において、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」、「運転中の原子炉における重大事故」、「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」及び「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」（以下「重大事故等」という。）が発生した場合にも、炉心や燃料体の著しい損傷の防止あるいは原子炉格納容器の破損及び敷地外への放射性物質の異常な水準の放出の防止に講じている措置（以下「重大事故等対策」という。）が有効であることを示すため、以下のとおり、評価対象とする事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設定した上で、計算プログラムを用いた解析等を踏まえて、設備、手順及び体制の有効性を評価する。</p> <p>6.1.1 評価対象の整理及び評価項目の設定</p> <p>本発電用原子炉施設を対象とした確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の知見等を踏まえ、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じである事故シーケンスのグループ化を行い、措置の有効性を確認するための代表的な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス等」という。）を選定して、対応する措置の有効性評価を行う。</p> <p>有効性評価に際しては、事故の様相やプラントの特徴を踏まえて有効性を確認するための評価項目を設ける。</p> <p>具体的には「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」による。</p> <p>6.1.2 評価に当たって考慮する事項</p> <p>有効性評価は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合性状況説明資料（以下「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」という。）で講じている措置のうち、「設置許可基準規則等への適合性について（重大事故等対処設備）」で重大事故等対処設備としている設備を用いたものを対象とするが、手順及び体制としてはその他の措置との関係を含めて必要となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理し</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>た上で、安全機能の喪失に対する仮定、外部電源に対する仮定、単一故障に対する仮定及び運転員等の操作時間に対する仮定等を考慮して、原則として事故が収束し、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については原子炉が安定停止状態に、「運転中の原子炉における重大事故」については原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に、「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」については使用済燃料ピットの水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に、「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については原子炉が安定状態（以下「原子炉等が安定停止状態等」という。）に導かれる時点までを対象とする。</p> <p>具体的には「1.3 評価に当たって考慮する事項」による。</p> <p>1.1.3 有効性評価に使用する計算プログラム</p> <p>有効性評価において使用する計算プログラム（以下「解析コード」という。）は、事故シーケンスの特徴に応じて、評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象や措置に係る運転員等の判断や操作時間に有意な影響を与える現象（以下「重要現象」という。）がモデル化されており、実験等を基に検証され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものを選定して使用する。</p> <p>具体的には「1.4 有効性評価に使用する計算プログラム」に示す解析コードを使用する。</p> <p>1.1.4 有効性評価における解析の条件設定</p> <p>有効性評価における解析の条件設定については、「1.3 評価に当たって考慮する事項」による仮定等を考慮するとともに、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とする。また、解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。</p> <p>具体的には「1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」による。</p>	<p>外部電源に対する仮定、単一故障に対する仮定、運転員等（運転員と重大事故等対応要員）の操作時間に対する仮定等を考慮して、原則として事故が収束し、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については原子炉が安定停止状態に、「運転中の原子炉における重大事故」については原子炉及び格納容器が安定状態に、「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」については使用済燃料プール（以下「燃料プール」という。）水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に、「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については原子炉が安定状態（以下「原子炉等が安定停止状態等」という。）に導かれる時点までを対象とする。</p> <p>具体的には「1.3 評価に当たって考慮する事項」による。</p> <p>1.1.3 有効性評価に使用する計算プログラム</p> <p>有効性評価において使用する計算プログラム（以下「解析コード」という。）は、事故シーケンスの特徴に応じて、評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象や運転員等操作に有意な影響を与える現象（以下「重要現象」という。）がモデル化されており、実験等を基に妥当性が確認され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものを選定して使用する。</p> <p>具体的には「1.4 有効性評価に使用する計算プログラム」に示す解析コードを使用する。</p> <p>1.1.4 有効性評価における解析の条件設定</p> <p>有効性評価における解析の条件設定については、「1.3 評価に当たって考慮する事項」による仮定等を考慮するとともに、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とする。また、解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。</p> <p>具体的には「1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」による。</p>	<p>た上で、安全機能の喪失に対する仮定、外部電源に対する仮定、単一故障に対する仮定、運転員等（運転員、災害対策要員及び災害対策要員（支援））の操作時間に対する仮定等を考慮して、原則として事故が収束し、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については原子炉が安定停止状態に、「運転中の原子炉における重大事故」については原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に、「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」については使用済燃料ピットの水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に、「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については原子炉が安定状態（以下「原子炉等が安定停止状態等」という。）に導かれる時点までを対象とする。</p> <p>具体的には「6.3 評価に当たって考慮する事項」による。</p> <p>6.1.3 有効性評価に使用する計算プログラム</p> <p>有効性評価において使用する計算プログラム（以下「解析コード」という。）は、事故シーケンスの特徴に応じて、評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象や措置に係る運転員等操作に有意な影響を与える現象（以下「重要現象」という。）がモデル化されており、実験等を基に妥当性が確認され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものを選定して使用する。</p> <p>具体的には「6.4 有効性評価に使用する計算プログラム」に示す解析コードを使用する。</p> <p>6.1.4 有効性評価における解析の条件設定</p> <p>有効性評価における解析の条件設定については、「6.3 評価に当たって考慮する事項」による仮定等を考慮するとともに、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とする。また、解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。</p> <p>具体的には「6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」による。</p>	<p>記載表現の相違 (女川実績の反映)</p> <p>記載表現の相違 (女川実績の反映)</p> <p>(添付資料 6.1.1) 添付資料の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1.1.5 解析の実施</p> <p>有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、事象進展が適切に解析されていることを確認し、その結果を明示する。</p> <p>なお、事象進展の特徴や厳しさを踏まえ、解析以外の方法で原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが合理的に説明できる場合はこの限りではない。</p> <p>1.1.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認し、それらの影響を踏まえても、措置の実現性に問題なく、評価項目を満足することを感度解析等により確認する。</p> <p>具体的には「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」による。</p> <p>1.1.7 必要な要員及び資源の評価</p> <p>必要な要員及び資源については、発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することを想定して整備することから、それぞれの観点から最も厳しい重大事故等を考慮しても、少なくとも外部支援がないものとして所内単独での措置を7日間継続して実施できることを確認する。</p> <p>具体的には「1.8 必要な要員及び資源の評価方針」による。</p>	<p>1.1.5 解析の実施</p> <p>有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、その結果を明示する。</p> <p>なお、事象進展の特徴や厳しさを踏まえ、解析以外の方法で原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが合理的に説明できる場合はこの限りではない。</p> <p>1.1.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認し、それらの影響を踏まえても、措置の実現性に問題なく、評価項目を満足することを感度解析等により確認する。</p> <p>具体的には「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」による。</p> <p>1.1.7 必要な要員及び資源の評価</p> <p>必要な要員及び資源については、少なくとも外部支援がないものとして所内単独での措置を7日間継続して実施できることを確認する。</p> <p>具体的には「1.8 必要な要員及び資源の評価方針」による。</p>	<p>6.1.5 解析の実施</p> <p>有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、その結果を明示する。</p> <p>なお、事象進展の特徴や厳しさを踏まえ、解析以外の方法で原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが合理的に説明できる場合はこの限りではない。</p> <p>6.1.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認し、それらの影響を踏まえても、措置の実現性に問題なく、評価項目を満足することを感度解析等により確認する。</p> <p>具体的には「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」による。</p> <p>6.1.7 必要な要員及び資源の評価</p> <p>必要な要員及び資源については、少なくとも外部支援がないものとして所内単独での措置を7日間継続して実施できることを確認する。</p> <p>具体的には「6.8 必要な要員及び資源の評価方針」による。</p>	<p>・泊では有効性評価における解析入力条件に関する添付資料を作成（高浜3/4号炉と同様）</p> <p>記載表現の相違 (女川実績の反映)</p> <p>記載表現の相違 (女川実績の反映)</p> <p>評価条件の相違 ・泊はシングルプラント評価のためツインプラントでの評価である大阪とは評価条件が異なる（女川と同様）</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定</p> <p>重大事故等対策の有効性を確認するため、重大事故等のそれぞれについて、以下のとおり、事故シーケンスのグループ化、重要事故シーケンス等の選定及び有効性を確認するための評価項目の設定を行う。</p> <p>炉心損傷防止対策及び運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスグループ並びに格納容器破損防止対策の有効性を確認する格納容器破損モード（以下「事故シーケンスグループ等」という。）の選定に当たっては、アクシデントマネジメント策や緊急安全対策等を考慮しない仮想的なプラント状態を評価対象として実施したPRAの結果を活用する。</p> <p>「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に対しては、原子炉施設内部の原因によって引き起こされる起因事象（以下「内部事象」という。）レベル1 PRAに加えて、PRAが適用可能な外部事象として地震、津波それぞれのレベル1 PRAを活用する。「運転中の原子炉における重大事故」に対しては、内部事象レベル1.5 PRAを活用する。「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に対しては、停止時レベル1 PRAを活用する。</p> <p>PRAを実施した結果、本原子炉施設の運転中の炉心損傷頻度は10^{-5}/炉年程度、格納容器破損頻度は10^{-5}/炉年程度、運転停止中の炉心損傷頻度は10^{-4}/炉年程度である。</p> <p>また、PRAが適用可能でない外部事象については、定性的な検討から発生する事故シーケンスの分析を行い、新たに追加すべき事故シーケンスグループ等がないことを確認した。</p> <p>事故シーケンスグループ等の選定の考え方については、「付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」に示す。</p>	<p>1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定</p> <p>重大事故等対策の有効性を確認するため、重大事故等のそれぞれについて、以下のとおり、事故シーケンスのグループ化、重要事故シーケンス等の選定及び有効性を確認するための評価項目の設定を行う。</p> <p>炉心損傷防止対策及び運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスグループ並びに格納容器破損防止対策の有効性を確認する格納容器破損モード（以下「事故シーケンスグループ等」という。）の選定に当たっては、アクシデントマネジメント策や緊急安全対策等を考慮しない仮想的なプラント状態を評価対象として実施したPRAの結果を活用する。</p> <p>「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に対しては、発電用原子炉施設内部の原因によって引き起こされる事象（以下「内部事象」という。）を対象とする内部事象運転時レベル1 PRAに加えて、PRAが適用可能な外部事象として地震及び津波それぞれのレベル1 PRAを活用する。「運転中の原子炉における重大事故」に対しては、内部事象運転時レベル1.5 PRAを活用する。「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に対しては、内部事象停止時レベル1 PRAを活用する。</p> <p>PRAを実施した結果、本発電用原子炉施設の運転中の炉心損傷頻度は10^{-4}/炉年程度、格納容器破損頻度は10^{-4}/炉年程度、運転停止中の炉心損傷頻度は10^{-6}/定期検査程度である。</p> <p>また、現状PRAが適用できない地震及び津波以外の外部事象については、当該外部事象により誘発される起因事象について分析を実施した結果、いずれも内部事象レベル1 PRA、地震レベル1 PRA又は津波レベル1 PRAのいずれかで想定する起因事象に包絡されること及び炉心損傷後の格納容器内の事象進展は内部事象と同等であると考えられることから、新たに追加すべき事故シーケンスグループ等はない。</p>	<p>6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定</p> <p>重大事故等対策の有効性を確認するため、重大事故等のそれぞれについて、以下のとおり、事故シーケンスのグループ化、重要事故シーケンス等の選定及び有効性を確認するための評価項目の設定を行う。</p> <p>炉心損傷防止対策及び運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスグループ並びに格納容器破損防止対策の有効性を確認する格納容器破損モード（以下「事故シーケンスグループ等」という。）の選定に当たっては、アクシデントマネジメント策や緊急安全対策等を考慮しない仮想的なプラント状態を評価対象として実施したPRAの結果を活用する。</p> <p>「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に対しては、発電用原子炉施設内部の原因によって引き起こされる事象（以下「内部事象」という。）を対象とする内部事象運転時レベル1 PRAに加えて、PRAが適用可能な外部事象として地震及び津波それぞれのレベル1 PRAを活用する。「運転中の原子炉における重大事故」に対しては、内部事象運転時レベル1.5 PRAを活用する。「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に対しては、内部事象停止時レベル1 PRAを活用する。</p> <p>PRAを実施した結果、本発電用原子炉施設の運転中の炉心損傷頻度は10^{-4}/炉年程度、格納容器破損頻度は10^{-4}/炉年程度、運転停止中の炉心損傷頻度は10^{-4}/炉年程度である。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center; margin: 10px auto; width: fit-content;"> 追而 【地震 PRA、津波 PRA の反映】 </div> <p>また、現状PRAが適用できない地震及び津波以外の外部事象については、当該外部事象により誘発される起因事象について分析を実施した結果、いずれも内部事象レベル1 PRA、地震レベル1 PRA又は津波レベル1 PRAのいずれかで想定する起因事象に包絡されること及び炉心損傷後の原子炉格納容器内の事象進展は内部事象と同等であると考えられることから、新たに追加すべき事故シーケンスグループ等はない。</p>	<p>記載表現の相違 （女川図説の反映）</p> <p>評価結果の相違 ・PRAの評価結果の相違</p> <p>記載方針の相違 （女川図説の反映） （評価方針は大飯と同様）</p> <p>記載箇所の相違 （女川図説の反映） ・泊は本項目の最後に</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>なお、有効性評価における重要事故シーケンスと「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「技術的能力審査基準」という。）」、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」との関連を第1.2.1表に示す。</p> <p>1.2.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>1.2.1.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定</p> <p>「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉施設の安全性を損なうことがないよう設計することが求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故シーケンスを、本原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえ事故シーケンスグループにグループ化し、事故シーケンスグループごとに重要事故</p>	<p>なお、有効性評価における重要事故シーケンスと「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「技術的能力審査基準」という。）」、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」との関連を第1.2.1表に示す。</p> <p>ここで記載している事故シーケンスグループ等の選定の考え方については、「付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」に示す。</p> <p>1.2.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>1.2.1.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定</p> <p>「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対し、発電用原子炉施設の安全性を損なうことがないよう設計することが求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故シーケンスを、本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえてグループ化し、それぞれに対して重要事故シーケンスを選定し、評</p>	<p>なお、有効性評価における重要事故シーケンスと「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「技術的能力審査基準」という。）」、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則（以下「設置許可基準規則」という。）」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」との関連を第6.2.1表に示す。</p> <p>ここで記載している事故シーケンスグループ等の選定の考え方については、「付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」に示す。</p> <p>6.2.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; text-align: center; margin: 10px auto; width: fit-content;"> <p>追而 【地震 PRA、津波 PRA の反映】</p> </div> <p>6.2.1.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定</p> <p>「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対し、発電用原子炉施設の安全性を損なうことがないよう設計することが求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故シーケンスを、本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえてグループ化し、それぞれに対して重要事故シーケンスを選定し、評</p>	<p>記載</p> <p>記載箇所の相違 (女川1号機)の反映 ・大綱1前ページの最後に記載</p> <p>【追而】 泊の6.2.1.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定」については、地震PRA及び津波PRAの評価結果に因っては重要事故シーケンスの選定結果が変更になり得る。このため、現在の記載は暫定の評価結果に基づいた記載であり、変更となる場合には改めて説明する。</p> <p>記載表現の相違 (女川1号機)の反映</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>シーケンスを選定して評価を行う。</p> <p>(1) 事故シーケンスの抽出</p> <p>内部事象レベル1 PRAにおいては、各起因事象の発生から炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段等の成功及び失敗の組合せを網羅的に分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスをイベントツリーから抽出する。複数の緩和機能が喪失する場合、事象発生後に要求される安全機能の時系列に着目し、炉心損傷の直接要因となる安全機能が喪失する事故シーケンスに整理する。第1.2.1図に内部事象PRAにおけるイベントツリーを示す。</p> <p>地震PRA及び津波PRAにおいては、建屋、構築物、大型機器等の大規模な損傷が発生し、直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスや、地震や津波により複数の機器等が同時に損傷し炉心損傷に至る事故シーケンスについても取り扱う。具体的には、地震PRA及び津波PRAでは、内部事象PRAで想定していない複数機器、複数機能の同時喪失を伴う事象の発生を想定しており、発生する可能性のある起因事象をプラントへ与える影響度の高いものから起因事象階層イベントツリーで整理し、複合的な事象発生組合せを含めた事故シーケンスを抽出する。第1.2.2図に地震PRA階層イベントツリー、第1.2.3図に津波PRA階層イベントツリーを示す。</p> <p>地震PRAでは、建屋の損傷や原子炉容器等の大型静的機器の損傷、電気盤の損傷に伴う複数機能の同時喪失（複数の信号系損傷）等、緩和設備に期待できない事象も抽出しており、これらは直接炉心損傷に至る事象として取り扱う。</p> <p>また、津波PRAでは、津波襲来時の到達水位に応じて複数の機器が同時に機能喪失することを想定しており、同一フロアに設置されている複数の電気設備が機能を喪失する事象は、緩和設備に期待できない直接炉心損傷に至る事象として取り扱う。</p>	<p>価を行う。</p> <p>(1) 事故シーケンスの抽出</p> <p>内部事象運転時レベル1 PRAにおいては、各起因事象の発生から炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段等の成功及び失敗の組合せをイベントツリーを用いて網羅的に分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出する。第1.2.1図に内部事象運転時レベル1 PRAにおけるイベントツリーを示す。</p> <p>地震レベル1 PRA及び津波レベル1 PRAにおいては、内部事象と同様にイベントツリーを用いた分析を実施し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出する。第1.2.2図に地震レベル1 PRAの階層イベントツリーを、第1.2.3図に地震レベル1 PRAのイベントツリーを、第1.2.4図に津波レベル1 PRAのイベントツリーを示す。地震や津波の場合、各安全機能の喪失に至るプロセスは異なるものの、喪失する安全機能が内部事象と同じであれば、炉心損傷を防止するための緩和手段も同じであるため、事故シーケンスは内部事象と同じである。また、地震レベル1 PRA及び津波レベル1 PRAでは、複数の安全機能が地震又は津波によって同時に損傷する事象や、建屋・構築物等の損傷の発生により直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスも取り扱う。</p> <p>具体的には、地震レベル1 PRAでは、建屋の損傷や原子炉圧力容器等の大型静的機器の損傷、計測・制御系喪失によって発電用原子炉施設が監視及び制御不能となる事象等、緩和設備への影響範囲や影響程度等を明確にすることが困難な事象を抽出しており、これらは直接、炉心損傷に至る事象として取り扱う。</p> <p>津波レベル1 PRAでは、浸水高さに応じて、当該高さに設置されている安全機能が機能喪失する評価モデルとしており、浸水高さに応じた安全機能の喪失の状態ごとに津波特有のシーケンスとして抽出する。</p>	<p>価を行う。</p> <p>(1) 事故シーケンスの抽出</p> <p>内部事象運転時レベル1 PRAにおいては、各起因事象の発生から炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段等の成功及び失敗の組合せをイベントツリーを用いて網羅的に分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出する。第6.2.1図に内部事象運転時レベル1 PRAにおけるイベントツリーを示す。</p> <p>地震レベル1 PRA及び津波レベル1 PRAにおいては、内部事象と同様にイベントツリーを用いた分析を実施し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出する。第6.2.2図に地震レベル1 PRAの階層イベントツリーを、第6.2.3図に津波レベル1 PRAのイベントツリーを示す。地震や津波の場合、各安全機能の喪失に至るプロセスは異なるものの、喪失する安全機能が内部事象と同じであれば、炉心損傷を防止するための緩和手段も同じであるため、事故シーケンスは内部事象と同じである。また、地震レベル1 PRA及び津波レベル1 PRAでは、複数の安全機能が地震又は津波によって同時に損傷する事象や、建屋・構築物等の損傷の発生により直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスも取り扱う。</p> <p>具体的には、地震レベル1 PRAでは、建屋の損傷や原子炉容器等の大型静的機器の損傷、電気盤の損傷に伴う複数機能の同時喪失（複数の信号系損傷）等、緩和設備への影響範囲や影響程度等を明確にすることが困難な事象を抽出しており、これらは直接、炉心損傷に至る事象として取り扱う。</p> <p>津波レベル1 PRAでは、浸水高さに応じて、当該高さに設置されている安全機能が機能喪失する評価モデルとしており、浸水高さに応じた安全機能の喪失の状態ごとに津波特有のシーケンスとして抽出する。</p>	<p>記載表現の相違 (女川図式の反映)</p> <p>記載方針の相違 (女川図式の反映) (評価方針は大飯と同様)</p> <p>記載方針の相違 (女川図式の反映) (評価方針は大飯と同様)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>なお、1次冷却材管の破断による原子炉冷却材喪失(以下「LOCA」という。)を想定する場合の配管の破断規模については、非常用炉心冷却設備(以下「ECCS」という。)の特徴を踏まえたPRA上の取扱いにしたい、以下のとおり分類する。</p> <p>a. 大破断LOCA</p> <p>1次冷却材管の両端破断のように、事象初期に急激な1次冷却系の減圧を生じるもので、蓄圧注入系及び低圧注入系により炉心冷却が可能となる規模のLOCAである。</p> <p>b. 中破断LOCA</p> <p>大破断LOCAと比較して破断口が小さく、1次冷却系の減圧が比較的緩やかで、蓄圧注入系及び高圧注入系により炉心冷却が可能となる規模のLOCAである。</p> <p>c. 小破断LOCA</p> <p>中破断LOCAよりもさらに破断口が小さく、高圧注入系による1次冷却材の補填と、2次冷却系による崩壊熱除去が可能となる規模のLOCAである。</p> <p>d. Excess LOCA</p> <p>大破断LOCAを上回る規模のLOCAであり、ECCS注水の成否にかかわらず炉心損傷に至る。</p> <p>(2) 事故シーケンスのグループ化</p> <p>PRAの知見を活用して抽出した事故シーケンスを、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう、炉心損傷に至る主要因の観点から以下の事故シーケンスグループに分類する。</p>	<p>なお、原子炉冷却材喪失事故(以下「LOCA」という。)では、原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の流出規模によりプラント応答、成功基準等が異なるため、流出の規模に応じて以下のとおり分類する。</p> <p>a. 大破断LOCA</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の両端破断のように、事象初期に急激な原子炉減圧を伴うもので、自動減圧系の作動なしに低圧注水系によって冷却が可能となる規模のLOCAである。</p> <p>b. 中破断LOCA</p> <p>大破断LOCAと比較して破断口径が小さく、原子炉減圧が緩やかなもので、低圧注水系による炉心冷却には自動減圧系の作動が必要となる規模のLOCAである。また、流出量は原子炉隔離時冷却系の容量以上であり、原子炉隔離時冷却系のみでの水位確保は不可能である。</p> <p>c. 小破断LOCA</p> <p>中破断LOCAより破断口径が小さなもので、原子炉隔離時冷却系のみでの水位確保が可能な規模のLOCAである。また、原子炉減圧が緩やかなため、低圧注水系による炉心冷却には、自動減圧系の作動が必要である。</p> <p>d. Excessive LOCA(以下「E-LOCA」という。)</p> <p>大破断LOCAを上回る規模のLOCAであり、非常用炉心冷却系(以下「ECCS」という。))の注水の成否にかかわらず炉心損傷に至る。</p> <p>(2) 事故シーケンスのグループ化</p> <p>PRAの知見を活用して抽出した事故シーケンスを、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう、炉心損傷に至る主要因の観点から以下の事故シーケンスグループに分類する。</p> <p>なお、PRAではLOCA時の注水機能喪失事故シーケンスを、破断口径の大きさに応じて大破断LOCA、中破断LOCA及び小破断LOCAに詳細化して抽出しているが、いずれもLOCA時の注水機能喪失を伴う事故シーケンスグループで</p>	<p>なお、1次冷却材配管の破断による原子炉冷却材喪失(以下「LOCA」という。)を想定する場合の配管の破断規模については、非常用炉心冷却設備(以下「ECCS」という。)の特徴を踏まえたPRA上の取扱いに従い、以下のとおり分類する。</p> <p>a. 大破断LOCA</p> <p>1次冷却材配管の両端破断のように、事象初期に急激な1次冷却系の減圧を生じるもので、蓄圧注入系及び低圧注入系により炉心冷却が可能となる規模のLOCAである。</p> <p>b. 中破断LOCA</p> <p>大破断LOCAと比較して破断口が小さく、1次冷却系の減圧が比較的緩やかで、蓄圧注入系及び高圧注入系により炉心冷却が可能となる規模のLOCAである。</p> <p>c. 小破断LOCA</p> <p>中破断LOCAよりもさらに破断口が小さく、高圧注入系による1次冷却材の補填と、2次冷却系による崩壊熱除去が可能となる規模のLOCAである。</p> <p>d. Excess LOCA</p> <p>大破断LOCAを上回る規模のLOCAであり、ECCS注水の成否にかかわらず炉心損傷に至る。</p> <p>(2) 事故シーケンスのグループ化</p> <p>PRAの知見を活用して抽出した事故シーケンスを、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう、炉心損傷に至る主要因の観点から以下の事故シーケンスグループに分類する。</p>	<p>記載表現の相違 ・泊の審査資料内での用語の統一 (女川実績の反映)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>a. 2次冷却系からの除熱機能喪失 b. 全交流動力電源喪失 c. 原子炉補機冷却機能喪失 d. 原子炉格納容器の除熱機能喪失 e. 原子炉停止機能喪失 f. ECCS注水機能喪失 g. ECCS再循環機能喪失 h. 格納容器バイパス</p> <p>また、地震及び津波特有の事象で、以下に示す5つの事故シーケンスは、事象発生時に原子炉施設に及ぼす影響が大きな幅を有し、建屋や機器の損傷程度や組合せを特定することは困難であるため、上記の事故シーケンスグループと直接的に対応しないものとして抽出している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損） ・原子炉建屋損傷 ・原子炉格納容器損傷 ・制御建屋損傷 ・複数の信号系損傷 	<p>あるため、LOCA時注水機能喪失に該当するものとして整理する。</p> <p>a. 高圧・低圧注水機能喪失 b. 高圧注水・減圧機能喪失 c. 全交流動力電源喪失 d. 崩壊熱除去機能喪失 e. 原子炉停止機能喪失 f. LOCA時注水機能喪失 g. 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）</p> <p>また、地震及び津波特有の事象で、以下に示す8つの事故シーケンスは、地震動や津波高さに応じた詳細な損傷の程度や影響を評価することが困難なことから、上記の事故シーケンスグループと直接的に対応せず、炉心損傷に直結するものとして抽出している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ECCS容量を超える原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失（E-LOCA） ・計測・制御系喪失 ・格納容器バイパス（地震による配管の格納容器外での破損と隔離弁の閉失敗の重量） ・圧力容器損傷 ・格納容器損傷 ・原子炉建屋損傷 ・制御建屋損傷 ・複数の安全機能喪失 	<p>a. 2次冷却系からの除熱機能喪失 b. 全交流動力電源喪失 c. 原子炉補機冷却機能喪失 d. 原子炉格納容器の除熱機能喪失 e. 原子炉停止機能喪失 f. ECCS注水機能喪失 g. ECCS再循環機能喪失 h. 格納容器バイパス</p> <p>また、地震及び津波特有の事象で、以下に示す6つの事故シーケンスは、地震動や津波高さに応じた詳細な損傷の程度や影響を評価することが困難なことから、上記の事故シーケンスグループと直接的に対応せず、炉心損傷に直結するものとして抽出している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損） ・原子炉建屋損傷 ・原子炉格納容器損傷 ・原子炉補助建屋損傷 ・複数の信号系損傷 ・複数の安全機能喪失 	<p>記載内容の相違 ・泊は女川建屋の反映により「複数の安全機能喪失」を追加 記載表現の相違 （女川建屋の反映）</p> <p>建屋名称の相違</p> <p>記載内容の相違 （女川建屋の反映） ・津波特有の事故シーケンスについて、大飯は「複数の信号系損傷」として地震と共通の事故シーケンスに整理しているが、泊は「複数の安全機能喪失」として津波単独の事故シーケンスに</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>これら地震及び津波特有の事象による炉心損傷頻度は、本原子炉施設的全炉心損傷頻度に対して極めて小さい寄与であり、仮にこれら事象が発生したとしても影響を緩和する対策を整備していることから、頻度及び影響の観点から総合的に検討した結果、有意な頻度又は影響をもたらす事故シナリオグループとして新たに追加する必要はない。</p> <p>なお、これら地震及び津波特有の事故シナリオへの対応に際しては、発生する事象の程度や組合せに応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、建屋全体が崩壊し内部の安全系機器、配管のすべてが機能を喪失するような深刻な事故の場合には、可搬型のポンプ、電源、放水砲等を活用した大規模損壊対策による影響緩和を図る。</p> <p>(3) 重要事故シナリオの選定</p> <p>事故シナリオグループごとに、有効性評価の対象とする重要事故シナリオを選定する。同じ事故シナリオグループに複数の事故シナリオが含まれる場合には、共通要因故障、系統間の機能の依存性、炉心損傷防止対策の実施に対する時間余裕、炉心損傷防止に必要な設備容量等の観点で、より厳しい事故シナリオを選定する。</p> <p>a. 2次冷却系からの除熱機能喪失</p> <p>1次冷却材の温度及び圧力上昇が早く、フィードア</p>	<p>これらの地震及び津波特有の各事故シナリオによる炉心損傷頻度には、必ずしも炉心損傷に直結する程の損傷に至らない場合も含んでおり、実際には地震又は津波の程度に応じ、機能を維持した設計基準事故対処設備等がある場合、これらを用いた対応に期待することにより、炉心損傷を防止できる可能性もあると考えられる。このため、過度な保守性を排除することで各事故シナリオの炉心損傷頻度は、現在の値よりも更に小さくなる。また、地震又は津波後に機能を維持した設計基準事故対処設備等に期待した上で、それらのランダム故障により炉心損傷に至る場合の事故シナリオは、内部事象運転時レベル1 PRAにより抽出された上記のa. からg.の事故シナリオグループに包絡されるものと考えられること及びそれらに該当しない深刻な損傷の場合には可搬型のポンプ・電源、放水砲等を駆使した大規模損壊対策による影響緩和を図ることから、これらの各事故シナリオを有意な頻度又は影響をもたらす事故シナリオグループとして追加する必要はない。</p> <p>(3) 重要事故シナリオの選定</p> <p>事故シナリオグループごとに、有効性評価の対象とする重要事故シナリオを選定する。同じ事故シナリオグループに複数の事故シナリオが含まれる場合には、共通原因故障又は系統間の機能の依存性、炉心損傷防止対策の実施に対する時間余裕、炉心損傷防止に必要な設備容量及び事故シナリオグループ内の代表性の観点で、より厳しい事故シナリオを選定する。重要事故シナリオの選定結果は以下のとおりである。</p> <p>a. 高圧・低圧注水機能喪失</p> <p>本事故シナリオグループは、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く。)の発生後、高圧注水機能が喪失し、原子炉減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失し、炉心損傷に至るものである。</p> <p>本事故シナリオグループに含まれる事故シナ</p>	<p>これらの地震及び津波特有の各事故シナリオによる炉心損傷頻度には、必ずしも炉心損傷に直結する程の損傷に至らない場合も含んでおり、実際には地震又は津波の程度に応じ、機能を維持した設計基準事故対処設備等がある場合、これらを用いた対応に期待することにより、炉心損傷を防止できる可能性もあると考えられる。このため、過度な保守性を排除することで各事故シナリオの炉心損傷頻度は、現在の値よりも更に小さくなる。また、地震又は津波後に機能を維持した設計基準事故対処設備等に期待した上で、それらのランダム故障により炉心損傷に至る場合の事故シナリオは、内部事象運転時レベル1 PRAにより抽出された上記のa. からh.の事故シナリオグループに包絡されるものと考えられること及びそれらに該当しない深刻な損傷の場合には可搬型のポンプ・電源、放水砲等を駆使した大規模損壊対策による影響緩和を図ることから、これらの各事故シナリオを有意な頻度又は影響をもたらす事故シナリオグループとして新たに追加する必要はない。</p> <p>(3) 重要事故シナリオの選定</p> <p>事故シナリオグループごとに、有効性評価の対象とする重要事故シナリオを選定する。同じ事故シナリオグループに複数の事故シナリオが含まれる場合には、共通原因故障又は系統間の機能の依存性、炉心損傷防止対策の実施に対する時間余裕、炉心損傷防止に必要な設備容量及び事故シナリオグループ内の代表性の観点で、より厳しい事故シナリオを選定する。重要事故シナリオの選定結果は以下のとおりである。</p> <p>a. 2次冷却系からの除熱機能喪失</p> <p>本事故シナリオグループは、運転時の異常な過渡変化等の発生後、補助給水機能が喪失する事故シナリオ等、破断した主蒸気管の隔離に失敗する事故シナリオ等、PWRプラントの特徴である蒸気発生器を使用した除熱に失敗して、炉心損傷に至るものである。</p> <p>本事故シナリオグループに含まれる事故シナ</p>	<p>理している 記載方針の相違 (女川取組の反映) (評価方針は大飯と同様)</p> <p>記載表現の相違 (女川取組の反映) ・等の記載を明確化</p> <p>記載方針の相違 (女川取組の反映) (評価方針は大飯と同様)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ンドブリード開始までの時間余裕が短くかつ要求される設備容量の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失</p>	<p>スのうち、起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象(原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定)を起因とし、主蒸気逃がし安全弁(以下「逃がし安全弁」という。)の再開失敗を含まない、「過渡事象+高圧注水失敗+低圧 ECCS 失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。逃がし安全弁の再開失敗を含まない事故シーケンスとした理由は、炉心損傷防止のために重大事故等対処設備による低圧注水を実施する状況を想定した場合、事象発生時点から逃がし安全弁の再開失敗によって原子炉減圧されている場合の方が、原子炉減圧に必要な逃がし安全弁の容量が少なく、低圧注水が可能となるまでの時間が短縮でき、対応が容易になると考えられるためである。</p> <p>b. 高圧注水・減圧機能喪失</p> <p>本事故シーケンスグループは、運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く。)の発生後、高圧注水機能が喪失し、かつ、原子炉減圧機能(自動減圧機能)が喪失し、炉心損傷に至るものである。</p> <p>本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスのうち、起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象(原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定)を起因事象とする、「過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>c. 全交流動力電源喪失</p> <p>本事故シーケンスグループからは、機能喪失の状況が異なる4つの事故シーケンスが抽出されたが、原子炉圧力、時間余裕及び対応する主な炉心損傷防止対策に着目して事故シーケンスグループを以下の4つの細分化した事故シーケンスグループとして分類し、重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>(a) 全交流動力電源喪失(長期TB)</p> <p>本事故シーケンスグループは、全交流動力電源喪失後、原子炉隔離時冷却系により炉心冷却を継続するが、蓄電池の直流電源供給能力が枯渇して、原子炉隔離時</p>	<p>スのうち、1次冷却材の温度及び圧力上昇が早く、ブリードアンドブリード開始までの時間余裕が短くかつ要求される設備容量の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失</p> <p>本事故シーケンスグループは、外部電源喪失の発生時に非常用所内交流電源の確保に失敗することにより全交流動力電源喪失が発生し、安全機能を有する系統</p>	<p>記載方針の相違 (女川2号炉の反映) (評価方針は大飯と)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」のみである。</p> <p>ただし、共通要因故障、系統間依存性の観点から、従属的に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重量を考慮する。また、原子炉補機冷却機能喪失時に生じるRCPシール部からの漏えいの有無による影響を確認するため、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」及び「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>c. 原子炉補機冷却機能喪失</p>	<p>冷却系が機能喪失し炉心損傷に至るものである。</p> <p>本事故シーケンスグループに係る事故シーケンスは「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗(蓄電池枯渇後 RCIC 停止)」のみであることから、これを重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>(b) 全交流動力電源喪失(TBU)</p> <p>本事故シーケンスグループは、全交流動力電源喪失と同時に原子炉隔離時冷却系が機能喪失し炉心損傷に至るものである。本事故シーケンスグループに係る事故シーケンスは「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+高圧注水失敗(RCIC本体の機能喪失)」のみであることから、これを重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>(c) 全交流動力電源喪失(TBD)</p> <p>本事故シーケンスグループは、全交流動力電源と全ての直流電源が喪失し炉心損傷に至るものである。本事故シーケンスグループに係る事故シーケンスは「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+直流電源喪失+HPCS失敗」のみであることから、これを重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>なお、全ての直流電源喪失により非常用ディーゼル発電機を起動できなくなることから、「外部電源喪失+直流電源喪失」により、全交流動力電源喪失となる。</p> <p>(d) 全交流動力電源喪失(TBP)</p> <p>本事故シーケンスグループは、全交流動力電源喪失と同時に逃がし安全弁1個が開状態のまま固着することにより、原子炉隔離時冷却系も機能喪失し炉心損傷に至るものである。</p> <p>本事故シーケンスグループに係る事故シーケンスは、「全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+SRV再開失敗+HPCS失敗」のみであることから、これを重要事故シーケンスとして選定する。</p>	<p>及び機器が機能喪失することによって、炉心損傷に至るものである。</p> <p>全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」のみである。</p> <p>ただし、共通原因故障、系統間依存性の観点から、従属的に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重量を考慮する。また、原子炉補機冷却機能喪失時に生じるRCPシール部からの漏えいの有無による影響を確認するため、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」及び「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>c. 原子炉補機冷却機能喪失</p> <p>本事故シーケンスグループは、原子炉補機冷却機能喪失時、起回事象の発生と同時に ECCS 等の緩和機能のサポート系も喪失し、従属的に RCP シール LOCA や加</p>	<p>同調</p> <p>記載表現の相違 (女川実績の反映)</p> <p>記載方針の相違 (女川実績の反映) (評価方針は大飯と)</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1次冷却材の流出量が多く、要求される設備容量の観点で厳しい「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故」を選定する。</p> <p>ただし、「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故」は、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」に従属して発生するため、事象進展は同じであることから、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>d. 原子炉格納容器の除熱機能喪失</p> <p>破断口径の大きさによる原子炉格納容器内への1次冷却材の流出流量が多いことから、原子炉格納容器内の除熱時に要求される設備容量の観点で厳しく、また、事象初期から格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱が期待できず、原子炉格納容器圧力及び温度上昇の事象進展が早いことから、運転員等操作の時間余裕の観点で厳しい「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。</p>	<p>d. 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>本事故シーケンスグループは、運転時の異常な過渡変化等の発生後、炉心冷却には成功するが、残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失することで、炉心損傷前に格納容器が破損し、その後、炉心損傷に至るものである。</p> <p>本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、いずれも代替除熱手段に係る炉心損傷防止対策の実施に対する余裕時間に有意な差異はないため、炉心冷却に成功する事故シーケンスであるものの、事象発生初期の事象進展に着目する。起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象（原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定）又はLOCAを起因とする事故シーケンスのうち、逃がし安全弁の再開失敗を含まない、「過渡事象+崩壊熱除去失敗」を選定する。</p> <p>逃がし安全弁の再開失敗を含まないシーケンスとした理由は、逃がし安全弁の再開失敗を含まない事故シーケンスと逃がし安全弁の再開失敗を含む事故シーケンスを比較した場合、逃がし安全弁の再開失敗を含まない事故シーケンスの方が炉心損傷頻度が高く、当該事故シーケンスグループの特徴を有するためである。</p> <p>ここで、崩壊熱除去機能喪失については、残留熱除</p>	<p>圧器逃がし弁/安全弁LOCAが発生することによって、炉心損傷に至るものである。</p> <p>本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスのうち、1次冷却材の流出量が多く、要求される設備容量の観点で厳しい「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故」を選定する。</p> <p>ただし、「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故」は、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」に従属して発生するため、事象進展は同じであることから、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>d. 原子炉格納容器の除熱機能喪失</p> <p>本事故シーケンスグループは、LOCA事象の発生後、炉心冷却には成功するが、格納容器スプレイ注入又は再循環に失敗することにより原子炉格納容器からの除熱機能が喪失することで、炉心損傷前に原子炉格納容器が破損し、その後、炉心損傷に至るものである。</p> <p>本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスのうち、破断口径の大きさによる原子炉格納容器内への1次冷却材の流出流量が多いことから、原子炉格納容器内の除熱時に要求される設備容量の観点で厳しく、また、事象初期から格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱が期待できず、原子炉格納容器圧力及び温度上昇の事象進展が早いことから、運転員等操作の時間余裕の観点で厳しい「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。</p>	<p>同脚</p> <p>記載方針の相違 (女川以降の反映) (評価方針は大飯と同脚)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>e. 原子炉停止機能喪失</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回事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故」のみである。</p> <p>起回事象発生時に原子炉自動停止に失敗し、ATWS緩和設備の作動に期待する事象のうち、より多くの機能を期待する必要があり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び圧力評価が厳しい「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。</p>	<p>去系の機能喪失と原子炉補機冷却水系の機能喪失の場合で、炉心損傷防止対策が異なることを踏まえて、「過渡事象+崩壊熱除去失敗(残留熱除去系の機能喪失)」及び「過渡事象+崩壊熱除去失敗(原子炉補機冷却水系の機能喪失)」を重要事故シーケンスとする。</p> <p>なお、LOCAを起因とする事故シーケンスについては、崩壊熱除去機能の代替手段の有効性も含めて事故シーケンスグループ「f.LOCA時注水機能喪失」及び格納容器破損モード「1.2.2.1(3)a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」で評価することから、本事故シーケンスグループにおける重要事故シーケンスの選定対象から除外している。</p> <p>e. 原子炉停止機能喪失</p> <p>本事故シーケンスグループは、運転時の異常な過渡変化等の発生後、原子炉停止機能を喪失し、炉心損傷に至るものである。</p> <p>本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスのうち、原子炉停止機能喪失に関連して抽出される事故シーケンス「大破断LOCA+原子炉停止失敗」、「中破断LOCA+原子炉停止失敗」及び「小破断LOCA+原子炉停止失敗」については、反応度投入の観点では原子炉が減圧されることから「過渡事象+原子炉停止失敗」よりも事象進展が緩やかな事象である。</p> <p>重大事故等対処設備であるATWS緩和設備(代替制御棒挿入機能)(以下「代替制御棒挿入機能」という。)に期待する場合、LOCAと原子炉停止機能喪失が重畳する事故シーケンスは、LOCAを伴う事故シーケンスグループに包絡される。また、LOCAと原子炉停止機能喪失が重畳する事故シーケンスの炉心損傷頻度は他の事故シーケンスグループの事故シーケンスの炉心損傷頻度と比較しても極めて小さい。</p> <p>これらを踏まえ、起回事象発生後の出力変化及び格納容器に与えられる蒸気負荷の観点で厳しい過渡事象(反応度投入の観点で最も厳しく、格納容器隔離によって炉心からの発生蒸気が全て格納容器に流入する主蒸気隔離弁誤閉止を選定)を起因とする、「過渡事象+原</p>	<p>e. 原子炉停止機能喪失</p> <p>本事故シーケンスグループは、運転時の異常な過渡変化等の発生後、原子炉停止機能を喪失し、炉心損傷に至るものである。</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回事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故」のみである。</p> <p>起回事象発生時に原子炉自動停止に失敗し、共通要因故障対策盤(自動制御盤)(ATWS緩和設備)の作動に期待する事象のうち、より多くの機能を期待する必要があり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び圧力評価が厳しい「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。</p>	<p>記載方針の相違 (女川国議の反映 (評価方針は大飯と同様)</p> <p>設備名称の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>f. ECCS注水機能喪失</p> <p>破断口径の大きさによる1次冷却材の流出流量が多く、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しい「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。</p>	<p>子炉停止失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>f. LOCA時注水機能喪失</p> <p>本事故シーケンスグループは、小破断LOCA又は中破断LOCAの発生後、高圧注水機能の喪失に加え、低圧注水機能又は原子炉減圧機能を喪失し、炉心損傷に至るものである。</p> <p>配管破断規模の大きさによる原子炉冷却材流出流量が多く水位の低下が早い場合、原子炉注水開始までの余裕時間が短い中破断LOCAを起因とする。また、重量する注水機能喪失のうち、低圧注水機能喪失については、原子炉減圧機能喪失による場合と、低圧ECCSそのものが機能喪失する場合が考えられるが、代替となる設備に要求される設備容量の観点では、原子炉減圧機能である逃がし安全弁は十分な台数が備えられている一方、低圧ECCSそのものが機能喪失する場合は、代替となる注水設備の容量が低圧ECCSよりも少ない点で厳しい事象になると考えられることを踏まえ、代替となる注水設備に要求される設備容量の観点で厳しい低圧注水機能喪失が重量する、「中破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>なお、上記の重要事故シーケンスは、低圧ECCS失敗が含まれており、低圧ECCSの機能喪失は残留熱除去系による崩壊熱除去機能にも期待できないこととほぼ同義であることから、事故シーケンスグループ「d. 崩壊熱除去機能喪失」のLOCAを起因とする事故シーケンスを包絡する。</p>	<p>f. ECCS注水機能喪失</p> <p>本事故シーケンスグループは、小破断LOCA又は中破断LOCAの発生後、高圧注入機能を喪失し、炉心損傷に至るものである。</p> <p>本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスのうち、破断口径の大きさによる1次冷却材の流出流量が多く、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しい「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。</p>	<p>記載方針の相違 (女川と大飯の反映) (評価方針は大飯と同様)</p>
<p>g. ECCS再循環機能喪失</p> <p>破断による1次冷却材の流出量が多くなるとともに、再循環切替までの時間が短いことで、再循環切替</p>		<p>g. ECCS再循環機能喪失</p> <p>本事故シーケンスグループは、LOCAの発生後、短期の1次冷却系保有水の回復に成功した後、低圧再循環又は高圧再循環によるECCS再循環に失敗することによって、炉心の長期冷却ができず炉心損傷に至るものである。</p> <p>本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスのうち、破断による1次冷却材の流出量が多くなる</p>	<p>記載方針の相違 (女川と大飯の反映) (評価方針は大飯と同様)</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>が失敗する時点での崩壊熱が大きく、炉心冷却時に要求される設備容量及び運転員等操作の観点で厳しくなる「大破断LOCA時に高圧再循環機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>h. 格納容器バイパス</p> <p>格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮して、「インターフェイスシステムLOCA」及び「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」のそれぞれを重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>なお、国内外の先進的な対策を考慮した場合であっても、すべての条件に対応できるような炉心損傷防止対策を講ずることが困難な以下の事故シーケンスについては、格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の機能に期待できることを確認しており、これらを除く事故シーケンスを対象に、重要事故シーケンスの選定を実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・1次系流路の閉塞により2次系除熱機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故 ・Excess LOCA 	<p>g. 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)</p> <p>本事務シーケンスグループは、インターフェイスシステムLOCAの発生後、破断箇所の隔離に失敗し、格納容器貫通配管からの漏えいが防止できずに炉心損傷に至るものである。</p> <p>本事務シーケンスグループに含まれる事故シーケンスはISLOCAのみとしていることから、これを重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>なお、格納容器バイパスとしては、原子炉冷却材浄化系等の高圧設計の配管の格納容器外での破断事象も想定できるが、これはPRAの検討の中で高圧設計の配管の破損頻度が低圧設計の配管の破損頻度比べて小さい傾向にあることを理由に考慮の対象から除外している。</p> <p>なお、国内外の先進的な対策を考慮した場合であっても、全ての状況に対応できるような炉心損傷防止対策を講ずることが困難な事故シーケンスとしては、以下の事故シーケンスが抽出されている。</p> <ul style="list-style-type: none"> ①大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗 ②全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗+原子炉停止失敗 <p>①については、格納容器破損防止対策により格納容器の機能に期待できることを確認しており、これを除く事故シーケンスを対象に、重要事故シーケンスの選定を実施している。</p> <p>②は地震レベル1PRAから抽出された事故シーケンス</p>	<p>とともに、再循環切替までの時間が短いことで、再循環切替が失敗する時点での崩壊熱が大きく、炉心冷却時に要求される設備容量及び運転員等操作の観点で厳しくなる「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>h. 格納容器バイパス</p> <p>本事務シーケンスグループは、インターフェイスシステムLOCAや蒸気発生器伝熱管破損の発生後に破損側蒸気発生器の隔離に失敗し、原子炉格納容器貫通配管等からの原子炉格納容器外への漏えいが防止できずに炉心損傷に至るものである。</p> <p>格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮して、「インターフェイスシステムLOCA」及び「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」のそれぞれを重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>なお、国内外の先進的な対策を考慮した場合であっても、すべての状況に対応できるような炉心損傷防止対策を講ずることが困難な以下の事故シーケンスについては、格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の機能に期待できることを確認しており、これらを除く事故シーケンスを対象に、重要事故シーケンスの選定を実施している。</p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・1次系流路の閉塞により2次系除熱機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故 ・Excess LOCA 	<p>記載表現の相違 ・泊の審査資料内での用語の統一</p> <p>記載方針の相違 (女川良識の反映) (評価方針は大飯と同様)</p> <p>記載表現の相違 (女川良識の反映)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>各事故シナリオグループに含まれる事故シナリオ及び重要事故シナリオについて整理した結果を第1.2.2表に示す。</p> <p>1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定</p> <p>「1.2.1.1 事故シナリオのグループ化と重要事故シナリオの選定」に挙げた事故シナリオグループについては、炉心の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。</p> <p>(1) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。具体的には燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること及び燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。</p> <p>(2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が、最高使用圧力である17.16MPa[gage]の1.2倍の圧力20.59MPa[gage]を下回ること。</p> <p>(添付資料 1.2.1)</p>	<p>スであり、炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シナリオであるが、喪失する安全機能が明確であることから炉心損傷に直結する事故シナリオとはしていない。</p> <p>この事故シナリオにおける原子炉停止失敗の支配的な要因は地震による水圧制御ユニットの損傷であるが、これは地震の最大加速度が地震発生と同時に加わるという、現状の保守的なPRAのモデルによって評価されるものであり、現実的には、水圧制御ユニットの損傷確率が高くなる加速度に到達する前に、原子炉スクラムに至ると考えられる。以上のとおり、②の事故シナリオの炉心損傷頻度は保守的に評価されており、現実的に想定すると、本事故シナリオによって炉心損傷に至る頻度は十分に小さいと判断したことから、本事故シナリオは炉心損傷防止対策又は格納容器破損防止対策の有効性を確認する事故シナリオから除外している。</p> <p>各事故シナリオグループに含まれる事故シナリオ及び重要事故シナリオについて整理した結果を第1.2.2表に示す。</p> <p>1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定</p> <p>「1.2.1.1 事故シナリオのグループ化と重要事故シナリオの選定」に挙げた事故シナリオグループについては、炉心の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。</p> <p>(1) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。具体的には燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること及び燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。</p> <p>(2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が、最高使用圧力8.62MPa[gage]の1.2倍の圧力10.34MPa[gage]を下回ること。</p>	<p>各事故シナリオグループに含まれる事故シナリオ及び重要事故シナリオについて整理した結果を第6.2.2表に示す。</p> <p>6.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定</p> <p>「6.2.1.1 事故シナリオのグループ化と重要事故シナリオの選定」に挙げた事故シナリオグループについては、炉心の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。</p> <p>(1) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。具体的には燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること及び燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。</p> <p>(2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が、最高使用圧力17.16MPa[gage]の1.2倍の圧力20.592MPa[gage]を下回ること。</p> <p>(添付資料6.2.1)</p>	<p>記載方針の相違 ・泊は既許可の設置 変更許可申請書記載 値の桁数が多い</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(3) 原子炉格納容器バウダリにかかる圧力が、最高使用圧力0.39MPa[gage]又は限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力の2倍の0.78MPa[gage]を下回ること。</p> <p>(4) 原子炉格納容器バウダリにかかる温度が、最高使用温度144℃又は限界温度を下回る温度である200℃を下回ること。</p> <p>(3)及び(4)に示す原子炉格納容器バウダリの健全性に対する有効性を確認するための評価項目の各事故シーケンスグループでの適用については、原則、最高使用圧力及び最高使用温度を下回ることとするが、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」においては、評価上、最高使用圧力を起点とする操作があることから、最高使用圧力の2倍の0.78MPa[gage]及び200℃を下回ることとする。</p> <p>ここで、原子炉格納容器バウダリの健全性に対する有効性を確認するための評価項目の上限については、漏れ経路になる可能性がある原子炉格納容器バウダリ構成部に対して、規格計算又は試験にて、大飯発電所3号炉及び4号炉における仕様を踏まえた構造健全性及びシール部機能維持の確認を行っており、継続的に評価条件を維持していく。</p> <p>具体的には、「付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」に構造健全性等の確認結果を示す。</p>	<p>(3) 原子炉格納容器バウダリにかかる圧力は、限界圧力である最高使用圧力0.427MPa[gage]の2倍の圧力0.854MPa[gage]を下回ること。</p> <p>(4) 原子炉格納容器バウダリにかかる温度が、限界温度200℃を下回ること。また、原子炉格納容器フィルタベント系等を使用する事故シーケンスグループの有効性評価では、上記の評価項目に加えて、敷地境界での実効線量を評価し、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこととして、発生事故当たりおおむね5mSv以下であることを確認する。</p> <p>ここで、原子炉格納容器バウダリの健全性に対する有効性を確認するための評価項目の上限については、漏れ経路になる可能性がある原子炉格納容器バウダリ構成部に対して、規格計算又は試験にて、構造健全性及びシール部機能維持の確認を行っており、継続的に評価条件を維持していく。</p> <p>ここで記載している、格納容器本体、シール部等の原子炉格納容器バウダリ構成部の健全性については、「付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」に示す。</p>	<p>(3) 原子炉格納容器バウダリにかかる圧力が、最高使用圧力0.283MPa[gage]又は限界圧力である最高使用圧力0.283MPa[gage]の2倍の圧力0.566MPa[gage]を下回ること。</p> <p>(4) 原子炉格納容器バウダリにかかる温度が、最高使用温度132℃又は限界温度200℃を下回ること。</p> <p>(3)及び(4)に示す原子炉格納容器バウダリの健全性に対する有効性を確認するための評価項目の各事故シーケンスグループでの適用については、原則、最高使用圧力及び最高使用温度を下回ることとするが、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」においては、評価上、最高使用圧力を起点とする操作があることから、限界圧力である最高使用圧力0.283MPa[gage]の2倍の圧力0.566MPa[gage]及び限界温度200℃を下回ることとする。</p> <p>ここで、原子炉格納容器バウダリの健全性に対する有効性を確認するための評価項目の上限については、漏れ経路になる可能性がある原子炉格納容器バウダリ構成部に対して、規格計算又は試験にて、構造健全性及びシール部機能維持の確認を行っており、継続的に評価条件を維持していく。</p> <p>ここで記載している、原子炉格納容器本体、シール部等の原子炉格納容器バウダリ構成部の健全性については、「付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」に示す。</p>	<p>設計の相違 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>設計の相違 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>設計の相違</p> <p>記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>記載表現の相違（女川実績の反映）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1.2.2 運転中の原子炉における重大事故</p> <p>1.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンスの選定 「運転中の原子炉における重大事故」については、著しい炉心損傷の発生後、原子炉格納容器が破損に至る可能性があると想定する格納容器破損モードを、本原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえ、格納容器破損モードごとに評価事故シーケンスを選定して評価を行う。</p> <p>(1) 格納容器破損モードの抽出 内部事象レベル1.5 PRA においては、事故の進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷の分析から、格納容器破損モードの抽出を行う。 具体的には、事故の進展を炉心損傷前、原子炉容器破損前、原子炉容器破損直後、原子炉容器破損以降の長期の各プラント状態に分類して、それぞれの状態で発生する負荷を抽出し、事故進展中に実施される緩和手段等から第1.2.4図に示す格納容器イベントツリーを作成し、格納容器破損モードを抽出して整理する。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの選定 格納容器イベントツリーにより抽出した格納容器破損モードを、事象進展の類似性から以下の格納容器破損モードに分類する。</p> <p>a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）</p> <p>b. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）</p> <p>c. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>d. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p>	<p>1.2.2 運転中の原子炉における重大事故</p> <p>1.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンスの選定 「運転中の原子炉における重大事故」については、著しい炉心損傷の発生後、格納容器が破損に至る可能性があるとして想定する格納容器破損モードを、本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえて選定し、格納容器破損モードごとに評価事故シーケンスを選定して評価を行う。</p> <p>(1) 格納容器破損モードの抽出 内部事象運転時レベル1.5PRA においては、事象進展に伴い生じる格納容器の健全性に影響を与える負荷の分析から、格納容器破損モードの抽出を行う。 具体的には、事象進展を炉心損傷前、原子炉圧力容器破損前、原子炉圧力容器破損直後、原子炉圧力容器破損以降の長期の各プラント状態に分類して、それぞれの状態で発生する負荷を抽出し、事象進展中に実施される緩和手段等から第1.2.5図に示す格納容器イベントツリーを作成し、格納容器破損モードを抽出して整理する。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの選定 格納容器イベントツリーにより抽出した格納容器破損モードを、事象進展の類似性から以下の格納容器破損モードに分類する。ここで、水素燃焼については、本発電用原子炉施設では、運転中は格納容器内雰囲気を窒素で置換し、酸素濃度を低く管理しているため、PRA で定量化する格納容器破損モードから除外しているが、有効性評価においては窒素置換の有効性を確認する観点で、格納容器破損モードとして挙げている。</p> <p>a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>b. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p>	<p>6.2.2 運転中の原子炉における重大事故</p> <p>6.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンスの選定 「運転中の原子炉における重大事故」については、著しい炉心損傷の発生後、原子炉格納容器が破損に至る可能性があると想定する格納容器破損モードを、本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえて選定し、格納容器破損モードごとに評価事故シーケンスを選定して評価を行う。</p> <p>(1) 格納容器破損モードの抽出 内部事象運転時レベル1.5PRA においては、事象進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷の分析から、格納容器破損モードの抽出を行う。 具体的には、事象進展を炉心損傷前、原子炉容器破損前、原子炉容器破損直後、原子炉容器破損以降の長期の各プラント状態に分類して、それぞれの状態で発生する負荷を抽出し、事象進展中に実施される緩和手段等から第6.2.4図に示す格納容器イベントツリーを作成し、格納容器破損モードを抽出して整理する。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの選定 格納容器イベントツリーにより抽出した格納容器破損モードを、事象進展の類似性から以下の格納容器破損モードに分類する。</p> <p>a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）（δモード）</p> <p>b. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）（ϵモード）</p> <p>c. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（σ、μモード）</p> <p>d. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（ηモード）</p>	<p>記載表現の相違 （女川実績の反映）</p> <p>記載表現の相違 （女川実績の反映）</p> <p>記載表現の相違 ・泊ではイベントツリーに記載の各格納容器破損モードも記載 （伊方と同様）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>e. 水素燃焼 f. 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>また、上記に分類されない格納容器破損モードとして、以下の格納容器破損モードを抽出している。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器内での水蒸気爆発（αモード） 格納容器隔離失敗（βモード） 水蒸気蓄積による格納容器先行破損（θモード） インターフェイスシステムLOCA（νモード） 蒸気発生器伝熱管破損（gモード） <p>これらの格納容器破損モードについては、発生する可能性が極めて低いことや、炉心損傷防止対策によりその発生を回避でき有意な影響をもたらすものではないことから、有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして新たに追加する必要はない。</p> <p>なお、蒸気発生器伝熱管破損（gモード）については、炉心損傷後の限定的な条件下で発生する破損モード（温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR））があるが、発生する可能性は極めて低く、万が一発生した場合においても、可搬型のポンプ、電源、放水砲等を活用した大規模損壊対策による影響緩和を図る。</p>	<p>d. 水素燃焼 e. 溶融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>また、上記に分類されない格納容器破損モードとして、以下の格納容器破損モードを抽出している。</p> <ul style="list-style-type: none"> 過圧破損(未臨界確保失敗) 過圧破損(崩壊熱除去失敗) 格納容器隔離失敗(隔離失敗) 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA) 水蒸気爆発(原子炉圧力容器内での水蒸気爆発) <p>過圧破損(未臨界確保失敗)、過圧破損(崩壊熱除去失敗)及び格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)は格納容器先行破損の事故シナリオである。過圧破損(未臨界確保失敗)及び過圧破損(崩壊熱除去失敗)では炉心損傷の前に水蒸気によって格納容器が過圧破損し、また、格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)ではインターフェイスシステムLOCAによって格納容器の隔離機能を喪失することで、格納容器外への原子炉冷却材の流出による原子炉建屋内の環境悪化等が生じ、原子炉注水機能の維持が困難となり、炉心損傷に至るおそれがある。格納容器先行破損の事故シナリオは、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」の評価において、各々重要事故シナリオを選定し、重大事故等防止対策の有効性を確認していることから、新たな格納容器破損モードとして追加する必要はない。</p> <p>格納容器隔離失敗(炉心損傷の時点で何らかの要因により格納容器の隔離機能が失われている状態)については、炉心損傷頻度の低減を図るとともに、万一の重大事故発生時に格納容器の隔離に失敗することのないよう、</p>	<p>e. 水素燃焼（γ, γ', γ'' モード） f. 溶融炉心・コンクリート相互作用（ε モード）</p> <p>また、上記に分類されない格納容器破損モードとして、以下の格納容器破損モードを抽出している。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器内での水蒸気爆発（αモード） 格納容器隔離失敗（βモード） 水蒸気蓄積による格納容器先行破損（θモード） インターフェイスシステムLOCA（νモード） 蒸気発生器伝熱管破損（gモード） <p>これらの格納容器破損モードについては、発生する可能性が極めて低いことや、炉心損傷防止対策によりその発生を回避でき有意な影響をもたらすものではないことから、有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして新たに追加する必要はない。</p> <p>なお、蒸気発生器伝熱管破損（gモード）については、炉心損傷後の限定的な条件下で発生する破損モード（温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR））があるが、発生する可能性は極めて低く、万が一発生した場合においても、可搬型のポンプ、電源、放水砲等を活用した大規模損壊対策による影響緩和を図る。</p> <p>格納容器隔離失敗（βモード）(炉心損傷の時点で何らかの要因により原子炉格納容器の隔離機能が失われている状態)については、炉心損傷頻度の低減を図るとともに、万一の重大事故発生時に原子炉格納容器の隔離に失</p>	<p>記載方針の相違 (女川損壊の反映) (評価方針は大飯と 同様)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	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、原子炉格納容器が小さく、原子炉下部のペDESTALに開口部があるBWRマークI型の原子炉格納容器に特有の事象として格納容器直接接触(シェルアタック)があるが、PWRでは原子炉格納容器が大きく、熔融炉心が壁面に流れる構造ではないため、発生の可能性がないと考えられることから、評価対象として想定する格納容器破損モードとはしていない。</p> <p>(3) 評価事故シーケンスの選定</p> <p>格納容器破損モードごとに、有効性評価の対象とする評価事故シーケンスを選定する。具体的には、格納容器破損モードごとに、当該破損モードに至る可能性のある最も厳しいプラント損傷状態(以下「PDS」という。)に属する事故シーケンスの中から、当該破損モードの観点で厳しい事故シーケンスを選定する。PDSの分類記号についての説明を第1.2.3表に示す。</p> <p>なお、Excess LOCAにおいても、大破断LOCAで整備した格納容器破損防止対策が有効である。</p>	<p>格納容器の漏えいに対する検知性を向上させることが有効であり、これらについては重大事故等対処設備、日常の格納容器の圧力監視等に対応すべき事象であることから、有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして新たに追加する必要はない。</p> <p>水蒸気爆発(原子炉圧力容器内での水蒸気爆発)については、発生する可能性が極めて低いことから、有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして新たに追加する必要はない。</p> <p>なお、格納容器下部床とドライウェル床とが同じレベルに構成されているBWR MARK-I型の格納容器に特有の事象として格納容器直接接触(シェルアタック)があるが、本発電用原子炉施設はMARK-I改良型の格納容器であり、熔融炉心が原子炉格納容器パウンダリに直接接触することはない構造であることから、評価対象として想定する格納容器破損モードとはしていない。</p> <p>(3) 評価事故シーケンスの選定</p> <p>格納容器破損モードごとに、有効性評価の対象とする評価事故シーケンスを選定する。具体的には、格納容器破損モードごとに、当該破損モードに至る可能性のある最も厳しいと考えられるプラント損傷状態(以下「PDS」という。)を含む事故シーケンスの中から、当該破損モードの観点で厳しい事故シーケンスを選定する。評価事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。また、PDSの分類結果についての説明を第1.2.3表に示す。</p> <p>なお、第1.2.3表において格納容器破損時期が炉心損傷前に分類されている崩壊熱除去機能喪失、原子炉停止機能喪失、インターフェイスシステムLOCAは、格納容器先行破損の事故シーケンスであり、著しい炉心損傷の発生後、格納容器が破損に至る可能性があるとして想定する格納容器破損モードには該当しないことから、これらのPDSは評価事故シーケンスの選定においては考慮していない。</p> <p>なお、PDSとして「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」の事故シーケンスグループに</p>	<p>敗することのないよう、原子炉格納容器の漏えいに対する検知性を向上させることが有効であり、これらについては重大事故等対処設備、日常の原子炉格納容器の圧力監視等に対応すべき事象であることから、有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして新たに追加する必要はない。</p> <p>原子炉容器内での水蒸気爆発(αモード)については、発生する可能性が極めて低いことから、有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして新たに追加する必要はない。</p> <p>また、原子炉格納容器が小さく、原子炉下部のペDESTALに開口部があるBWRマークI型の原子炉格納容器に特有の事象として格納容器直接接触(シェルアタック)があるが、PWRでは原子炉格納容器が大きく、熔融炉心が壁面に流れる構造ではないため、発生の可能性がないと考えられることから、評価対象として想定する格納容器破損モードとはしていない。</p> <p>(3) 評価事故シーケンスの選定</p> <p>格納容器破損モードごとに、有効性評価の対象とする評価事故シーケンスを選定する。具体的には、格納容器破損モードごとに、当該破損モードに至る可能性のある最も厳しいと考えられるプラント損傷状態(以下「PDS」という。)に属する事故シーケンスの中から、当該破損モードの観点で厳しい事故シーケンスを選定する。評価事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。また、PDSの分類記号についての説明を第6.2.3表に示す。</p> <p>なお、Excess LOCAにおいても、大破断LOCAで整備した格納容器破損防止対策が有効である。</p>	<p>記載表現の相違 (女川実績の反映)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）</p> <p>破断口径が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出され、原子炉格納容器内への注水がなく圧力上昇が抑制されないPDSである「AED」に属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく原子炉格納容器圧力上昇の観点で厳しくなる大破断LOCAを起因とした「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。</p> <p>なお、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。</p>	<p>対して以下の表記を用いる。</p> <p>高圧・低圧注水機能喪失 :TQUV 高圧注水・減圧機能喪失 :TQUX 全交流動力電源喪失(長期 TB) :長期 TB 全交流動力電源喪失(TBU) :TBU 全交流動力電源喪失(TBD) :TBD 全交流動力電源喪失(TBP) :TBP LOCA時注水機能喪失(大破断LOCA) :AE LOCA時注水機能喪失(中破断LOCA) :S1E LOCA時注水機能喪失(小破断LOCA) :S2E 崩壊熱除去機能喪失 :TW 原子炉停止機能喪失 :TC インターフェイスシステムLOCA :ISLOCA</p> <p>a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</p> <p>本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、LOCAは原子炉冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く、事象進展の観点で厳しい。また、格納容器圧力が高く推移すること等、環境に放出される放射性物質量の観点でも厳しい事故シーケンスとなると考えられる。</p> <p>対策の観点では過圧破損に対しては格納容器の除熱が、過温破損に対しては損傷炉心への注水が必要となる。以上の観点を総合的に考慮すると、LOCAにECCS注水機能喪失及び全交流動力電源喪失を重量させることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる対応が多く、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとなる。よって、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価するためのPDSとして、LOCAを選定し、これに全交流動力電源喪失事象の重量を考慮するものとする。</p> <p>LOCAに属する事故シーケンスのうち、破断口径が大きいことから原子炉水位の低下が早く、また、水位回復に必要な流量が多いため、対応時の時間余裕、必要な設備容量の観点で厳しい大破断LOCAを起因とし、炉心損傷防止が困難な事故シーケンスとして「1.2.1.1(3)重要事故シーケンスの選定」にて挙げた</p>	<p>a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）</p> <p>破断口径が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出され、原子炉格納容器内への注水がなく圧力上昇が抑制されないPDSである「AED」に属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく原子炉格納容器圧力上昇の観点で厳しくなる大破断LOCAを起因とした「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。</p> <p>なお、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び可搬式大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。</p>	<p>記載表現の相違 ・泊の審査資料内での用語の統一 設計の相違 ・代替格納容器スプレイに関しては、大阪は燃料取替用水ビットと海水を水源として、異なる2種類のポンプで注水するが、泊は燃料取替用水ビットを水源とするポンプを使用し、燃料取替用水ビットが枯渇する前までに海水をビット</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>b. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）</p> <p>原子炉容器破損時に1次冷却材圧力が高圧で熔融炉心が原子炉格納容器内に分散し、熔融炉心の表面積が大きくなり熔融炉心から原子炉格納容器雰囲気への伝熱が大きく、補助給水及び原子炉格納容器内への注水がなく温度上昇が抑制されないPDSである「TED」に属する事故シーケンスのうち、1次冷却材圧力が高圧で、原子炉容器が破損した際に熔融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多く、また、熔融炉心からの加熱により放出ガスが高温になる全交流動力電源喪失を起因とし、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。</p> <p>なお、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。</p> <p>c. 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>1次冷却材圧力が高圧で維持され、原子炉格納容器内への注水がなく高圧熔融物放出時の格納容器雰囲気直接加熱が抑制されないPDSである「TED」に属する事故シーケンスのうち、1次冷却材圧力が高圧で、原子炉容器が破損した際に熔融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳</p>	<p>事故シーケンスとの包絡関係や、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間の厳しさの観点を踏まえて、「大破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」を評価事故シーケンスとして選定する。</p> <p>b. 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>本格格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、長期TBは炉心損傷に至る前にRCICによる一時的な冷却に成功しており、起因事象発生から原子炉減圧までの時間余裕の観点ではTQUX、TBD、TBU及びPS2Eが厳しいPDSとなる。高圧状態で炉心損傷に至る点ではTQUX、TBD、TBU及びPS2EにPDS選定上の有意な違いはないことから、これらのうち、本格格納容器破損モードを代表するPDSとし</p>	<p>b. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）</p> <p>原子炉容器破損時に1次冷却材圧力が高圧で熔融炉心が原子炉格納容器内に分散し、熔融炉心の表面積が大きくなり熔融炉心から原子炉格納容器雰囲気への伝熱が大きく、補助給水及び原子炉格納容器内への注水がなく温度上昇が抑制されないPDSである「TED」に属する事故シーケンスのうち、1次冷却材圧力が高圧で、原子炉容器が破損した際に熔融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多く、また、熔融炉心からの加熱により放出ガスが高温になる全交流動力電源喪失を起因とし、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。</p> <p>なお、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。</p> <p>c. 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</p> <p>1次冷却材圧力が高圧で維持され、原子炉格納容器内への注水がなく高圧熔融物放出時の格納容器雰囲気直接加熱が抑制されないPDSである「TED」に属する事故シーケンスのうち、1次冷却材圧力が高圧で、原子炉容器が破損した際に熔融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし、時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳し</p>	<p>に補給することでスプレイを継続することが可能な設計となっている（1台のポンプでスプレイを継続する点では伊方と同様）</p> <p>設計の相違 ・相違理由はP21に記載のとおり</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>しくなる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。</p> <p>なお、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。</p> <p>d. 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</p> <p>破断口径が大きく、原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで原子炉容器破損時の溶融炉心の崩壊熱が大きく、原子炉格納容器内が冷却されないPDSである「AEW」に属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とし、さらに炉心損傷を早める観点から高圧注入機能及び低圧注入機能の喪失を、原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環機能の喪失を想定した「大破断LOCA時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。</p> <p>また、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器への注水としては、原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい方が、冷却水から蒸気が急激に生成し事象が厳しくなるため、格納容器スプレイポンプによる注水は想定せず、恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイによる注水を想定する。恒設代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイは、格納容器スプレイポンプより開始時間が遅く、流量も小さいため、原子炉下部キャビティ水のサブクール度は小さくなり、事象を厳しく評価することとなる。</p> <p>なお、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水</p>	<p>て、TQUXを選定する。</p> <p>TQUXに属する事故シーケンスのうち、事象進展が早く、炉心溶融までの時間の観点で厳しい過渡事象を起因とし、逃がし安全弁の再開失敗を含まない、「過渡事象+高圧注水失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗(+DCH発生)」を評価事故シーケンスとして選定する。</p> <p>c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</p> <p>本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用(FCI)の観点からは、格納容器下部の水中へ落下する溶融炉心の割合が多く、原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の保有エネルギーが大きいシーケンスが厳しくなる。原子炉圧力容器が高圧で破損に至る場合、格納容器に放出される溶融炉心が分散され易いと考え、原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が、格納容器下部へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多くなると考えられる。また、本格納容器破損モードに対する事象の厳しさを考慮する上では、溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和対策である、格納容器下部への水張りが実施された状態を想定しているが、その一方で、原子炉圧力容器破損が想定される状況では、高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止するため、原子炉圧力容器の減圧が実施されている。これらの状況も考慮し、原子炉圧力容器が低圧状態で破損するPDSを選定するものとし、高圧状態で破損するTQUX、TBU、TBD及び長期TBIは選定対象から除外する。LOCAは、蒸気が急速に格納容器に流出するため、ジルコニウムの酸化割合が他の低圧破損シーケンスより小さくなり、酸化ジルコニウム質量割合が他の低圧破損シーケンスより小さくなることでデブリの内部エネルギーが小さくなると考えられる。さらに、破断口から高温の冷却材が流出し格納容器下部に滞留する可能性があるが、FCIによる水蒸気爆発は、低温の水に落下する場合の方が発生する可能性が高い事象であり、格納容器下部に高温</p>	<p>くなる補助給水機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。</p> <p>なお、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び可搬式大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。</p> <p>d. 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</p> <p>破断口径が大きく、原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで原子炉容器破損時の溶融炉心の崩壊熱が大きく、原子炉格納容器内が冷却されないPDSである「AEW」に属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とし、さらに炉心損傷を早める観点から低圧注入機能及び高圧注入機能の喪失を、原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環機能の喪失を想定した「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。</p> <p>また、本評価事故シーケンスにおける原子炉格納容器への注水としては、原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい方が、冷却水から蒸気が急激に生成し事象が厳しくなるため、格納容器スプレイポンプによる注水は想定せず、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイによる注水を想定する。代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイは、格納容器スプレイポンプより開始時間が遅く、流量も小さいため、原子炉下部キャビティ水のサブクール度は小さくなり、事象を厳しく評価することとなる。</p> <p>なお、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び可搬式大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内</p>	<p>設計の相違 ・相違理由はP21に記載のとおり</p> <p>記載表現の相違 ・泊の審査資料内での用語の統一</p> <p>設計の相違 ・相違理由はP21に記載のとおり</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。</p> <p>e. 水素燃焼</p> <p>破断口径が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで事故進展に伴う水素発生速度が大きく、格納容器スプレイによる水蒸気の凝縮により、原子炉格納容器内の水素濃度が高くなるPDSである「AEI」に属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく、事故進展が早く、初期から水素放出が開始され、かつ水素放出速度が大きくなる大破断LOCAを起因とし、事象初期の大容量の炉心注水に期待できない低圧注入機能の喪失を想定し、さらに炉心損傷を早め、時間余裕及び設備容量の観点から厳しくなるように高圧注入機能の喪失も考慮した「大破断LOCA時に高圧注入機能及び低圧注入機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。</p>	<p>の冷却材が流入する場合には発生の可能性が低減されるものと考えられることから、LOCAは選定対象から除外する。よって、本格格納容器破損モードにおいて厳しいPDSとして、原子炉の水位低下が早く、原子炉圧力容器破損までの時間が短いTQUVを選定する。</p> <p>TQUVに属する事故シーケンスのうち、事象進展が早い過渡事象を起因とし、発生頻度の観点で大きいと考えられる逃がし安全弁の再開失敗を含まない、「過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却 失敗(+FCI発生)」を評価事故シーケンスとして選定する。</p> <p>d. 水素燃焼</p> <p>本発電用原子炉施設では、格納容器内が窒素置換され、初期酸素濃度が低く保たれている。炉心損傷に伴い、水素濃度は容易に13vol%を超えることから、水素燃焼防止の観点からは酸素濃度が重要となるため、炉心損傷により放出される核分裂生成物による水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇に着目する。本格格納容器破損モードはPRAから抽出されたものではないが、評価のためにPDSを格納容器先行破損の事故シーケンス以外のPDSから選定する。酸素は水の放射線分解で発生するが、酸素濃度は他の気体の存在量の影響を受けるため、炉心損傷後の格納容器内の気体組成を考える上で影響が大きいと考えられるジルコニウム-水反応による水素発生に着目する。原子炉注水に期待しない場合のジルコニウム-水反応の挙動は事象発生時の原子炉圧力容器外への冷却材の放出経路から、LOCAとその他のPDSに大別できる。LOCAでは事象発生と同時に原子炉圧力容器が大きく減圧され、冷却材が多量に原子炉圧力容器外に排出されることから、ジルコニウム-水反応に寄与する冷却材の量が少なくなり、水素濃度は13vol%を上回るものの、その他のPDSに比べて水素発生量が少なくなると考えられる。このため、LOCAでは水の放射線分解によって増加する酸素濃度が他のPDSよりも相対的に高くなる可能性が考えられる。さらに、原子炉圧力容器破損の有無の影響を考えると、原子炉圧力容器が破損する場合には、格納容器下部での溶融</p>	<p>自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。</p> <p>e. 水素燃焼</p> <p>破断口径が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで事象進展に伴う水素発生速度が大きく、格納容器スプレイによる水蒸気の凝縮により、原子炉格納容器内の水素濃度が高くなるPDSである「AEI」に属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく、事象進展が早く、初期から水素放出が開始され、かつ水素放出速度が大きくなる大破断LOCAを起因とし、事象初期の大容量の炉心注水に期待できない低圧注入機能の喪失を想定し、さらに炉心損傷を早め、時間余裕及び設備容量の観点から厳しくなるように高圧注入機能の喪失も考慮した「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。</p>	<p>記載表現の相違 ・泊の審査資料内での用語の統一</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>f. 熔融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>破断口径が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで原子炉容器破損時の熔融炉心の崩壊熱が大きく、原子炉格納容器内への注水がなく原子炉下部キャビティへ落下する熔融炉心が冷却されないPDSである「AED」に属する事故シナリオのうち、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく事故進展が早くなり原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とした「大破断LOCA時に高压注入機能、低压注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を評価事故シナリオとして選定する。</p> <p>なお、恒設代替低圧注水ポンプ及び可搬式代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ、並びに大容量ポンプを用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。</p>	<p>e. 熔融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、熔融炉心・コンクリート相互作用の観点からは、格納容器下部に落下する熔融炉心の割合が多いシナリオが厳しくなる。原子炉圧力容器が高压で破損に至る場合、格納容器に放出される熔融炉心が分散され易く、また、落下速度が大きくなることで、格納容器下部に落下した際の粒子化割合が高くなり、落下した熔融炉心が冷却され易いと考え、原子炉圧力容器が低压で破損に至る場合の方が、格納容器下部へ一体となって落下する熔融炉心の割合が多くなると考えられる。また、原子炉圧力容器の破損が想定される状況では、高压熔融物放出/格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止するため、原子炉圧力容器の減圧が実施されている。これらの状況も考慮し、原子炉圧力容器が低压状態で破損するPDSを選定するものとし、高压状態で破損するTQUX、TBD、TBU、長期TB及びS2Eは選定対象から除外する。原子炉圧力容器が低压破損に至る事象として、</p>	<p>f. 熔融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>破断口径が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで原子炉容器破損時の熔融炉心の崩壊熱が大きく、原子炉格納容器内への注水がなく原子炉下部キャビティへ落下する熔融炉心が冷却されないPDSである「AED」に属する事故シナリオのうち、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく事象進展が早くなり原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とした「大破断LOCA時に低压注入機能、高压注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を評価事故シナリオとして選定する。</p> <p>なお、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。</p>	<p>記載表現の相違 ・泊の審査資料内での用語の統一 設計の相違 ・相違理由はP21に記載のとおり</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>格納容器破損モード及び評価事故シナリオについて整理した結果を第1.2.3表に示す。</p> <p>1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定</p> <p>「1.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シナリオの選定」に挙げた格納容器破損モードについては、格納容器破損防止対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。なお、格納容器直接接触（シェルアタック）については、BWRマークI型の原子炉格納容器特有の事象であり、PWRでは原子炉格納容器が大きく、溶融炉心が壁面に流れる構造ではないため、発生の可能性がないと考えられることから、本格格納容器破損モードに係る評価項目（原子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること）については、評価項目として設定しない。</p> <p>(1) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が、限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力0.39MPa[gage]の2倍の圧力0.78MPa[gage]を下回ること。</p> <p>(2) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が、限界温度</p>	<p>TQUV(TQUXにおける炉心損傷後の手動減圧を含む)、中破断LOCA及び大破断LOCAが抽出されるが、LOCAは格納容器下部への冷却材の流入の可能性があり、溶融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しい事象とはならないと考えられるため、選定対象から除外する。よって、本格格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSとして、原子炉の水位低下が早く、対策実施までの時間余裕の観点から厳しいTQUVを選定する。</p> <p>TQUVに属する事故シナリオのうち、事象進展が早く、対応時の時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因とし、発生頻度の観点で大きいと考えられる逃がし安全弁の再開失敗を含まない、「過渡事象+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗+損傷炉心冷却失敗(+デブリ冷却失敗)」を評価事故シナリオとして選定する。</p> <p>格納容器破損モード及び評価事故シナリオについて整理した結果を第1.2.3表に示す。</p> <p>1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定</p> <p>「1.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シナリオの選定」に挙げた格納容器破損モードについては、格納容器破損防止対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。</p> <p>なお、格納容器直接接触（シェルアタック）については、BWR MARK-I型の格納容器に特有の格納容器破損モードであり、MARK-I改良型の格納容器は溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに直接接触する構造ではないため、格納容器直接接触（シェルアタック）に係る評価項目「原子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること」については、有効性を確認するための評価項目として設定しない。</p> <p>(1) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が、限界圧力である最高使用圧力0.427MPa[gage]の2倍の圧力0.854MPa[gage]を下回ること。</p> <p>(2) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が、限界温度</p>	<p>格納容器破損モード及び評価事故シナリオについて整理した結果を第6.2.3表に示す。</p> <p>6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定</p> <p>「6.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シナリオの選定」に挙げた格納容器破損モードについては、格納容器破損防止対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。</p> <p>なお、格納容器直接接触（シェルアタック）については、BWRマークI型の原子炉格納容器に特有の格納容器破損モードであり、PWRでは原子炉格納容器が大きく、溶融炉心が壁面に流れる構造ではないため、格納容器直接接触（シェルアタック）に係る評価項目「原子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること」については、有効性を確認するための評価項目として設定しない。</p> <p>(1) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が、限界圧力である最高使用圧力0.283MPa[gage]の2倍の圧力0.566MPa[gage]を下回ること。</p> <p>(2) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が、限界温度</p>	<p></p> <p>記載表現の相違 (女川実績の反映)</p> <p>記載表現の相違 (女川実績の反映) 設計の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>を下回る温度である200℃を下回ること。</p> <p>(3) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。</p> <p>(4) 原子炉圧力容器の破損までに、原子炉冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下に低減されていること。</p> <p>(5) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって、原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。</p> <p>(6) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。具体的には、原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下であること。</p> <p>(7) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(1)の要件を満足すること。</p> <p>(8) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。</p>	<p>200℃を下回ること。</p> <p>(3) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。</p> <p>(4) 原子炉圧力容器の破損までに、原子炉圧力は2.0MPa[gage]以下に低減されていること。</p> <p>(5) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって、原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。</p> <p>(6) 格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。具体的には、格納容器内の酸素濃度が5vol%以下であること。</p> <p>(7) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(1)の要件を満足すること。</p> <p>(8) 溶融炉心による侵食によって、格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。</p>	<p>200℃を下回ること。</p> <p>(3) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。</p> <p>(4) 原子炉圧力容器の破損までに、原子炉冷却材圧力は2.0MPa[gage]以下に低減されていること。</p> <p>(5) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって、原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。</p> <p>(6) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。具体的には、原子炉格納容器内の水素濃度がドライ条件に換算して13vol%以下であること。</p> <p>(7) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(1)の要件を満足すること。</p> <p>(8) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。</p>	<p>記載表現の相違 (女川目録の反映)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1.2.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>1.2.3.1 想定事故</p> <p>「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」については、本原子炉施設において、使用済燃料ピット内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があると想定する以下の事故の評価を行う。</p> <p>(1) 想定事故1</p> <p>使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故</p> <p>(2) 想定事故2</p> <p>サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故</p> <p>1.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定</p> <p>「1.2.3.1 想定事故」に挙げた想定事故については、使用済燃料ピットにおける燃料損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。</p> <p>(1) 燃料有効長頂部が冠水していること。</p> <p>(2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。</p> <p>(3) 未臨界が維持されていること。</p>	<p>1.2.3 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>1.2.3.1 想定事故</p> <p>「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」については、本発電用原子炉施設において、燃料プール内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があると想定する以下の事故の評価を行う。</p> <p>(1) 想定事故1</p> <p>燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故</p> <p>(2) 想定事故2</p> <p>サイフォン現象等により燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し、燃料プールの水位が低下する事故</p> <p>1.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定</p> <p>「1.2.3.1 想定事故」に挙げた想定事故については、燃料プールにおける燃料損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。</p> <p>(1) 燃料有効長頂部が冠水していること。</p> <p>(2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。</p> <p>(3) 未臨界が維持されていること。</p>	<p>6.2.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>6.2.3.1 想定事故</p> <p>「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」については、本発電用原子炉施設において、使用済燃料ピット内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があると想定する以下の事故の評価を行う。</p> <p>(1) 想定事故1</p> <p>使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故</p> <p>(2) 想定事故2</p> <p>サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故</p> <p>6.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定</p> <p>「6.2.3.1 想定事故」に挙げた想定事故については、使用済燃料ピットにおける燃料損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。</p> <p>(1) 燃料有効長頂部が冠水していること。</p> <p>(2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。</p> <p>(3) 未臨界が維持されていること。</p>	<p></p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>1.2.4.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定</p> <p>運転停止中の原子炉は、主発電機の解列から並列までの期間とし、この期間中はプラント状態が様々に変化する。このため、プラントの運転状態、1次冷却系の開放状態、1次冷却系保有水量、崩壊熱及び保守点検状況等に応じた緩和設備の状態等に応じて、プラントの状態を適切に区分したうえで、「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については、運転停止中の原子炉において、燃料の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故シーケンスを、本原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえ事故シーケンスグループにグループ化し、事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定して評価を行う。</p> <p>(添付資料 1.2.2)</p> <p>(1) 運転停止中事故シーケンスの抽出</p> <p>停止時レベル1 PRAにおいては、各起因事象の発生から燃料損傷に至ることを防止するための緩和手段の組合せ等を第1.2.5図に示すイベントツリーで分析し、燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出する。</p>	<p>1.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>1.2.4.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定</p> <p>「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については、主復水器真空破壊から制御棒引き抜き開始までの期間を評価対象*とし、原子炉の水位、温度、圧力等のプラントパラメータの類似性、保守点検状況等に応じた緩和設備の使用可能性、起因事象及び成功基準に関する類似性に応じて、プラントの状態を適切に区分する。また、区分したプラント状態を考慮し、燃料の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故シーケンスを、本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえて、運転停止中事故シーケンスグループにグループ化し、運転停止中事故シーケンスグループごとに、重要事故シーケンスを選定して評価を行う。</p> <p>※「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」の共通解析条件に定められている運転停止中の期間は「主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列まで」となり、本評価対象と異なる。ただし、「主発電機の解列から主復水器真空破壊まで」及び「制御棒引抜き開始から原子炉起動の過程における主発電機の併列まで」における低出力運転時及びプラント停止時の期間においては、給復水系を含む緩和設備の待機状態が出力運転時とほぼ同程度であり、かつ、発生する起因事象もほぼ同様であることから運転時における内部事象レベル1 PRAの評価範囲と位置づけている。</p> <p>(添付資料 1.2.1)</p> <p>(1) 運転停止中事故シーケンスの抽出</p> <p>内部事象停止時レベル1 PRAにおいては、各起因事象の発生から燃料損傷に至ることを防止するための緩和手段の組合せ等を第1.2.6図に示すイベントツリーで分析し、燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出する。</p>	<p>6.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>6.2.4.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定</p> <p>「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については、非常用炉心冷却設備作動信号ブロックから非常用炉心冷却設備作動信号ブロック解除までの期間を評価対象*とし、プラントの運転状態、1次冷却系の開放状態、1次冷却系保有水量、崩壊熱及び保守点検状況等に応じた緩和設備の状態等に応じて、プラントの状態を適切に区分する。また、区分したプラント状態を考慮し、燃料の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故シーケンスを、本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえて、運転停止中事故シーケンスグループにグループ化し、事故シーケンスグループごとに、重要事故シーケンスを選定して評価を行う。</p> <p>※「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」の共通解析条件に定められている運転停止中の期間は「主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列まで」となり、本評価対象と異なる。ただし、「主発電機の解列から非常用炉心冷却設備作動信号ブロックまで」及び「非常用炉心冷却設備作動信号ブロック解除から原子炉起動の過程における主発電機の併列まで」における低出力運転時及びプラント停止時の期間においては、補助給水系を含む緩和設備安全系の待機状態が出力運転時とほぼ同程度であり、かつ、発生する起因事象もほぼ同様であることから運転時における内部事象レベル1 PRAの評価範囲と位置づけている。</p> <p>(添付資料6.2.2)</p> <p>(1) 運転停止中事故シーケンスの抽出</p> <p>内部事象停止時レベル1 PRAにおいては、各起因事象の発生から燃料損傷に至ることを防止するための緩和手段の組合せ等を第6.2.5図に示すイベントツリーで分析し、燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出する。</p>	<p>記載方針の相違 (女川取組の反映) (評価方針は大阪と同様)</p> <p>記載方針の相違(女川取組の反映) (記載内容は従来の油の説明内容と同等であり、大阪とも運転停止中の期間の考え方は同様)</p> <p>記載表現の相違 (女川取組の反映)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 運転停止中事故シーケンスのグループ化</p> <p>運転停止中事故シーケンスのグループ化に当たっては、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう、燃料損傷に至る主要因の観点から事故シーケンスを以下のように分類している。</p> <p>a. 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失） b. 全交流動力電源喪失 c. 原子炉冷却材の流出 d. 反応度の誤投入</p> <p>(3) 重要事故シーケンスの選定</p> <p>運転停止中事故シーケンスグループごとに、有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定する。同じ運転停止中事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、燃料損傷防止対策の実施に対する時間余裕、燃料損傷回避に必要な設備容量等の観点で、より厳しいシーケンスを選定する。</p> <p>a. 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）</p>	<p>(2) 運転停止中事故シーケンスのグループ化</p> <p>PRAの結果を踏まえて抽出した事故シーケンスについて、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう、燃料損傷に至る主要因の観点から事故シーケンスを以下のように分類する。</p> <p>なお、反応度の誤投入については、複数の人的過誤や機器故障が重畳しない限り反応度事故に至る可能性はなく、また、万一、反応度事故に至った場合でも、局所的な事象で収束し、燃料の著しい破損又は大規模な炉心損傷に至ることは考え難いことから、内部事象停止時レベル1 PRAの起因事象から除外しているが、本事故事象に対する対策の有効性を確認する観点や「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」にて挙げられる運転停止中事故シーケンスグループとの包含関係も踏まえて追加する。</p> <p>a. 崩壊熱除去機能喪失 b. 全交流動力電源喪失 c. 原子炉冷却材の流出 d. 反応度の誤投入</p> <p>(3) 重要事故シーケンスの選定</p> <p>運転停止中事故シーケンスグループごとに、有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定する。同じ運転停止中事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、燃料損傷防止対策の実施に対する時間余裕、燃料損傷回避に必要な設備容量及び運転停止中事故シーケンスグループ内の代表性の観点で、より厳しいシーケンスを選定する。重要事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。</p> <p>a. 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>本事故シーケンスグループは、運転中の残留熱除去系の故障等が発生した後、崩壊熱除去・炉心冷却に失敗し、燃料損傷に至るものである。本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、代表性の観点</p>	<p>(2) 運転停止中事故シーケンスのグループ化</p> <p>PRAの結果を踏まえて抽出した事故シーケンスについて、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう、燃料損傷に至る主要因の観点から事故シーケンスグループを以下のように分類する。</p> <p>a. 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失） b. 全交流動力電源喪失 c. 原子炉冷却材の流出 d. 反応度の誤投入</p> <p>(3) 重要事故シーケンスの選定</p> <p>運転停止中事故シーケンスグループごとに、有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定する。同じ運転停止中事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、燃料損傷防止対策の実施に対する時間余裕、燃料損傷回避に必要な設備容量及び運転停止中事故シーケンスグループ内の代表性の観点で、より厳しいシーケンスを選定する。重要事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。</p> <p>a. 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）</p> <p>本事故シーケンスグループは、余熱除去系の故障に伴い余熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至るものである。</p>	<p>記載表現の相違 （女川抜粋の反映）</p> <p>記載表現の相違 （女川抜粋の反映） ・等の記載を明確化</p> <p>記載方針の相違 （女川抜粋の反映） （評価方針は大飯と同様）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>要求される設備容量の観点から、炉心崩壊熱が高く、1次冷却系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」を、重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>なお、蓄圧注入及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水の有効性を確認する観点から、充てん注入機能及び高圧注入機能の喪失の重量を考慮する。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失</p> <p>全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」のみである。</p> <p>全交流動力電源喪失の発生に伴い従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮し、蓄圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプによる炉心注水開始までの時間余裕が短く、かつ、要求される設備容量の観点から、炉心崩壊熱が高く、1次冷却系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>c. 原子炉冷却材の流出</p>	<p>から、残留熱除去機能喪失を起因事象とする「崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>なお、原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む。)の故障によって崩壊熱除去機能が喪失する場合には、事象進展が同様となる全交流動力電源喪失において、燃料損傷防止対策の有効性を確認する。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失</p> <p>本事故シーケンスグループは、外部電源喪失の発生時に非常用交流電源の確保に失敗して全交流動力電源喪失に至り、その後、崩壊熱除去・炉心冷却の失敗によって、燃料損傷に至るものである。</p> <p>本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、代表性の観点から、外部電源喪失とともに非常用ディーゼル発電機等が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至る「外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>なお、本重要事故シーケンスは、従属的に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重量を考慮したものである。</p> <p>c. 原子炉冷却材の流出</p> <p>本事故シーケンスグループは、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の誤操作等により原子炉冷却材が系外に流出後、崩壊熱除去・炉心冷却の失敗によって、燃料損傷に至るものである。</p>	<p>要求される設備容量の観点から、炉心崩壊熱が高く、1次冷却系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」を、重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>なお、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水の有効性を確認する観点から、充てん機能及び高圧注入機能の喪失の重量を考慮する。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失</p> <p>本事故シーケンスグループは、外部電源喪失の発生時に非常用所内交流電源の確保に失敗する全交流動力電源喪失の発生により余熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至るものである。</p> <p>全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」のみである。</p> <p>全交流動力電源喪失の発生に伴い従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮し、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水開始までの時間余裕が短く、かつ、要求される設備容量の観点から、炉心崩壊熱が高く、1次冷却系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>c. 原子炉冷却材の流出</p> <p>本事故シーケンスグループは、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の誤操作等による原子炉冷却材の系外への流出により余熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至るものである。</p>	<p>設計方針の相違</p> <p>・泊3号代替格納容器スプレイポンプの起動に対する余裕時間があり、また誤操作・誤動作の防止や作業員の安全の確保の観点から蓄圧タンクを炉心注水手段とはしていない(伊方と同様)</p> <p>評価方針の相違 (女川以降の反映) (評価方針は大阪と同様)</p> <p>設計方針の相違</p> <p>評価方針の相違 (女川以降の反映) (評価方針は大阪と同様)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1次冷却材の流出流量が多く、1次冷却系保有水の確保の観点から、炉心崩壊熱が高く、1次冷却系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」を、重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>d. 反応度の誤投入</p> <p>反応度の誤投入に係る事故シーケンスは「反応度の誤投入事故」のみである。</p> <p>定期検査中、原子炉起動前までは純水注水による希釈が生じない措置を講じることから、臨界到達までの時間余裕を厳しく評価する観点で「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。</p>	<p>事象認知までに要する時間や冷却材の流出量の観点から、「原子炉冷却材の流出(RHR 切替時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>なお、「原子炉冷却材の流出(CRD 交換時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」については、必要な設備容量が大きいものの、運転操作に伴う冷却材流出事象と異なり、作業・操作場所と流出発生個所が同一であるため認知は容易であると考えられるため、重要事故シーケンスとしては選定しない。また、「原子炉冷却材の流出(LPRM 交換時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」については、必要な設備容量が比較的小さく、運転操作に伴う冷却材流出事象と異なり、作業・操作場所と流出発生個所が同一であるため認知は容易であると考えられるため、重要事故シーケンスとしては選定しない。また、「原子炉冷却材の流出(CUW ブロー時の冷却材流出)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」については、炉心損傷頻度が比較的大きいものの、冷却材流出発生時には、ブロー水の排水先の放射性廃棄物処理設備の運転員による異常の認知にも期待でき、認知は容易であると考えられるため、重要事故シーケンスとしては選定しない。</p> <p>d. 反応度の誤投入</p> <p>本事故シーケンスグループは、反応度事故により、燃料損傷に至るものである。本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは「制御棒の誤引き抜き」のみであることから、重要事故シーケンスとして選定する。具体的には、代表性の観点から、「停止中に実施される試験等により、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の誤投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」を想定する。</p>	<p>1次冷却材の流出流量が多く、1次冷却系保有水の確保の観点から、炉心崩壊熱が高く、1次冷却系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」を、重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>d. 反応度の誤投入</p> <p>本事故シーケンスグループは、プラント停止中に化学体積制御系の故障、誤操作等により反応度が添加されることで臨界に達し、燃料損傷に至るものである。</p> <p>反応度の誤投入に係る事故シーケンスは「反応度の誤投入事故」のみである。</p> <p>定期検査中、原子炉起動前までは純水注水による希釈が生じない措置を講じることから、臨界到達までの時間余裕を厳しく評価する観点で「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。</p>	<p>記載方針の相違 (女川以降の反映 (評価方針は大飯と同様)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>各運転停止中事故シナシグループに含まれる事故シナシ及び重要事故シナシについて整理した結果を第1.2.4表に示す。</p> <p>1.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定</p> <p>「1.2.4.1 事故シナシのグループ化と重要事故シナシの選定」に挙げた事故シナシグループについては、運転停止中の原子炉における燃料の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。</p> <p>(1) 燃料有効長頂部が冠水していること。 (2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。 (3) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。</p>	<p>各運転停止中事故シナシグループに含まれる事故シナシ及び重要事故シナシについて整理した結果を第1.2.4表に示す。</p> <p>1.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定</p> <p>「1.2.4.1 事故シナシのグループ化と重要事故シナシの選定」に挙げた事故シナシグループについては、運転停止中の原子炉における燃料の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。</p> <p>(1) 燃料有効長頂部が冠水していること。 (2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。 (3) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。</p>	<p>各運転停止中事故シナシグループに含まれる事故シナシ及び重要事故シナシについて整理した結果を第6.2.4表に示す。</p> <p>6.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定</p> <p>「6.2.4.1 事故シナシのグループ化と重要事故シナシの選定」に挙げた事故シナシグループについては、運転停止中の原子炉における燃料の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。</p> <p>(1) 燃料有効長頂部が冠水していること。 (2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。 (3) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。</p>	<p></p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1.3 評価に当たって考慮する事項</p> <p>1.3.1 有効性評価において考慮する措置</p> <p>グループ化した事故シーケンスごとに、関連する措置を「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」及び「設置許可基準規則等への適合性について（重大事故等対処設備）」との関係を含めて整理して評価を行う。評価に当たっては、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で講じることとした措置のうち、「設置許可基準規則等への適合性について（重大事故等対処設備）」で重大事故等対策として用いたものを対象とするが、手順及び体制としてはその他の措置との関係も含めて必要となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理し、資源及び要員の確保に関する評価を行う。</p> <p>なお、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」における一つの事故シーケンスグループにおいて複数の対策があり、それぞれで重要事故シーケンスを選定していない場合には、代表性、包絡性を整理し、解析を行い、「運転中の原子炉における重大事故」における一つの格納容器破損モードにおいて複数の対策がある場合は、各々の対策において解析を行う。</p> <p>1.3.2 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>グループ化した事故シーケンスごとに、PRAの結果を踏まえ、起因事象の発生に加えて想定する共通要因故障又は系統間の機能依存性を考慮した従属故障等の安全機能の喪失を考慮する。また、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>1.3.3 外部電源に対する仮定</p> <p>外部電源有無の双方について考慮するが、基本的には常用系機器の機能喪失、工学的安全施設の作動遅れ及び運転員等</p>	<p>1.3 評価に当たって考慮する事項</p> <p>1.3.1 有効性評価において考慮する措置</p> <p>グループ化した事故シーケンスごとに、関連する措置を「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」及び「重大事故等対処設備について」との関係を含めて整理して評価を行う。評価に当たっては、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で講じることとした措置のうち、「重大事故等対処設備について」で重大事故等対策として用いたものを対象とするが、手順及び体制としてはその他の措置との関係も含めて必要となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理し、資源及び要員の確保に関する評価を行う。</p> <p>なお、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」における1つの事故シーケンスグループにおいて複数の対策があり、それぞれで重要事故シーケンス等を選定していない場合には、代表性、包絡性を整理し解析を行う。また、「運転中の原子炉における重大事故」における1つの格納容器破損モードにおいて複数の対策がある場合には各々の対策において解析を行う。</p> <p>1.3.2 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>グループ化した事故シーケンスごとに、PRAの結果を踏まえ、起因事象の発生に加えて想定する多重故障、共通原因故障又は系統間の機能依存性を考慮した従属故障等の安全機能の喪失を考慮する。また、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(添付資料 1.3.1)</p> <p>1.3.3 外部電源に対する仮定</p> <p>外部電源有無の双方について考慮するが、基本的には常用系機器の機能喪失、工学的安全施設の作動遅れ及び運転員等</p>	<p>6.3 評価に当たって考慮する事項</p> <p>6.3.1 有効性評価において考慮する措置</p> <p>グループ化した事故シーケンスごとに、関連する措置を「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」及び「設置許可基準規則等への適合性について（重大事故等対処設備）」との関係を含めて整理して評価を行う。評価に当たっては、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で講じることとした措置のうち、「設置許可基準規則等への適合性について（重大事故等対処設備）」で重大事故等対策として用いたものを対象とするが、手順及び体制としてはその他の措置との関係も含めて必要となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理し、資源及び要員の確保に関する評価を行う。</p> <p>なお、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」における1つの事故シーケンスグループにおいて複数の対策があり、それぞれで重要事故シーケンスを選定していない場合には、代表性、包絡性を整理し、解析を行う。また、「運転中の原子炉における重大事故」における1つの格納容器破損モードにおいて複数の対策がある場合には、各々の対策において解析を行う。</p> <p>6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>グループ化した事故シーケンスごとに、PRAの結果を踏まえ、起因事象の発生に加えて想定する共通原因故障又は系統間の機能依存性を考慮した従属故障等の安全機能の喪失を考慮する。また、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>(添付資料 6.3.4)</p> <p>6.3.3 外部電源に対する仮定</p> <p>外部電源有無の双方について考慮するが、基本的には常用系機器の機能喪失、工学的安全施設の作動遅れ及び運転員等</p>	<p>記載表現の相違 (女川実績の反映)</p> <p>添付資料の相違 ・泊では各重要事故シーケンス等における安全機能の喪失に対する仮定をまとめた添付資料を作成（女川と同様）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>操作への影響を考慮して外部電源がない場合を想定する。ただし、外部電源を考慮した方が有効性を確認するための評価項目に対して評価結果の余裕が小さくなるような場合は、外部電源がある場合を想定する。</p> <p>1.3.4 単一故障に対する仮定 重大事故等は設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起こすことを想定しており、さらに、重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備に対して多様性を考慮して設置していることから、重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。</p> <p>1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定 事故に対処するために必要な運転員の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報等の発信時点から10分後に開始する。</p> <p>(2) (1)の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、(1)の操作から1分後に開始する。</p> <p>(3) 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。</p> <p>(4) 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。</p> <p>(5) その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。 なお、運転員等は手順書にしたがい、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作現場までのアクセスルートの状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき上記の運転員等</p>	<p>操作への影響を考慮して、有効性を確認するための評価項目に対して評価結果の余裕が小さくなるような場合を想定する。</p> <p>1.3.4 単一故障に対する仮定 重大事故等は、設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起こすことを想定しており、さらに、重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備に対して多様性を考慮して設置していることから、重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。</p> <p>1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定 事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 有効性評価における解析で仮定した運転員等の操作時間余裕は、実際の操作に要する時間の不確定性を考慮し、以下の考え方にに基づき設定する。</p> <p>a. 中央制御室で警報発信等を起点として実施する操作については、事象発生後の状況の把握や他のパラメータの確認等を考慮して開始するものとする。</p> <p>b. 上記操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、速やかに操作を開始するものとし、個別の運転操作に必要な時間を考慮する。運転員は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するものとし、有効性評価における解析の条件設定においては、各操作に必要な時間に基づき設定する。 なお、事象発生直後の輻射している状態においては操作を開始するまでの時間余裕を考慮する。</p> <p>c. 現場で実施する操作については、個別の現場操作に必要な時間を考慮する。 なお、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルートの状況、操作場所の作業環境等を踏まえ、現場操作に必要な時間を設定する。</p> <p>(2) 有効性評価における操作時間は、「技術的能力に係る審</p>	<p>操作への影響を考慮して、有効性を確認するための評価項目に対して評価結果の余裕が小さくなるような場合を想定する。</p> <p>6.3.4 単一故障に対する仮定 重大事故等は設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起こすことを想定しており、さらに、重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備に対して多様性を考慮して設置していることから、重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。</p> <p>6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定 事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報等の発信時点から10分後に開始する。</p> <p>(2) (1)の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、(1)の操作から1分後に開始する。</p> <p>(3) 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から10分後に開始する。</p> <p>(4) 中央制御室で監視するパラメータが、操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から30分後に開始する。</p> <p>(5) その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。 なお、運転員等は手順に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作現場までのアクセスルートの状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき上記の運転員等操作時</p>	<p>記載表現の相違 (女川実績の反映)</p> <p>記載表現の相違 (女川実績の反映)</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

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>操作時間を設定する。</p> <p>(添付資料 1.3.1、1.3.2、1.3.3)</p> <p>1.3.6 考慮する範囲</p> <p>有効性評価を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態として、通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される運転状態を考慮する。また、有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉等が安定停止状態等に導かれるまでを対象とするが、有効性評価における解析としては、原子炉等が安定停止状態等に導かれることが合理的に推定可能な時点までとし、外部支援がないものとして7日間の対策成立性を評価する。</p>	<p>査基準への適合状況説明資料」で示している操作時間と同一若しくは時間余裕を踏まえて設定する。</p> <p>(添付資料 1.3.2)</p> <p>1.3.6 考慮する範囲</p> <p>有効性評価を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態として、通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される運転状態を考慮する。</p> <p>有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉等が安定停止状態等に導かれるまでを対象とするが、有効性評価における解析としては、原子炉等が安定停止状態等に導かれることが合理的に推定可能な時点までとし、外部支援がないものとして7日間の対策成立性を評価する。</p> <p>燃料の種類については、代表的に9×9燃料(A型)を評価対象とする。設計基準事故においては、9×9燃料(A型)及び9×9燃料(B型)の熱水力特性がほぼ同じであり、また、炉心全体及び局所的な核特性が混在炉心ゆえに厳しくなることはないため、代表的に9×9燃料(A型)のみ及び9×9燃料(B型)のみで構成された炉心について、解析条件を厳しく与え、評価を行っているが、燃料の種類の違いによって解析結果に大きな差異は確認されていない。これらの結果を考慮して、また、本発電用原子炉施設の重大事故等対策(設備、手順等)の有効性を確認するという重大事故等対策の有効性評価の目的を踏まえて、評価対象の燃料の種類は1つとし、代表的に9×9燃料(A型)について評価を行う。</p>	<p>間を設定する。</p> <p>(添付資料 6.3.1、6.3.2、6.3.3、6.3.6)</p> <p>6.3.6 考慮する範囲</p> <p>有効性評価を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態として、通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される運転状態を考慮する。</p> <p>有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉等が安定停止状態等に導かれるまでを対象とするが、有効性評価における解析としては、原子炉等が安定停止状態等に導かれることが合理的に推定可能な時点までとし、外部支援がないものとして7日間の対策成立性を評価する。</p> <p>(添付資料6.3.5)</p>	<p>添付資料の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 過去の審査を踏まえタイムチャートの基本的な考え方を整理 <p>添付資料の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> 安全評価における評価対象の燃料の種類に関して、女川と同様の内容を添付資料化 BWRは設計基準事故においてA型燃料のみ、B型燃料のみの評価を行っているが、PWRは設計基準事故及び有効性評価においてA型燃料のみで構成された炉心を代表的に評価しており、設計基準事故と有効性評価での取扱いは変わらない

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1.4 有効性評価に使用する計算プログラム⁽¹⁾</p> <p>有効性評価に使用する解析コードは、事故シーケンスの特徴に応じて、重要現象がモデル化されており、実験等を基に検証され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものとして、以下に示す解析コードを使用する。また、重要事故シーケンス等に対して適用する解析コードについて、事故シーケンスグループ等との対応を第1.4.1表から第1.4.3表に示す。</p> <p>(添付資料1.4.1)</p> <p>1.4.1 M-RELAP5⁽¹⁾</p> <p>1.4.1.1 概要</p> <p>制御系、熱水力、熱構造材、原子炉動特性等の計算機能を有し、原子炉の事故時の熱流動解析を行う上で汎用性の高い解析コードである。</p> <p>熱流動解析では、1次冷却系及び2次冷却系を複数のボリュウム及びボリュウムを接続するジャンクションで表し、気液各相の質量、運動量及びエネルギー保存式を独立に解き、各ボリュウムの冷却材の圧力、温度、密度及びジャンクションの流量を各相について計算する。原子炉の解析においては、炉心出力変化、1次冷却材ポンプ、配管や機器からの冷却材の流出、原子炉トリップ、制御保護設備、非常用炉心冷却設備の状態等の諸量の模擬を行う。</p> <p>また、同時に実行される燃料棒熱解析では、炉心部を大別して高温燃料棒、高温集合体領域及び平均集合体領域に区別し、各々の領域で燃料棒熱解析を行う。各領域では燃料ペレット及び燃料被覆管を半径方向及び軸方向に分割し、熱流動計算側から計算ステップごとに得られる圧力、温度、気液割合、流量等のパラメータを用いて熱発生、熱伝導及び壁面熱伝達を解き、評価項目となるパラメータと照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウム-水反応量を評価する。</p> <p>本解析コードは、米国エネルギー省及びアイダホ国立研究所により開発されたRELAP5-3Dを基に、PWR</p>	<p>1.4 有効性評価に使用する計算プログラム</p> <p>有効性評価に使用する解析コードは、事故シーケンスの特徴に応じて、重要現象がモデル化されており、実験等をもとに妥当性が確認され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものとして、以下に示す解析コードを使用する。また、重要事故シーケンス等に対して適用する解析コードについて、事故シーケンスグループ等との対応を第1.4.1表から第1.4.3表に示す。</p> <p>ここで記載している、解析コードの妥当性確認内容や不確かさ等については、「付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」に示す。</p> <p>(添付資料1.4.1)</p> <p>1.4.1 SAFER</p> <p>1.4.1.1 概要</p> <p>長期間熱水力過渡変化解析コードSAFERは、長期間の原子炉内熱水力過渡変化を解析するコードである。原子炉内を9ノードに分割し、原子炉圧力、各ノードの水位変化等を計算する。原子炉内冷却材量の評価に当たっては、上部タイプレート、炉心入口オリフィス等での気液対向流制限現象(CCFL)及び上部プレナムにおけるサブクール域の局在化により冷却材が下部プレナムに落下する現象(CCFLブレイクダウン)を考慮することができる。</p> <p>また、本コードでは、平均出力燃料集合体及び高出力燃料集合体に対して燃料ペレット、燃料被覆管、チャンネルボックス等の温度計算を行う。燃料被覆管の温度計算においては、その冷却状態に応じた熱伝達係数、燃料棒間の放射及び燃料棒とチャンネルボックスの放射を考慮することができる。また、燃料被覆管と冷却水又は水蒸気との化学反応(ジルコニウム-水反応)をBaker-Justの式によって計算し、表面の酸化量を求める。さらに、燃料棒内の圧力を計算することによって、燃料被覆管の膨れと破裂の有無を評価し、破裂が起きた場合には、燃料被覆管の内面に対してもジルコニウム-水反応を考慮する。</p> <p>本コードの入力は、原子炉出力、原子炉圧力等の初期条件、原子炉の幾何学的形状及び水力学的諸量、燃料集合体及び炉心に関するデータ、プラント過渡特性パラメータ、</p>	<p>6.4 有効性評価に使用する計算プログラム</p> <p>有効性評価に使用する解析コードは、事故シーケンスの特徴に応じて、重要現象がモデル化されており、実験等を基に妥当性が確認され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものとして、以下に示す解析コードを使用する。また、重要事故シーケンス等に対して適用する解析コードについて、事故シーケンスグループ等との対応を第6.4.1表から第6.4.3表に示す。</p> <p>ここで記載している、解析コードの妥当性確認内容や不確かさ等については、「付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」に示す。</p> <p>(添付資料6.4.1)</p> <p>6.4.1 M-RELAP5⁽¹⁾</p> <p>6.4.1.1 概要</p> <p>制御系、熱水力、熱構造材、原子炉動特性等の計算機能を有し、原子炉の事故時の熱流動解析を行う上で汎用性の高い解析コードである。</p> <p>熱流動解析では、1次冷却系及び2次冷却系を複数のボリュウム及びボリュウムを接続するジャンクションで表し、気液各相の質量、運動量及びエネルギー保存式を独立に解き、各ボリュウムの冷却材の圧力、温度、密度及びジャンクションの流量を各相について計算する。原子炉の解析においては、炉心出力変化、1次冷却材ポンプ、配管や機器からの冷却材の流出、原子炉トリップ、制御保護設備、非常用炉心冷却設備の状態等の諸量の模擬を行う。</p> <p>また、同時に実行される燃料棒熱解析では、炉心部を大別して高温燃料棒、高温集合体領域及び平均集合体領域に区別し、各々の領域で燃料棒熱解析を行う。各領域では燃料ペレット及び燃料被覆管を半径方向及び軸方向に分割し、熱流動計算側から計算ステップごとに得られる圧力、温度、気液割合、流量等のパラメータを用いて熱発生、熱伝導及び壁面熱伝達を解き、評価項目となるパラメータと照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウム-水反応量を評価する。</p> <p>本解析コードは、米国エネルギー省及びアイダホ国立研究所により開発されたRELAP5-3Dコードを基に、PWRプラン</p>	<p>記載表現の相違 (女川実績の反映)</p> <p>【女川】 使用する解析コードの相違</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>プラントの中小破断LOCA解析に適用するため、米国NRCの連邦規則である、10 CFR 50 Appendix K “ECCS Evaluation Models”にて要求される保守的なモデル(Moody臨界流モデル等)を付加した解析コードである。</p> <p>1.4.1.2 重要現象のモデル化</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。</p> <p>(1) 炉心</p> <p>重要現象として、崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、沸騰・ポイド率変化及び気液分離(水位変化)・対向流がモデル化されている。</p> <p>(2) 1次冷却系</p> <p>重要現象として、冷却材流量変化(自然循環時)、冷却材放出(臨界流・差圧流)、沸騰・凝縮・ポイド率変化、気液分離・対向流、圧力損失、ECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入がモデル化されている。</p> <p>(3) 加圧器</p> <p>重要現象として、気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出(臨界流・差圧流)がモデル化されている。</p> <p>(4) 蒸気発生器</p> <p>重要現象として、1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出(臨界流・差圧流)、2次側水位変化・ドライアウト及び2次側給水(主給水・補助給水)がモデル化されている。</p> <p>1.4.1.3 妥当性確認及び不確かさの把握</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、ORNL/THTF、ROSA/LSTF SB-CL-18、ROSA/LSTF SB-CL-39、PKL/F1.1、Marviken、LOFT L9-3、LOFT L6-1の試験解析等により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮している</p>	<p>非常用炉心冷却系等の特性、想定破断の位置、破断面積等であり、出力として、原子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管の最高温度、燃料被覆管酸化量等が求められる。</p> <p>1.4.1.2 重要現象のモデル化</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じて、炉心及び原子炉圧力容器における重要現象がモデル化されている。具体的には以下のとおりである。</p> <p>(1) 炉心</p> <p>核については、重要現象として、崩壊熱がモデル化されている。燃料については、重要現象として、燃料棒表面熱伝達、沸騰遷移、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形がモデル化されている。熱流動については、重要現象として、沸騰・ポイド率変化、気液分離(水位変化)・対向流、三次元効果及び気液熱非平衡がモデル化されている。</p> <p>(2) 原子炉圧力容器</p> <p>重要現象として、冷却材放出(臨界流・差圧流)、沸騰・凝縮・ポイド率変化、気液分離(水位変化)・対向流及びECCS注水(給水系・代替注水 設備含む)がモデル化されている。</p> <p>1.4.1.3 妥当性確認及び不確かさの把握</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、TBL、ROSA-III及びFIST-ABWRの実験解析により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、</p>	<p>トの中小破断LOCA解析に適用するため、米国NRCの連邦規則である、10 CFR 50 Appendix K “ECCS Evaluation Models”にて要求される保守的なモデル(Moody臨界流モデル等)を付加した解析コードである。</p> <p>6.4.1.2 重要現象のモデル化</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。</p> <p>(1) 炉心</p> <p>重要現象として、崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、沸騰・ポイド率変化及び気液分離(水位変化)・対向流がモデル化されている。</p> <p>(2) 1次冷却系</p> <p>重要現象として、冷却材流量変化(自然循環時)、冷却材放出(臨界流・差圧流)、沸騰・凝縮・ポイド率変化、気液分離・対向流、圧力損失、ECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入がモデル化されている。</p> <p>(3) 加圧器</p> <p>重要現象として、気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出(臨界流・差圧流)がモデル化されている。</p> <p>(4) 蒸気発生器</p> <p>重要現象として、1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出(臨界流・差圧流)、2次側水位変化・ドライアウト及び2次側給水(主給水・補助給水)がモデル化されている。</p> <p>6.4.1.3 妥当性確認及び不確かさの把握</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、ORNL/THTF、ROSA/LSTF SB-CL-18、ROSA/LSTF SB-CL-39、PKL/F1.1、Marviken、LOFT L9-3、LOFT L6-1の試験解析等により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮している</p>	

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>ものを除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第1.4.4表に示すとおりである。</p> <p>1.4.2 SPARKLE-2⁽¹⁾</p> <p>1.4.2.1 概要</p> <p>M-RELAP5の炉心部分を1点炉近似動特性モデルから3次元動特性モデルに変更し、炉内熱流動に対しても3次元二相流動解析を採用した解析コードであり、M-RELAP5、3次元炉心動特性計算コードCOSMO-K及び3次元炉心熱流動特性コードMIDACの三つの要素コードを動的に結合し、1次冷却系全体の熱流動と3次元炉心動特性との相互作用が評価可能な詳細なプラント過渡特性解析コードである。</p> <p>結合計算の流れとしては、炉心過渡計算のため、炉心境界条件として1次冷却材圧力、炉心入口エンタルピ、炉心入口流量及び炉心入口ほう素濃度がM-RELAP5からCOSMO-K及びMIDACに受け渡される。炉心過渡計算では、M-RELAP5から受け渡された炉心境界条件とCOSMO-Kから受け渡される3次元出力分布に基づき、MIDACにて熱流束、燃料棒内温度、炉心冷却材密度/温度及びほう素濃度の3次元分布を計算し、その後、MIDACから受け渡された燃料実効温度、炉心冷却材密度/温度及びほう素濃度を用いて、COSMO-Kにて中性子動特性計算により炉心出力及び炉心出力分布を計算する。</p> <p>炉心過渡計算が終了すると、MIDACで計算された熱流束分布がM-RELAP5に返され、炉心部を含む1次冷却系全体の熱流動を計算する。</p> <p>1.4.2.2 重要現象のモデル化</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、加圧器及び蒸気発生器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。</p> <p>(1) 炉心</p> <p>核については、重要現象として、中性子動特性（核分裂出力）、ドップラ反応度帰還効果、減速材反応度帰還効果及び崩壊熱がモデル化されている。</p>	<p>第1.4.4表に示すとおりである。</p> <p>1.4.2 CHASTE</p> <p>1.4.2.1 概要</p> <p>炉心ヒートアップ解析コードCHASTEは、燃料ペレット、燃料被覆管、チャンネルボックス等の温度計算を行うコードである。本コードは、燃料ペレットを半径方向に最大9ノードに分割し、燃料集合体内燃料棒を1本ごとに全て取り扱い、その熱的相互作用（輻射）を考慮している。また、ジルコニウム-水反応をBaker-Justの式によって計算し、表面の酸化量を求める。さらに、燃料棒内の圧力を計算することによって、燃料被覆管の膨れと破裂の有無を評価し、破裂が起きた場合には、燃料被覆管の内面に対してもジルコニウム-水反応を考慮する。燃料被覆管表面からの除熱に対する熱伝達係数は、SAFERで求めた値を用いる。</p> <p>本コードの入力は、原子炉出力及び原子炉圧力の時間変化、炉心露出時間、再冠水時間、炉心スプレイによる冷却開始時間等のプラント過渡特性、燃料集合体及び炉心に関するデータ並びに熱伝達係数変化であり、出力として、燃料被覆管の最高温度、燃料被覆管酸化量等が求められる。</p> <p>1.4.2.2 重要現象のモデル化</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じて、炉心における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。</p> <p>(1) 炉心</p> <p>核については、重要現象として、崩壊熱がモデル化されている。燃料については、重要現象として、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形がモデル</p>	<p>ものを除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第6.4.4表に示すとおりである。</p> <p>6.4.2 SPARKLE-2⁽²⁾</p> <p>6.4.2.1 概要</p> <p>M-RELAP5の炉心部分を1点炉近似動特性モデルから3次元動特性モデルに変更し、炉内熱流動に対しても3次元二相流動解析を採用した解析コードであり、M-RELAP5、3次元炉心動特性計算コードCOSMO-K及び3次元熱流動特性コードMIDACの三つの要素コードを動的に結合し、1次冷却系全体の熱流動と3次元炉心動特性との相互作用が評価可能な詳細なプラント過渡特性解析コードである。</p> <p>結合計算の流れとしては、炉心過渡計算のため、炉心境界条件として1次冷却材圧力、炉心入口エンタルピ、炉心入口流量及び炉心入口ほう素濃度がM-RELAP5からCOSMO-K及びMIDACに受け渡される。炉心過渡計算では、M-RELAP5から受け渡された炉心境界条件とCOSMO-Kから受け渡される3次元出力分布に基づき、MIDACにて熱流束、燃料棒内温度、炉心冷却材密度/温度及びほう素濃度の3次元分布を計算し、その後、MIDACから受け渡された燃料実効温度、炉心冷却材密度/温度及びほう素濃度を用いて、COSMO-Kにて中性子動特性計算により炉心出力及び炉心出力分布を計算する。</p> <p>炉心過渡計算が終了すると、MIDACで計算された熱流束分布がM-RELAP5に返され、炉心部を含む1次冷却系全体の熱流動を計算する。</p> <p>6.4.2.2 重要現象のモデル化</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、加圧器及び蒸気発生器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。</p> <p>(1) 炉心</p> <p>核については、重要現象として、中性子動特性（核分裂出力）、ドップラ反応度帰還効果、減速材反応度帰還効果及び崩壊熱がモデル化されている。</p>	<p>【女川】</p> <p>使用する解析コードの相違</p> <p>参考文献の相違（伊方、玄海と同様）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化がモデル化されている。熱流動については、重要現象として、沸騰・ボイド率変化がモデル化されている。</p> <p>(2) 加圧器 重要現象として、気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出（臨界流・差圧流）がモデル化されている。</p> <p>(3) 蒸気発生器 重要現象として、1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出（臨界流・差圧流）、2次側水位変化・ドライアウト及び2次側給水（主給水・補助給水）がモデル化されている。</p> <p>1.4.2.3 検証、妥当性確認及び不確かさの把握 事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの検証、妥当性確認を実施している。具体的には、TWIGLベンチマーク、LMWベンチマーク、SPERT-III E-core実験解析、NUPEC管群ボイド試験解析、LOFT L9-3、LOFT L6-1の試験解析等により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、検証、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第1.4.5表に示すとおりである。</p>	<p>化されている。</p> <p>1.4.2.3 妥当性確認及び不確かさの把握 事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、BWR-FLECHT 実験解析、炉心冷却実験解析及びスプレイ冷却特性実験解析により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している、具体的には、第1.4.5表に示すとおりである。</p> <p>1.4.3 REDY 1.4.3.1 概要 プラント動特性解析コードREDYは、炉心、原子炉圧力容器、原子炉圧力容器内部構造物、原子炉冷却材再循環系、主蒸気管、タービン系、原子炉格納容器等のプラント全体を模擬し、6群の遅発中性子及び反応度フィードバックを含む炉心一点近似動特性、燃料棒の熱的動特性及び冷却材の熱水力挙動を計算する。 本コードの入力は、原子炉出力、炉心流量等の初期条件、原子炉、主蒸気管、原子炉格納容器等のデータ、核データ、燃料棒データ、各種制御系データ等であり、出力として、原子炉出力、原子炉圧力、炉心流量、原子炉水位、格納容器圧力、サブプレッション・チェンバ・プール水温度等の時間変化が求められる。</p>	<p>燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化がモデル化されている。 熱流動については、重要現象として、沸騰・ボイド率変化がモデル化されている。</p> <p>(2) 加圧器 重要現象として、気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出（臨界流・差圧流）がモデル化されている。</p> <p>(3) 蒸気発生器 重要現象として、1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出（臨界流・差圧流）、2次側水位変化・ドライアウト及び2次側給水（主給水・補助給水）がモデル化されている。</p> <p>6.4.2.3 検証、妥当性確認及び不確かさの把握 事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの検証、妥当性確認を実施している。具体的には、TWIGLベンチマーク、LMWベンチマーク、SPERT-III E-core実験解析、NUPEC管群ボイド試験解析、LOFT L9-3、LOFT L6-1の試験解析等により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、検証、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第6.4.5表に示すとおりである。</p>	<p>【女川】 使用する解析コードの相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>なお、本コードは、従来の原子炉設置変更許可申請書において適用実績のあるものに、格納容器圧力、サブプレッション・チェンバ・プール水温度の時間変化を求めることができるように、格納容器モデルを追加したものである。</p> <p>1.4.3.2 重要現象のモデル化</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。</p> <p>(1) 炉心</p> <p>核については、重要現象として核分裂出力、反応度フィードバック効果及び崩壊熱がモデル化されている。</p> <p>熱流動については、重要現象として沸騰・ボイド率変化がモデル化されている。</p> <p>(2) 原子炉圧力容器</p> <p>重要現象として、冷却材流量変化、冷却材放出（臨界流・差圧流）、ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）及びほう酸水の拡散がモデル化されている。</p> <p>(3) 原子炉格納容器</p> <p>重要現象として、サブプレッション・プール冷却がモデル化されている。</p> <p>1.4.3.3 妥当性確認及び不確かさの把握</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、ABWR及び従来型BWRの実機試験解析、設計解析での確認等により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第1.4.6表に示すとおりである。</p> <p>1.4.4 SCAT</p> <p>1.4.4.1 概要</p> <p>単チャンネル熱水力解析コードSCATは、単一チャンネルを模擬し、これを軸方向一次元に多ノード分割する。各ノードについて、燃料棒には半径方向にのみ熱伝導方程式を適用して冷却材への熱伝達を計算し、チャンネル内冷却材には、質量及びエネルギー保存則を適用して冷却材の熱水</p>		<p>【女川】 使用する解析コードの相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1.4.3 MAAP⁽¹⁾</p> <p>1.4.3.1 概要</p> <p>重大事故等の事象進展の各段階を網羅し、原子炉、1次冷却系、原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事</p>	<p>力挙動を計算する。</p> <p>本コードの入力は、燃料集合体の幾何学的形状、軸方向出力分布等の炉心データ、燃料集合体出力、チャンネル入口流量等の初期条件、REDYコードの出力から得られたチャンネル入口流量等の過渡変化のデータ等であり、出力として、GEXL関連式に基づく限界出力比(CPR)、各ノードでの冷却材流量、クオリティ等の時間変化が求められる。</p> <p>なお、本コードは、従来の原子炉設置変更許可申請書において適用実績のあるものに、沸騰遷移後の燃料被覆管温度を求めることができるように、沸騰遷移後の燃料被覆管-冷却材間の熱伝達評価式とリウエット関連式を適用している。</p> <p>1.4.4.2 重要現象のモデル化</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じて、炉心における重要現象がモデル化されている。</p> <p>具体的には、以下のとおりである。</p> <p>(1) 炉心</p> <p>核については、重要現象として、出力分布変化がモデル化されている。</p> <p>燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達及び沸騰遷移がモデル化されている。</p> <p>熱流動については、重要現象として、気液熱非平衡がモデル化されている。</p> <p>1.4.4.3 妥当性確認及び不確かさの把握</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、ATLAS試験、NUPEC BWR燃料集合体熱水力試験により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第1.4.7表に示すとおりである。</p> <p>1.4.5 MAAP</p> <p>1.4.5.1 概要</p> <p>シビアアクシデント総合解析コードMAAPは、炉心損傷を伴う事故シーケンスについて、炉心損傷、原子炉压力容器</p>	<p>6.4.3 MAAP⁽³⁾</p> <p>6.4.3.1 概要</p> <p>重大事故等の事象進展の各段階を網羅し、原子炉、1次冷却系、原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事</p>	<p>参照文献の相違 (伊方、玄海と同様)</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全設備や炉心損傷防止対策あるいは格納容器破損防止対策で想定する各種の機器についてのモデルを備えている。また、核分裂生成物に関する物理現象をモデル化しており、事故時に炉心溶融に伴って1次冷却系や原子炉格納容器に放出される核分裂生成物の挙動についても取り扱うことが可能である。このように、広範囲の物理現象を取り扱うことが可能な総合解析コードであり、重大事故時等に想定される種々の事故シーケンスについて、起因事象から安定した状態、あるいは過圧、過温により原子炉格納容器健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。</p> <p>熱水力モデルでは、質量及びエネルギー保存則を解く一方、運動量方程式を準静的な取扱いとしているため、流体慣性が重要となる現象、例えばLOCA直後の炉心の流動等、短期間に発生する現象を精緻に取り扱うような場合には適していないものの、系内の質量及びエネルギーの収支を適切に取り扱っており、長期的な原子炉及び原子炉格納容器の応答の評価には適用性を有する。</p> <p>1.4.3.2 重要現象のモデル化</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、1次冷却系、加圧器、蒸気発生器、原子炉格納容器、炉心損傷後の原子炉容器及び原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。</p> <p>(1) 炉心</p> <p>核については、重要現象として崩壊熱がモデル化されている。</p> <p>燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形がモデル化されている。</p> <p>熱流動については、重要現象として、沸騰・ポイド率変化及び気液分離（炉心水位）・対向流がモデル化されている。</p> <p>(2) 1次冷却系</p>	<p>破損、原子炉格納容器破損、放射性物質の環境放出に至るまでのプラント内の熱水力及び放射性物質挙動を解析するコードである。炉心損傷後の原子炉内及び原子炉格納容器内を一次系、ドライウェル及びウェットウェルに分割し、重大事故時等に想定される炉心のヒートアップ、燃料被覆管の酸化・破裂、炉心損傷、溶融炉心移行挙動と冷却性、水素ガスと水蒸気の生成、溶融炉心・コンクリート反応、格納容器圧力・温度、放射性物質の放出と移行/沈着挙動等の諸現象がモデル化され、また、種々の注水設備や冷却設備の特性や制御系がモデル化できるため、自動トリップや運転員操作等によるシステム応答を含む、重大事故時等のプラント挙動の評価が可能である。</p> <p>本コードの入力は、原子炉出力、原子炉圧力、格納容器圧力、格納容器温度等の初期条件、原子炉の幾何学的形状及び水力学的諸量、燃料集合体及び炉心に関するデータ、格納容器自由空間体積、流路面積及び流路抵抗、注水設備、原子炉減圧設備及び冷却設備の特性、想定破断の位置及び破断面積等であり、出力として、原子炉圧力、原子炉水位、燃料温度、溶融炉心温度、格納容器圧力、格納容器温度、コンクリート侵食量、放射性物質の原子炉格納容器内の分布等が求められる。</p> <p>1.4.5.2 重要現象のモデル化</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、原子炉圧力容器、原子炉格納容器、原子炉圧力容器（炉心損傷後）、原子炉格納容器（炉心損傷後）における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。</p> <p>(1) 炉心</p> <p>核については、重要現象として、崩壊熱がモデル化されている。</p> <p>燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管変形及び燃料被覆管酸化がモデル化されている。</p> <p>熱流動については、重要現象として、沸騰・ポイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流がモデル化されている。</p> <p>(2) 原子炉圧力容器</p>	<p>故時の物理現象をモデル化するとともに、工学的安全設備や炉心損傷防止対策あるいは格納容器破損防止対策で想定する各種の機器についてのモデルを備えている。また、核分裂生成物に関する物理現象をモデル化しており、事故時に炉心溶融に伴って1次冷却系や原子炉格納容器に放出される核分裂生成物の挙動についても取り扱うことが可能である。このように、広範囲の物理現象を取り扱うことが可能な総合解析コードであり、重大事故時等に想定される種々の事故シーケンスについて、起因事象から安定した状態、あるいは過圧、過温により原子炉格納容器健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。</p> <p>熱水力モデルでは、質量及びエネルギー保存則を解く一方、運動量方程式を準静的な取扱いとしているため、流体慣性が重要となる現象、例えばLOCA直後の炉心の流動等、短期間に発生する現象を精緻に取り扱うような場合には適していないものの、系内の質量及びエネルギーの収支を適切に取り扱っており、長期的な原子炉及び原子炉格納容器の応答の評価には適用性を有する。</p> <p>6.4.3.2 重要現象のモデル化</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、1次冷却系、加圧器、蒸気発生器、原子炉格納容器、炉心損傷後の原子炉容器及び原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。</p> <p>(1) 炉心</p> <p>核については、重要現象として崩壊熱がモデル化されている。</p> <p>燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形がモデル化されている。</p> <p>熱流動については、重要現象として、沸騰・ポイド率変化及び気液分離（炉心水位）・対向流がモデル化されている。</p> <p>(2) 1次冷却系</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>重要現象として、気液分離・対向流、構造物との熱伝達、ECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入がモデル化されている。</p> <p>(3) 加圧器 重要現象として、冷却材放出（臨界流・差圧流）がモデル化されている。</p> <p>(4) 蒸気発生器 重要現象として、1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出（臨界流・差圧流）、2次側水位変化・ドライアウトがモデル化されている。</p> <p>(5) 原子炉格納容器 重要現象として、区画間の流動（蒸気、非凝縮性ガス）、区画間の流動（液体）、構造物との熱伝達及び内部熱伝導、スプレイ冷却、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及び水素濃度変化がモデル化されている。</p> <p>(6) 炉心損傷後の原子炉容器 重要現象として、リロケーション、原子炉容器内溶解燃料—冷却材相互作用（以下「原子炉容器内FCI」という。）（溶解炉心細粒化）、原子炉容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）、下部プレナムでの溶解炉心の熱伝達、原子炉容器破損・溶融及び1次系内核分裂生成物挙動（以下「1次冷却系内FP挙動」という。）がモデル化されている。</p> <p>(7) 炉心損傷後の原子炉格納容器 重要現象として、原子炉容器外溶解燃料—冷却材相互作用（以下「原子炉容器外FCI」という。）（溶解炉心細粒化）、原子炉容器外FCI（デブリ粒子熱伝達）、原子炉下部キャビティ床面での溶解炉心の拡がり、溶解炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、溶解炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解・非凝縮性ガス発生及び原子炉格納容器内核分裂生成物挙動（以下「原子炉格納容器内FP挙動」という。）がモデル化されている。</p> <p>1.4.3.3 妥当性確認及び不確かさの把握 事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、TMI事故解析、</p>	<p>重要現象として、冷却材流出（臨界流・差圧流）及びECCS注水（給水系・代替注水設備含む）がモデル化されている。</p> <p>(3) 原子炉格納容器 重要現象として、格納容器各領域間の流動、構造物との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレイ冷却、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生並びに格納容器ベント及びサブプレッション・プール冷却がモデル化されている。</p> <p>(4) 原子炉圧力容器（炉心損傷後） 重要現象として、リロケーション、構造物との熱伝達、原子炉圧力容器内FCI（溶解炉心細粒化）、原子炉圧力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）、下部プレナムでの溶解炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損及び原子炉圧力容器内FP挙動がモデル化されている。</p> <p>(5) 原子炉格納容器（炉心損傷後） 重要現象として、原子炉圧力容器外FCI（溶解炉心細粒化）、原子炉圧力容器外FCI（デブリ粒子熱伝達）、格納容器下部床面での溶解炉心の拡がり、溶解炉心と格納容器下部プール水との伝熱、溶解炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生並びに原子炉格納容器内FP挙動がモデル化されている。</p> <p>1.4.5.3 妥当性確認及び不確かさの把握 事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、TMI事故解析、</p>	<p>重要現象として、気液分離・対向流、構造物との熱伝達、ECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入がモデル化されている。</p> <p>(3) 加圧器 重要現象として、冷却材放出（臨界流・差圧流）がモデル化されている。</p> <p>(4) 蒸気発生器 重要現象として、1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出（臨界流・差圧流）、2次側水位変化・ドライアウトがモデル化されている。</p> <p>(5) 原子炉格納容器 重要現象として、区画間・区画内の流動（蒸気、非凝縮性ガス）、区画間・区画内の流動（液体）、構造物との熱伝達及び内部熱伝導、スプレイ冷却、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及び水素濃度変化がモデル化されている。</p> <p>(6) 炉心損傷後の原子炉容器 重要現象として、リロケーション、原子炉容器内溶解燃料—冷却材相互作用（以下「原子炉容器内FCI」という。）（溶解炉心細粒化）、原子炉容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）、下部プレナムでの溶解炉心の熱伝達、原子炉容器破損・溶融及び1次系内核分裂生成物挙動（以下「1次系内FP挙動」という。）がモデル化されている。</p> <p>(7) 炉心損傷後の原子炉格納容器 重要現象として、原子炉容器外溶解燃料—冷却材相互作用（以下「原子炉容器外FCI」という。）（溶解炉心細粒化）、原子炉容器外FCI（デブリ粒子熱伝達）、原子炉下部キャビティ床面での溶解炉心の拡がり、溶解炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、溶解炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解・非凝縮性ガス発生及び原子炉格納容器内核分裂生成物挙動（以下「原子炉格納容器内FP挙動」という。）がモデル化されている。</p> <p>6.4.3.3 妥当性確認及び不確かさの把握 事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、TMI事故解析、</p>	<p>記載表現の相違 （伊方と同様）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>MB-2実験解析、HDR実験解析、CSTF実験解析、ACE実験解析、SURC実験解析、PHEBUS-FP実験解析、ABCOVE実験解析、感度解析により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認等によりその不確かさを把握している。具体的には、第1.4.6表に示すとおりである。</p> <p>1.4.4 GOTHIC⁽⁴⁾</p> <p>1.4.4.1 概要</p> <p>原子炉格納容器の熱流動解析を主目的に開発された汎用熱流動解析コードであり、質量、エネルギー及び運動量の3保存則を気相、液相及び液滴相の各流体場に適用し、状態方程式、熱伝導方程式、各種構成式及び相関式等を解くことにより、流体、構造材の相互作用、機器の動作を考慮した過渡解析が可能である。</p> <p>原子炉格納容器内の区画間・区画内の流動を適切に模擬するため、原子炉格納容器を適切にノード分割する。流動計算で取り扱われる流体は各種ガス組成及び蒸気を含む気相、液相及び液滴相となり、これら各相に対して質量、エネルギー、運動量の保存式を各種の構成式及び相関式とあわせて数値的に解き、原子炉格納容器内の流動を模擬する。</p>	<p>CORA実験解析、HDR実験解析、CSTF実験解析、ACE実験解析、SURC-4実験解析、PHEBUS-FP実験解析、ABCOVE実験解析、感度解析等により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認等により、その不確かさを把握している。具体的には、第1.4.8表に示すとおりである。</p> <p>1.4.6 APEX</p> <p>1.4.6.1 概要</p> <p>反応度投入事象解析コードAPEXは、熱的現象を断熱としており、炉心平均出力の過渡変化を炉心一点近似による中性子動特性方程式で表し、出力の炉心空間分布を二次元(R-Z)拡散方程式で表す。炉心各部分のエンタルピの上昇は、出力分布に比例するものとし、炉心平均エンタルピがある程度上昇する間(エンタルピステップ)は、出力分布は一定としている。また、投入反応度としては、制御棒価値、スクラム反応度及びドブプラ反応度を考慮するが、このドブプラ反応度は、二次元拡散計算による出力分布を考慮して求められる。</p> <p>APEXの入力は、炉心の幾何学的形状、各種中性子断面積、拡散係数、ドブプラ係数、炉心動特性パラメータ等の核データ、制御棒反応度の時間変化等であり、出力として、中性子束分布、エンタルピ分布及び炉心平均出力の時間変化が求められる。</p> <p>APEXの出力に基づき、単チャンネル熱水力解析を行う場合には、単チャンネル熱水力解析コードSCAT(RIA用)を用いる。</p> <p>SCAT(RIA用)は、燃料棒を燃料ペレット、ペレットと燃料被覆管の間の空隙部であるギャップ部及び燃料被覆管で構成し、ノードごとに径方向の熱伝達を計算する。燃料ペレット及び燃料被覆管には、径方向一次元の非定常熱伝導方程式を適用して燃料棒内の温度分布を計算し、チャンネル内冷却材には、質量、運動量及びエネルギー保存則を適用して冷却材の熱水力挙動を計算する。冷却材の沸騰状態に応じた熱伝達率相関式を用いることにより、燃料棒の除熱量を求める。</p> <p>SCAT(RIA用)の入力は、APEXの出力から得られた炉心平均</p>	<p>MB-2実験解析、HDR実験解析、CSTF実験解析、ACE実験解析、SURC実験解析、PHEBUS-FP実験解析、ABCOVE実験解析、感度解析により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認等によりその不確かさを把握している。具体的には、第6.4.6表に示すとおりである。</p> <p>6.4.4 GOTHIC⁽⁴⁾</p> <p>6.4.4.1 概要</p> <p>原子炉格納容器の熱流動解析を主目的に開発された汎用熱流動解析コードであり、質量、エネルギー及び運動量の3保存則を気相、液相及び液滴相の各流体場に適用し、状態方程式、熱伝導方程式、各種構成式及び相関式等を解くことにより、流体、構造材の相互作用、機器の動作を考慮した過渡解析が可能である。</p> <p>原子炉格納容器内の区画間・区画内の流動を適切に模擬するため、原子炉格納容器を適切にノード分割する。流動計算で取り扱われる流体は各種ガス組成及び蒸気を含む気相、液相及び液滴相となり、これら各相に対して質量、エネルギー、運動量の保存式を各種の構成式及び相関式とあわせて数値的に解き、原子炉格納容器内の流動を模擬する。</p>	<p>【女川】 使用する解析コードの相違 参考文献の相違 (伊方、玄海と同様)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1.4.4.2 重要現象のモデル化</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じて、原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。</p> <p>(1) 原子炉格納容器</p> <p>重要現象として区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、スプレイ冷却及び水素処理がモデル化されている。</p> <p>1.4.4.3 妥当性確認及び不確かさの把握</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、NUPEC試験 TestM-7-1、NUPEC試験 TestM-4-3、熱伝達試験との比較等による妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第1.4.7表に示すとおりである。</p> <p>1.4.5 COCO⁽¹⁾⁽²⁾⁽³⁾⁽⁴⁾</p> <p>1.4.5.1 概要</p> <p>原子炉格納容器内圧解析コードCOCOは、原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器内の圧力、温度変化の評価を主目的に開発され、原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別し、各系内では状態は同様とし、各々の系について質量及びエネルギー保存則を解く。</p> <p>気相部の蒸気については過熱及び飽和状態、液相部の水については飽和及び未飽和状態を模擬することができ、どの状態にあるかは圧力、流体温度を内蔵された蒸気表に照らして蒸気及び水の状態を判別して、対応した状態方程式</p>	<p>出力変化及び炉心出力分布に加え、燃料集合体幾何条件、燃料集合体熱水力データ、燃料物性データ、ギャップ熱伝達係数、ペレット径方向出力分布、局所出力ピーキング係数等であり、出力として、非断熱燃料エンタルピの時間変化が求められる。</p> <p>1.4.6.2 重要現象のモデル化</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じて、炉心における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。</p> <p>(1) 炉心</p> <p>核については、重要現象として、核分裂出力、出力分布変化、反応度フィードバック効果及び制御棒反応度効果がモデル化されている。</p> <p>燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達及び沸騰遷移がモデル化されている。</p> <p>1.4.6.3 妥当性確認及び不確かさの把握</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、SPERT-III E炉心実験、実効共鳴積分測定に関わるHellstrandの実験式、MISTRAL臨界試験及び実機での制御棒値測定試験により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第1.4.9表に示すとおりである。</p>	<p>6.4.4.2 重要現象のモデル化</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じて、原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。</p> <p>(1) 原子炉格納容器</p> <p>重要現象として区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、スプレイ冷却及び水素処理がモデル化されている。</p> <p>6.4.4.3 妥当性確認及び不確かさの把握</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、NUPEC試験 TestM-7-1、NUPEC試験 TestM-4-3、熱伝達試験により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第6.4.7表に示すとおりである。</p> <p>6.4.5 COCO⁽⁵⁾⁽⁶⁾⁽⁷⁾</p> <p>6.4.5.1 概要</p> <p>原子炉格納容器内圧解析コードCOCOは、原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器内の圧力、温度変化の評価を主目的に開発され、原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別し、各系内では状態は同様とし、各々の系について質量及びエネルギー保存則を解く。</p> <p>気相部の蒸気については過熱及び飽和状態、液相部の水については飽和及び未飽和状態を模擬することができ、どの状態にあるかは圧力、流体温度を内蔵された蒸気表に照らして蒸気及び水の状態を判別して、対応した状態方程式</p>	<p>相違理由</p> <p>記載表現の相違 (女川実績の反映)</p> <p>【女川】 使用する解析コードの相違 参照文献の相違 (伊方、玄海と同様)</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>を用いる。また、格納容器スプレイ設備等の減圧系のみならず、原子炉格納容器内構造物との間の熱の授受もモデルとして組み込まれている。</p> <p>1.4.5.2 重要現象のモデル化 事故シーケンスの特徴に応じて、原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。 (1) 原子炉格納容器 重要現象として構造材との熱伝達及び内部熱伝導がモデル化されている。</p> <p>1.4.5.3 妥当性確認及び不確かさの把握 事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、CVTR Test-3試験解析による妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第1.4.8表に示すとおりである。</p>		<p>を用いる。また、格納容器スプレイ設備等の減圧系のみならず、原子炉格納容器内構造物との間の熱の授受もモデルとして組み込まれている。</p> <p>6.4.5.2 重要現象のモデル化 事故シーケンスの特徴に応じて、原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。 (1) 原子炉格納容器 重要現象として構造材との熱伝達及び内部熱伝導がモデル化されている。</p> <p>6.4.5.3 妥当性確認及び不確かさの把握 事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、CVTR Test-3試験解析により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第6.4.8表に示すとおりである。</p>	<p>記載表現の相違 (女川実績の反映)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針</p> <p>1.5.1 解析条件設定の考え方</p> <p>有効性評価における解析の条件設定については、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とする。この際、「1.4 有効性評価に使用する計算プログラム」において把握した解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。ただし、「1.5.2 共通解析条件」に示す解析条件については共通の条件として設定する。</p> <p>なお、初期条件とは異常状態が発生する前の原子炉施設の状態、事故条件とは重大事故等の発生原因となる機器の故障又は安全機能の喪失の状態、機器条件とは重大事故等を収束させる際に使用する重大事故等対処設備の状態、操作条件とは運転員等が重大事故等対処設備を操作可能となる状態のことをいう。</p> <p>また、有効性評価においては発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時に発生することも想定しているが、3号炉と4号炉は同一の評価条件であることから、3号炉及び4号炉共通の条件として記載する。</p>	<p>1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針</p> <p>1.5.1 解析条件設定の考え方</p> <p>有効性評価における解析の条件設定については、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とする。この際、「1.4 有効性評価に使用する計算プログラム」において把握した解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。ただし、「1.5.2 共通解析条件」に示す解析条件については共通の条件として設定する。</p> <p>なお、初期条件とは異常状態が発生する前の発電用原子炉施設の状態、事故条件とは重大事故等の発生原因となる機器の故障又は安全機能の喪失の状態、機器条件とは重大事故等を収束させる際に使用する重大事故等対処設備の状態、操作条件とは運転員等が重大事故等対処設備を操作可能となる状態のことをいう。</p> <p>(添付資料 1.5.1)</p>	<p>6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針</p> <p>6.5.1 解析条件設定の考え方</p> <p>有効性評価における解析の条件設定については、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とする。この際、「6.4 有効性評価に使用する計算プログラム」において把握した解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。ただし、「6.5.2 共通解析条件」に示す解析条件については共通の条件として設定する。</p> <p>なお、初期条件とは異常状態が発生する前の発電用原子炉施設の状態、事故条件とは重大事故等の発生原因となる機器の故障又は安全機能の喪失の状態、機器条件とは重大事故等を収束させる際に使用する重大事故等対処設備の状態、操作条件とは運転員等が重大事故等対処設備を操作可能となる状態のことをいう。</p> <p>(添付資料6.5.8, 6.5.9)</p>	<p>相違理由</p> <p>評価条件の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊はシングルプラント評価のためツインプラントでの評価である大飯とは評価条件が異なる（女川と同様） <p>添付資料の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・6.5.8：泊は当初3ループ標準値をベースとした解析を実施していたが、その後個別解析に変更したことからその経緯をまとめた添付資料を作成

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
			・6.5.9：泊のコンクリートに係る解析コード入力値について添付資料化

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1.5.2 共通解析条件</p> <p>操作条件については、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示すとおり個別に解析条件を設定するが、以下に示す解析条件は、各重要事故シーケンス等においてその影響が大きく変わらないことから共通の条件として設定する。</p> <p>なお、解析条件の不確かさの影響については、グループ化した事故シーケンスごとに確認する。 (添付資料1.5.1)</p> <p>1.5.2.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>(1) 初期条件</p> <p>a. 初期定常運転条件</p> <p>解析では、炉心熱出力の初期値として、定格値(3,411MWt)に正の定常誤差(定格値の+2%)を考慮した値を用いる。また、1次冷却材平均温度の初期値として、定格値(307.1℃)に正の定常誤差(+2.2℃)を考慮した値を用いる。また、1次冷却材圧力の初期値として、定格値(15.41MPa[gage])に正の定常誤差(+0.21MPa)を考慮した値を用いる。</p> <p>なお、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」においては、出力抑制について減速材温度の反応度帰還効果に期待しており、反応度帰還効果を小さくするため、サイクル寿命初期の炉心運用を包絡する正側の設定としていることから、炉心熱出力、1次冷却材平均温度及び1次冷却材圧力の初期値として定格値を用いる。 (添付資料 1.5.2)</p> <p>b. 1次冷却材流量</p> <p>1次冷却材全流量は熱設計流量を用いる。</p>	<p>1.5.2 共通解析条件</p> <p>操作条件については、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示すとおり個別に解析条件を設定するが、以下に示す解析条件は、各重要事故シーケンス等においてその影響が大きく変わらないことから共通の条件として設定する。また、原子炉冷却材圧力バウダリを構成する配管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置については、原子炉圧力容器内の保有水量、流出量等の観点から選定する。</p> <p>なお、解析条件の不確かさの影響については、グループ化した事故シーケンスごとに確認する。 (添付資料1.5.2)</p> <p>1.5.2.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>(1) 初期条件</p> <p>a. 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く事故シーケンスグループにおいて用いる条件</p> <p>(a) 初期運転条件</p> <p>原子炉熱出力の初期値として、定格値(2,436MW)、原子炉圧力の初期値として、定格値(6.93MPa[gage])を用いるものとする。また、炉心流量の初期値として、定格値である100%流量(35.6×10³t/h)を用いるものとする。</p>	<p>6.5.2 共通解析条件</p> <p>操作条件については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示すとおり個別に解析条件を設定するが、以下に示す解析条件は、各重要事故シーケンス等においてその影響が大きく変わらないことから共通の条件として設定する。また、原子炉冷却材圧力バウダリを構成する配管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置については、各重要事故シーケンス等の評価目的に応じて、炉心冷却又は原子炉格納容器冷却等を保守的に評価する観点から選定する。</p> <p>なお、解析条件の不確かさの影響については、グループ化した事故シーケンスごとに確認する。 (添付資料 6.5.1)</p> <p>6.5.2.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>(1) 初期条件</p> <p>a. 初期定常運転条件</p> <p>炉心熱出力の初期値として、定格値(2,652MWt)に正の定常誤差(定格値の+2%)を考慮した値を用いるものとする。また、1次冷却材平均温度の初期値として、定格値(306.6℃)に正の定常誤差(+2.2℃)を考慮した値を用いるものとする。また、1次冷却材圧力の初期値として、定格値(15.41MPa[gage])に正の定常誤差(+0.21MPa)を考慮した値を用いるものとする。 (添付資料 6.5.2)</p> <p>b. 1次冷却材流量</p> <p>1次冷却材全流量は熱設計流量を用いるものとする。</p>	<p>記載表現の相違 (女川実績の反映) ・女川実績の反映で大飯とは記載が異なるが記載内容は大飯と同様</p> <p>記載表現の相違 (女川実績の反映) 設計の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>c. 炉心及び燃料</p> <p>炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。なお、燃料ペレット／燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いる。</p> <p>(a) 炉心崩壊熱⁽⁹⁾</p> <p>炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチノイドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。また、使用する炉心崩壊熱はウラン燃料の装荷を考慮して炉心運用を包絡するよう設定し、燃料被覆管温度等に関連する、炉心の露出状況を確認する必要がある事象においては、第1.5.1図に示す局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用い、1次冷却材圧力等のプラント全体に関連する炉心平均挙動を評価する事象においては、第1.5.2図に示す炉心の平均的な崩壊熱を表す炉心平均評価用崩壊熱を用いる。</p> <p>(添付資料 1.5.3)</p> <p>(b) 炉心バイパス流量</p> <p>熱除去に寄与しない炉心バイパス流量割合は設計値として5.5%を用いる。</p> <p>(c) 核的パラメータ</p> <p>即発中性子寿命、遅発中性子割合、減速材密度係数、ドップラ係数等の核的パラメータは、原則としてウラン燃料の装荷を考慮した炉心運用を包絡する値を用いる。なお、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における減速材反応度帰還効果は、ウラン燃料の装荷を考慮した炉心運用を包絡する減速材温度係数の初期値を設定し、ドップラ反応度帰還効果は、ウラン燃料を装荷した平衡炉心の特性を考慮する。</p>	<p>(b) 炉心及び燃料</p> <p>炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。なお、炉心に関する条件は9×9燃料(A型)を装荷した平衡サイクルを想定した値、燃料ペレット、燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p> <p>a) 原子炉停止後の崩壊熱</p> <p>原子炉停止後の崩壊熱は、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」にて使用することが妥当とされたANSI/ANS-5.1-1979+2σを最確条件としたANSI/ANS-5.1-1979の式に基づく崩壊熱曲線を使用する。また、使用する崩壊熱は平衡炉心サイクル末期の炉心平均燃焼度に対し、ばらつきとして10%の保守性を考慮した燃焼度33GWd/tの条件に対応したものとする。崩壊熱曲線を第1.5.1図に示す。</p> <p>b) 最大線出力密度</p> <p>燃料棒の最大線出力密度は、通常運転時の熱的制限値として、44.0kW/mを用いるものとする。</p> <p>(c) 原子炉圧力容器</p> <p>原子炉水位の初期値は、通常運転水位とする。</p>	<p>る。</p> <p>c. 炉心及び燃料</p> <p>炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。なお、燃料ペレット、燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p> <p>(a) 炉心崩壊熱</p> <p>炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチノイドの崩壊熱を考慮した曲線⁽⁹⁾を使用する。また、使用する炉心崩壊熱はウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化燃料の装荷を考慮するとともに、燃焼度が高くなるサイクル末期炉心を対象に設定し、燃料被覆管温度等に関連する、炉心の露出状況を確認する必要がある事象においては、第6.5.1図に示す局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用い、1次冷却材圧力等のプラント全体に関連する炉心平均挙動を評価する事象においては、第6.5.2図に示す炉心の平均的な崩壊熱を表す炉心平均評価用崩壊熱を用いるものとする。</p> <p>(添付資料6.5.3)</p> <p>(b) 炉心バイパス流量</p> <p>熱除去に寄与しない炉心バイパス流量割合は設計値として6.5%を用いるものとする。</p> <p>(c) 核的パラメータ</p> <p>即発中性子寿命、遅発中性子割合、減速材密度係数、ドップラ係数等の核的パラメータは、原則としてウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化燃料の装荷を考慮した炉心運用を包絡する値を用いるものとする。なお、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における減速材反応度帰還効果は、ウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化燃料の装荷を考慮した炉心運用を包絡する減速材温度係数の初期値を設定し、ドップラ反応度帰還効果は、ウラン平衡炉心を基本として、ウラン・プ</p>	<p>参照文献の相違 (伊方、玄海と同様)</p> <p>設計の相違 ・泊はMOX燃料を採用 記載表現の相違 (伊方と同様)</p> <p>設計の相違</p> <p>設計の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>d. 加圧器 加圧器保有水量の初期値は、全出力運転状態における保有水量に基づき60%体積とする。</p> <p>e. 蒸気発生器 蒸気発生器伝熱管施栓率は10%を考慮する。また、蒸気発生器2次側水位は設計値として44%（狭域水位スパン）を、水量は1基当たり50tを用いる。</p> <p>f. 原子炉格納容器</p> <p>(a) 自由体積 原子炉格納容器自由体積は、設計値に余裕を考慮した小さい値として72,900m³を用いる。</p> <p>(b) ヒートシンク 原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値に余裕を考慮した小さい値を用いる。</p> <p>(c) 初期温度及び初期圧力 原子炉格納容器の初期温度及び初期圧力は、設計値として49℃及び9.8kPa[gage]を用いる。</p> <p>g. 主要機器の形状 主要機器の形状に関する条件は、以下の値を用いる。 ・原子炉容器、加圧器、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、1次冷却材管及び原子炉格納容器は設計値</p>	<p>(d) 格納容器 格納容器に関する解析条件の設定を以下に示す。 なお、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）」では格納容器に関する解析条件は用いない。</p> <p>a) 容積 格納容器容積について、ドライウエル空間部は、内部機器、構造物体積を除く全体積として7,950m³、サブプレッションチェンバ空間部及び液相部は、5,100m³（空間部）及び2,850m³（液相部）を用いるものとする。</p> <p>b) 初期温度及び初期圧力 格納容器の初期温度について、ドライウエル空間部温度は57℃、サブプレッションプール水温は32℃を用いるものとする。また、格納容器の初期圧力は5kPa[gage]を用いるものとする。</p> <p>c) サプレッションプールの初期水位 サプレッションプールの初期水位は、通常運転時の水位として3.55mを用いるものとする。</p> <p>d) 真空破壊装置 真空破壊装置の作動条件は、設計値(3.4kPa(ドライウエル-サブプレッションチェンバ間差圧))を用いるものとする。</p> <p>e) 外部水源の温度 外部水源の温度は、40℃とする。</p> <p>f) 主要機器の形状 原子炉圧力容器、格納容器等の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p>	<p>トニウム混合酸化物燃料の装荷も考慮する。</p> <p>d. 加圧器 加圧器保有水量の初期値は、全出力運転状態における保有水量に基づき65%体積とする。</p> <p>e. 蒸気発生器 蒸気発生器伝熱管施栓率は10%を考慮する。また、蒸気発生器2次側水位は設計値として44%（狭域水位スパン）を、水量は1基当たり50tを用いるものとする。</p> <p>f. 原子炉格納容器</p> <p>(a) 自由体積 原子炉格納容器自由体積は、設計値に余裕を考慮した小さい値として65,500m³を用いるものとする。</p> <p>(b) ヒートシンク 原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値に余裕を考慮した小さい値を用いるものとする。</p> <p>(c) 初期温度及び初期圧力 原子炉格納容器の初期温度及び初期圧力は、設計値として49℃及び9.8kPa[gage]を用いるものとする。</p> <p>g. 主要機器の形状 原子炉容器、加圧器、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、1次冷却材配管及び原子炉格納容器の形状に関する条件は、設計値を用いるものとする。</p>	<p>設計の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>設備名称の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>を用いる。</p>	<p>b. 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において用いる条件</p> <p>(a) 初期運転条件</p> <p>原子炉熱出力の初期値として、定格値(2, 436MW)、原子炉圧力の初期値として、定格値(6.93MPa[gage])を用いるものとする。また、炉心流量の初期値として、原子炉定格出力時の下限流量である85%流量(30.3×10³t/h)、主蒸気流量の初期値として、定格値(4.735×10³t/h)を用いるものとする。</p> <p>(b) 給水温度</p> <p>給水温度の初期値は約216℃とする。</p> <p>(c) 炉心及び燃料</p> <p>炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。</p> <p>なお、炉心に関する条件は9×9燃料(A型)を装荷した平衡サイクルを想定した値、燃料ペレット、燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p> <p>a) 最小限界出力比</p> <p>燃料の最小限界出力比は、通常運転時の熱的制限値として、1.23を用いるものとする。</p> <p>b) 最大線出力密度</p> <p>燃料棒の最大線出力密度は、通常運転時の熱的制限値として、44.0kW/mを用いるものとする。</p> <p>c) 核データ</p> <p>動的ボイド係数(減速材ボイド係数を遅発中性子発生割合で除した値)はサイクル末期の値の1.25倍、動的ドブブラ係数(ドブブラ係数を遅発中性子発生割合で除した値)はサイクル末期の値の0.9倍を用いるものとする。</p> <p>(d) 原子炉圧力容器</p> <p>原子炉水位の初期値は、通常運転水位とする。</p> <p>(e) 格納容器</p> <p>格納容器に関する解析条件の設定を以下に示す。</p> <p>a) 容積</p> <p>格納容器容積について、ドライウエル空間部は、内</p>		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 事故条件</p> <p>a. 原子炉冷却材喪失時の破断位置</p> <p>1 次冷却材管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置について、炉心損傷防止対策の有効性評価においては、炉心の再冠水が遅れること、破断ループに接続されたECCSの注水効果に期待できないこと等を踏まえ、設計基準事故と同様に低温側とする。</p> <p>なお、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」については、蒸気発生器2次側保有水の保有する熱量が、原子炉格納容器内に放出されることによる長期的な原子炉格納容器圧力の上昇の早さの観点も踏まえて低温側とする。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.5.4)</p> <p>(3) 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>a. 炉心及び燃料</p> <p>トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度の添加は、第1.5.3図に示すものを使用する。制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの85%落下までの時間を2.2秒とする。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.5.5)</p> <p>b. 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間</p> <p>原子炉トリップ限界値及び応答時間として以下の値を用いる。</p>	<p>部機器、構造物体積を除く全体積として7,950m³、サブプレッションチェンバ空間部及び液相部は、5,150m³(空間部)及び通常運転時の下限値として2,800m³(液相部)を用いるものとする。</p> <p>b) 初期温度及び初期圧力</p> <p>格納容器の初期温度について、サブプレッションプール水温は32℃を用いるものとする。また、格納容器の初期圧力は5kPa[gage]を用いるものとする。</p> <p>(f) 外部水源の温度</p> <p>外部水源の温度は40℃とする。</p> <p>(g) 主要機器の形状</p> <p>原子炉圧力容器、格納容器等の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p> <p>(2) 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>a. 安全保護系等の設定点</p> <p>原子炉保護系作動回路のスクラム設定点として、以下の値を用いるものとする。</p>	<p>(2) 事故条件</p> <p>a. 原子炉冷却材喪失時の破断位置</p> <p>1 次冷却材配管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置について、炉心損傷防止対策の有効性評価においては、炉心の再冠水が遅れること、破断ループに接続されたECCSの注水効果に期待できないこと等を踏まえ、設計基準事故と同様に低温側とする。</p> <p>なお、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」については、蒸気発生器2次側保有水の保有する熱量が、原子炉格納容器内に放出されることによる長期的な原子炉格納容器圧力の上昇の早さの観点も踏まえて低温側とする。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 6.5.4)</p> <p>(3) 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>a. 炉心及び燃料</p> <p>トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度の添加は、第6.5.3図に示すものを使用する。制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの85%落下までの時間を2.2秒とする。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 6.5.5)</p> <p>b. 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間</p> <p>原子炉トリップ限界値及び応答時間として、以下の値を用いるものとする。</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>過大温度 Δ T 高 1次冷却材平均温度等の関数（第1.5.4図参照） （応答時間6.0秒）</p> <p>原子炉圧力低 12.73MPa[gage]（応答時間2.0秒）</p> <p>1次冷却材ポンプ回転数低 92.6%（定格回転数に対して）（応答時間0.6秒）</p> <p>蒸気発生器水位低 蒸気発生器狭域水位11%（応答時間2.0秒）</p> <p>また、工学的安全施設作動信号のうち、非常用炉心冷却設備作動信号の作動限界値及び応答時間として以下の値を用いる。</p> <p>原子炉圧力低 12.04MPa[gage]（応答時間0秒、2.0秒）</p> <p>なお、非常用炉心冷却設備作動信号「原子炉圧力低」の応答時間については、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では非常用炉心冷却設備の作動による炉心注水がより早くなることで原子炉格納容器に放出されるエネルギー増による原子炉格納容器の圧力及び温度を厳しくする観点、並びに「ECS再循環機能喪失」では非常用炉心冷却設備の作動が早くなることで崩壊熱がより高い時点で再循環切替失敗し、炉心水位の低下を早め代替再循環への切替操作時間を厳しくする観点を踏まえ0秒とし、その他の事故シーケンスグループは2.0秒とする。</p> <p>c. 原子炉制御設備 原子炉制御設備は、外乱を小さくする方向に働くことから作動しないものとする。ただし、1次冷却系及び2次冷却系の主要弁である加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁は過渡事象の様相に対する寄与が大きいことから、自動動作するものとする。</p> <p>なお、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」のうち「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器</p>	<p>原子炉水位低(レベル3) セパレータスカート下端から+66cm（有効燃料棒頂部から+444cm）(遅れ時間 1.05 秒)</p> <p>主蒸気止め弁閉 90%ストローク位置(遅れ時間 0.06 秒) 工学的安全施設作動回路等の設定点として、以下の値を用いるものとする。</p> <p>原子炉水位低(原子炉隔離時冷却系起動, 高圧炉心スプレイ系起動, 主蒸気隔離弁閉止)設定点 セパレータスカート下端から-62cm（有効燃料棒頂部から+316cm）(レベル2)</p> <p>原子炉水位低(低圧炉心スプレイ系起動, 低圧注水系起動, 自動減圧系作動)設定点 セパレータスカート下端から-331cm(有効燃料棒頂部から+47cm) (レベル1)</p> <p>原子炉水位低(再循環ポンプ全台トリップ)設定点 セパレータスカート下端から-62cm（有効燃料棒頂部から+316cm）(レベル2)</p> <p>原子炉水位高(原子炉隔離時冷却系トリップ, 高圧炉心スプレイ系注入隔離弁閉止)設定点 セパレータスカート下端から+182cm(有効燃料棒頂部から+560cm) (レベル8)</p> <p>原子炉圧力高(再循環ポンプ全台トリップ)設定点 原子炉圧力 7.35MPa[gage]</p> <p>ドライウエル圧力高(ECCS起動, 自動減圧系作動)設定点 ドライウエル圧力 13.7kPa[gage]</p>	<p>過大温度 Δ T 高 1次冷却材平均温度等の関数（第6.5.4図参照） （応答時間6.0秒）</p> <p>原子炉圧力低 12.73MPa[gage]（応答時間2.0秒）</p> <p>1次冷却材ポンプ電源電圧低 65%（定格値に対して）（応答時間1.8秒）</p> <p>蒸気発生器水位低 蒸気発生器狭域水位11%（応答時間2.0秒）</p> <p>また、工学的安全施設作動信号のうち、ECCS作動信号の作動限界値及び応答時間として以下の値を用いるものとする。</p> <p>原子炉圧力異常低 11.36MPa[gage]（応答時間0秒、2.0秒）</p> <p>原子炉圧力低と加圧器水位低の一致 12.04MPa[gage]（圧力）及び水位検出器下端水位（水位）の一致（応答時間2.0秒）</p> <p>なお、ECCS作動信号「原子炉圧力異常低」の応答時間については、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では ECCS の作動による炉心注水がより早くなることで原子炉格納容器に放出されるエネルギー増による原子炉格納容器の圧力及び温度を厳しくする観点、並びに「ECCS再循環機能喪失」では ECCS の作動が早くなることで崩壊熱がより高い時点で再循環切替に失敗し、炉心水位の低下を早め代替再循環への切替操作時間を厳しくする観点を踏まえ0秒とし、その他の事故シーケンスグループは2.0秒とする。</p> <p>c. 原子炉制御設備 原子炉制御設備は、外乱を小さくする方向に働くことから作動しないものとする。ただし、1次冷却系及び2次冷却系の主要弁である加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁は過渡事象の様相に対する寄与が大きいことから、自動動作するものとする。</p> <p>なお、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」のうち「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器</p>	<p>設計の相違 ・プラント相違による原子炉トリップの設定の相違 （トリップ信号は伊方と同様）</p> <p>設計の相違 ・プラント相違による ECCS 作動信号設定の相違（伊方と同様）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>の隔離に失敗する事故」においては、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び給水制御系は、1次冷却材の2次冷却系への流出を厳しくする観点から自動作動するものとする。</p> <p>d. 1次冷却系及び2次冷却系主要弁 加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の容量は以下の値を使用する。また、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の動作圧力については設計値に余裕を考慮した高い値を使用する。 (a) 加圧器逃がし弁容量：95t/h（1個当たり） (b) 加圧器安全弁容量：190t/h（1個当たり） (c) 主蒸気逃がし弁容量：定格主蒸気流量（ループ当たり）の10% (d) 主蒸気安全弁容量：定格主蒸気流量（ループ当たり）の100% （添付資料1.5.6）</p> <p>e. 1次冷却材ポンプ^④ 1次冷却材ポンプ回転数等の1次冷却材ポンプ仕様に関する条件は設計値を用いる。</p> <p>f. 格納容器再循環ユニット 格納容器再循環ユニットは2基動作し、1基当たり設計値より小さい除熱特性（100℃～約168℃、約4.1MW～約11.2MW）で原子炉格納容器を除熱するものとする。</p> <p>g. 燃料取替用水ピット 燃料取替用水ピットの水量は、設計値として1,860m³を用いる。</p> <p>1.5.2.2 運転中の原子炉における重大事故 (1) 初期条件 「1.5.2.1(1) 初期条件」に同じ。なお、格納容器破損</p>	<p>b. 逃がし安全弁 逃がし安全弁の逃がし弁機能の吹出し圧力及び容量（吹出し圧力における値）は、設計値として以下の値を用いるものとする。 なお、アキュムレータ内の窒素を消費した場合には安全弁機能による原子炉圧力制御となるが、事象初期に作動する逃がし弁機能による原子炉圧力制御にて代表させる。 第1段：7.37MPa[gage]×2個、356t/h（1個当たり） 第2段：7.44MPa[gage]×3個、360t/h（1個当たり） 第3段：7.51MPa[gage]×3個、363t/h（1個当たり） 第4段：7.58MPa[gage]×3個、367t/h（1個当たり）</p> <p>1.5.2.2 運転中の原子炉における重大事故 (1) 初期条件 a. 初期運転条件 原子炉熱出力の初期値として、定格値(2,436MW)、原</p>	<p>の隔離に失敗する事故」においては、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び給水制御系は、1次冷却材の2次冷却系への流出を厳しくする観点から自動作動するものとする。</p> <p>d. 1次冷却系及び2次冷却系主要弁 加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の容量は以下の値を使用する。また、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の動作圧力については設計値に余裕を考慮した高い値を使用する。 (a) 加圧器逃がし弁容量：95t/h（1個当たり） (b) 加圧器安全弁容量：157t/h（1個当たり） (c) 主蒸気逃がし弁容量：定格主蒸気流量（ループ当たり）の10% (d) 主蒸気安全弁容量：定格主蒸気流量（ループ当たり）の100% （添付資料6.5.6）</p> <p>e. 1次冷却材ポンプ 1次冷却材ポンプ回転数等の1次冷却材ポンプ仕様に関する条件は設計値を用いるものとする。</p> <p>f. 格納容器再循環ユニット 格納容器再循環ユニットは2基動作し、粗フィルタがある場合の除熱特性の設計値として、1基当たり除熱特性（100℃～約155℃、約3.6MW～約6.5MW）で原子炉格納容器を除熱するものとする。</p> <p>g. 燃料取替用水ピット 燃料取替用水ピットの容量は、設計値として2,000m³を用いるものとする。</p> <p>6.5.2.2 運転中の原子炉における重大事故 (1) 初期条件 「6.5.2.1(1) 初期条件」に同じ。なお、格納容器破損</p>	<p>設計の相違</p> <p>記載方針の相違 ・記載は異なるがどちらも設計値より小さい保守的な値としている点では同様（伊方と同様） 設計の相違</p> <p>設計の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>モード「水素燃焼」については、原子炉格納容器内に分散し配置した重大事故等対処施設の有効性を評価する観点から、原子炉格納容器のヒートシンク及び初期圧力は、以下の値を用いる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値に余裕を考慮した大きい値を用いる。 原子炉格納容器の初期圧力は、0kPa[gage]を用いる。 	<p>子炉圧力の初期値として、定格値(6.93MPa[gage])を用いるものとする。また、炉心流量の初期値として、定格値である100%流量(35.6×10⁴t/h)を用いるものとする。</p> <p>b. 炉心及び燃料</p> <p>炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。</p> <p>なお、炉心に関する条件は9×9燃料(A型)を装荷した平衡サイクルを想定した値、燃料ペレット、燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p> <p>(a) 原子炉停止後の崩壊熱</p> <p>原子炉停止後の崩壊熱は、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」にて使用することが妥当とされたANSI/ANS-5.1-1979+2σを最確条件としたANSI/ANS-5.1-1979の式に基づく崩壊熱曲線を使用する。また、使用する崩壊熱は平衡炉心サイクル末期の炉心平均燃焼度に対し、ばらつきとして10%の保守性を考慮した燃焼度33Gwd/tの条件に対応したものである。崩壊熱曲線を第1.5.1図に示す。</p> <p>c. 原子炉圧力容器</p> <p>原子炉水位の初期値は、通常運転水位とする。</p> <p>d. 格納容器</p> <p>格納容器に関する解析条件の設定を以下に示す。</p> <p>なお、評価事故シーケンス「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器 過圧・過温破損)」及び「水素燃焼」では以下のうち(f)から(i)は解析条件として用いない。</p> <p>(a) 容積</p> <p>格納容器容積について、ドライウエル空間部は、内部機器、構造物体積を除く全体積として7,950m³、サブプレッションチェンバ空間部及び液相部は、5,100m³(空間部)及び2,850m³(液相部)を用いるものとする。</p> <p>(b) 初期温度及び初期圧力</p> <p>格納容器の初期温度について、ドライウエル空間部温度は57℃、サブプレッションプール水温は32℃を用いるものとする。また、格納容器の初期圧力は5kPa[gage]</p>	<p>モード「水素燃焼」の原子炉格納容器のヒートシンク及び初期圧力は、水素濃度上昇の観点から以下の値を用いるものとする。</p> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値に余裕を考慮した大きい値を用いるものとする。 原子炉格納容器の初期圧力は、0kPa[gage]を用いるものとする。 	<p>記載方針の相違 (伊方と同様)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) 事故条件</p> <p>a. 原子炉冷却材喪失時の破断位置</p> <p>1 次冷却材管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置について、格納容器破損防止対策の有効性評価においては、ECCS注水に期待していないこと、また、蓄圧タンクからの注水のみでは炉心冠水を維持できないことを踏まえ、早期に炉心からの蒸</p>	<p>を用いるものとする。</p> <p>(c) サプレッションプールの初期水位 サプレッションプールの初期水位は、通常運転時の水位として3.55mを用いるものとする。</p> <p>(d) 真空破壊装置 真空破壊装置の作動条件は、設計値(3.4kPa(ドライウェル-サプレッションチェンバ間差圧))を用いるものとする。</p> <p>(e) 初期酸素濃度 格納容器内の初期酸素濃度は、2.5vol%(ドライ条件)を用いるものとする。</p> <p>(f) 溶融炉心からプール水への熱流束 溶融炉心からプール水への熱流束は、800kW/m²相当(圧力依存あり)とする。</p> <p>(g) コンクリートの種類 コンクリートの種類は、玄武岩系コンクリートとする。</p> <p>(h) コンクリート以外の構造材の扱い 内側鋼板、外側鋼板及びリブ鋼板についてはコンクリートよりも融点が高いことから保守的に考慮しないものとする。</p> <p>(i) 原子炉压力容器下部の構造物の扱い 原子炉压力容器下部の構造物は、発熱密度を下げないよう保守的に格納容器下部に落下する溶融物とは扱わないものとする。</p> <p>e. 外部水源の温度 外部水源の温度は、40℃とする。</p> <p>f. 主要機器の形状 原子炉压力容器、格納容器等の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p>	<p>(2) 事故条件</p> <p>a. 原子炉冷却材喪失時の破断位置</p> <p>1 次冷却材配管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置について、格納容器破損防止対策の有効性評価においては、ECCS注水に期待していないこと、また、蓄圧タンクからの注水のみでは炉心冠水を維持できないことを踏まえ、早期に炉心からの蒸気が系外</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>気が系外に放出される高温側とする。 (添付資料 1.5.4)</p> <p>(3) 重大事故等対策に関連する機器条件 「1.5.2.1(3) 重大事故等対策に関連する機器条件」に同じ。</p> <p>1.5.2.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故 (1) 初期条件 a. 使用済燃料ピット崩壊熱 原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料及び以前から貯蔵されている使用済燃料が、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定して、使用済燃料ピットの熱負荷は11.674MWを用いる。 (添付資料 1.5.7)</p> <p>b. 事象発生前使用済燃料ピット水温</p>	<p>(2) 重大事故等対策に関連する機器条件 a. 逃がし安全弁 逃がし安全弁の逃がし弁機能の吹出し圧力及び容量(吹出し圧力における値)は、設計値として以下の値を用いるものとする。 第1段:7.37MPa[gage]×2個, 356t/h(1個当たり) 第2段:7.44MPa[gage]×3個, 360t/h(1個当たり) 第3段:7.51MPa[gage]×3個, 363t/h(1個当たり) 第4段:7.58MPa[gage]×3個, 367t/h(1個当たり)</p> <p>(3) Cs-137放出量評価に関連する条件 Cs-137放出量評価においては、格納容器からの漏えいを考慮する。このとき格納容器からの漏えい経路は、非常に狭く複雑な形状を示すことから、エアロゾル粒子が捕集される効果を考慮し、除染係数は10とする。 ここで記載している、格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果については、「付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について」に示す。</p> <p>1.5.2.3 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故 (1) 初期条件 a. 崩壊熱 燃料プールには貯蔵燃料のほかに、原子炉停止後に最短時間(原子炉停止後10日)で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることを想定して、燃料プールの崩壊熱は約6.7MWを用いるものとする。</p> <p>b. 燃料プールの初期水位及び初期水温</p>	<p>に放出される高温側とする。 (添付資料 6.5.4)</p> <p>(3) 重大事故等対策に関連する機器条件 「6.5.2.1(3) 重大事故等対策に関連する機器条件」に同じ。</p> <p>(4) Cs-137放出量評価に関連する条件 Cs-137放出量評価においては、原子炉格納容器からの漏えいを考慮する。このとき原子炉格納容器からの漏えい経路は、非常に狭く複雑な形状を示すことから、エアロゾル粒子が捕集される効果を考慮し、除染係数は10とする。 ここで記載している、原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果については、「付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について」に示す。</p> <p>6.5.2.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故 (1) 初期条件 a. 使用済燃料ピット崩壊熱 原子炉停止後に最短時間(原子炉停止後7.5日)で取り出された全炉心分の燃料及び以前から貯蔵されている使用済燃料が、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定して、使用済燃料ピットの熱負荷は11.508MWを用いるものとする。 (添付資料 6.5.7)</p> <p>b. 事象発生前使用済燃料ピット水温</p>	<p>評価方針の相違 (女川実績の反映)</p> <p>設計の相違 ・使用する燃料の種類や貯蔵容量等の相違により SFP 熱負荷が異なる</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温度として40℃を用いる。</p> <p>c. 使用済燃料ピットに隣接するピットの状態 燃料取り出し直後の使用済燃料ピットの状態を想定しており、燃料を取り出す際には原子炉補助建屋キャナルとAエリアの間に設置されているゲートを取り外すことから、Aエリア、Bエリア、原子炉補助建屋キャナル及び燃料検査ピットは接続状態とする。なお、水温が100℃まで上昇する時間の評価は、温度条件が厳しくなるようにAエリアのみの水量を考慮する。 (添付資料4.1.2)</p> <p>d. 主要機器の形状 使用済燃料ピット等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いる。</p> <p>(2) 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>a. 放射線の遮蔽が維持できる使用済燃料ピット水位 使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)となる、燃料頂部から4.38mとする。 (添付資料1.5.7)</p> <p>1.5.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>(1) 初期条件(事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く。)</p> <p>a. 炉心崩壊熱⁽⁵⁾ 炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。また、使用する炉心崩壊熱はウラン燃料の装荷を考慮して設定し、第1.5.1図に示す</p>	<p>燃料プールの初期水位は通常水位とし、この時の燃料プール保有水量は、保有水量を厳しく見積もるため燃料プールと隣接する原子炉ウェルの間に設置されているプールゲートは閉を仮定し、約1,400m³とする。また、燃料プールの初期水温は、運用上許容される上限の65℃とする。</p> <p>c. 主要機器の形状 燃料プール等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いる。 (添付資料1.5.3)</p> <p>1.5.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>(1) 初期条件(事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く。)</p> <p>a. 崩壊熱 原子炉停止後の崩壊熱は、第1.5.1図に示すANSI/ANS-5.1-1979の式に基づく崩壊熱曲線を使用し、崩壊熱を厳しく見積もるために、原子炉停止1日後の崩壊熱として約14MWを用いるものとする。</p>	<p>使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温度として40℃とする。</p> <p>c. 使用済燃料ピットに隣接するピットの状態 燃料取出直後の使用済燃料ピットの状態を想定しており、燃料を取り出す際には燃料取替キャナルと燃料検査ピット、A、B-使用済燃料ピットの間に設置されているゲートを取り外すことから、A、B-使用済燃料ピット、燃料取替キャナル及び燃料検査ピットは接続状態とする。なお、水温が100℃まで上昇する時間の評価は、温度条件が厳しくなるようにB-使用済燃料ピットのみ水量を考慮する。 (添付資料7.3.1.2)</p> <p>d. 主要機器の形状 使用済燃料ピット等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いる。</p> <p>(2) 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>a. 放射線の遮蔽が維持できる使用済燃料ピット水位 使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱棟の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)となる水位として、燃料頂部から4.25mとする。 (添付資料6.5.7)</p> <p>6.5.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>(1) 初期条件(事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く。)</p> <p>a. 炉心崩壊熱⁽⁵⁾ 炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線を使用する。また、使用する炉心崩壊熱はウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料</p>	<p>記載表現の相違 (女川実績の反映)</p> <p>設計・運用の相違 記載表現の相違</p> <p>記載表現の相違 ・泊では記載を明確化(伊方と同様) 設計の相違</p> <p>設計の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用いる。</p> <p>(添付資料1.5.3)</p> <p>b. 原子炉停止後の時間 燃料取り出し前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と1次冷却系保有水量の最も厳しい組合せとなる1次冷却材水抜き完了時に事故が発生するものとする。したがって、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた時間として、原子炉停止後の時間は72時間とする。</p> <p>(添付資料1.5.8)</p> <p>c. 1次冷却材圧力 ミッドループ運転中は、1次冷却系は大気開放状態としていることから、1次冷却材圧力の初期値は大気圧とする。</p> <p>d. 1次冷却材高温側温度 ミッドループ運転時の運転モード（モード5）の上限値として、1次冷却材高温側温度の初期値は93℃とする。</p> <p>e. 1次冷却材水位 プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転中の水位として、1次冷却材の初期水位は、原子炉容器出入口配管の中心高さを200mm上回る高さとする。</p> <p>f. 1次冷却系開口部 ミッドループ運転中に確保している蒸気放出経路として、1次冷却系開口部は、加圧器安全弁が3個取り外されているものとする。</p> <p>g. 主要機器の形状 主要機器の形状に関する条件は、以下の値を用いる。</p>	<p>b. 原子炉初期水位及び原子炉初期水温 原子炉初期水位は通常運転水位とする。また、原子炉初期水温は52℃とする。</p> <p>c. 原子炉圧力 原子炉圧力の初期値は大気圧とし、水位低下量を厳しく見積もるために、事象発生後も大気圧が維持されるものとする。</p> <p>d. 外部水源の温度 外部水源の温度は100℃とする。</p> <p>e. 主要機器の形状 原子炉圧力容器等の形状に関する条件は設計値を用いる</p>	<p>の装荷を考慮するとともに、燃焼度が高くなるサイクル末期炉心を対象に設定し、第6.5.1図に示す局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用いるものとする。</p> <p>(添付資料6.5.3)</p> <p>b. 原子炉停止後の時間 燃料取出前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と1次冷却系保有水量の最も厳しい組合せとなる1次冷却材水抜き完了時に事故が発生するものとする。したがって、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた時間として、原子炉停止後の時間は72時間とする。</p> <p>(添付資料6.5.10)</p> <p>c. 1次冷却材圧力 ミッドループ運転中は、1次冷却系は大気開放状態としていることから、1次冷却材圧力の初期値は大気圧とする。</p> <p>d. 1次冷却材高温側温度 ミッドループ運転時の運転モード（モード5）の上限値として、1次冷却材高温側温度の初期値は93℃とする。</p> <p>e. 1次冷却材水位 プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転中の水位として、1次冷却材の初期水位は、原子炉容器出入口配管の中心高さを100mm上回る高さとする。</p> <p>f. 1次冷却系開口部 ミッドループ運転中に確保している蒸気放出経路として、1次冷却系開口部は、加圧器安全弁が3個取り外され、加圧器のベント弁が1個開放されているものとする。</p> <p>g. 主要機器の形状 原子炉容器、加圧器、蒸気発生器、1次冷却材ポン</p>	<p>記載方針の相違 ・泊では記載を明確化（伊方と同様）</p> <p>運用の相違 ・ミッドループ運転中の水位設定が異なる(高浜1/2号炉と同様)</p> <p>運用の相違（高浜1/2号炉と同様）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>・原子炉容器、加圧器、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、1次冷却材管及び原子炉格納容器は設計値を用いる。</p>	<p>ものとする。</p>	<p>ブ、1次冷却材配管及び原子炉格納容器の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p>	<p>記載表現の相違 (女川実績の反映)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1.6 解析の実施方針</p> <p>有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、事象進展が適切に解析されていることを確認する。また、発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することも想定し、評価項目となるパラメータに対し厳しくなる原子炉施設の結果を明示する。</p> <p>なお、事象進展の特徴や厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが合理的に説明できる場合は解析以外の方法で評価を行う。</p> <p>1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。</p> <p>不確かさ等の影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料1.7.1)</p>	<p>1.6 解析の実施</p> <p>有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、事象進展が適切に解析されていることを確認し、その結果を明示する。</p> <p>なお、事象進展の特徴、厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが合理的に説明できる場合はこの限りではない。</p> <p>1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料1.7.1)</p>	<p>6.6 解析の実施方針</p> <p>有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、事象進展が適切に解析されていることを確認し、その結果を明示する。</p> <p>なお、事象進展の特徴、厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが合理的に説明できる場合はこの限りではない。</p> <p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料6.7.1, 6.7.2)</p>	<p>評価条件の相違</p> <p>・泊はシングルプラント評価のためツインプラントでの評価である大飯とは解析の実施方針が異なる(女川と同様)</p> <p>評価方針の相違 (女川実績の反映)</p> <p>添付資料の相違</p> <p>・泊は不確かさの確認に標準プラントの感度解析結果を使用することの妥当性に関する添付資料を追加</p>

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1.7.1 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 重要現象として評価指標及び運転操作に対する影響が大きい又は中程度と考えられる物理現象を選定⁽¹⁾し、そのうち第1.7.1表から第1.7.3表に示す物理現象を有効性評価において評価項目となるパラメータに有意な影響を与えると整理している。解析コードの不確かさは、選定している重要事故シナシス等における上記の物理現象に対する不確かさを考慮し、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。</p> <p>1.7.2 解析条件の不確かさの影響評価 解析条件のうち、初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさについて、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。また、解析条件である操作条件の不確かさとして、上記の解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響及び解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作開始時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。</p> <p>1.7.3 操作時間余裕の把握 解析上考慮する運転員等操作の各々について、その遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。</p>	<p>1.7.1 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 「1.4 有効性評価に使用する計算プログラム」においては、重要現象として評価指標及び運転操作に対する影響が大きい、又は中程度と考えられる物理現象を選定しており、そのうち第1.7.1表から第1.7.3表に示す物理現象を有効性評価において評価項目となるパラメータに有意な影響を与えると整理している。解析コードの不確かさは、選定している重要事故シナシス等における上記の物理現象に対する不確かさを考慮し、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。</p> <p>1.7.2 解析条件の不確かさの影響評価 解析条件のうち、初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさについて、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。また、解析条件である操作条件の不確かさとして、操作の不確かさ要因である、「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」に起因して生じる運転員等操作の開始時間の変動が、操作開始時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。</p> <p>1.7.3 操作時間余裕の把握 解析上考慮する運転員等操作の各々について、その遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。</p>	<p>6.7.1 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価 「6.4 有効性評価に使用する計算プログラム」においては、重要現象として評価指標及び運転操作に対する影響が大きい又は中程度と考えられる物理現象を選定しており、そのうち第6.7.1表から第6.7.3表に示す物理現象を有効性評価において評価項目となるパラメータに有意な影響を与えると整理している。解析コードの不確かさは、選定している重要事故シナシス等における上記の物理現象に対する不確かさを考慮し、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。</p> <p>6.7.2 解析条件の不確かさの影響評価 解析条件のうち、初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさについて、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。また、解析条件である操作条件の不確かさとして、操作の不確かさ要因である、「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」に起因して生じる運転員等操作の開始時間の変動が、操作開始時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。</p> <p>6.7.3 操作時間余裕の把握 解析上考慮する運転員等操作の各々について、その遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。</p>	<p>記載表現の相違 (女川実績の反映)</p> <p>評価方針の相違 (女川実績の反映)</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1.8 必要な要員及び資源の評価方針</p> <p>1.8.1 必要な要員の評価</p> <p>発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することを想定した、最も厳しい重大事故等対策時において、時間外、休日（夜間）における要員の確保の観点から、重大事故等対策要員（運転員、緊急時対策本部要員及び緊急安全対策要員で構成）を配置し、必要な体制を整備している。</p> <p>「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で整備している体制にて、対処可能であることを確認するとともに、必要な作業が所要時間内に実施できることを確認する。</p> <p>1.8.2 必要な資源の評価</p> <p>発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することを想定した最も厳しい重大事故等対策時において、必要となる水源、燃料及び電源の資源の確保の観点から、必要水量、燃料消費量及び電源負荷を確認するとともに、7日間継続してこれらの資源が供給可能であることを評価する。また、有効性評価において考慮されていない機器についても、使用した場合を想定して、各資源について7日間継続して資源の供給が可能であることを確認する。</p>	<p>1.8 必要な要員及び資源の評価方針</p> <p>1.8.1 必要な要員の評価</p> <p>重大事故等対策時において、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における要員の確保の観点から、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で整備される体制にて、対処可能であることを確認するとともに、必要な作業が所要時間内に実施できることを確認する。</p> <p>1.8.2 必要な資源の評価</p> <p>重大事故等対策時において、必要となる水源、燃料及び電源の資源の確保の観点から、必要水量、燃料消費量及び電源負荷を確認するとともに、7日間継続してこれらの資源が供給可能であることを評価する。また、有効性評価において考慮されていない機器についても、使用した場合を想定して、各資源について7日間継続して資源の供給が可能であることを確認する。</p>	<p>6.8 必要な要員及び資源の評価方針</p> <p>6.8.1 必要な要員の評価</p> <p>重大事故等対策時において、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における要員の確保の観点から、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で整備される体制にて、対処可能であることを確認するとともに、必要な作業が所要時間内に実施できることを確認する。</p> <p>6.8.2 必要な資源の評価</p> <p>重大事故等対策時において、必要となる水源、燃料及び電源の資源の確保の観点から、必要水量、燃料消費量及び電源負荷を確認するとともに、7日間継続してこれらの資源が供給可能であることを評価する。また、有効性評価において考慮されていない機器についても、使用した場合を想定して、各資源について7日間継続して資源の供給が可能であることを確認する。</p>	<p>評価条件の相違</p> <p>・泊はシングルプラント評価のためツインプラントでの評価である大飯とは評価条件が異なる（女川と同様）</p> <p>記載方針の相違</p> <p>・大飯は具体的な要員名を記載しているが、泊は技術的能力のまとめ資料を参照していることもあり具体的な要員名までは記載していない（女川と同様）</p> <p>評価条件の相違</p> <p>・泊はシングルプラント評価のためツインプラントでの評価である大飯とは評価条件が異なる（女川と同様）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

灰色：女川2号炉の記載のうち、BWR固有の設備や対応手段であり、泊3号炉と比較対象とならない記載内容

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>1.9 参考文献</p> <p>(1) 「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 三菱重工業、平成28年</p> <p>(2) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価解析方法（大破断時）」 MAPI-1035改8 三菱重工業、平成11年</p> <p>(3) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価感度解析」 MAPI-1063改2 三菱重工業、平成2年</p> <p>(4) 「三菱PWR原子炉格納容器内圧評価解析方法」 MHI-NES-1016 三菱重工業、平成12年</p> <p>(5) 「PWRの安全解析用崩壊熱について」 MHI-NES-1010改4 三菱重工業、平成25年</p> <p>(6) 「WOG2000 REACTOR COOLANT PUMP SEAL LEAKAGE MODEL FOR WESTINGHOUSE PWRS」 WCAP-15603 1-A Westinghouse、2003年</p>		<p>6.9 参考文献</p> <p>(1) 「三菱PWR炉心損傷に係る重要事故シーケンスへのM-RELAP5コードの適用性について」 MHI-NES-1054、三菱重工業、平成25年</p> <p>(2) 「三菱PWR炉心損傷に係る重要事故シーケンスへのSPARKLE-2コードの適用性について」 MHI-NES-1055、三菱重工業、平成25年</p> <p>(3) 「三菱PWR炉心損傷及び格納容器損傷に係る重要事故シーケンスへのMAAPコードの適用性について」 MHI-NES-1056、三菱重工業、平成25年</p> <p>(4) 「三菱PWR格納容器破損に係る重要事故シーケンスへのGOTHICコードの適用性について」 MHI-NES-1057、三菱重工業、平成25年</p> <p>(5) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価解析方法（大破断時）」 MAPI-1035 改8、 三菱重工業、平成11年</p> <p>(6) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価感度解析」 MAPI-1063 改2、 三菱重工業、平成2年</p> <p>(7) 「三菱PWR原子炉格納容器内圧評価解析方法」 MHI-NES-1016、 三菱重工業、平成12年</p> <p>(8) 「PWRの安全解析用崩壊熱について」 MHI-NES-1010 改4、 三菱重工業、平成25年</p>	<p>記載方針の相違 ・泊では個別の解析コードの公開文献を引用（伊方、玄海と同様）</p> <p>設計の相違 ・大阪はWH社製のRCP シールを使用しているため参考文献としてWCAPを参照している</p>

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉		女川原子力発電所2号炉	
第1.2.1表 有効性評価における重要事故シナリオと技術的能力審査基準／設置許可基準規則との関連		第1.2.1表 有効性評価における重要事故シナリオと技術的能力審査基準／設置許可基準規則との関連 (1/3)	
重要事故シナリオ	重要事故シナリオ	重要事故シナリオ	重要事故シナリオ
技術的能力審査基準	技術的能力審査基準	技術的能力審査基準	技術的能力審査基準
設置許可基準規則	設置許可基準規則	設置許可基準規則	設置許可基準規則

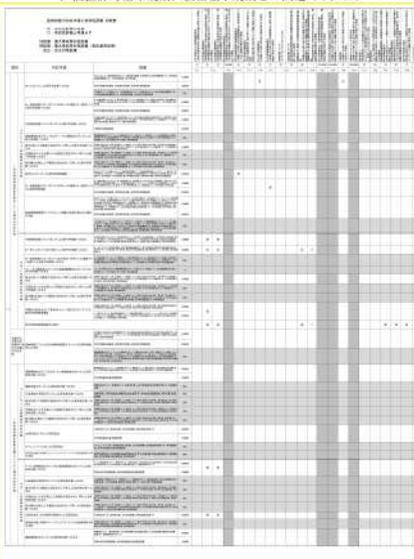
泊発電所3号炉		相違理由	
第6.2.1表 有効性評価における重要事故シナリオ等と技術的能力審査基準／設置許可基準規則との関連 (1/10)		相違理由	
重要事故シナリオ	重要事故シナリオ	相違理由	
技術的能力審査基準	技術的能力審査基準	相違理由	
設置許可基準規則	設置許可基準規則	相違理由	

第6.2.1表 有効性評価における重要事故シナリオ等と技術的能力審査基準／設置許可基準規則との関連 (1/10)

重要事故シナリオ	技術的能力審査基準	設置許可基準規則	相違理由
1.1 炉内圧力上昇による炉管破断	1.1.1 炉内圧力上昇による炉管破断	1.1.1 炉内圧力上昇による炉管破断	
1.2 炉内圧力低下による炉管破断	1.2.1 炉内圧力低下による炉管破断	1.2.1 炉内圧力低下による炉管破断	
1.3 炉内圧力変動による炉管破断	1.3.1 炉内圧力変動による炉管破断	1.3.1 炉内圧力変動による炉管破断	
1.4 炉内圧力急激な上昇による炉管破断	1.4.1 炉内圧力急激な上昇による炉管破断	1.4.1 炉内圧力急激な上昇による炉管破断	
1.5 炉内圧力急激な低下による炉管破断	1.5.1 炉内圧力急激な低下による炉管破断	1.5.1 炉内圧力急激な低下による炉管破断	
1.6 炉内圧力急激な変動による炉管破断	1.6.1 炉内圧力急激な変動による炉管破断	1.6.1 炉内圧力急激な変動による炉管破断	
1.7 炉内圧力急激な上昇による炉管破断	1.7.1 炉内圧力急激な上昇による炉管破断	1.7.1 炉内圧力急激な上昇による炉管破断	
1.8 炉内圧力急激な低下による炉管破断	1.8.1 炉内圧力急激な低下による炉管破断	1.8.1 炉内圧力急激な低下による炉管破断	
1.9 炉内圧力急激な変動による炉管破断	1.9.1 炉内圧力急激な変動による炉管破断	1.9.1 炉内圧力急激な変動による炉管破断	
1.10 炉内圧力急激な上昇による炉管破断	1.10.1 炉内圧力急激な上昇による炉管破断	1.10.1 炉内圧力急激な上昇による炉管破断	
1.11 炉内圧力急激な低下による炉管破断	1.11.1 炉内圧力急激な低下による炉管破断	1.11.1 炉内圧力急激な低下による炉管破断	
1.12 炉内圧力急激な変動による炉管破断	1.12.1 炉内圧力急激な変動による炉管破断	1.12.1 炉内圧力急激な変動による炉管破断	

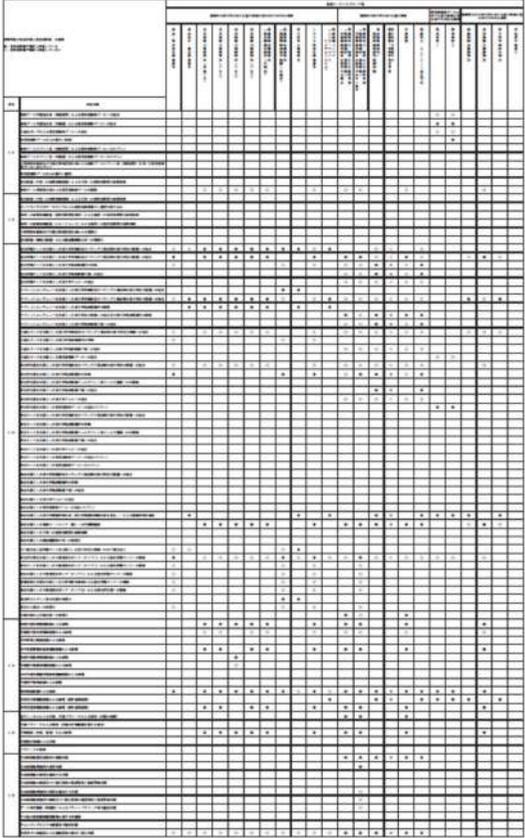
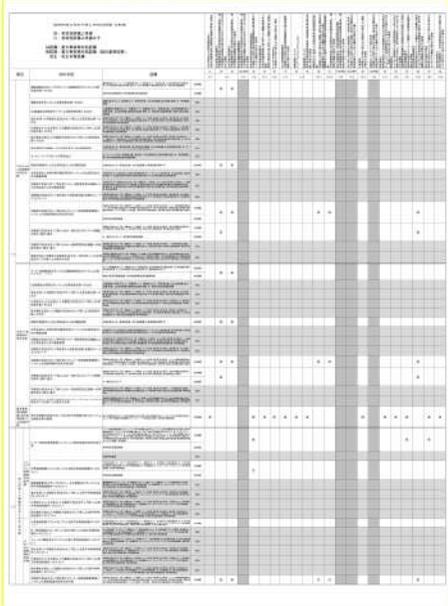
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>第4.2.1表 有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連 (2/3)</p> 	<p>第6.2.1表 有効性評価における重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連 (2 / 10)</p>  <p>第6.2.1表 有効性評価における重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連 (3 / 10)</p> 	<p>記載方針の相違 ・泊では技術的能力の各対応手段と有効性評価の関係を示した表を追加（女川と同様）</p>

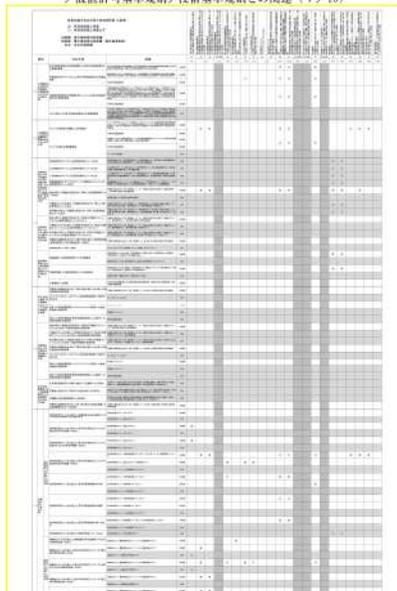
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
	<p>第1.2.1表 有効性評価における重要事象シーケンスと技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連 (3/3)</p> 	<p>第6.2.1表 有効性評価における重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連 (4/10)</p>  <p>第6.2.1表 有効性評価における重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連 (5/10)</p> 	<p>記載方針の相違 ・泊では技術的能力の各対応手段と有効性評価の関係を示した表を追加(女川と同様)</p>

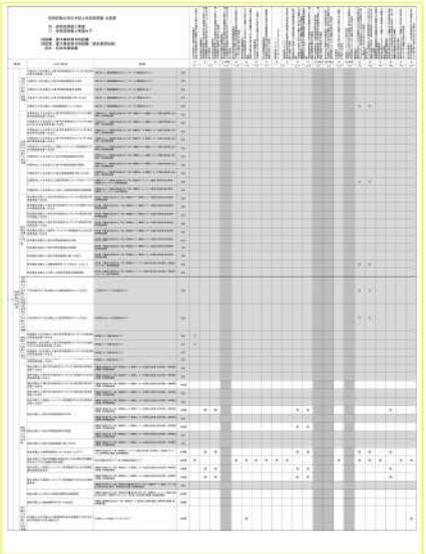
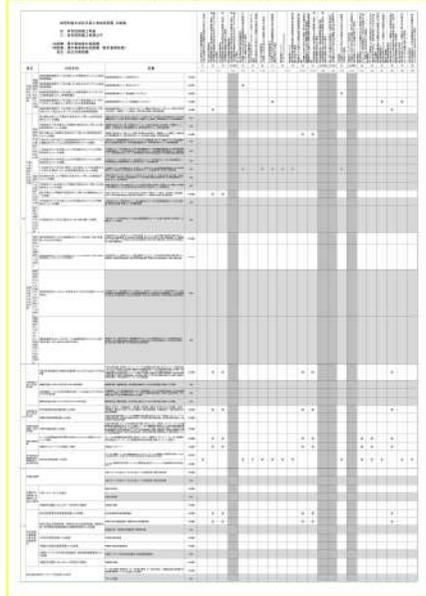
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>第6.2.1表 有効性評価における重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準 /設置許可基準規則/技術基準規則との関連（6/10）</p>  <p>第6.2.1表 有効性評価における重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準 /設置許可基準規則/技術基準規則との関連（7/10）</p> 	<p>記載方針の相違 ・泊では技術的能力の各対応手段と有効性評価の関係を示した表を追加（女川と同様）</p>

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>第6.2.1表 有効性評価における重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準 /設置許可基準規則/技術基準規則との関連（8/10）</p>  <p>第6.2.1表 有効性評価における重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準 /設置許可基準規則/技術基準規則との関連（9/10）</p> 	<p>記載方針の相違 ・泊では技術的能力の各対応手段と有効性評価の関係を示した表を追加（女川と同様）</p>

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
		<p>第6.2.1表 有効性評価における重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準／設置許可基準規則／技術基準規則との関連（10/10）</p> 	<p>記載方針の相違 ・泊では技術的能力の各対応手段と有効性評価の関係を示した表を追加（女川と同様）</p>

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3/4号炉

第1.2.2表 重要事故シナリオの選定（運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）（2/2）

事故シナリオグループ	事故シナリオ	最も厳しい事故シナリオ	最も厳しい事故シナリオ	重要事故シナリオ
原子炉停止機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故 負荷喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故
ECCS注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> 大破断LOCA時に高圧注水機能が喪失する事故 中破断LOCA時に高圧注水機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 大破断LOCA時に高圧注水機能が喪失する事故 中破断LOCA時に高圧注水機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 中破断LOCA時に高圧注水機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 大破断LOCA時に高圧注水機能が喪失する事故 中破断LOCA時に高圧注水機能が喪失する事故 （1次冷却材圧力・温度の観点で厳しい起因事象を選定）
ECCS再循環機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> 大破断LOCA時に高圧再循環機能及び低圧再循環機能が喪失する事故 中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故 小破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 大破断LOCA時に高圧再循環機能及び低圧再循環機能が喪失する事故 中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 大破断LOCA時に高圧再循環機能及び低圧再循環機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 大破断LOCA時に高圧再循環機能及び低圧再循環機能が喪失する事故
格納容器バイパス	<ul style="list-style-type: none"> インターフェイシシステムLOCA 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 	<ul style="list-style-type: none"> インターフェイシシステムLOCA 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 	<ul style="list-style-type: none"> インターフェイシシステムLOCA 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 	<ul style="list-style-type: none"> インターフェイシシステムLOCA 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

※：（ ）は、選定した事故シナリオと重要事故シナリオの相違理由を示す。

1-47

女川原子力発電所2号炉

第1.2.2表 重要事故シナリオの選定（運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）（2/2）

事故シナリオグループ	事故シナリオ	最も厳しい事故シナリオ	選定した事故シナリオ（重要事故シナリオ）
原子炉停止機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> 過渡事象+崩壊熱除去失敗 過渡事象+SRV閉鎖失敗+崩壊熱除去失敗 手動停止+崩壊熱除去失敗 自動停止+SRV閉鎖失敗+崩壊熱除去失敗 サボート系統喪失+崩壊熱除去失敗 サボート系統喪失+SRV閉鎖失敗+崩壊熱除去失敗 小破断LOCA+崩壊熱除去失敗 中破断LOCA+崩壊熱除去失敗 大破断LOCA+崩壊熱除去失敗 	<ul style="list-style-type: none"> 過渡事象+崩壊熱除去失敗 過渡事象+SRV閉鎖失敗+崩壊熱除去失敗 自動停止+崩壊熱除去失敗 サボート系統喪失+崩壊熱除去失敗 サボート系統喪失+SRV閉鎖失敗+崩壊熱除去失敗 小破断LOCA+崩壊熱除去失敗 中破断LOCA+崩壊熱除去失敗 大破断LOCA+崩壊熱除去失敗 	<ul style="list-style-type: none"> 過渡事象+崩壊熱除去失敗
原子炉停止機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> 過渡事象+原子炉停止失敗 小破断LOCA+原子炉停止失敗 中破断LOCA+原子炉停止失敗 大破断LOCA+原子炉停止失敗 	<ul style="list-style-type: none"> 過渡事象+原子炉停止失敗 小破断LOCA+原子炉停止失敗 中破断LOCA+原子炉停止失敗 大破断LOCA+原子炉停止失敗 	<ul style="list-style-type: none"> 過渡事象+原子炉停止失敗
LOCA時注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> 小破断LOCA+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗 中破断LOCA+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗 大破断LOCA+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗 中破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗 	<ul style="list-style-type: none"> 小破断LOCA+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗 中破断LOCA+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗 大破断LOCA+高圧注水失敗+低圧ECCS失敗 中破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗 	<ul style="list-style-type: none"> 中破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗
格納容器バイパス（ISLOCA）	<ul style="list-style-type: none"> ISLOCA 	<ul style="list-style-type: none"> ISLOCA 	<ul style="list-style-type: none"> ISLOCA

泊発電所3号炉

第6.2.2表 重要事故シナリオの選定（運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）（2/2）

事故シナリオグループ	事故シナリオ	最も厳しい事故シナリオ	重要事故シナリオ
原子炉停止機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故 負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故
ECCS注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> 中破断LOCA時に高圧注水機能が喪失する事故 小破断LOCA時に高圧注水機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 中破断LOCA時に高圧注水機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> （1次冷却材圧力・温度の観点で厳しい起因事象を選定）
ECCS再循環機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> 大破断LOCA時に高圧再循環機能及び低圧再循環機能が喪失する事故 中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故 小破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 大破断LOCA時に高圧再循環機能及び低圧再循環機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 大破断LOCA時に高圧再循環機能及び低圧再循環機能が喪失する事故
格納容器バイパス	<ul style="list-style-type: none"> インターフェイシシステムLOCA 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 	<ul style="list-style-type: none"> インターフェイシシステムLOCA 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 	<ul style="list-style-type: none"> インターフェイシシステムLOCA 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

※：（ ）は、選定した事故シナリオと重要事故シナリオの相違理由を示す。

相違理由

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

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）

第1.2.3表 評価事故シナリオの選定（運転中の原子炉における重大事故）（1/4）		最も厳しいPDSの考え方	
格納容器破損モード	該当するPDS	最も厳しいPDS	
炉心溶融による静的負荷（格納容器破損）	SED・SEP TED・SEP SLW・SEP AEV	AED	・ 遮断弁の大きい大破断LOCA (4**) が、原子炉格納容器内の圧力上昇及び事故進展について厳しい。 ・ 原子炉格納容器内への水の持ち込みがない(4**) が、BCCS又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内への注水から、(4**) により、原子炉格納容器内への注水について厳しい。 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。
炉心溶融による静的負荷（格納容器破損）	SED・SLW TED・SEP TEV・AED	TED	・ 原子炉格納容器内への水の持ち込みがない(4**) が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 ・ 原子炉格納容器破損時に高圧で格納炉心に格納炉心に分離し、格納炉心の表面積が大きくなり格納炉心から原子炉格納容器内への伝熱が大きくなる小破断LOCA (5**), 遮断現象 (1**) が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 ・ 断熱材による伝熱がない(4**) が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。
高圧設備破損/格納炉心破損	SED・SEI TEI・SEI TED・SLW TEV・SEP	TED	・ 1次冷却材の圧力が高く維持される遮断現象 (1**) が、減圧の観点から厳しい。 ・ 原子炉格納容器内への水の持ち込みがない(4**) が、高圧設備破損時の原子炉格納容器内温度増加の観点で最も厳しい。 以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。
燃料一希薄層相互作用	AET・SEI AEP・SEP SEI・SEP	AEP	・ 事故進展が早く原子炉格納容器内の温度が高くなり大破断LOCA (4**) が、格納炉心より高温となる観点から最も厳しい。 ・ 原子炉格納容器内への水の持ち込みがない(4**) が、冷却水から蒸気が発生して蒸気発生が最も厳しい。 以上より、AEPが最も厳しいPDSとなる。
水素燃焼	TEI・TEV SED・AEP AEI・SEP SEI・SLW AED	AEI	・ 水素の発生が最も高く、原子炉格納容器内温度が高くなる状態 (4**) のPDSが最も厳しい。 ・ 炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生を、多相炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生と見なすことと前提とし、各PDSで炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量の差はなくなるため、事故進展が早く水素放出速度が大きい大破断LOCA (4**) が最も厳しい。 以上より、AEIが最も厳しいPDSとなる。
格納炉心・コンクリート相互作用	TED・SEI TED・SLW SED・AEP TEV・AEP AEI・SEP	AED	・ 1次冷却材の圧力が高く維持される遮断現象 (1**) が、原子炉格納容器内の温度増加の観点で最も厳しい。 ・ 1次冷却材の圧力が高く維持される遮断現象 (1**) が、格納炉心の破損の可能性がない大破断LOCA (4**) が、原子炉下部キャビティへ落下する可能性の観点から最も厳しい。 ・ 原子炉格納容器内への水の持ち込みがない(4**) が、格納炉心も冷却水中に浸漬しない観点で最も厳しい。 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。

第1.2.3表 評価事故シナリオの選定（運転中の原子炉における重大事故）（2/4）		最も厳しいPDSの考え方	
格納容器破損モード	該当するPDS	最も厳しいPDS	
炉心溶融による静的負荷（格納容器破損）	SED・SEP TED・SEP SLW・SEP AEV	AED	・ 遮断弁の大きい大破断LOCA (4**) が、原子炉格納容器内の圧力上昇及び事故進展について厳しい。 ・ 原子炉格納容器内への水の持ち込みがない(4**) が、BCCS又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内への注水から、(4**) により、原子炉格納容器内への注水について厳しい。 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。
炉心溶融による静的負荷（格納容器破損）	SED・SLW TED・SEP TEV・AED	TED	・ 原子炉格納容器内への水の持ち込みがない(4**) が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 ・ 原子炉格納容器破損時に高圧で格納炉心に格納炉心に分離し、格納炉心の表面積が大きくなり格納炉心から原子炉格納容器内への伝熱が大きくなる小破断LOCA (5**), 遮断現象 (1**) が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 ・ 断熱材による伝熱がない(4**) が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。
高圧設備破損/格納炉心破損	SED・SEI TEI・SEI TED・SLW TEV・SEP	TED	・ 1次冷却材の圧力が高く維持される遮断現象 (1**) が、減圧の観点から厳しい。 ・ 原子炉格納容器内への水の持ち込みがない(4**) が、高圧設備破損時の原子炉格納容器内温度増加の観点で最も厳しい。 以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。
燃料一希薄層相互作用	AET・SEI AEP・SEP SEI・SEP	AEP	・ 事故進展が早く原子炉格納容器内の温度が高くなり大破断LOCA (4**) が、格納炉心より高温となる観点から最も厳しい。 ・ 原子炉格納容器内への水の持ち込みがない(4**) が、冷却水から蒸気が発生して蒸気発生が最も厳しい。 以上より、AEPが最も厳しいPDSとなる。
水素燃焼	TEI・TEV SED・AEP AEI・SEP SEI・SLW AED	AEI	・ 水素の発生が最も高く、原子炉格納容器内温度が高くなる状態 (4**) のPDSが最も厳しい。 ・ 炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生を、多相炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生と見なすことと前提とし、各PDSで炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量の差はなくなるため、事故進展が早く水素放出速度が大きい大破断LOCA (4**) が最も厳しい。 以上より、AEIが最も厳しいPDSとなる。
格納炉心・コンクリート相互作用	TED・SEI TED・SLW SED・AEP TEV・AEP AEI・SEP	AED	・ 1次冷却材の圧力が高く維持される遮断現象 (1**) が、原子炉格納容器内の温度増加の観点で最も厳しい。 ・ 1次冷却材の圧力が高く維持される遮断現象 (1**) が、格納炉心の破損の可能性がない大破断LOCA (4**) が、原子炉下部キャビティへ落下する可能性の観点から最も厳しい。 ・ 原子炉格納容器内への水の持ち込みがない(4**) が、格納炉心も冷却水中に浸漬しない観点で最も厳しい。 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。

第6.2.3表 評価事故シナリオの選定（運転中の原子炉における重大事故）（1/4）		最も厳しいPDSの考え方	
格納容器破損モード	該当するPDS	最も厳しいPDS	
炉心溶融による静的負荷（格納容器破損）	SED・TEV TED・AED SLW・SEP AEV	AED	・ 遮断弁の大きい大破断LOCA (4**) が、原子炉格納容器内の圧力上昇及び事故進展について厳しい。 ・ 原子炉格納容器内への水の持ち込みがない(4**) が、BCCS又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内への注水から、(4**) により、原子炉格納容器内への注水について厳しい。 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。
炉心溶融による静的負荷（格納容器破損）	SED・TEV TED・AED SLW・SEP AEV	TED	・ 原子炉格納容器内への水の持ち込みがない(4**) が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 ・ 原子炉格納容器破損時に高圧で格納炉心に格納炉心に分離し、格納炉心の表面積が大きくなり格納炉心から原子炉格納容器内への伝熱が大きくなる小破断LOCA (5**), 遮断現象 (1**) が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 ・ 断熱材による伝熱がない(4**) が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。
高圧設備破損/格納炉心破損	SED・TEV TEI・SEI TED・SLW TEV・AED	TED	・ 1次冷却材の圧力が高く維持される遮断現象 (1**) が、減圧の観点から最も厳しい。 ・ 原子炉格納容器内への水の持ち込みがない(4**) が、高圧設備破損時の原子炉格納容器内温度増加の観点で最も厳しい。 以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。
燃料一希薄層相互作用	AET・SEI AEP・SEP SEI・SEP	AEP	・ 事故進展が早く原子炉格納容器内の温度が高くなり大破断LOCA (4**) が、格納炉心より高温となる観点から最も厳しい。 ・ 原子炉格納容器内への水の持ち込みがない(4**) が、冷却水から蒸気が発生して蒸気発生が最も厳しい。 以上より、AEPが最も厳しいPDSとなる。
水素燃焼	TEI・TEV SED・AEP AEI・SEP SEI・SLW AED	AEI	・ 水素の発生が最も高く、原子炉格納容器内温度が高くなる状態 (4**) のPDSが最も厳しい。 ・ 炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生を、多相炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生と見なすことと前提とし、各PDSで炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量の差はなくなるため、事故進展が早く水素放出速度が大きい大破断LOCA (4**) が最も厳しい。 以上より、AEIが最も厳しいPDSとなる。
格納炉心・コンクリート相互作用	TED・SEI TED・SLW SED・AEP TEV・AEP AEI・SEP	AED	・ 1次冷却材の圧力が高く維持される遮断現象 (1**) が、原子炉格納容器内の温度増加の観点で最も厳しい。 ・ 1次冷却材の圧力が高く維持される遮断現象 (1**) が、格納炉心の破損の可能性がない大破断LOCA (4**) が、原子炉下部キャビティへ落下する可能性の観点から最も厳しい。 ・ 原子炉格納容器内への水の持ち込みがない(4**) が、格納炉心も冷却水中に浸漬しない観点で最も厳しい。 以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

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

第1.2.3表 評価事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）（2/4）
 補足：PDSの分類記号

事故のタイプと1次冷却材圧力		原子炉格納容器内事故進展（原子炉格納容器破損時期、除熱炉心の冷却手段）	
分類記号	状態の説明	分類記号	状態の説明
A	1次冷却系の破断口径が大きく、低圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起因事象：大中破断LOCA)	D	ECSや格納容器スプレイスによる原子炉格納容器内注水がなく、除熱炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
S	1次冷却系の破断口径が小さく、中圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起因事象：小破断LOCA)	W	ECSや格納容器スプレイスによる原子炉格納容器内注水があり、除熱炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
T	過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起因事象：過渡事象)	I	ECSや格納容器スプレイスによる原子炉格納容器内注水があり、除熱炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われている状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
G	格納容器バイパスで中圧状態のもの。 (起因事象：蒸気発生器伝熱管破損)	C	ECSや格納容器スプレイスによる原子炉格納容器内注水があり、除熱炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
V	格納容器バイパスで低圧状態のもの。 (起因事象：インターフエイスシステムLOCA)		

第1.2.3表 評価事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）（4/6）
 補足：PDSの分類の定義

PDS	PCV破損時期	原子炉圧力	炉心損傷時期	プラント損傷時点での電源有無（電源確保）
TQUV	炉心損傷後	低圧	早期	直流/交流電源有
TQUX	炉心損傷後	高圧	早期	直流/交流電源有
長期TB	炉心損傷後	高圧	後期	直流電源無 交流電源無
TBU	炉心損傷後	高圧	早期	直流電源有 交流電源無
TBP	炉心損傷後	低圧	早期	直流電源有 交流電源無
TBD	炉心損傷後	高圧	早期	直流電源無 交流電源無
TW	炉心損傷前	-	後期	-
TC	炉心損傷前	-	早期	-
AE	炉心損傷後	低圧	早期	直流/交流電源有
S1E	炉心損傷後	低圧	早期	直流/交流電源有
S2E	炉心損傷後	高圧	早期	直流/交流電源有
格納容器バイパス (ISLOCA)	炉心損傷前	-	早期	-

※ 蓄電池枯渇により事象発生から8時間で原子炉隔離冷却系が停止し、炉心損傷に至るため、プラント損傷状態では直流電源が機能喪失している。
 注 網掛けは格納容器破損時期が炉心損傷前であり、炉心損傷後の格納容器の機能に期待できないため、評価事故シーケンスの選定の起点となるPDSの選定対象から除外したPDSを示す。

第6.2.3表 評価事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）（2/4）
 補足：PDSの分類記号

事故のタイプと1次冷却材圧力		原子炉格納容器内事故進展（原子炉格納容器破損時期、除熱炉心の冷却手段）	
分類記号	状態の説明	分類記号	状態の説明
A	1次冷却系の破断口径が大きく、低圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起因事象：大中破断LOCA)	D	ECSや格納容器スプレイスによる原子炉格納容器内注水がなく、除熱炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
S	1次冷却系の破断口径が小さく、中圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起因事象：小破断LOCA)	W	ECSや格納容器スプレイスによる原子炉格納容器内注水があり、除熱炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
T	過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起因事象：過渡事象)	I	ECSや格納容器スプレイスによる原子炉格納容器内注水があり、除熱炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われている状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
G	格納容器バイパスで中圧状態のもの。 (起因事象：蒸気発生器伝熱管破損)	C	ECSや格納容器スプレイスによる原子炉格納容器内注水があり、除熱炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
V	格納容器バイパスで低圧状態のもの。 (起因事象：インターフエイスシステムLOCA)		

相違理由

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉			女川原子力発電所2号炉			泊発電所3号炉			相違理由
<p>第1.2.4表 重要事故シークエンスの選定（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）</p>									
事故シークエンスグループ	事故シークエンス	最も厳しい事故シークエンス	重要事故シークエンス						
崩壊熱除去機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 余熱除去機能が喪失する事故 ・ 外部電源喪失時に余熱除去系による冷却に失敗する事故 ・ 原子炉補機冷却機能が喪失する事故 ・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 余熱除去機能が喪失する事故 ・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故^{※1} 						
全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故 ・ 水位維持に失敗する事故 ・ オーパードレンとなる事故 ・ 反応度の誤投入事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故 ・ 反応度の誤投入事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故^{※1} 						
原子炉冷却材流出									
反応度の誤投入									
<p>※1：崩壊熱が高く、1次冷却系保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転を想定する。 ※2：全交流動力電源喪失に伴い従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。 ※3：原子炉起動前までは純水注水による希釈が生じない措置を講じることから、原子炉起動時を想定する。</p>									
<p>第1.2.4表 重要事故シークエンスの選定（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）</p>									
事故シークエンスグループ	事故シークエンス	最も厳しい事故シークエンス	重要事故シークエンス						
崩壊熱除去機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗 ・ 外部電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗 ・ 外部電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗 						
全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源喪失+交流電源喪失 ・ 外部電源喪失+交流電源喪失 ・ 原子炉冷却材の流出（RHR切替時の冷却材流出）+崩壊熱除去・炉心冷却失敗 ・ 原子炉冷却材の流出（CUIWブロー時の冷却材流出）+崩壊熱除去・炉心冷却失敗 ・ 原子炉冷却材の流出（CRD交換時の冷却材流出）+崩壊熱除去・炉心冷却失敗 ・ 原子炉冷却材の流出（LPRM交換時の冷却材流出）+崩壊熱除去・炉心冷却失敗 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗 ・ 外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗 ・ 外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗 ・ 外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗 ・ 外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗 ・ 原子炉冷却材の流出（RHR切替時の冷却材流出）+崩壊熱除去・炉心冷却失敗 ・ 原子炉冷却材の流出（CUIWブロー時の冷却材流出）+崩壊熱除去・炉心冷却失敗 ・ 原子炉冷却材の流出（CRD交換時の冷却材流出）+崩壊熱除去・炉心冷却失敗 ・ 原子炉冷却材の流出（LPRM交換時の冷却材流出）+崩壊熱除去・炉心冷却失敗 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗 ・ 外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗 ・ 外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗 ・ 外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗 ・ 外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗 ・ 原子炉冷却材の流出（RHR切替時の冷却材流出）+崩壊熱除去・炉心冷却失敗 						
原子炉冷却材の流出									
反応度の誤投入	<ul style="list-style-type: none"> ・ 制御棒の部引き抜き 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 制御棒の部引き抜き 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 制御棒の部引き抜き 						
<p>※1：制御棒の部引き抜きは、停止中に実施される複数の制御棒引き抜き検査を行う検査等において、制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作の制限を超える誤った操作によって引き抜かれた場合、臨界状態を認識できずに臨界に至る事故（を想定する）</p>									
<p>第6.2.4表 重要事故シークエンスの選定（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）</p>									
事故シークエンスグループ	事故シークエンス	最も厳しい事故シークエンス	重要事故シークエンス						
崩壊熱除去機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 余熱除去機能が喪失する事故 ・ 外部電源喪失時に余熱除去系による冷却に失敗する事故 ・ 原子炉補機冷却機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 余熱除去機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故^{※1} 						
全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 ・ 水位維持に失敗する事故 ・ オーパードレンとなる事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するおそれがあるにも非ず非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故^{※1} ・ 燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故^{※1} 						
原子炉冷却材の流出	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故 ・ 水位維持に失敗する事故 ・ オーパードレンとなる事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故^{※1} 						
反応度の誤投入	<ul style="list-style-type: none"> ・ 反応度の誤投入事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 反応度の誤投入事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故^{※3} 						
<p>※1：崩壊熱が高く、1次冷却系保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転を想定する。 ※2：全交流動力電源喪失に伴い従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。 ※3：原子炉起動前までは純水注水による希釈が生じない措置を講じることから、原子炉起動時を想定する。</p>									

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																				
<p>第1.4.1表 有効性評価に使用する解析コード一覧表 ー運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <table border="1" data-bbox="295 204 698 1008"> <thead> <tr> <th>解析コード名</th> <th>適用事故シケンスグループ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>M-RELAP5</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 2次冷却系からの除熱機能喪失 全交流動力電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 ECCS注水機能喪失 格納容器バイパス </td> </tr> <tr> <td>SPARKLE-2</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉停止機能喪失 </td> </tr> <tr> <td>MAAP</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器の除熱機能喪失 ECCS再循環機能喪失 </td> </tr> <tr> <td>COCO</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 </td> </tr> </tbody> </table>	解析コード名	適用事故シケンスグループ	M-RELAP5	<ul style="list-style-type: none"> 2次冷却系からの除熱機能喪失 全交流動力電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 ECCS注水機能喪失 格納容器バイパス 	SPARKLE-2	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉停止機能喪失 	MAAP	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器の除熱機能喪失 ECCS再循環機能喪失 	COCO	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 	<p>第1.4.1表 有効性評価に使用する解析コード一覧表 ー運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故ー</p> <table border="1" data-bbox="766 231 1339 885"> <thead> <tr> <th>事故シケンスグループ</th> <th>適用コード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>高圧・低圧注水機能喪失</td> <td>SAFER CHASTE MAAP</td> </tr> <tr> <td>高圧注水・減圧機能喪失</td> <td>SAFER MAAP</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失</td> <td>SAFER MAAP</td> </tr> <tr> <td>蒸発器冷却機能喪失</td> <td>SAFER MAAP</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>REDY SCAT</td> </tr> <tr> <td>LOCA時注水機能喪失</td> <td>SAFER CHASTE MAAP</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>SAFER</td> </tr> </tbody> </table>	事故シケンスグループ	適用コード	高圧・低圧注水機能喪失	SAFER CHASTE MAAP	高圧注水・減圧機能喪失	SAFER MAAP	全交流動力電源喪失	SAFER MAAP	蒸発器冷却機能喪失	SAFER MAAP	原子炉停止機能喪失	REDY SCAT	LOCA時注水機能喪失	SAFER CHASTE MAAP	格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	SAFER	<p>第6.4.1表 有効性評価に使用する解析コード一覧表 ー運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <table border="1" data-bbox="1505 215 1908 1013"> <thead> <tr> <th>解析コード名</th> <th>適用事故シケンスグループ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>M-RELAP5</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 2次冷却系からの除熱機能喪失 全交流動力電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 ECCS注水機能喪失 格納容器バイパス </td> </tr> <tr> <td>SPARKLE-2</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉停止機能喪失 </td> </tr> <tr> <td>MAAP</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器の除熱機能喪失 ECCS再循環機能喪失 </td> </tr> <tr> <td>COCO</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 </td> </tr> </tbody> </table>	解析コード名	適用事故シケンスグループ	M-RELAP5	<ul style="list-style-type: none"> 2次冷却系からの除熱機能喪失 全交流動力電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 ECCS注水機能喪失 格納容器バイパス 	SPARKLE-2	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉停止機能喪失 	MAAP	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器の除熱機能喪失 ECCS再循環機能喪失 	COCO	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 	
解析コード名	適用事故シケンスグループ																																						
M-RELAP5	<ul style="list-style-type: none"> 2次冷却系からの除熱機能喪失 全交流動力電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 ECCS注水機能喪失 格納容器バイパス 																																						
SPARKLE-2	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉停止機能喪失 																																						
MAAP	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器の除熱機能喪失 ECCS再循環機能喪失 																																						
COCO	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 																																						
事故シケンスグループ	適用コード																																						
高圧・低圧注水機能喪失	SAFER CHASTE MAAP																																						
高圧注水・減圧機能喪失	SAFER MAAP																																						
全交流動力電源喪失	SAFER MAAP																																						
蒸発器冷却機能喪失	SAFER MAAP																																						
原子炉停止機能喪失	REDY SCAT																																						
LOCA時注水機能喪失	SAFER CHASTE MAAP																																						
格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	SAFER																																						
解析コード名	適用事故シケンスグループ																																						
M-RELAP5	<ul style="list-style-type: none"> 2次冷却系からの除熱機能喪失 全交流動力電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 ECCS注水機能喪失 格納容器バイパス 																																						
SPARKLE-2	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉停止機能喪失 																																						
MAAP	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器の除熱機能喪失 ECCS再循環機能喪失 																																						
COCO	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 																																						

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																								
<p style="text-align: center;">第1.4.2表 有効性評価に使用する解析コード一覧表 ー運転中の原子炉における重大事故ー</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">解析コード名</th> <th style="width: 80%;">適用格納容器破損モード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">MAAP</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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ー冷却材相互作用 ・ 水素燃焼 </td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">GOTHIC</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用 ・ 水素燃焼 </td> </tr> </tbody> </table>	解析コード名	適用格納容器破損モード	MAAP	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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ー冷却材相互作用 ・ 水素燃焼 	GOTHIC	<ul style="list-style-type: none"> ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用 ・ 水素燃焼 	<p style="text-align: center;">第1.4.2表 有効性評価に使用する解析コード一覧表 ー運転中の原子炉における重大事故ー</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 50%;">格納容器破損モード</th> <th style="width: 50%;">適用コード</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・過温破損)</td> <td>MAAP</td> </tr> <tr> <td>高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</td> <td>MAAP</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用</td> <td>MAAP</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼</td> <td>MAAP</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心・コンクリート相互作用</td> <td>MAAP</td> </tr> </tbody> </table>	格納容器破損モード	適用コード	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	MAAP	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	MAAP	原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用	MAAP	水素燃焼	MAAP	溶融炉心・コンクリート相互作用	MAAP	<p style="text-align: center;">第6.4.2表 有効性評価に使用する解析コード一覧表 ー運転中の原子炉における重大事故ー</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">解析コード名</th> <th style="width: 80%;">適用格納容器破損モード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">MAAP</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> ・ 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ー冷却材相互作用 ・ 水素燃焼 </td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">GOTHIC</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用 ・ 水素燃焼 </td> </tr> </tbody> </table>	解析コード名	適用格納容器破損モード	MAAP	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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ー冷却材相互作用 ・ 水素燃焼 	GOTHIC	<ul style="list-style-type: none"> ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用 ・ 水素燃焼 	
解析コード名	適用格納容器破損モード																										
MAAP	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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ー冷却材相互作用 ・ 水素燃焼 																										
GOTHIC	<ul style="list-style-type: none"> ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用 ・ 水素燃焼 																										
格納容器破損モード	適用コード																										
雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	MAAP																										
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	MAAP																										
原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用	MAAP																										
水素燃焼	MAAP																										
溶融炉心・コンクリート相互作用	MAAP																										
解析コード名	適用格納容器破損モード																										
MAAP	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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ー冷却材相互作用 ・ 水素燃焼 																										
GOTHIC	<ul style="list-style-type: none"> ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用 ・ 水素燃焼 																										

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																		
<p style="text-align: center;">第 1.4.3 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表 ー 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th data-bbox="405 882 461 1152">解析コード名</th> <th data-bbox="405 240 461 882">適用事故シナケンスグループ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="461 882 607 1152" style="text-align: center;">M-RELAP5</td> <td data-bbox="461 240 607 882"> ・ 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失） ・ 全交流動力電源喪失 ・ 原子炉冷却材の流出 </td> </tr> </tbody> </table>	解析コード名	適用事故シナケンスグループ	M-RELAP5	・ 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失） ・ 全交流動力電源喪失 ・ 原子炉冷却材の流出	<p style="text-align: center;">第 1.4.3 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表 ー 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th data-bbox="775 309 1135 368">事故シナケンスグループ</th> <th data-bbox="1135 309 1337 368">適用コード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="775 368 1135 443">崩壊熱除去機能喪失</td> <td data-bbox="1135 368 1337 443" style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td data-bbox="775 443 1135 518">全交流動力電源喪失</td> <td data-bbox="1135 443 1337 518" style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td data-bbox="775 518 1135 593">原子炉冷却材の流出</td> <td data-bbox="1135 518 1337 593" style="text-align: center;">-</td> </tr> <tr> <td data-bbox="775 593 1135 668">反応度の誤投入</td> <td data-bbox="1135 593 1337 668"> APEX SCAT (RIA用) </td> </tr> </tbody> </table>	事故シナケンスグループ	適用コード	崩壊熱除去機能喪失	-	全交流動力電源喪失	-	原子炉冷却材の流出	-	反応度の誤投入	APEX SCAT (RIA用)	<p style="text-align: center;">第 6.4.3 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表 ー 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th data-bbox="1630 936 1686 1209">解析コード名</th> <th data-bbox="1630 279 1686 936">適用事故シナケンスグループ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1686 936 1836 1209" style="text-align: center;">M-RELAP5</td> <td data-bbox="1686 279 1836 936"> ・ 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失） ・ 全交流動力電源喪失 ・ 原子炉冷却材の流出 </td> </tr> </tbody> </table>	解析コード名	適用事故シナケンスグループ	M-RELAP5	・ 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失） ・ 全交流動力電源喪失 ・ 原子炉冷却材の流出	
解析コード名	適用事故シナケンスグループ																				
M-RELAP5	・ 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失） ・ 全交流動力電源喪失 ・ 原子炉冷却材の流出																				
事故シナケンスグループ	適用コード																				
崩壊熱除去機能喪失	-																				
全交流動力電源喪失	-																				
原子炉冷却材の流出	-																				
反応度の誤投入	APEX SCAT (RIA用)																				
解析コード名	適用事故シナケンスグループ																				
M-RELAP5	・ 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失） ・ 全交流動力電源喪失 ・ 原子炉冷却材の流出																				

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉

第 1.4.4 表 M-RELAP5 における重要現象の不確かさ等 (1 / 2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	
炉心	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。	
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル	ORNL/THTF の試験解析より、熱伝達の不確かさが 0% ~ 40% の範囲であり、保守的なモデルを使用していることを確認した。	
	燃料被覆管酸化	ジルコニウム-水反応モデル	ORNL での実験に基づく式を使用しており、不確かさは 95% 信賴区間の上限である。	
	沸騰・ポイド率変化 気液分離 (水変化)・対向流	ポイドモデル 流動様式	ORNL/THTF の試験解析より、炉心水位の不確かさが 0m ~ 0.3m であることを確認した。また、ROSA/LSTF-SB-CI-18 の試験解析より、コードでは、炉心水位低下を数百分秒早く評価する可能性があることを確認した。	
	冷却材流量変化 (自然循環時) 圧力損失	壁面熱伝達モデル 運動量保存則	Winfrith/THEETIS の試験結果より、大気圧程度の低圧条件における炉心水位の不確かさは、最大でも ±0.4m 程度であることを確認した。	
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	破断流モデル	PKL の試験解析より、自然循環流量を約 20% 過大評価することを確認した。	
	1 次冷却系	沸騰・凝縮・ポイド率変化	2 流体モデル 壁面熱伝達モデル	Marviken の試験解析より、サブクール臨界流量の不確かさが ±10%、二相臨界流量の不確かさが -10% ~ +50% であることを確認した。
		気液分離・対向流	流動様式	ROSA/LSTF、PKL の試験解析より、2 次冷却系強制冷却時の 1 次冷却材圧力の不確かさが 0MPa ~ +0.5MPa であることを確認した。
		ECCS 強制注入	ポンプ特性モデル	輸送量は熱伝達の不確かさについて、1 次冷却材圧力で変化し、ROSA/LSTF、PKL の試験解析より、1 次冷却材圧力の不確かさが 0MPa ~ +0.5MPa であることを確認した。
		ECCS 蓄圧タンク注入 水位変化	蓄圧タンクの非凝縮性ガス 2 流体モデル	輸送量は熱伝達の不確かさについて、1 次冷却材圧力で変化し、ROSA/LSTF、PKL の試験解析より、1 次冷却材圧力の不確かさが ±0.2MPa であることを確認した。
加圧器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	冷却材流量モデル	LOFT L6-1 試験解析、LOFT L9-3 試験解析より、加圧時の 1 次冷却材流量の不確かさが ±2°C、1 次冷却材圧力の不確かさが ±0.2MPa であることを確認した。	

女川原子力発電所2号炉

第 1.4.4 表 SAFER における重要現象の不確かさ等 (1/2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (核)	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。最悪条件を包絡できる条件を設定することにより崩壊熱を大きくするよう考慮している。
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル	TBL、ROSA-III の実験解析において、熱伝達係数を低めに評価する可能性があり、他の解析モデルの不確かさもあいまいなままである。また、ROSA-III の実験解析より、熱伝達係数を低めに評価することにより崩壊熱を大きくする可能性があることを確認した。
	沸騰・ポイド率変化 気液分離 (水変化)・対向流 元効果	二相流体の流動モデル	ROSA-III の実験解析において、熱伝達係数を低めに評価することにより崩壊熱を大きくする可能性があることを確認した。また、ROSA-III の実験解析より、熱伝達係数を低めに評価することにより崩壊熱を大きくする可能性があることを確認した。
炉心 (燃料)	燃料被覆管酸化	ジルコニウム-水反応モデル	ROSA-III の実験解析において、熱伝達係数を低めに評価することにより崩壊熱を大きくする可能性があることを確認した。
	燃料被覆管変形	膨れ・破裂モデル	ROSA-III の実験解析において、熱伝達係数を低めに評価することにより崩壊熱を大きくする可能性があることを確認した。
加圧器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	冷却材流量モデル	ROSA-III の実験解析において、熱伝達係数を低めに評価することにより崩壊熱を大きくする可能性があることを確認した。
	加圧器	冷却材流量モデル	ROSA-III の実験解析において、熱伝達係数を低めに評価することにより崩壊熱を大きくする可能性があることを確認した。

泊発電所3号炉

第 6.4.4 表 M-RELAP5 における重要現象の不確かさ等 (1 / 2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	
炉心	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。	
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル	ORNL/THTF の試験解析より、熱伝達の不確かさが 0% ~ 40% の範囲であり、保守的なモデルを使用していることを確認した。	
	燃料被覆管酸化	ジルコニウム-水反応モデル	ORNL での実験に基づく式を使用しており、不確かさは 95% 信賴区間の上限である。	
	沸騰・ポイド率変化 気液分離・対向流	ポイドモデル 流動様式	ORNL/THTF の試験解析より、炉心水位の不確かさが 0 m ~ 0.3m であることを確認した。また、ROSA/LSTF-SB-CI-18 の試験解析より、コードでは、炉心水位低下を数百分秒早く評価する可能性があることを確認した。	
	冷却材流量変化 (自然循環時) 圧力損失	壁面熱伝達モデル 運動量保存則	Winfrith/THEETIS の試験結果より、大気圧程度の低圧条件における炉心水位の不確かさは、最大でも ±0.4m 程度であることを確認した。	
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	破断流モデル	PKL の試験解析より、自然循環流量を約 20% 過大評価することを確認した。	
	1 次冷却系	沸騰・凝縮・ポイド率変化	2 流体モデル 壁面熱伝達モデル	Marviken の試験解析より、サブクール臨界流量の不確かさが ±10%、二相臨界流量の不確かさが -10% ~ +50% であることを確認した。
		気液分離・対向流	流動様式	ROSA/LSTF、PKL の試験解析より、2 次冷却系強制冷却時の 1 次冷却材圧力の不確かさが 0 ~ ±0.5MPa であることを確認した。
		ECCS 強制注入	ポンプ特性モデル	輸送量は熱伝達の不確かさについて、1 次冷却材圧力で変化し、ROSA/LSTF、PKL の試験解析より、1 次冷却材圧力の不確かさが ±0.2MPa であることを確認した。
		ECCS 蓄圧タンク注入 水位変化	蓄圧タンクの非凝縮性ガス 2 流体モデル	輸送量は熱伝達の不確かさについて、1 次冷却材圧力で変化し、ROSA/LSTF、PKL の試験解析より、1 次冷却材圧力の不確かさが ±0.2MPa であることを確認した。
加圧器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	冷却材流量モデル	LOFT L6-1 試験解析、LOFT L9-3 試験解析より、加圧時の 1 次冷却材流量の不確かさが ±2°C、1 次冷却材圧力の不確かさが ±0.2MPa であることを確認した。	

相違理由

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由	
<p>第1.4.4表 M-RELAP5における重要現象の不確かさ等 (2 / 2)</p>							
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	壁面熱伝達モデル	ROSA/LSTF、PKLの試験解析より、2次冷却系強制冷却での減圧時の1次冷却材圧力の不確かさが0MPa～+0.5MPaであることを確認した。	炉心(熱流動)	気液熱非平衡	燃料棒表面熱伝達モデル	TBL, ROSA-IIIの実験解析において、熱伝達係数を低めに評価する可能性があり、他の解析モデルの不確かさもあいまってコード全体として、炉心が露出し、スプレイ冷却のない場合には実験結果の燃料棒被覆管最高温度に比べて+50℃程度高めに評価し、スプレイ冷却の場合には実験結果に比べて10℃～150℃程度高めに評価する。また、炉心が冠水維持する場合には、FIRST-ABWRの実験解析において燃料棒被覆管温度の上昇はないため、不確かさは小さい。また、低圧代替注水系による注水での燃料棒冷却過程における蒸気単相冷却又は噴霧流冷却の不確かさは20℃～40℃程度である。
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	臨界流モデル	LOFT L6-1試験解析、LOFT L9-3試験解析より、加圧時の1次冷却材温度の不確かさが±2℃、1次冷却材圧力の不確かさが±0.2MPaであることを確認した。		冷却材放出(臨界流・差圧流)	臨界流モデル	LOFT L6-1試験解析、LOFT L9-3試験解析より、ドライアウト特性を適切に模擬すること、及び1次冷却材温度の不確かさが±2℃、1次冷却材圧力の不確かさが±0.2MPaであることを確認した。
	2次側水位変化・ドライアウト	2流体モデル	LOFT L6-1試験解析、LOFT L9-3試験解析より、ドライアウト特性を適切に模擬すること、及び1次冷却材温度の不確かさが±2℃、1次冷却材圧力の不確かさが±0.2MPaであることを確認した。		2次側水位変化・ドライアウト	2流体モデル	LOFT L6-1試験解析、LOFT L9-3試験解析より、ドライアウト特性を適切に模擬すること、及び1次冷却材温度の不確かさが±2℃、1次冷却材圧力の不確かさが±0.2MPaであることを確認した。
	2次側給水(主給水・補助給水)	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。		2次側給水(主給水・補助給水)	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。
<p>第1.4.4表 SAFERにおける重要現象の不確かさ等 (2/2)</p>							
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉圧力容器(逃がし安全弁を含む)	冷却材放出(臨界流・差圧流)	臨界流モデル	TBL, ROSA-IIIの実験解析において、熱伝達係数を低めに評価する可能性があり、他の解析モデルの不確かさもあいまってコード全体として、炉心が露出し、スプレイ冷却のない場合には実験結果の燃料棒被覆管最高温度に比べて+50℃程度高めに評価し、スプレイ冷却の場合には実験結果に比べて10℃～150℃程度高めに評価する。また、炉心が冠水維持する場合には、FIRST-ABWRの実験解析において燃料棒被覆管温度の上昇はないため、不確かさは小さい。また、低圧代替注水系による注水での燃料棒冷却過程における蒸気単相冷却又は噴霧流冷却の不確かさは20℃～40℃程度である。	原子炉圧力容器(逃がし安全弁を含む)	冷却材放出(臨界流・差圧流)	臨界流モデル	TBL, ROSA-IIIの実験解析において、熱伝達係数を低めに評価する可能性があり、他の解析モデルの不確かさもあいまってコード全体として、炉心が露出し、スプレイ冷却のない場合には実験結果の燃料棒被覆管最高温度に比べて+50℃程度高めに評価し、スプレイ冷却の場合には実験結果に比べて10℃～150℃程度高めに評価する。また、炉心が冠水維持する場合には、FIRST-ABWRの実験解析において燃料棒被覆管温度の上昇はないため、不確かさは小さい。また、低圧代替注水系による注水での燃料棒冷却過程における蒸気単相冷却又は噴霧流冷却の不確かさは20℃～40℃程度である。
	沸騰・縮縮・ボイド率変化	二相流体の流動モデル	下部プレナムの二相水位を除き、ダウンカマの二相水位(シュラウド外水位)に関する不確かさを取り扱う。シュラウド外水位については、燃料棒被覆管温度及び運転員操作のどちらに対しても二相水位及びこれを決定する二相流動モデルの妥当性の有無は重要でなく、質量及び水頭のバランスだけで定まるコラパス水位が取り扱えれば十分である。このため、特段の不確かさを考慮する必要はない。		沸騰・縮縮・ボイド率変化	二相流体の流動モデル	下部プレナムの二相水位を除き、ダウンカマの二相水位(シュラウド外水位)に関する不確かさを取り扱う。シュラウド外水位については、燃料棒被覆管温度及び運転員操作のどちらに対しても二相水位及びこれを決定する二相流動モデルの妥当性の有無は重要でなく、質量及び水頭のバランスだけで定まるコラパス水位が取り扱えれば十分である。このため、特段の不確かさを考慮する必要はない。
	ECS注水(給水系・代替注水含む)	原子炉注水系モデル	入力値に含まれる。各系統の設計条件に基づき原子炉圧力と注水流量の関係を適用し、ており、実機設備仕様に対して注水流量を少なめに与え、燃料棒被覆管温度を高めるに評価する。		ECS注水(給水系・代替注水含む)	原子炉注水系モデル	入力値に含まれる。各系統の設計条件に基づき原子炉圧力と注水流量の関係を適用し、ており、実機設備仕様に対して注水流量を少なめに与え、燃料棒被覆管温度を高めるに評価する。
	1次側・2次側の熱伝達	壁面熱伝達モデル	ROSA/LSTF、PKLの試験解析より、2次系強制冷却での減圧時の1次冷却材圧力の不確かさが0～+0.5MPaであることを確認した。		1次側・2次側の熱伝達	壁面熱伝達モデル	ROSA/LSTF、PKLの試験解析より、2次系強制冷却での減圧時の1次冷却材圧力の不確かさが0～+0.5MPaであることを確認した。
蒸気発生器	冷却材放出(臨界流・差圧流)	臨界流モデル	LOFT L6-1試験解析、LOFT L9-3試験解析より、加圧時の1次冷却材温度の不確かさが±2℃、1次冷却材圧力の不確かさが±0.2MPaであることを確認した。	冷却材放出(臨界流・差圧流)	臨界流モデル	LOFT L6-1試験解析、LOFT L9-3試験解析より、加圧時の1次冷却材温度の不確かさが±2℃、1次冷却材圧力の不確かさが±0.2MPaであることを確認した。	
	2次側水位変化・ドライアウト	2流体モデル	LOFT L6-1試験解析、LOFT L9-3試験解析より、ドライアウト特性を適切に模擬すること、及び1次冷却材温度の不確かさが±2℃、1次冷却材圧力の不確かさが±0.2MPaであることを確認した。	2次側水位変化・ドライアウト	2流体モデル	LOFT L6-1試験解析、LOFT L9-3試験解析より、ドライアウト特性を適切に模擬すること、及び1次冷却材温度の不確かさが±2℃、1次冷却材圧力の不確かさが±0.2MPaであることを確認した。	
	2次側給水(主給水・補助給水)	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。	2次側給水(主給水・補助給水)	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。	

第6.4.4表 M-RELAP5における重要現象の不確かさ等 (2 / 2)

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

重要現象		解析モデル		不確かさ
分類	中性子動特性(核分裂出力)	3次元動特性モデル	3次元動特性モデル	モンテカルロコードとの比較及びSPERT-III E-core 実験解析より、ドップラ反応度帰還効果の不確かさとして従来から安全解析等に用いられてきた±10%が矛盾しないことを確認した。
炉心(核)	ドップラ反応度帰還効果	3次元動特性モデル	3次元動特性モデル	モンテカルロコードとの比較及び減速材温度係数測定検査との比較より、減速材温度係数の不確かさとして±3.6pcm/℃であることを確認した。
	減速材反応度帰還効果	減速材反応度帰還効果	減速材反応度帰還効果	モンテカルロコードとの比較及び減速材温度係数測定検査との比較より、減速材温度係数の不確かさとして±3.6pcm/℃であることを確認した。
炉心(燃料)	崩壊熱	燃料棒内温度変化	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。
	燃料棒内温度変化	燃料棒内温度変化	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。
炉心(熱運動)	沸騰・ボイド率変化	沸騰・ボイド率変化	二相圧力損失モデル サブクールボイドモデル 気液相対速度	DOPPRA反応度帰還効果の不確かさを含める。
	気液熱非平衡	気液熱非平衡	二相/サブクール臨界流モデル	NUPEC 管群ボイド試験解析より、予測値と測定値の差の標準偏差は4%であり、2σを考慮すると沸騰・ボイド率の不確かさとして±8%であることを確認した。
加圧器	冷却材放出(臨界流・差圧流)	冷却材放出(臨界流・差圧流)	二相/サブクール臨界流モデル	LOFT L6-1試験解析、LOFT L9-3試験解析より、1次冷却材温度の不確かさとして±2℃、1次冷却材圧力の不確かさとして±0.2MPaであることを確認した。
	1次側・2次側の熱伝達	1次側・2次側の熱伝達	伝熱管熱伝達モデル	
蒸気発生器	冷却材放出(臨界流・差圧流)	冷却材放出(臨界流・差圧流)	2流体モデル	入力値に含まれる。
	2次側給水(主給水・補助給水)	2次側給水(主給水・補助給水)	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。

重要現象		解析モデル		不確かさ
分類	崩壊熱	崩壊熱モデル	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。最悪条件を包絡できる条件を設定することにより崩壊熱を大きくするよう考慮している。
炉心(燃料)	燃料棒表面熱伝達	対流熱伝達モデル	対流熱伝達モデル	SAFERコードから引き継がれるため、不確かさはSAFERコードで考慮する。
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル	燃料棒表面熱伝達モデル	入力値に含まれる。放射率は、1,200℃付近のジルコロイ被覆管の酸化面における放射率(0.7~0.8)を踏まえて0.67を用いることで、放射熱を小さくするよう考慮している。
炉心(燃料)	燃料被覆管酸化	ジルコニウム水反応モデル	ジルコニウム水反応モデル	なお、放射率0.67を用いた場合のPCTは、放射率0.75を用いた場合に比べて幅程度高くなる。また、部分長燃料棒より上部にも出力燃料棒が存在すると仮定して駆射伝熱を小さくするよう考慮している。
	燃料被覆管変形	膨れ・破裂評価モデル	膨れ・破裂評価モデル	酸化重及び酸化反応に伴う発熱重をより大きく見積もる Baker-Just 式による計算モデルを採用しており、保守的な結果を与える。
炉心(燃料)	燃料被覆管変形	膨れ・破裂評価モデル	膨れ・破裂評価モデル	膨れ・破裂は、燃料被覆管温度と円周方向応力に基づいて評価され、SAFERコードから引き継がれる。及び燃料の最大線出力密度などの解析条件を保守的に取り扱うことにより燃料被覆管温度は高めに評価され、円周方向応力は燃焼期間中の変化を考慮して燃料棒内圧を大きく設定し保守的に評価している。ベスタフイツト曲線を用いる場合も破裂の判定はおおむね保守的となる。

第1.4.5表 CHASTEにおける重要現象の不確かさ等

重要現象		解析モデル		不確かさ
分類	中性子動特性(核分裂出力)	3次元動特性モデル	3次元動特性モデル	モンテカルロコードとの比較及びSPERT-III E-core 実験解析より、ドップラ反応度帰還効果の不確かさとして従来から安全解析等に用いられてきた±10%が矛盾しないことを確認した。
炉心(核)	ドップラ反応度帰還効果	3次元動特性モデル	3次元動特性モデル	モンテカルロコードとの比較及び減速材温度係数測定検査との比較より、減速材温度係数の不確かさとして±3.6pcm/℃であることを確認した。
	減速材反応度帰還効果	減速材反応度帰還効果	減速材反応度帰還効果	モンテカルロコードとの比較及び減速材温度係数測定検査との比較より、減速材温度係数の不確かさとして±3.6pcm/℃であることを確認した。
炉心(燃料)	崩壊熱	燃料棒内温度変化	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。
	燃料棒内温度変化	燃料棒内温度変化	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。
炉心(熱運動)	沸騰・ボイド率変化	沸騰・ボイド率変化	二相圧力損失モデル サブクールボイドモデル 気液相対速度	DOPPRA反応度帰還効果の不確かさを含める。
	気液熱非平衡	気液熱非平衡	二相/サブクール臨界流モデル	NUPEC 管群ボイド試験解析より、予測値と測定値の差の標準偏差は4%であり、2σを考慮すると沸騰・ボイド率の不確かさとして±8%であることを確認した。
加圧器	冷却材放出(臨界流・差圧流)	冷却材放出(臨界流・差圧流)	二相/サブクール臨界流モデル	LOFT L6-1試験解析、LOFT L9-3試験解析より、1次冷却材温度の不確かさとして±2℃、1次冷却材圧力の不確かさとして±0.2MPaであることを確認した。
	1次側・2次側の熱伝達	1次側・2次側の熱伝達	伝熱管熱伝達モデル	
蒸気発生器	冷却材放出(臨界流・差圧流)	冷却材放出(臨界流・差圧流)	2流体モデル	入力値に含まれる。
	2次側給水(主給水・補助給水)	2次側給水(主給水・補助給水)	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。

第6.4.5表 SPARKLE-2における重要現象の不確かさ等

重要現象		解析モデル		不確かさ
分類	中性子動特性(核分裂出力)	3次元動特性モデル	3次元動特性モデル	モンテカルロコードとの比較及びSPERT-III E-core 実験解析より、ドップラ反応度帰還効果の不確かさとして従来から安全解析等に用いられてきた±10%が矛盾しないことを確認した。
炉心(核)	ドップラ反応度帰還効果	3次元動特性モデル	3次元動特性モデル	モンテカルロコードとの比較及び減速材温度係数測定検査との比較より、減速材温度係数の不確かさとして±3.6pcm/℃であることを確認した。
	減速材反応度帰還効果	減速材反応度帰還効果	減速材反応度帰還効果	モンテカルロコードとの比較及び減速材温度係数測定検査との比較より、減速材温度係数の不確かさとして±3.6pcm/℃であることを確認した。
炉心(燃料)	崩壊熱	燃料棒内温度変化	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。
	燃料棒内温度変化	燃料棒内温度変化	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。
炉心(熱運動)	沸騰・ボイド率変化	沸騰・ボイド率変化	二相圧力損失モデル サブクールボイドモデル 気液相対速度	DOPPRA反応度帰還効果の不確かさを含める。
	気液熱非平衡	気液熱非平衡	二相/サブクール臨界流モデル	NUPEC 管群ボイド試験解析より、予測値と測定値の差の標準偏差は4%であり、2σを考慮すると沸騰・ボイド率の不確かさとして±8%であることを確認した。
加圧器	冷却材放出(臨界流・差圧流)	冷却材放出(臨界流・差圧流)	二相/サブクール臨界流モデル	LOFT L6-1試験解析、LOFT L9-3試験解析より、1次冷却材温度の不確かさとして±2℃、1次冷却材圧力の不確かさとして±0.2MPaであることを確認した。
	1次側・2次側の熱伝達	1次側・2次側の熱伝達	伝熱管熱伝達モデル	
蒸気発生器	冷却材放出(臨界流・差圧流)	冷却材放出(臨界流・差圧流)	2流体モデル	入力値に含まれる。
	2次側給水(主給水・補助給水)	2次側給水(主給水・補助給水)	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。

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）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																		
	<p style="text-align: center;">第1.4.6表 REDYにおける重要現象の不確かさ等 (1/2)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">分類</th> <th style="width: 25%;">重要現象</th> <th style="width: 60%;">解析モデル</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">炉心 (核)</td> <td>核分裂出力</td> <td>解析モデル</td> </tr> <tr> <td>反応度フィードバック効果</td> <td>反応度モデル (ポイント・ド・クワッド)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心 (熱流動)</td> <td>崩壊熱</td> <td>反応度モデル (ポイント・ド・クワッド)</td> </tr> <tr> <td>炉心・ボイド非変化</td> <td>崩壊熱モデル 炉心・ボイドモデル 再循環系モデル</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む)</td> <td>冷却材流量変化</td> <td>逃がし安全弁モデル</td> </tr> <tr> <td>冷却材放出 (臨界流・差圧)</td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center; border: 1px solid black; padding: 5px;">枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。</p>	分類	重要現象	解析モデル	炉心 (核)	核分裂出力	解析モデル	反応度フィードバック効果	反応度モデル (ポイント・ド・クワッド)	炉心 (熱流動)	崩壊熱	反応度モデル (ポイント・ド・クワッド)	炉心・ボイド非変化	崩壊熱モデル 炉心・ボイドモデル 再循環系モデル	原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	逃がし安全弁モデル	冷却材放出 (臨界流・差圧)			
分類	重要現象	解析モデル																			
炉心 (核)	核分裂出力	解析モデル																			
	反応度フィードバック効果	反応度モデル (ポイント・ド・クワッド)																			
炉心 (熱流動)	崩壊熱	反応度モデル (ポイント・ド・クワッド)																			
	炉心・ボイド非変化	崩壊熱モデル 炉心・ボイドモデル 再循環系モデル																			
原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	逃がし安全弁モデル																			
	冷却材放出 (臨界流・差圧)																				

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																
	<p>第1.4.6表 REDYにおける重要現象の不確か等 (2/2)</p> <table border="1" data-bbox="925 239 1223 1369"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>重要現象</th> <th>解析モデル</th> <th>不確かさ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む)</td> <td>ECS注水 (給水系・代替の注水設備含む)</td> <td>給水系モデル</td> <td>モデルは保守的な評価をすることを確設しており、不確かさはモデルの保守性に含まれる。 設計流量 (安全要求の下限値である182m³/h) と実力値 (250m³/h) の比較により、HPCF流量の不確かさとして、+137%を設定した。 サブレーション・チェンバ・プールの水温として通常運転時の上限値32℃を設定しているが、不確かさを-25℃ (-10kJ/kg) を下限として設定した。</td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器</td> <td>ほう酸水の拡散</td> <td>ほう酸水拡散モデル</td> <td>従来型BWR向けの試験結果から、保守的な値を使用していることを確認しており、不確かさは入力値に含まれる。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>サブレーション・プールの冷却</td> <td>格納容器モデル</td> <td>モデル式の確認により保守的に評価することを確認しており、不確かさはモデルの保守性に含まれる。</td> </tr> </tbody> </table>	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む)	ECS注水 (給水系・代替の注水設備含む)	給水系モデル	モデルは保守的な評価をすることを確設しており、不確かさはモデルの保守性に含まれる。 設計流量 (安全要求の下限値である182m ³ /h) と実力値 (250m ³ /h) の比較により、HPCF流量の不確かさとして、+137%を設定した。 サブレーション・チェンバ・プールの水温として通常運転時の上限値32℃を設定しているが、不確かさを-25℃ (-10kJ/kg) を下限として設定した。	原子炉格納容器	ほう酸水の拡散	ほう酸水拡散モデル	従来型BWR向けの試験結果から、保守的な値を使用していることを確認しており、不確かさは入力値に含まれる。		サブレーション・プールの冷却	格納容器モデル	モデル式の確認により保守的に評価することを確認しており、不確かさはモデルの保守性に含まれる。		
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ																
原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む)	ECS注水 (給水系・代替の注水設備含む)	給水系モデル	モデルは保守的な評価をすることを確設しており、不確かさはモデルの保守性に含まれる。 設計流量 (安全要求の下限値である182m ³ /h) と実力値 (250m ³ /h) の比較により、HPCF流量の不確かさとして、+137%を設定した。 サブレーション・チェンバ・プールの水温として通常運転時の上限値32℃を設定しているが、不確かさを-25℃ (-10kJ/kg) を下限として設定した。																
原子炉格納容器	ほう酸水の拡散	ほう酸水拡散モデル	従来型BWR向けの試験結果から、保守的な値を使用していることを確認しており、不確かさは入力値に含まれる。																
	サブレーション・プールの冷却	格納容器モデル	モデル式の確認により保守的に評価することを確認しており、不確かさはモデルの保守性に含まれる。																

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）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																						
	<p>第1.4.7表 S C A Tにおける重要現象の不確かさ等</p> <table border="1" data-bbox="855 258 1294 1311"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>重要現象</th> <th>解析モデル</th> <th>解析モデル</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心 (後)</td> <td>出力分布 変化</td> <td>出力分布モデル</td> <td>不確かさ 入力値に含まれる。解析コードでは保守的に中央ピークに基づく軸方向出力分布を代表的に入力するため、燃料被覆管温度は高く評価される。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心 (燃料)</td> <td>燃料棒内 温度変化</td> <td>熱伝導モデル、 燃料ペレレット－ 被覆管ギャップ 熱伝達モデル</td> <td>入力値に含まれる。解析コードでは燃料ペレレットと燃料被覆管間のギャップ熱伝達係数を高めに入力するため、過渡的な遷移沸騰時の燃料被覆管温度は高めに評価される。</td> </tr> <tr> <td>燃料棒表 面熱伝達</td> <td>熱伝達モデル、 リウエットモデ ル</td> <td>解析コードは燃料棒表面熱伝達をおおむね保守的に評価する相関式（修正Dougalier-Rohsenow式）を採用したことに加えて放射熱伝達を無視しているため燃料棒表面の熱伝達係数はおおむね小さく評価される。</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">炉心 (熱流動)</td> <td>沸騰遷移</td> <td>沸騰遷移評価モ デル</td> <td>入力条件に含まれる。解析コードでは沸騰遷移が生じやすい条件として、初期条件を運転制限M C P Rとなるバンドル出力、バンドル流量とし、S L M C P Rを基準に沸騰遷移の発生及び沸騰遷移位置を判定するよう設定しているため、燃料被覆管温度はおおむね高めに評価される。</td> </tr> <tr> <td>気液熱非 平衡</td> <td>熱伝達モデル、 リウエットモデ ル</td> <td>解析コードでは沸騰遷移後の熱伝達をおおむね保守的に評価する相関式（修正Dougalier-Rohsenow式）を適用し、加えて放射熱伝達を無視しているため、蒸気温度を飽和として熱伝達を取り扱っても燃料被覆管温度はおおむね高めに評価される。このため、燃料被覆管温度に対する気液の熱的非平衡の影響をおおむね保守的に取り扱っているとしてよい。</td> </tr> </tbody> </table>	分類	重要現象	解析モデル	解析モデル	炉心 (後)	出力分布 変化	出力分布モデル	不確かさ 入力値に含まれる。解析コードでは保守的に中央ピークに基づく軸方向出力分布を代表的に入力するため、燃料被覆管温度は高く評価される。	炉心 (燃料)	燃料棒内 温度変化	熱伝導モデル、 燃料ペレレット－ 被覆管ギャップ 熱伝達モデル	入力値に含まれる。解析コードでは燃料ペレレットと燃料被覆管間のギャップ熱伝達係数を高めに入力するため、過渡的な遷移沸騰時の燃料被覆管温度は高めに評価される。	燃料棒表 面熱伝達	熱伝達モデル、 リウエットモデ ル	解析コードは燃料棒表面熱伝達をおおむね保守的に評価する相関式（修正Dougalier-Rohsenow式）を採用したことに加えて放射熱伝達を無視しているため燃料棒表面の熱伝達係数はおおむね小さく評価される。	炉心 (熱流動)	沸騰遷移	沸騰遷移評価モ デル	入力条件に含まれる。解析コードでは沸騰遷移が生じやすい条件として、初期条件を運転制限M C P Rとなるバンドル出力、バンドル流量とし、S L M C P Rを基準に沸騰遷移の発生及び沸騰遷移位置を判定するよう設定しているため、燃料被覆管温度はおおむね高めに評価される。	気液熱非 平衡	熱伝達モデル、 リウエットモデ ル	解析コードでは沸騰遷移後の熱伝達をおおむね保守的に評価する相関式（修正Dougalier-Rohsenow式）を適用し、加えて放射熱伝達を無視しているため、蒸気温度を飽和として熱伝達を取り扱っても燃料被覆管温度はおおむね高めに評価される。このため、燃料被覆管温度に対する気液の熱的非平衡の影響をおおむね保守的に取り扱っているとしてよい。		
分類	重要現象	解析モデル	解析モデル																						
炉心 (後)	出力分布 変化	出力分布モデル	不確かさ 入力値に含まれる。解析コードでは保守的に中央ピークに基づく軸方向出力分布を代表的に入力するため、燃料被覆管温度は高く評価される。																						
炉心 (燃料)	燃料棒内 温度変化	熱伝導モデル、 燃料ペレレット－ 被覆管ギャップ 熱伝達モデル	入力値に含まれる。解析コードでは燃料ペレレットと燃料被覆管間のギャップ熱伝達係数を高めに入力するため、過渡的な遷移沸騰時の燃料被覆管温度は高めに評価される。																						
	燃料棒表 面熱伝達	熱伝達モデル、 リウエットモデ ル	解析コードは燃料棒表面熱伝達をおおむね保守的に評価する相関式（修正Dougalier-Rohsenow式）を採用したことに加えて放射熱伝達を無視しているため燃料棒表面の熱伝達係数はおおむね小さく評価される。																						
炉心 (熱流動)	沸騰遷移	沸騰遷移評価モ デル	入力条件に含まれる。解析コードでは沸騰遷移が生じやすい条件として、初期条件を運転制限M C P Rとなるバンドル出力、バンドル流量とし、S L M C P Rを基準に沸騰遷移の発生及び沸騰遷移位置を判定するよう設定しているため、燃料被覆管温度はおおむね高めに評価される。																						
	気液熱非 平衡	熱伝達モデル、 リウエットモデ ル	解析コードでは沸騰遷移後の熱伝達をおおむね保守的に評価する相関式（修正Dougalier-Rohsenow式）を適用し、加えて放射熱伝達を無視しているため、蒸気温度を飽和として熱伝達を取り扱っても燃料被覆管温度はおおむね高めに評価される。このため、燃料被覆管温度に対する気液の熱的非平衡の影響をおおむね保守的に取り扱っているとしてよい。																						

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）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

第1.4.6表 MAAAPにおける重要現象の不確かさ等（1/5）			不確かさ
分類 炉心 （炉心）	重要現象	解炉モデル （炉心出力及び炉壁熱）	入力値に含まれる。 TMI事故解析における炉心ヒーオートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI事故解析結果と一致することを確認。 炉心ヒーオートアップ速度（燃料被覆管管状化が促進される場合）が早まることを想定し、仮想的な低い振り幅ではあるが、シムコム-水反応速度係数の係数を倍とした感度解析により影響を評価（代表4ループアップランタイムを向上させた）、 ・SBO、LOCAシナシエンスとも、運転員操作の起点となる炉心溶融の開始時刻には影響は小さい。 ・下部プレナムへのリロケーションの間隔は、SBOシナシエンスでは約14分早まる、LOCAシナシエンスでは約30秒早まる。 ECCS再循環機能喪失）では、M-RELA P5よりも炉心露出を速めに予測する傾向があり、これを不確かさとして取り扱う。M-RELA P5は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。 ECCS再循環切替失敗直前の炉心領域とダウンカンマの保有水量、ECCS再循環切替失敗後の炉壁熱による燃料干渉に伴う炉心水位低下の速度、炉心部のポイド半量については、M-RELA P5と同程度の結果が得られていることを確認。 高温炉管管状化の保有水量をM-RELA P5よりも多めに評価することを確認。これにより炉心格納容器頂部圧力を低めに評価するが、両コードの格納容器への放出エネルギーから見積もられる格納容器圧力の差はわずかでありM-RELA P5でMAAPの計算結果を境界条件に用いることの影響は軽微であることを確認。また、M-RELA P5は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。
	重要現象	炉壁熱	
	重要現象	燃料棒表面温度変化	
1 次冷却系	重要現象	燃料棒表面熱伝達 （炉心熱水力モデル）	- 1 次冷却系モデル （1 次冷却系熱水力モデル）
	重要現象	燃料棒被覆管管状化 （炉心ヒーオートアップ）	
	重要現象	燃料棒被覆管変形	
	重要現象	沸騰・ポイド率変化 気液分離（炉心水位）・対向流	
	重要現象	構造材との熱伝達	
重要現象	1 次冷却系モデル （1 次冷却系熱水力モデル）	1 次冷却系モデル （1 次冷却系熱水力モデル）	

第1.4.8表 MAAAPにおける重要現象の不確かさ等（1/4）			不確かさ
分類 炉心 （炉心）	重要現象	解炉モデル （炉心出力及び炉壁熱）	入力値に含まれる。 TMI事故解析における炉心ヒーオートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI事故解析結果と一致することを確認した。 CORAX3燃料棒管状化に対する、燃料棒管径、新壁厚及びチャンネルボックスの温度変化について、測定データと良く一致することを確認した。 炉心ヒーオートアップ速度の増加（被覆管管状化促進）を想定し、理想的な低い振り幅ではあるが、シムコム-水反応速度係数を2倍とした感度解析により影響を評価した。 ・TQIV、太陽炉LOCAシナシエンスともに、炉心溶融の開始時刻への影響は小さい。 ・下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時刻は、ほぼ変化しない。 TQIX及び炉心溶融LOCAシナシエンスに対して、MAAPコードとSAFERコードの比較を行い、以下の傾向を確認した。 ・MAAPコードではSAFERコードで考慮しているCCFLを取り扱っていないことから、水位変化に差異が生じたものの、水位低下量はMAAPコードの約半分程度に留まり、解炉コードに対して保守的であり、その後の注水操作による炉心被覆管管状化までの本位回復時間は両コードで同等である。 逃がし安全弁からの戻り量は、設計値に基づいて計算される。 入力値に含まれる。
	重要現象	炉壁熱	
	重要現象	燃料棒表面温度変化 （炉心熱水力モデル）	
	重要現象	燃料棒被覆管管状化 （炉心ヒーオートアップ）	
	重要現象	燃料棒被覆管変形	
1 次冷却系 （炉心）	重要現象	燃料棒表面熱伝達 （炉心熱水力モデル）	- 1 次冷却系モデル （1 次冷却系熱水力モデル）
	重要現象	燃料棒被覆管管状化 （炉心ヒーオートアップ）	
	重要現象	燃料棒被覆管変形	
	重要現象	沸騰・ポイド率変化 気液分離（炉心水位）・対向流	
	重要現象	構造材との熱伝達	
重要現象	1 次冷却系モデル （1 次冷却系熱水力モデル）	1 次冷却系モデル （1 次冷却系熱水力モデル）	

第6.4.6表 MAMPにおける重要現象の不確かさ等（1/5）			不確かさ
分類 炉心 （炉心）	重要現象	解炉モデル （炉心出力及び炉壁熱）	入力値に含まれる。 TMI事故解析における炉心ヒーオートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI事故解析結果と一致することを確認。 炉心ヒーオートアップ速度（燃料被覆管管状化が促進される場合）が早まることを想定し、仮想的な低い振り幅ではあるが、シムコム-水反応速度係数を2倍とした感度解析により影響を評価（代表4ループアップランタイムを向上させた）、 ・SBO、LOCAシナシエンスとも、運転員操作の起点となる炉心溶融の開始時刻には影響は小さい。 ・下部プレナムへのリロケーションの間隔は、SBOシナシエンスでは約14分早まる、LOCAシナシエンスでは約30秒早まる。 ECCS再循環機能喪失）では、M-RELA P5よりも炉心露出を速めに予測する傾向があり、これを不確かさとして取り扱う。M-RELA P5は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。 ECCS再循環切替失敗直前の炉心領域とダウンカンマの保有水量、ECCS再循環切替失敗後の炉壁熱による燃料干渉に伴う炉心水位低下の速度、炉心部のポイド半量については、M-RELA P5と同程度の結果が得られていることを確認。これにより炉心格納容器頂部圧力を低めに評価するが、両コードの格納容器への放出エネルギーから見積もられる格納容器圧力の差はわずかであり、M-RELA P5でMAAPの計算結果を境界条件に用いることの影響は軽微であることを確認。また、M-RELA P5は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。
	重要現象	炉壁熱	
	重要現象	燃料棒表面温度変化	
炉心 （炉心）	重要現象	燃料棒表面熱伝達 （炉心熱水力モデル）	- 1 次冷却系モデル （1 次冷却系熱水力モデル）
	重要現象	燃料棒被覆管管状化 （炉心ヒーオートアップ）	
	重要現象	燃料棒被覆管変形	
1 次冷却系	重要現象	沸騰・ポイド率変化 気液分離（炉心水位）・対向流	- 1 次冷却系モデル （1 次冷却系熱水力モデル）
	重要現象	構造材との熱伝達	
	重要現象	ECCS 強制注入 ECCS 貯圧タンク注入	
重要現象	1 次冷却系モデル （1 次冷却系熱水力モデル）	1 次冷却系モデル （1 次冷却系熱水力モデル）	

相違理由	
炉心（炉心）	入力値に含まれる。 TMI事故解析における炉心ヒーオートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI事故解析結果と一致することを確認。 炉心ヒーオートアップ速度（燃料被覆管管状化が促進される場合）が早まることを想定し、仮想的な低い振り幅ではあるが、シムコム-水反応速度係数を2倍とした感度解析により影響を評価（代表4ループアップランタイムを向上させた）、 ・SBO、LOCAシナシエンスとも、運転員操作の起点となる炉心溶融の開始時刻には影響は小さい。 ・下部プレナムへのリロケーションの間隔は、SBOシナシエンスでは約14分早まる、LOCAシナシエンスでは約30秒早まる。 ECCS再循環機能喪失）では、M-RELA P5よりも炉心露出を速めに予測する傾向があり、これを不確かさとして取り扱う。M-RELA P5は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。 ECCS再循環切替失敗直前の炉心領域とダウンカンマの保有水量、ECCS再循環切替失敗後の炉壁熱による燃料干渉に伴う炉心水位低下の速度、炉心部のポイド半量については、M-RELA P5と同程度の結果が得られていることを確認。これにより炉心格納容器頂部圧力を低めに評価するが、両コードの格納容器への放出エネルギーから見積もられる格納容器圧力の差はわずかであり、M-RELA P5でMAAPの計算結果を境界条件に用いることの影響は軽微であることを確認。また、M-RELA P5は炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。
炉心（炉心）	-
1 次冷却系	注入特性の不確かさは入力値に含まれる。 感度解析により流動抵抗（巨壁）の感度が小さいことを確認。

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

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

第1.4.6表 MAA Pにおける重要現象の不確かさ等 (2/5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
1次冷却系	ECCS強制注入	安全系モデル (ECCS)	入力値に含まれる。注入特性の不確かさは入力値に含まれる。感度解析により流動抵抗 (圧力損失) の感度が小さいことを確認。
	ECCS副圧タンク注入	安全系モデル (副圧タンク)	
加圧器	希相放出 (臨界流・差圧流)	1次冷却系モデル (加圧器モデル)	TMI 事故解析より、Henry-Fauske モデルを用いた加圧器過熱し非からの放出流量を適正に評価することを確認。MB-2 実験解析より、1次冷却系から2次冷却系への熱伝達を適正に評価することを確認した。ただし、2次冷却系からの液相放出がある場合、伝熱量を過大評価する傾向を確認。
	1次側・2次側の熱伝達	蒸気発生器モデル	
蒸気発生器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	蒸気発生器モデル	MB-2 実験解析より、ガソランカマ水位、伝熱部コアプス水位をほぼ適正に評価することを確認した。液相放出がある場合、伝熱部コアプス水位を低めに評価する傾向を確認。
	2次側水位変化・ドライアウト	蒸気発生器モデル	
原子炉格納容器	区間内の流動 (蒸気、非凝縮性ガス)	原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水カモデル)	HDR 実験解析及び CSTF 実験解析の結果より以下を確認。 ・原子炉格納容器内温度：十数°C 高めに評価 ・非凝縮性ガス濃度：適正に評価 なお、HDR 実験は、縦長格納容器と高い位置での水蒸気注入という特徴があり、国内 PWR の場合、上記の不確かさは小さくなる方向と判断される。
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	安全系モデル (格納容器スプレイ)	
	スプレイ冷却	安全系モデル (格納容器スプレイ) (水蒸気発生)	
	水素濃度変化	原子炉格納容器モデル (格納容器再循環ユニットモデル)	
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	原子炉格納容器モデル (格納容器再循環ユニットモデル)	

第1.4.8表 MAA Pにおける重要現象の不確かさ等 (2/4)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉格納容器	格納容器内部流動 (構造材との熱伝達及び内部熱伝導)	HDR 実験解析では、格納容器圧力及び温度について、高度感測化を含めて傾向は良く再現できていることを確認した。格納容器圧力を1.1割程度高めに評価する傾向が確認されたが、実験体系に起因するものと考えられ、実験体系においてはこの傾向の不確かさは小さくなるものと考えられる。また、非凝縮性ガス濃度の挙動についても、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。	CSTF 実験解析は、格納容器温度及び非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。
	スプレイ冷却	安全系モデル (格納容器スプレイ)	
	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	安全系モデル (格納容器スプレイ) (水蒸気発生)	
	格納容器ベント	安全系モデル (非常圧水設備)	
	サブプレッシャポンプ (非冷却)	入力値に含まれる。	

第6.4.6表 MAA Pにおける重要現象の不確かさ等 (2/5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
加圧器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	1次冷却系モデル (加圧器モデル)	TMI 事故解析より、Henry-Fauske モデルを用いた加圧器過熱し非からの放出流量を適正に評価することを確認。MB-2 実験解析より、1次冷却系から2次冷却系への熱伝達を適正に評価することを確認した。ただし、2次冷却系からの液相放出がある場合、伝熱量を過大評価する傾向を確認。
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	蒸気発生器モデル	
蒸気発生器	2次側水位変化・ドライアウト	蒸気発生器モデル	MB-2 実験解析より、蒸気放出の場合、放出量を適正に評価することを確認した。液相放出の場合、過大評価する傾向を確認。MB-2 実験解析より、ガソランカマ水位、伝熱部コアプス水位をほぼ適正に評価することを確認した。液相放出がある場合、伝熱部コアプス水位を低めに評価する傾向を確認。
	区間内・区間内の流動 (蒸気、非凝縮性ガス)	原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水カモデル)	
原子炉格納容器	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	安全系モデル (格納容器スプレイモデル) (原子炉格納容器モデル (水蒸気発生))	HDR 実験解析及び CSTF 実験解析の結果より以下を確認。 ・原子炉格納容器内温度：十数°C 程度高めに評価 ・非凝縮性ガス濃度：適正に評価 なお、HDR 実験は、縦長格納容器と高い位置での水蒸気注入という特徴があり、国内 PWR の場合、上記の不確かさは小さくなる方向と判断される。
	スプレイ冷却	安全系モデル (格納容器スプレイモデル) (原子炉格納容器モデル (水蒸気発生))	
原子炉格納容器	水素濃度変化	格納容器再循環ユニットモデル	TMI 事故解析における水素発生期間と水素発生量について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。 格納容器再循環ユニットの除熱性能に関する不確かさは入力値に含まれる。 水素が存在し、ドライアウト 13vol% の場合、原子炉格納容器圧力を 0.016MPa、温度を 2°C の範囲で高めに評価することを確認 (代表 3 ループサブプレッシャポンプの場合)。
	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	格納容器再循環ユニットモデル	

相違理由

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由																																																			
<p>第 1.4.6 表 MAA-P における重要現象の不確かさ等 (3 / 5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>重要現象</th> <th>解析モデル</th> <th>不確かさ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">原子炉容器損傷(炉心損傷後)</td> <td>リロケーション</td> <td>溶融炉心挙動モデル (リロケーション)</td> <td>TMI 事故解析における炉心損傷挙動について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認 (代表 4 ループプラントを例とした)。</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器内 FCI (溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達)</td> <td>溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)</td> <td>原子炉容器内 FCI に影響する項目として「デブリジェット径 (炉心下部の下部クラスタの破砕粒径)」、「Ricoeur-Spalding のエンタルピーメント係数」及び「デブリ粒子の径」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、1 次冷却材圧力の過渡的な変化に対して影響があるもの、原子炉容器破損時点での 1 次冷却材圧力に対する感度は小さいことを確認した。</td> </tr> <tr> <td>下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達</td> <td>溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)</td> <td>TMI 事故解析における下部プレナムの温度挙動について TMI 事故分析結果と一致することを確認した。下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、原子炉容器破損直後及び破損直後に感度が小さいことを確認した。また、「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、1 次冷却材圧力及び原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認 (代表 4 ループプラントを例とした)。</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器破損・溶融</td> <td>原子炉容器破損・溶融</td> <td>溶融炉心挙動モデル (原子炉容器破損モデル)</td> <td>原子炉容器破損に影響する項目として「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み (しきい値)」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉容器破損時間が早まることを確認した。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたことにより、実機解析への影響は小さいと判断される。</td> </tr> </tbody> </table>	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	原子炉容器損傷(炉心損傷後)	リロケーション	溶融炉心挙動モデル (リロケーション)	TMI 事故解析における炉心損傷挙動について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認 (代表 4 ループプラントを例とした)。	原子炉容器内 FCI (溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	原子炉容器内 FCI に影響する項目として「デブリジェット径 (炉心下部の下部クラスタの破砕粒径)」、「Ricoeur-Spalding のエンタルピーメント係数」及び「デブリ粒子の径」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、1 次冷却材圧力の過渡的な変化に対して影響があるもの、原子炉容器破損時点での 1 次冷却材圧力に対する感度は小さいことを確認した。	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	TMI 事故解析における下部プレナムの温度挙動について TMI 事故分析結果と一致することを確認した。下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、原子炉容器破損直後及び破損直後に感度が小さいことを確認した。また、「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、1 次冷却材圧力及び原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認 (代表 4 ループプラントを例とした)。	原子炉容器破損・溶融	原子炉容器破損・溶融	溶融炉心挙動モデル (原子炉容器破損モデル)	原子炉容器破損に影響する項目として「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み (しきい値)」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉容器破損時間が早まることを確認した。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたことにより、実機解析への影響は小さいと判断される。	<p>第 1.4.8 表 MAA-P における重要現象の不確かさ等 (3/4)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>重要現象</th> <th>解析モデル</th> <th>不確かさ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">原子炉容器損傷(炉心損傷後)</td> <td>リロケーション</td> <td>溶融炉心の挙動モデル (リロケーション)</td> <td>TMI 事故解析における炉心損傷状態について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認した。</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器内 FCI (溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達)</td> <td>溶融炉心の挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)</td> <td>原子炉容器内 FCI に影響する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、原子炉容器破損直後及び破損直後に感度が小さいことを確認した。また、「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、1 次冷却材圧力及び原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認 (代表 4 ループプラントを例とした)。</td> </tr> <tr> <td>下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達</td> <td>溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)</td> <td>TMI 事故解析における下部プレナムの温度挙動について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、原子炉容器破損直後及び破損直後に感度が小さいことを確認した。また、「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、1 次冷却材圧力及び原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認 (代表 4 ループプラントを例とした)。</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器破損・溶融</td> <td>原子炉容器破損・溶融</td> <td>溶融炉心挙動モデル (原子炉容器破損モデル)</td> <td>原子炉容器破損に影響する項目として「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み (しきい値)」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉容器破損時間が早まることを確認した。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたことにより、実機解析への影響は小さいと判断される。</td> </tr> </tbody> </table>	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	原子炉容器損傷(炉心損傷後)	リロケーション	溶融炉心の挙動モデル (リロケーション)	TMI 事故解析における炉心損傷状態について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認した。	原子炉容器内 FCI (溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心の挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	原子炉容器内 FCI に影響する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、原子炉容器破損直後及び破損直後に感度が小さいことを確認した。また、「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、1 次冷却材圧力及び原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認 (代表 4 ループプラントを例とした)。	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	TMI 事故解析における下部プレナムの温度挙動について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、原子炉容器破損直後及び破損直後に感度が小さいことを確認した。また、「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、1 次冷却材圧力及び原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認 (代表 4 ループプラントを例とした)。	原子炉容器破損・溶融	原子炉容器破損・溶融	溶融炉心挙動モデル (原子炉容器破損モデル)	原子炉容器破損に影響する項目として「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み (しきい値)」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉容器破損時間が早まることを確認した。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたことにより、実機解析への影響は小さいと判断される。	<p>第 6.4.6 表 MAA-P における重要現象の不確かさ等 (3 / 5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>重要現象</th> <th>解析モデル</th> <th>不確かさ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="3">原子炉容器損傷(炉心損傷後)</td> <td>リロケーション</td> <td>溶融炉心挙動モデル (リロケーション)</td> <td>TMI 事故解析における炉心損傷挙動について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認 (代表 4 ループプラントを例とした)。</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器内 FCI (溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達)</td> <td>溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)</td> <td>原子炉容器内 FCI に影響する項目として「デブリジェット径 (炉心下部の下部クラスタの破砕粒径)」、「Ricoeur-Spalding のエンタルピーメント係数」及び「デブリ粒子の径」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、1 次冷却材圧力の過渡的な変化に対して影響があるもの、原子炉容器破損時点での 1 次冷却材圧力に対する感度は小さいことを確認した。</td> </tr> <tr> <td>下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達</td> <td>溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)</td> <td>TMI 事故解析における下部プレナムの温度挙動について TMI 事故分析結果と一致することを確認した。下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、原子炉容器破損直後及び破損直後に感度が小さいことを確認した。また、「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、1 次冷却材圧力及び原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認 (代表 4 ループプラントを例とした)。</td> </tr> <tr> <td>原子炉容器破損・溶融</td> <td>原子炉容器破損・溶融</td> <td>溶融炉心挙動モデル (原子炉容器破損モデル)</td> <td>原子炉容器破損に影響する項目として「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み (しきい値)」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉容器破損時間が早まることを確認した。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたことにより、実機解析への影響は小さいと判断される。</td> </tr> </tbody> </table>	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	原子炉容器損傷(炉心損傷後)	リロケーション	溶融炉心挙動モデル (リロケーション)	TMI 事故解析における炉心損傷挙動について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認 (代表 4 ループプラントを例とした)。	原子炉容器内 FCI (溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	原子炉容器内 FCI に影響する項目として「デブリジェット径 (炉心下部の下部クラスタの破砕粒径)」、「Ricoeur-Spalding のエンタルピーメント係数」及び「デブリ粒子の径」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、1 次冷却材圧力の過渡的な変化に対して影響があるもの、原子炉容器破損時点での 1 次冷却材圧力に対する感度は小さいことを確認した。	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	TMI 事故解析における下部プレナムの温度挙動について TMI 事故分析結果と一致することを確認した。下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、原子炉容器破損直後及び破損直後に感度が小さいことを確認した。また、「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、1 次冷却材圧力及び原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認 (代表 4 ループプラントを例とした)。	原子炉容器破損・溶融	原子炉容器破損・溶融	溶融炉心挙動モデル (原子炉容器破損モデル)	原子炉容器破損に影響する項目として「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み (しきい値)」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉容器破損時間が早まることを確認した。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたことにより、実機解析への影響は小さいと判断される。	
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ																																																						
原子炉容器損傷(炉心損傷後)	リロケーション	溶融炉心挙動モデル (リロケーション)	TMI 事故解析における炉心損傷挙動について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認 (代表 4 ループプラントを例とした)。																																																						
	原子炉容器内 FCI (溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	原子炉容器内 FCI に影響する項目として「デブリジェット径 (炉心下部の下部クラスタの破砕粒径)」、「Ricoeur-Spalding のエンタルピーメント係数」及び「デブリ粒子の径」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、1 次冷却材圧力の過渡的な変化に対して影響があるもの、原子炉容器破損時点での 1 次冷却材圧力に対する感度は小さいことを確認した。																																																						
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	TMI 事故解析における下部プレナムの温度挙動について TMI 事故分析結果と一致することを確認した。下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、原子炉容器破損直後及び破損直後に感度が小さいことを確認した。また、「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、1 次冷却材圧力及び原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認 (代表 4 ループプラントを例とした)。																																																						
原子炉容器破損・溶融	原子炉容器破損・溶融	溶融炉心挙動モデル (原子炉容器破損モデル)	原子炉容器破損に影響する項目として「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み (しきい値)」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉容器破損時間が早まることを確認した。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたことにより、実機解析への影響は小さいと判断される。																																																						
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ																																																						
原子炉容器損傷(炉心損傷後)	リロケーション	溶融炉心の挙動モデル (リロケーション)	TMI 事故解析における炉心損傷状態について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認した。																																																						
	原子炉容器内 FCI (溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心の挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	原子炉容器内 FCI に影響する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、原子炉容器破損直後及び破損直後に感度が小さいことを確認した。また、「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、1 次冷却材圧力及び原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認 (代表 4 ループプラントを例とした)。																																																						
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	TMI 事故解析における下部プレナムの温度挙動について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、原子炉容器破損直後及び破損直後に感度が小さいことを確認した。また、「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、1 次冷却材圧力及び原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認 (代表 4 ループプラントを例とした)。																																																						
原子炉容器破損・溶融	原子炉容器破損・溶融	溶融炉心挙動モデル (原子炉容器破損モデル)	原子炉容器破損に影響する項目として「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み (しきい値)」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉容器破損時間が早まることを確認した。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたことにより、実機解析への影響は小さいと判断される。																																																						
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ																																																						
原子炉容器損傷(炉心損傷後)	リロケーション	溶融炉心挙動モデル (リロケーション)	TMI 事故解析における炉心損傷挙動について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認 (代表 4 ループプラントを例とした)。																																																						
	原子炉容器内 FCI (溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	原子炉容器内 FCI に影響する項目として「デブリジェット径 (炉心下部の下部クラスタの破砕粒径)」、「Ricoeur-Spalding のエンタルピーメント係数」及び「デブリ粒子の径」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、1 次冷却材圧力の過渡的な変化に対して影響があるもの、原子炉容器破損時点での 1 次冷却材圧力に対する感度は小さいことを確認した。																																																						
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	TMI 事故解析における下部プレナムの温度挙動について TMI 事故分析結果と一致することを確認した。下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、原子炉容器破損直後及び破損直後に感度が小さいことを確認した。また、「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、1 次冷却材圧力及び原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認 (代表 4 ループプラントを例とした)。																																																						
原子炉容器破損・溶融	原子炉容器破損・溶融	溶融炉心挙動モデル (原子炉容器破損モデル)	原子炉容器破損に影響する項目として「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み (しきい値)」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉容器破損時間が早まることを確認した。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたことにより、実機解析への影響は小さいと判断される。																																																						

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）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

第1.4.6表 MAA Pにおける重要現象の不確かさ等 (4/5)		大阪発電所3/4号炉	
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉格納容器(炉心損傷後)	原子炉容器外FCI (溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動)	原子炉容器外FCI現象に関する項目として「原子炉下部キャビティ水深」、 Ricou-Spalding のエントレインメント係数、「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器破損防止」に関して、格納容器破損防止の「原子炉圧力容器外への溶融炉心-溶融炉心相互作用」の事象をベースに感度解析を行い、原子炉容器外FCIにより生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認。 MCCI現象への影響の観点で、「原子炉下部キャビティ水深」及び「Ricou-Spalding」のエントレインメント係数に関して、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行い、MCCIによるコンクリート侵食量への感度が小さいことを確認。
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動)	MCCI現象への影響の観点で、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行い、「Ricou-Spalding」及び「Ricou-Spalding」のエントレインメント係数及び「水-溶融炉心間の熱伝達係数」に関して、MCCIによるコンクリート侵食量への感度が小さいことを確認。「溶融炉心の初期値」として、原子炉下部キャビティ床面(約1/10を初期値とし、落下量に応じて拡がり面積が拡大する条件を設定した)場合、コンクリート侵食量は約18cmと推定して発生する水深を加えても、最終的な原子炉格納容器内の水深は6vol%程度(ドライ条件換算)であり、本逐次処理装置(PAR及びイグナイタ)による処理が可能なレベルであることを確認。
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	溶融炉心とコンクリートの伝熱	溶融炉心とコンクリートの伝熱
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生

第1.4.8表 MAA Pにおける重要現象の不確かさ等 (1/4)		女川原子力発電所2号炉	
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉格納容器(炉心損傷後)	原子炉圧力容器外FCI (溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心の挙動モデル (溶融炉心下部での溶融炉心の挙動)	原子炉容器外FCI現象に影響する項目としてエントレインメント係数及びデブリ粒子をパラメータとして感度解析を行い、原子炉圧力容器外FCIによって生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認した。
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	溶融炉心の挙動モデル (溶融炉心下部での溶融炉心の挙動)	溶融炉心の拡がり実験や評価に関する知見に基づき、落した溶融炉心は向上合材に均一に拡がる想定される。ただし、初期状態の不確かさがあるため、初期ラジエーションの発生や事前発生時の不確かさを踏まえて、拡がりを制限した感度解析等の取り扱いは行うことが適切と考えられる。
	溶融炉心と格納容器下部プール水の伝熱	溶融炉心と格納容器下部プール水の伝熱	MCCI現象に関する不確かさの要因分析より、エントレインメント係数、上面熱伝達及び溶融炉心からガラストへの熱伝達係数をパラメータとした感度解析を行った。詳細の結果、コンクリート侵食量に対して上面熱伝達の感度が支配的であることを確認した。また、上面熱伝達を下限とした場合でも、コンクリート侵食量は約25.5cm程度に収まることを確認した。
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	溶融炉心とコンクリートの伝熱	上記の感度解析は、想定される範囲で厳しい条件を与えて感度を確認したものであり、不確かさを考慮しても同様でコンクリート侵食量は感度解析よりも厳しくなることはないと考えられる。
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	積分型生成物(FP)挙動モデル	ACE実験解析より、溶融炉心損傷後初期である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認した。実験で確認されている侵食の傾向については、実験における浸食のばらつきがMAAPコードの予測値量の30%の範囲内に収まっていることから、上面熱伝達の感度が小さいことを確認した。

第6.4.6表 MAA Pにおける重要現象の不確かさ等 (4/5)		泊発電所3号炉		相違理由
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	
原子炉格納容器(炉心損傷後)	原子炉容器外FCI (溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動)	原子炉容器外FCI現象に関する項目として「原子炉下部キャビティ水深」、 Ricou-Spalding のエントレインメント係数、「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器破損防止」に関して、格納容器破損防止の「原子炉圧力容器外への溶融炉心-溶融炉心相互作用」の事象をベースに感度解析を行い、原子炉容器外FCIにより生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認。 MCCI現象への影響の観点で、「原子炉下部キャビティ水深」及び「Ricou-Spalding」のエントレインメント係数に関して、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行い、MCCIによるコンクリート侵食量への感度が小さいことを確認。	
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動)	MCCI現象への影響の観点で、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行い、「Ricou-Spalding」及び「水-溶融炉心間の熱伝達係数」に関して、MCCIによるコンクリート侵食量への感度が小さいことを確認。「溶融炉心の拡がり面積」に関して、原子炉下部キャビティ床面(約1/10を初期値とし、落下量に応じて拡がり面積が拡大する条件を設定した)場合、コンクリート侵食量は約18cmと推定して発生する水深を加えても、最終的な原子炉格納容器内の水深は6vol%程度(ドライ条件換算)であり、本逐次処理装置(PAR及びイグナイタ)による処理が可能なレベルであることを確認。	
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	溶融炉心とコンクリートの伝熱	溶融炉心とコンクリートの伝熱	
	コンクリート分解・非凝縮性ガス発生	コンクリート分解・非凝縮性ガス発生	コンクリート分解・非凝縮性ガス発生	

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由	
第1.4.6表 MAAPにおける重要現象の不確かさ等（5/5）							
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉 容器 (炉心 損傷 後)	1次系内FP ^{#1} 挙動	FP ^{#1} 挙動モデル	PHEBUS-FP 実験解析により、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されるが、燃料被覆管温度を高めに評価し、燃料破損後のFP ^{#1} 放出開始のタイミングも早く評価する結果となったが、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実験の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられることを確認。 ABCOVE 実験解析により、原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価できることを確認。 炉心溶融検知に影響する項目として「炉心からのFP ^{#1} 放出速度」を低減させた場合の感度解析を行い、原子炉格納容器上部区画の希ガス量への影響は小さいことを確認。	原子炉 容器 (炉心 損傷 後)	1次系内FP ^{#1} 挙動	FP ^{#1} 挙動モデル	PHEBUS-PP 実験解析により、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されるが、燃料被覆管温度を高めに評価し、燃料破損後のタイミングも早く評価する結果となったが、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実験の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられることを確認。 ABCOVE 実験解析により、原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価できることを確認。 炉心溶融検知に影響する項目として「炉心からのFP ^{#1} 放出速度」を低減させた場合の感度解析を行い、原子炉格納容器上部区画の希ガス量への影響は小さいことを確認。
原子炉 格納 容器 (炉心 損傷 後)	原子炉格納容器内FP ^{#1} 挙動			原子炉 格納 容器 (炉心 損傷 後)	原子炉格納容器内FP ^{#1} 挙動		
※1：Fission Product（核分裂生成物）							
第6.4.6表 MAAPにおける重要現象の不確かさ等（5/5）							
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉 容器 (炉心 損傷 後)	1次系内FP ^{#1} 挙動	FP ^{#1} 挙動モデル	PHEBUS-PP 実験解析により、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されるが、燃料被覆管温度を高めに評価し、燃料破損後のタイミングも早く評価する結果となったが、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実験の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられることを確認。 ABCOVE 実験解析により、原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価できることを確認。 炉心溶融検知に影響する項目として「炉心からのFP ^{#1} 放出速度」を低減させた場合の感度解析を行い、原子炉格納容器上部区画の希ガス量への影響は小さいことを確認。	原子炉 容器 (炉心 損傷 後)	1次系内FP ^{#1} 挙動	FP ^{#1} 挙動モデル	PHEBUS-PP 実験解析により、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されるが、燃料被覆管温度を高めに評価し、燃料破損後のタイミングも早く評価する結果となったが、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実験の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられることを確認。 ABCOVE 実験解析により、原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価できることを確認。 炉心溶融検知に影響する項目として「炉心からのFP ^{#1} 放出速度」を低減させた場合の感度解析を行い、原子炉格納容器上部区画の希ガス量への影響は小さいことを確認。
原子炉 格納 容器 (炉心 損傷 後)	原子炉格納容器内FP ^{#1} 挙動			原子炉 格納 容器 (炉心 損傷 後)	原子炉格納容器内FP ^{#1} 挙動		
※1：Fission Product（核分裂生成物）							

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

大阪発電所3 / 4号炉	
原子炉格納容器	重要現象
	<p>重要現象 不確かさ</p> <p>NUPEC 試験 TestM7-1 の試験解析により、ヘリウム濃度のコード予測性から、モデルの不確かさが各区画の水素濃度予測に与える影響は約 2.4% と推定。</p> <p>区画間・区画内の流動と同じ。</p> <p>流動に影響する凝縮熱伝達モデルについて ±40% 程度。</p> <p>不確かさはない。</p> <p>区画間・区画内の流動と同じ。</p> <p>実規模試験に基づき、製造元が供給する水素処理に係る性能評価式を使用（組込誤差約 0.3%）。</p> <p>THAI 試験再現性より、水素処理量を少なく予測する傾向となる。</p> <p>コード開発元により検証されている解析解との比較により、圧力で 0.5%、温度で 1% の不確かさがあることを確認。</p>
重要現象	<p>解析モデル</p> <p>保存式、流動を模擬する構成式及び相関式</p> <p>非凝縮性ガスの輸送モデル</p> <p>ノードインテグレーション</p> <p>多相流モデル</p> <p>熱伝達モデル</p> <p>熱伝導モデル</p> <p>多相流モデル</p> <p>界面種モデル</p> <p>界面伝達モデル</p> <p>PAR 特性モデル</p> <p>イグナイタによる水素燃焼モデル</p>
区画間・区画内の流動	不確かさ
構造材との熱伝達及び内部熱伝導	不確かさ
スプレイ冷却	不確かさ
水素処理	不確かさ

女川原子力発電所2号炉	
原子炉格納容器	重要現象
	<p>重要現象 不確かさ</p> <p>ドップラ反応度フィードバック及び制御棒反応度効果の不確かさに含まれる。</p> <p>解析では制御棒引込に伴う反応度印加曲線を厳しく設定し、さらに高所出力ピーキング係数は対象領域にある燃料の燃焼寿命を考慮した最大値（燃焼度 0.0M/d 以下の値）を用いるといった保守的なモデルを適用していることから、出力分布変化の不確かさは考慮しない。</p> <p>ドップラ反応度フィードバックの不確かさは、HeIstrand の試験等との比較から 7~9% であることを確認した。</p> <p>実効変換中性子割合の不確かさは、MISTRAL 臨界試験との比較から 4% であることを確認した。</p> <p>制御棒反応度の不確かさは、起動試験時及び物理試験時に行われた制御棒値の測定結果と解析結果の比較から 9% 以下であることを確認した。</p> <p>実効変換中性子割合の不確かさは、MISTRAL 臨界試験との比較から 4% であることを確認した。</p> <p>「反応度の新投入」事象は挙動が緩やかであるために出力上昇も小さく、事象発生後はスクラム反応度印加により速やかに収束するため、除熱量に不確かさがあるとしても、燃料エンタルピの最大値に対する影響はほとんどないため、考慮しない。</p> <p>事象を通じての表面熱流束は限界熱流束に対して充分小さくなくないことから、新燃料の安定性の不確かさは燃料エンタルピの最大値に与える影響はほとんどないため、考慮しない。</p>
重要現象	<p>解析モデル</p> <p>一点近似的特性モデル（炉出力）</p> <p>出力分布は二次元拡散モデル</p> <p>格定数は二次元体系の炉心を空筒効果考慮し二次元体系に格約</p> <p>二次元（RZ）拡散モデル</p> <p>エンタルピステップの進行に伴う相対出力分布変化を考慮</p> <p>ドップラ反応度フィードバック効果は出力分布依存で考慮</p> <p>熱的現象は瞬熱、ポイド反応度フィードバック効果は考慮しない</p> <p>三次元拡散モデル</p> <p>動特性計算では外部入力</p> <p>熱伝導モデル</p> <p>燃料棒内温度変化</p> <p>燃料棒表面熱伝達</p> <p>燃料棒内温度変化</p> <p>燃料棒表面熱伝達</p> <p>沸騰遷移</p>
区画間・区画内の流動	不確かさ
構造材との熱伝達及び内部熱伝導	不確かさ
スプレイ冷却	不確かさ
水素処理	不確かさ

第 1.4.9 表 APEX における重要現象の不確かさ等

泊発電所3号炉	
原子炉格納容器	重要現象
	<p>重要現象 不確かさ</p> <p>NUPEC 試験 TestM-7-1 の試験解析により、ヘリウム濃度のコード予測性から、モデルの不確かさが各区画の水素濃度予測に与える影響は約 2.4% と推定。</p> <p>区画間・区画内の流動と同じ。</p> <p>流動に影響する凝縮熱伝達モデルについて ±40% 程度。</p> <p>不確かさはない。</p> <p>区画間・区画内の流動と同じ。</p> <p>実規模試験に基づき、製造元が供給する水素処理に係る性能評価式を使用（組込誤差約 0.3%）。</p> <p>THAI 試験再現性より、水素処理量を少なく予測する傾向となる。</p> <p>コード開発元による解析解との比較により、圧力で 0.5%、温度で 1%。</p>
重要現象	<p>解析モデル</p> <p>保存式、流動を模擬する構成式及び相関式</p> <p>非凝縮性ガスの輸送モデル</p> <p>ノードインテグレーション</p> <p>多相流モデル</p> <p>熱伝達モデル</p> <p>熱伝導モデル</p> <p>界面種モデル</p> <p>界面伝達モデル</p> <p>PAR 特性モデル</p> <p>イグナイタによる水素燃焼モデル</p>
区画間・区画内の流動	不確かさ
構造材との熱伝達及び内部熱伝導	不確かさ
スプレイ冷却	不確かさ
水素処理	不確かさ

第 6.4.7 表 GOTHIC における重要現象の不確かさ等

相違理由	
重要現象	不確かさ
区画間・区画内の流動	不確かさ
構造材との熱伝達及び内部熱伝導	不確かさ
スプレイ冷却	不確かさ
水素処理	不確かさ

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																
<p>第1.4.8表 COCOにおける重要現象の不確かさ等</p> <table border="1" data-bbox="376 199 504 1417"> <tr> <td data-bbox="383 1332 405 1412">分類</td> <td data-bbox="383 1145 405 1225">重要現象</td> <td data-bbox="383 774 405 954">解析モデル</td> <td data-bbox="383 443 405 534">不確かさ</td> </tr> <tr> <td data-bbox="421 1332 497 1412">原子炉格納容器</td> <td data-bbox="421 1088 479 1279">構造材との熱伝達及び内部熱伝導</td> <td data-bbox="421 774 497 1034">ヒートシンク熱伝達モデル ヒートシンク内熱伝導モデル</td> <td data-bbox="421 210 497 758">CVTR Test-3試験解析より、熱伝達モデルとして修正内田の式を適用することで、原子炉格納容器圧力についてはピーク圧力を約1.6倍高く、原子炉格納容器内雰囲気温度については約20℃高めに評価することを確認。</td> </tr> </table>	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	原子炉格納容器	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	ヒートシンク熱伝達モデル ヒートシンク内熱伝導モデル	CVTR Test-3試験解析より、熱伝達モデルとして修正内田の式を適用することで、原子炉格納容器圧力についてはピーク圧力を約1.6倍高く、原子炉格納容器内雰囲気温度については約20℃高めに評価することを確認。		<p>第6.4.8表 COCOにおける重要現象の不確かさ等</p> <table border="1" data-bbox="1608 210 1736 1412"> <tr> <td data-bbox="1615 1332 1637 1412">分類</td> <td data-bbox="1615 1145 1637 1225">重要現象</td> <td data-bbox="1615 774 1637 954">解析モデル</td> <td data-bbox="1615 443 1637 534">不確かさ</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1653 1332 1729 1412">原子炉格納容器</td> <td data-bbox="1653 1061 1711 1327">構造材と熱伝達及び内部熱伝導</td> <td data-bbox="1653 774 1729 1034">ヒートシンク熱伝達モデル ヒートシンク内熱伝導モデル</td> <td data-bbox="1653 210 1729 758">CVTR Test-3試験解析より、熱伝達モデルとして修正内田の式を適用することで、原子炉格納容器圧力についてはピーク圧力を約1.6倍高く、原子炉格納容器内雰囲気温度については約20℃高めに評価することを確認。</td> </tr> </table>	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	原子炉格納容器	構造材と熱伝達及び内部熱伝導	ヒートシンク熱伝達モデル ヒートシンク内熱伝導モデル	CVTR Test-3試験解析より、熱伝達モデルとして修正内田の式を適用することで、原子炉格納容器圧力についてはピーク圧力を約1.6倍高く、原子炉格納容器内雰囲気温度については約20℃高めに評価することを確認。	
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ																
原子炉格納容器	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	ヒートシンク熱伝達モデル ヒートシンク内熱伝導モデル	CVTR Test-3試験解析より、熱伝達モデルとして修正内田の式を適用することで、原子炉格納容器圧力についてはピーク圧力を約1.6倍高く、原子炉格納容器内雰囲気温度については約20℃高めに評価することを確認。																
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ																
原子炉格納容器	構造材と熱伝達及び内部熱伝導	ヒートシンク熱伝達モデル ヒートシンク内熱伝導モデル	CVTR Test-3試験解析より、熱伝達モデルとして修正内田の式を適用することで、原子炉格納容器圧力についてはピーク圧力を約1.6倍高く、原子炉格納容器内雰囲気温度については約20℃高めに評価することを確認。																

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

第1.7.1表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (2/3)

評価事象	2次冷却系全交流動力電源喪失		原子炉補機冷却機能喪失		原子炉格納容器の除熱機能喪失		原子炉停止ECCS注水機能喪失		ECCS再循環機能喪失		格納容器バイパスインターフーズシステムLOCA	
	燃料被覆管温度	燃料被覆管圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	1次冷却材圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力
物理現象	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
1次冷却	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
加圧	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
器	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
注	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）
 —：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象
 注）※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第1.7.1表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (2/3)

評価事象	高圧注水・漏圧機能喪失		全交流動力電源喪失		初期冷却除去機能喪失		原子炉停止機能喪失		LOCA時注水機能喪失		格納容器バイパスシステムLOCA	
	燃料被覆管温度	燃料被覆管圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力及び温度							
物理現象	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
1次冷却	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
加圧	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
器	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
注	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）
 —：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

第6.7.1表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (2/3)

評価事象	2次冷却系全交流動力電源喪失からの除熱機能喪失		原子炉補機冷却機能喪失		原子炉格納容器の除熱機能喪失		原子炉停止ECCS注水機能喪失		ECCS再循環機能喪失		格納容器バイパスインターフーズシステムLOCA	
	燃料被覆管温度	燃料被覆管圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力								
物理現象	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
1次冷却	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
加圧	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
器	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
注	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）
 —：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象
 注）※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

相違理由

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

第1.7.1表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
 （運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）（3/3）

評価事象	2次冷却系全交流動力原子炉補機冷却機機能喪失		ECCS注水機能喪失		ECCS注水機能喪失		格納容器バイパスインターフェイスシステムLOCA	
	燃料被覆管温度	炉格納容器圧力	燃料被覆管温度	炉格納容器圧力	燃料被覆管温度	炉格納容器圧力	燃料被覆管温度	炉格納容器圧力
蒸気発生器	○	○	○	○	○	○	○	○
1次側・2次側の熱伝達	○	○	○	○	○	○	○	○
冷却材放出（臨界減・差圧減） ^{※1}	○	○	○	○	○	○	○	○
2次側水位変化・ドライアウト	○	○	○	○	○	○	○	○
2次側給水（主給水・補助給水） ^{※1}	○	○	○	○	○	○	○	○
区画間・区画内の流動	○	○	○	○	○	○	○	○
気液界面の熱伝達	○	○	○	○	○	○	○	○
構造材との熱伝達及び内部熱伝導	○	○	○	○	○	○	○	○
スプレー冷却 ^{※1}	○	○	○	○	○	○	○	○
格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然冷却 ^{※1}	○	○	○	○	○	○	○	○

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象
 一：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）
 注：※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第1.7.1表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
 （運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）（3/3）

評価事象	高圧・配圧注水機能喪失		全交流動力電源喪失		原子炉停止機能喪失		燃料被覆管温度		燃料被覆管圧力		燃料被覆管圧力		燃料被覆管温度		燃料被覆管圧力	
	燃料被覆管温度	炉格納容器圧力	燃料被覆管温度	炉格納容器圧力	燃料被覆管温度	炉格納容器圧力	燃料被覆管温度	炉格納容器圧力	燃料被覆管温度	炉格納容器圧力	燃料被覆管温度	炉格納容器圧力	燃料被覆管温度	炉格納容器圧力	燃料被覆管温度	炉格納容器圧力
冷却材放出	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
サブコジェンション・プールの冷却	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
気液界面の熱伝達	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
構造材との熱伝達及び内部熱伝導	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
伝導	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
スプレー冷却	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
格納容器ベント	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象
 一：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象
 ※1 評価事象「高圧・配圧注水機能喪失」の有効性評価では、「取水機能が喪失した場合」と「残留熱除去系が故障した場合」について有効性を確認しており、取水機能が喪失した場合にはサブコジェンション・プールの冷却が、残留熱除去系が故障した場合には燃料被覆管ベントがそれぞれ重要な現象となる。
 ※2 第1.7.1表(2/3)の「冷却材放出（臨界減・差圧減）」と同じの物理現象

第6.7.1表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
 （運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）（3/3）

評価事象	2次冷却系からの熱伝達機能喪失		全交流動力電源喪失		原子炉停止機能喪失		原子炉格納容器の熱伝達機能喪失		原子炉停止機能喪失		ECCS注水機能喪失		ECCS再循環機能喪失		格納容器バイパスインターフェイスシステムLOCA	
	燃料被覆管温度	炉格納容器圧力	燃料被覆管温度	炉格納容器圧力	燃料被覆管温度	炉格納容器圧力	燃料被覆管温度	炉格納容器圧力	燃料被覆管温度	炉格納容器圧力	燃料被覆管温度	炉格納容器圧力	燃料被覆管温度	炉格納容器圧力	燃料被覆管温度	炉格納容器圧力
冷却材放出（臨界減・差圧減） ^{※1}	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
2次側水位変化・ドライアウト	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
2次側給水（主給水・補助給水） ^{※1}	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
区画間・区画内の流動	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
気液界面の熱伝達	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
構造材との熱伝達及び内部熱伝導	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
スプレー冷却 ^{※1}	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○
格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然冷却 ^{※1}	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○	○

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象（重要現象）
 一：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象
 注：※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

相違理由

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

第1.7.2表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
 （運転中の原子炉における重大事故）（1/4）

分類	評価対象	評価指標			
		炉内圧力・温度 （格納容器通過 圧・過圧破損）	原子炉格納容器 1次冷却材圧力 圧力及び温度	原子炉格納容器 圧力	炉外圧力容器 （原子炉格納容器 以外の格納燃料一 次冷却材相互作用）
物理現象	核分裂出力	-	-	-	炉内圧力・温度 相互作用
炉心（熱）	反応度過渡効果	-	-	-	炉内圧力・温度 相互作用
	制御棒効果	-	-	-	炉内圧力・温度 相互作用
	燃料棒内温度変化	○	○	○	炉内圧力・温度 相互作用
炉心（燃料）	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	炉内圧力・温度 相互作用
	燃料棒表面酸化	○	○	○	炉内圧力・温度 相互作用
	燃料棒表面腐食	○	○	○	炉内圧力・温度 相互作用
炉心（燃料）	沸騰・ボイド率変化	○	○	○	炉内圧力・温度 相互作用
	気液分離（水位変化）、対向流	-	-	-	炉内圧力・温度 相互作用
	気液熱非平衡	-	-	-	炉内圧力・温度 相互作用
	圧力損失	-	-	-	炉内圧力・温度 相互作用

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）
 -：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象
 注）第1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

大阪発電所3/4号炉

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

相違理由

第1.7.2表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
 （運転中の原子炉における重大事故）（1/5）

分類	評価対象	評価指標			
		炉内圧力・温度 （格納容器通過 圧・過圧破損）	原子炉格納容器 1次冷却材圧力 圧力及び温度	原子炉格納容器 圧力	炉外圧力容器 （原子炉格納容器 以外の格納燃料一 次冷却材相互作用）
物理現象	核分裂出力	-	-	-	炉内圧力・温度 相互作用
炉心（熱）	反応度フュードバック効果	-	-	-	炉内圧力・温度 相互作用
	制御棒効果	-	-	-	炉内圧力・温度 相互作用
	燃料棒内温度変化	○	○	○	炉内圧力・温度 相互作用
炉心（燃料）	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	炉内圧力・温度 相互作用
	燃料棒表面酸化	○	○	○	炉内圧力・温度 相互作用
	燃料棒表面腐食	○	○	○	炉内圧力・温度 相互作用
炉心（燃料）	沸騰・ボイド率変化	○	○	○	炉内圧力・温度 相互作用
	気液分離（水位変化）、対向流	○	○	○	炉内圧力・温度 相互作用
	気液熱非平衡	-	-	-	炉内圧力・温度 相互作用
	圧力損失	-	-	-	炉内圧力・温度 相互作用
	三次元効果	-	-	-	炉内圧力・温度 相互作用

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象） -：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

第6.7.2表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
 （運転中の原子炉における重大事故）（1/4）

分類	評価対象	評価指標			
		炉内圧力・温度 （格納容器通過 圧・過圧破損）	原子炉格納容器 1次冷却材圧力 圧力及び温度	原子炉格納容器 圧力	炉外圧力容器 （原子炉格納容器 以外の格納燃料一 次冷却材相互作用）
物理現象	核分裂出力	-	-	-	炉内圧力・温度 相互作用
炉心（熱）	反応度過渡効果	-	-	-	炉内圧力・温度 相互作用
	制御棒効果	-	-	-	炉内圧力・温度 相互作用
	燃料棒内温度変化	○	○	○	炉内圧力・温度 相互作用
炉心（燃料）	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	炉内圧力・温度 相互作用
	燃料棒表面酸化	○	○	○	炉内圧力・温度 相互作用
	燃料棒表面腐食	○	○	○	炉内圧力・温度 相互作用
炉心（燃料）	沸騰・ボイド率変化	-	-	-	炉内圧力・温度 相互作用
	気液分離（水位変化）、対向流	-	-	-	炉内圧力・温度 相互作用
	気液熱非平衡	-	-	-	炉内圧力・温度 相互作用
	圧力損失	-	-	-	炉内圧力・温度 相互作用

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）
 -：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象
 注）第1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

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）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

第1.7.2表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要な現象一覧
 (運転中の原子炉における重大事故) (2/4)

評価事象	評価指標	水素燃焼	溶解炉心・コンクリート相互作用
物理現象	原子炉格納容器圧力及び温度	水素濃度	コンクリート侵食量
冷却材流量変化(強制循環時)	原子炉格納容器1次冷却材圧力	-	-
冷却材流量変化(自然循環時)	原子炉格納容器圧力	-	-
冷却材放出(臨界流・差圧流)	原子炉格納容器圧力	-	-
沸騰・凝縮・ボイド率変化	原子炉格納容器圧力	-	-
気液分離・対向流	原子炉格納容器圧力	-	-
気液熱非平衡	原子炉格納容器圧力	-	-
圧力損失	原子炉格納容器圧力	-	-
構造材との熱伝達	原子炉格納容器圧力	-	-
ECCS強制注入 ^{※1}	原子炉格納容器圧力	-	-
ECCS蓄圧タンク注入 ^{※1}	原子炉格納容器圧力	-	-
気液熱非平衡	原子炉格納容器圧力	-	-
水位変化	原子炉格納容器圧力	-	-
冷却材放出(臨界流・差圧流)	原子炉格納容器圧力	-	-

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要な現象)
 -：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象
 注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第1.7.2表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要な現象一覧
 (運転中の原子炉における重大事故) (2/5)

評価事象	評価指標	水素燃焼	溶解炉心・コンクリート相互作用
物理現象	原子炉格納容器圧力及び温度	水素濃度	コンクリート侵食量
冷却材流量変化	原子炉格納容器圧力	-	-
冷却材放出(臨界流・差圧流)	原子炉格納容器圧力	-	-
沸騰・凝縮・ボイド率変化	原子炉格納容器圧力	-	-
気液分離・対向流	原子炉格納容器圧力	-	-
気液熱非平衡	原子炉格納容器圧力	-	-
圧力損失	原子炉格納容器圧力	-	-
構造材との熱伝達	原子炉格納容器圧力	-	-
ECCS/EAS(給水系・代替注水設備含む)	原子炉格納容器圧力	-	-
ほう欄水の注給	原子炉格納容器圧力	-	-
三次元効果	原子炉格納容器圧力	-	-

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要な現象) -：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象
 ※1 評価事象「溶解炉心・コンクリート相互作用」の有効性評価の詳細事故シナリオにおいては、ECCS注水(給水系・代替注水設備含む)を記載せず、その有効性を確認していることから、当該の事故シナリオにおいては、ECCS注水(給水系・代替注水設備含む)は重要な現象とされない。

第6.7.2表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要な現象一覧
 (運転中の原子炉における重大事故) (2/4)

評価事象	評価指標	水素燃焼	溶解炉心・コンクリート相互作用
物理現象	原子炉格納容器圧力及び温度	水素濃度	コンクリート侵食量
冷却材流量変化(強制循環時)	原子炉格納容器圧力	-	-
冷却材放出(臨界流・差圧流)	原子炉格納容器圧力	-	-
沸騰・凝縮・ボイド率変化	原子炉格納容器圧力	-	-
気液分離・対向流	原子炉格納容器圧力	-	-
気液熱非平衡	原子炉格納容器圧力	-	-
圧力損失	原子炉格納容器圧力	-	-
構造材との熱伝達	原子炉格納容器圧力	-	-
ECCS強制注入 ^{※1}	原子炉格納容器圧力	-	-
ECCS蓄圧タンク注入 ^{※1}	原子炉格納容器圧力	-	-
気液熱非平衡	原子炉格納容器圧力	-	-
水位変化	原子炉格納容器圧力	-	-
冷却材放出(臨界流・差圧流)	原子炉格納容器圧力	-	-

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要な現象)
 -：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象
 注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

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）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

第1.7.2表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
 （運転中の原子炉における重大事故）（3/4）

分類	物理現象	評価指標	影響
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉格納容器圧力
	冷却材放出（臨界流・並圧流）※1	1次冷却材圧力	原子炉格納容器圧力
	2次側水位変化・ドライアウト	1次冷却材圧力	原子炉格納容器圧力
	2次側給水（主給水・補助給水）※1	1次冷却材圧力	原子炉格納容器圧力
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉格納容器圧力
	気液界面の熱伝達	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉格納容器圧力
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力
	スプレイ冷却※1	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力
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	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※1	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力
	放射線水分解等による水素発生	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力
	水素濃度変化※1	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力
	水素処理	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）
 ー：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象
 注）※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第1.7.2表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
 （運転中の原子炉における重大事故）（3/5）

分類	物理現象	評価指標	影響
原子炉格納容器	冷却材放出	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力
	サブプレシジョン・プールの冷却	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力
	構造材との熱伝達	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力
	スプレイ冷却	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力
格納容器再循環ユニット	放射線水分解等による水素発生	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力
	水素濃度変化	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力
	水素処理	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力
	格納容器再循環ユニット	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象） ー：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象
 ※1 評価指標「空相気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過熱破損）」の有効性評価においては、「代替格納容器系を使用する場合」と「代替格納容器系を使用しない場合」の両方について、代替格納容器系を使用する場合はサブプレシジョン・プールの冷却が、代替格納容器系を使用しない場合は格納容器再循環ユニットがそれぞれ重要な現象となる。
 ※2 評価指標「水素濃度」の有効性評価の解析コードにおいては、格納容器システムを考慮せず、その有効性を確認していることから、当該の事故シナリオにおいては、格納容器システムは重要現象とならない。

第6.7.2表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
 （運転中の原子炉における重大事故）（3/4）

分類	物理現象	評価指標	影響
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉格納容器圧力
	冷却材放出（臨界流・並圧流）※1	1次冷却材圧力	原子炉格納容器圧力
	2次側水位変化・ドライアウト	1次冷却材圧力	原子炉格納容器圧力
	2次側給水（主給水・補助給水）※1	1次冷却材圧力	原子炉格納容器圧力
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉格納容器圧力
	気液界面の熱伝達	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉格納容器圧力
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力
	スプレイ冷却※1	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力
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	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※1	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力
	放射線水分解等による水素発生	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力
	水素濃度変化	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力
	水素処理	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）
 ー：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象
 注）※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

相違理由

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																		
	<p style="text-align: center;">第1.7.2表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (運転中の原子炉における重大事故) (5/6)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 15%;">評価事象</th> <th style="width: 15%;">詳細指標</th> <th style="width: 15%;">原子炉格納容器圧力</th> <th style="width: 15%;">原子炉圧力</th> <th style="width: 15%;">原子炉格納容器圧力</th> <th style="width: 15%;">格納容器</th> <th style="width: 15%;">溶融炉心・コンタリ ート相互作用</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>物理現象</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器破損後の高圧溶融炉心放出</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>格納容器蒸気相蒸気過熱</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>格納容器下部床面での溶融炉心の沈み</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>内部構造物の溶融、破損</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器外FCI (溶融炉心溶融比)</td> <td>○*</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器外FCI (サブリミナリ粒子熱伝達)</td> <td>○*</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>格納容器直放線軸</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱</td> <td>○*</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>溶融炉心とコンタリートの伝熱</td> <td>○*</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>コンタリート分解及び非凝縮性ガス発生</td> <td>○*</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>溶融炉心の再燃昇</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器内FP挙動</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>○：評価項目となるパラメータに有意な現象をみえる影響（重要現象） *：評価項目となるパラメータに有意な現象をみえる影響（格納容器過圧・過熱破損） 注1 評価事象（蒸気相蒸気・温度による静的負荷（格納容器過圧・過熱破損）」の有効性評価では、当該物理現象の発生に至らないが、当該物理現象による評価指標への影響については、評価事象「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の「溶融炉心・コンタリートの相互作用」の有効性評価の中で確認できる。</p>	評価事象	詳細指標	原子炉格納容器圧力	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	格納容器	溶融炉心・コンタリ ート相互作用	物理現象							原子炉圧力容器破損後の高圧溶融炉心放出							格納容器蒸気相蒸気過熱							格納容器下部床面での溶融炉心の沈み							内部構造物の溶融、破損							原子炉圧力容器外FCI (溶融炉心溶融比)	○*						原子炉圧力容器外FCI (サブリミナリ粒子熱伝達)	○*						格納容器直放線軸							溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱	○*						溶融炉心とコンタリートの伝熱	○*						コンタリート分解及び非凝縮性ガス発生	○*						溶融炉心の再燃昇							原子炉格納容器内FP挙動	○							
評価事象	詳細指標	原子炉格納容器圧力	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	格納容器	溶融炉心・コンタリ ート相互作用																																																																																															
物理現象																																																																																																					
原子炉圧力容器破損後の高圧溶融炉心放出																																																																																																					
格納容器蒸気相蒸気過熱																																																																																																					
格納容器下部床面での溶融炉心の沈み																																																																																																					
内部構造物の溶融、破損																																																																																																					
原子炉圧力容器外FCI (溶融炉心溶融比)	○*																																																																																																				
原子炉圧力容器外FCI (サブリミナリ粒子熱伝達)	○*																																																																																																				
格納容器直放線軸																																																																																																					
溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱	○*																																																																																																				
溶融炉心とコンタリートの伝熱	○*																																																																																																				
コンタリート分解及び非凝縮性ガス発生	○*																																																																																																				
溶融炉心の再燃昇																																																																																																					
原子炉格納容器内FP挙動	○																																																																																																				

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																								
<p>第1.7.3表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (1/2)</p> <table border="1" data-bbox="161 295 712 662"> <thead> <tr> <th>評価事象</th> <th>崩壊熱除去機能喪失</th> <th>全交流動力電源喪失</th> <th>原子炉冷却材の流出</th> </tr> <tr> <th>評価指標</th> <th>炉心水位、燃料被覆管温度</th> <th>炉心水位、燃料被覆管温度</th> <th>炉心水位、燃料被覆管温度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>物理現象</td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>核分裂出力</td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>出力分布変化</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>反応度補償効果</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>制御棒効果</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>崩壊熱^{※1}</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>燃料棒内温度変化</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>燃料棒表面熱伝達</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>燃料被覆管酸化</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>燃料被覆管変形</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>3次元熱流動</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>沸騰・ボイド率変化</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>気液分離(水位変化)・対向流</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>気液熱非平衡</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>圧力損失</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>ほう素濃度変化</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> </tbody> </table> <p>○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象） -：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象 注）※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。 ※2：Critical Heat Flux</p>	評価事象	崩壊熱除去機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	評価指標	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度	物理現象				核分裂出力				出力分布変化	-	-	-	反応度補償効果	-	-	-	制御棒効果	-	-	-	崩壊熱 ^{※1}	○	○	○	燃料棒内温度変化	-	-	-	燃料棒表面熱伝達	-	-	-	燃料被覆管酸化	-	-	-	燃料被覆管変形	-	-	-	3次元熱流動	-	-	-	沸騰・ボイド率変化	○	○	○	気液分離(水位変化)・対向流	○	○	○	気液熱非平衡	-	-	-	圧力損失	-	-	-	ほう素濃度変化	-	-	-	<p>第1.7.3表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (1/2)</p> <table border="1" data-bbox="817 279 1281 997"> <thead> <tr> <th>評価事象</th> <th>反応度の誤投入</th> </tr> <tr> <th>評価指標</th> <th>燃料エンタルピー</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>物理現象</td><td></td></tr> <tr><td>核分裂出力</td><td>○</td></tr> <tr><td>出力分布変化</td><td>○</td></tr> <tr><td>反応度フィードバック効果</td><td>○</td></tr> <tr><td>制御棒反応度効果</td><td>○</td></tr> <tr><td>崩壊熱</td><td>-</td></tr> <tr><td>三次元効果</td><td>-</td></tr> <tr><td>燃料棒内温度変化</td><td>○</td></tr> <tr><td>燃料棒表面熱伝達</td><td>○</td></tr> <tr><td>沸騰遷移</td><td>○</td></tr> <tr><td>燃料被覆管酸化</td><td>-</td></tr> <tr><td>燃料被覆管変形</td><td>-</td></tr> <tr><td>三次元効果</td><td>-</td></tr> <tr><td>沸騰・ボイド率変化</td><td>-</td></tr> <tr><td>気液分離(水位変化)・対向流</td><td>-</td></tr> <tr><td>気液熱非平衡</td><td>-</td></tr> <tr><td>圧力損失</td><td>-</td></tr> <tr><td>三次元効果</td><td>-</td></tr> </tbody> </table> <p>○：評価項目となるパラメータに有意な現象を与える影響（重要現象） -：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象</p>	評価事象	反応度の誤投入	評価指標	燃料エンタルピー	物理現象		核分裂出力	○	出力分布変化	○	反応度フィードバック効果	○	制御棒反応度効果	○	崩壊熱	-	三次元効果	-	燃料棒内温度変化	○	燃料棒表面熱伝達	○	沸騰遷移	○	燃料被覆管酸化	-	燃料被覆管変形	-	三次元効果	-	沸騰・ボイド率変化	-	気液分離(水位変化)・対向流	-	気液熱非平衡	-	圧力損失	-	三次元効果	-	<p>第6.7.3表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (1/2)</p> <table border="1" data-bbox="1370 279 1953 730"> <thead> <tr> <th>評価事象</th> <th>崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時急降機舎喪失)</th> <th>全交流動力電源喪失</th> <th>原子炉冷却材の流出</th> </tr> <tr> <th>評価指標</th> <th>炉心水位、燃料被覆管温度</th> <th>炉心水位、燃料被覆管温度</th> <th>炉心水位、燃料被覆管温度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>物理現象</td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr><td>核分裂出力</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>出力分布変化</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>反応度補償効果</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>制御棒効果</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>崩壊熱^{※1}</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>燃料棒内温度変化</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>燃料棒表面熱伝達</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>燃料被覆管酸化</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>燃料被覆管変形</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>3次元熱流動</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>沸騰・ボイド率変化</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>気液分離(水位変化)・対向流</td><td>○</td><td>○</td><td>○</td></tr> <tr><td>気液熱非平衡</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>圧力損失</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> <tr><td>ほう素濃度変化</td><td>-</td><td>-</td><td>-</td></tr> </tbody> </table> <p>○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象） -：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象 注）※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。 ※2：Critical Heat Flux</p>	評価事象	崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時急降機舎喪失)	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	評価指標	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度	物理現象				核分裂出力	-	-	-	出力分布変化	-	-	-	反応度補償効果	-	-	-	制御棒効果	-	-	-	崩壊熱 ^{※1}	○	○	○	燃料棒内温度変化	-	-	-	燃料棒表面熱伝達	-	-	-	燃料被覆管酸化	-	-	-	燃料被覆管変形	-	-	-	3次元熱流動	-	-	-	沸騰・ボイド率変化	○	○	○	気液分離(水位変化)・対向流	○	○	○	気液熱非平衡	-	-	-	圧力損失	-	-	-	ほう素濃度変化	-	-	-	
評価事象	崩壊熱除去機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出																																																																																																																																																																																								
評価指標	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度																																																																																																																																																																																								
物理現象																																																																																																																																																																																											
核分裂出力																																																																																																																																																																																											
出力分布変化	-	-	-																																																																																																																																																																																								
反応度補償効果	-	-	-																																																																																																																																																																																								
制御棒効果	-	-	-																																																																																																																																																																																								
崩壊熱 ^{※1}	○	○	○																																																																																																																																																																																								
燃料棒内温度変化	-	-	-																																																																																																																																																																																								
燃料棒表面熱伝達	-	-	-																																																																																																																																																																																								
燃料被覆管酸化	-	-	-																																																																																																																																																																																								
燃料被覆管変形	-	-	-																																																																																																																																																																																								
3次元熱流動	-	-	-																																																																																																																																																																																								
沸騰・ボイド率変化	○	○	○																																																																																																																																																																																								
気液分離(水位変化)・対向流	○	○	○																																																																																																																																																																																								
気液熱非平衡	-	-	-																																																																																																																																																																																								
圧力損失	-	-	-																																																																																																																																																																																								
ほう素濃度変化	-	-	-																																																																																																																																																																																								
評価事象	反応度の誤投入																																																																																																																																																																																										
評価指標	燃料エンタルピー																																																																																																																																																																																										
物理現象																																																																																																																																																																																											
核分裂出力	○																																																																																																																																																																																										
出力分布変化	○																																																																																																																																																																																										
反応度フィードバック効果	○																																																																																																																																																																																										
制御棒反応度効果	○																																																																																																																																																																																										
崩壊熱	-																																																																																																																																																																																										
三次元効果	-																																																																																																																																																																																										
燃料棒内温度変化	○																																																																																																																																																																																										
燃料棒表面熱伝達	○																																																																																																																																																																																										
沸騰遷移	○																																																																																																																																																																																										
燃料被覆管酸化	-																																																																																																																																																																																										
燃料被覆管変形	-																																																																																																																																																																																										
三次元効果	-																																																																																																																																																																																										
沸騰・ボイド率変化	-																																																																																																																																																																																										
気液分離(水位変化)・対向流	-																																																																																																																																																																																										
気液熱非平衡	-																																																																																																																																																																																										
圧力損失	-																																																																																																																																																																																										
三次元効果	-																																																																																																																																																																																										
評価事象	崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時急降機舎喪失)	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出																																																																																																																																																																																								
評価指標	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度																																																																																																																																																																																								
物理現象																																																																																																																																																																																											
核分裂出力	-	-	-																																																																																																																																																																																								
出力分布変化	-	-	-																																																																																																																																																																																								
反応度補償効果	-	-	-																																																																																																																																																																																								
制御棒効果	-	-	-																																																																																																																																																																																								
崩壊熱 ^{※1}	○	○	○																																																																																																																																																																																								
燃料棒内温度変化	-	-	-																																																																																																																																																																																								
燃料棒表面熱伝達	-	-	-																																																																																																																																																																																								
燃料被覆管酸化	-	-	-																																																																																																																																																																																								
燃料被覆管変形	-	-	-																																																																																																																																																																																								
3次元熱流動	-	-	-																																																																																																																																																																																								
沸騰・ボイド率変化	○	○	○																																																																																																																																																																																								
気液分離(水位変化)・対向流	○	○	○																																																																																																																																																																																								
気液熱非平衡	-	-	-																																																																																																																																																																																								
圧力損失	-	-	-																																																																																																																																																																																								
ほう素濃度変化	-	-	-																																																																																																																																																																																								

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																																																																																				
<p>第1.7.3表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価事象</th> <th>崩壊熱除去機能喪失</th> <th>全交流動力電源喪失</th> <th>原子炉冷却材の流出</th> </tr> <tr> <th>評価指標</th> <th>炉心水位、燃料被覆管温度</th> <th>炉心水位、燃料被覆管温度</th> <th>炉心水位、燃料被覆管温度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>物理現象</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1次冷却系</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>冷却材流量変化(強制循環時)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>冷却材流量変化(自然循環時)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>冷却材放出(臨界流・差圧流)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>沸騰・凝縮・ボイド率変化</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>気液分離・対向流</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>気液熱非平衡</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>圧力損失</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>構造材との熱伝達</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>ほう素濃度変化</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>ECCS強制注入^{※1}</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>ECCS蓄圧タンク注入^{※1}</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>加圧器</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>気液熱非平衡</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>水位変化</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>冷却材放出(臨界流・差圧流)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>1次側・2次側の熱伝達</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>冷却材放出(臨界流・差圧流)^{※1}</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>2次側水位変化・ドライアウト</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>2次側給水(主給水・補助給水)^{※1}</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象） -：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象 注）※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。</p>	評価事象	崩壊熱除去機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	評価指標	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度	物理現象				1次冷却系				冷却材流量変化(強制循環時)	-	-	-	冷却材流量変化(自然循環時)	-	-	-	冷却材放出(臨界流・差圧流)	-	-	○	沸騰・凝縮・ボイド率変化	-	-	-	気液分離・対向流	-	-	-	気液熱非平衡	-	-	-	圧力損失	-	-	-	構造材との熱伝達	-	-	-	ほう素濃度変化	-	-	-	ECCS強制注入 ^{※1}	○	○	○	ECCS蓄圧タンク注入 ^{※1}	○	○	-	加圧器				気液熱非平衡	-	-	-	水位変化	-	-	-	冷却材放出(臨界流・差圧流)	-	-	-	1次側・2次側の熱伝達	-	-	-	冷却材放出(臨界流・差圧流) ^{※1}	-	-	-	2次側水位変化・ドライアウト	-	-	-	2次側給水(主給水・補助給水) ^{※1}	-	-	-	<p>第1.7.3表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価事象</th> <th>反応度の誤投入</th> </tr> <tr> <th>評価指標</th> <th>燃料エンタルピー</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>物理現象</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器(逃がし安全弁含む)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>冷却材流量変化</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>冷却材放出(臨界流・差圧流)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>沸騰・凝縮・ボイド率変化</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>気液分離(水位変化)・対向流</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>気液熱非平衡</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>圧力損失</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>構造材との熱伝達</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>ECCS注水(給水系・代替注水設備含む)</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>ほう酸水の拡散</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>三次元効果</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象） -：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象</p>	評価事象	反応度の誤投入	評価指標	燃料エンタルピー	物理現象		原子炉圧力容器(逃がし安全弁含む)		冷却材流量変化	-	冷却材放出(臨界流・差圧流)	-	沸騰・凝縮・ボイド率変化	-	気液分離(水位変化)・対向流	-	気液熱非平衡	-	圧力損失	-	構造材との熱伝達	-	ECCS注水(給水系・代替注水設備含む)	-	ほう酸水の拡散	-	三次元効果	-	<p>第6.7.3表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (2/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価事象</th> <th>崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)</th> <th>全交流動力電源喪失</th> <th>原子炉冷却材の流出</th> </tr> <tr> <th>評価指標</th> <th>炉心水位、燃料被覆管温度</th> <th>炉心水位、燃料被覆管温度</th> <th>炉心水位、燃料被覆管温度</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>物理現象</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1次冷却系</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>冷却材流量変化(強制循環時)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>冷却材流量変化(自然循環時)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>冷却材放出(臨界流・差圧流)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>沸騰・凝縮・ボイド率変化</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>気液分離・対向流</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>気液熱非平衡</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>圧力損失</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>構造材との熱伝達</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>ほう素濃度変化</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>ECCS強制注入(充てん系含む)^{※1}</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>ECCS蓄圧タンク注入^{※1}</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>加圧器</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>気液熱非平衡</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>水位変化</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>冷却材放出(臨界流・差圧流)</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>1次側・2次側の熱伝達</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>冷却材放出(臨界流・差圧流)^{※1}</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>2次側水位変化・ドライアウト</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>2次側給水(主給水・補助給水)^{※1}</td> <td>-</td> <td>-</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象） -：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象 注）※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。</p>	評価事象	崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	評価指標	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度	物理現象				1次冷却系				冷却材流量変化(強制循環時)	-	-	-	冷却材流量変化(自然循環時)	-	-	-	冷却材放出(臨界流・差圧流)	-	-	○	沸騰・凝縮・ボイド率変化	-	-	-	気液分離・対向流	-	-	-	気液熱非平衡	-	-	-	圧力損失	-	-	-	構造材との熱伝達	-	-	-	ほう素濃度変化	-	-	-	ECCS強制注入(充てん系含む) ^{※1}	○	○	○	ECCS蓄圧タンク注入 ^{※1}	○	○	-	加圧器				気液熱非平衡	-	-	-	水位変化	-	-	-	冷却材放出(臨界流・差圧流)	-	-	-	1次側・2次側の熱伝達	-	-	-	冷却材放出(臨界流・差圧流) ^{※1}	-	-	-	2次側水位変化・ドライアウト	-	-	-	2次側給水(主給水・補助給水) ^{※1}	-	-	-	
評価事象	崩壊熱除去機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出																																																																																																																																																																																																																				
評価指標	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度																																																																																																																																																																																																																				
物理現象																																																																																																																																																																																																																							
1次冷却系																																																																																																																																																																																																																							
冷却材流量変化(強制循環時)	-	-	-																																																																																																																																																																																																																				
冷却材流量変化(自然循環時)	-	-	-																																																																																																																																																																																																																				
冷却材放出(臨界流・差圧流)	-	-	○																																																																																																																																																																																																																				
沸騰・凝縮・ボイド率変化	-	-	-																																																																																																																																																																																																																				
気液分離・対向流	-	-	-																																																																																																																																																																																																																				
気液熱非平衡	-	-	-																																																																																																																																																																																																																				
圧力損失	-	-	-																																																																																																																																																																																																																				
構造材との熱伝達	-	-	-																																																																																																																																																																																																																				
ほう素濃度変化	-	-	-																																																																																																																																																																																																																				
ECCS強制注入 ^{※1}	○	○	○																																																																																																																																																																																																																				
ECCS蓄圧タンク注入 ^{※1}	○	○	-																																																																																																																																																																																																																				
加圧器																																																																																																																																																																																																																							
気液熱非平衡	-	-	-																																																																																																																																																																																																																				
水位変化	-	-	-																																																																																																																																																																																																																				
冷却材放出(臨界流・差圧流)	-	-	-																																																																																																																																																																																																																				
1次側・2次側の熱伝達	-	-	-																																																																																																																																																																																																																				
冷却材放出(臨界流・差圧流) ^{※1}	-	-	-																																																																																																																																																																																																																				
2次側水位変化・ドライアウト	-	-	-																																																																																																																																																																																																																				
2次側給水(主給水・補助給水) ^{※1}	-	-	-																																																																																																																																																																																																																				
評価事象	反応度の誤投入																																																																																																																																																																																																																						
評価指標	燃料エンタルピー																																																																																																																																																																																																																						
物理現象																																																																																																																																																																																																																							
原子炉圧力容器(逃がし安全弁含む)																																																																																																																																																																																																																							
冷却材流量変化	-																																																																																																																																																																																																																						
冷却材放出(臨界流・差圧流)	-																																																																																																																																																																																																																						
沸騰・凝縮・ボイド率変化	-																																																																																																																																																																																																																						
気液分離(水位変化)・対向流	-																																																																																																																																																																																																																						
気液熱非平衡	-																																																																																																																																																																																																																						
圧力損失	-																																																																																																																																																																																																																						
構造材との熱伝達	-																																																																																																																																																																																																																						
ECCS注水(給水系・代替注水設備含む)	-																																																																																																																																																																																																																						
ほう酸水の拡散	-																																																																																																																																																																																																																						
三次元効果	-																																																																																																																																																																																																																						
評価事象	崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出																																																																																																																																																																																																																				
評価指標	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度																																																																																																																																																																																																																				
物理現象																																																																																																																																																																																																																							
1次冷却系																																																																																																																																																																																																																							
冷却材流量変化(強制循環時)	-	-	-																																																																																																																																																																																																																				
冷却材流量変化(自然循環時)	-	-	-																																																																																																																																																																																																																				
冷却材放出(臨界流・差圧流)	-	-	○																																																																																																																																																																																																																				
沸騰・凝縮・ボイド率変化	-	-	-																																																																																																																																																																																																																				
気液分離・対向流	-	-	-																																																																																																																																																																																																																				
気液熱非平衡	-	-	-																																																																																																																																																																																																																				
圧力損失	-	-	-																																																																																																																																																																																																																				
構造材との熱伝達	-	-	-																																																																																																																																																																																																																				
ほう素濃度変化	-	-	-																																																																																																																																																																																																																				
ECCS強制注入(充てん系含む) ^{※1}	○	○	○																																																																																																																																																																																																																				
ECCS蓄圧タンク注入 ^{※1}	○	○	-																																																																																																																																																																																																																				
加圧器																																																																																																																																																																																																																							
気液熱非平衡	-	-	-																																																																																																																																																																																																																				
水位変化	-	-	-																																																																																																																																																																																																																				
冷却材放出(臨界流・差圧流)	-	-	-																																																																																																																																																																																																																				
1次側・2次側の熱伝達	-	-	-																																																																																																																																																																																																																				
冷却材放出(臨界流・差圧流) ^{※1}	-	-	-																																																																																																																																																																																																																				
2次側水位変化・ドライアウト	-	-	-																																																																																																																																																																																																																				
2次側給水(主給水・補助給水) ^{※1}	-	-	-																																																																																																																																																																																																																				

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号炉		泊発電所3号炉		相違理由																																																																
<table border="1"> <tr> <td>大破断 LOCA</td> <td>低圧注入</td> <td>蓄圧注入</td> <td>格納容器スプレィ注入</td> <td>低圧再循環</td> <td>高圧再循環</td> <td>格納容器スプレィ再循環</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td colspan="7"> </td> <td> 事故シーケンスグループ 炉心冷却成功 炉心冷却成功 大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレィ再循環失敗 大破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 低圧再循環失敗 炉心冷却成功 大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレィ注入失敗 大破断 LOCA + 蓄圧注入失敗 大破断 LOCA + 低圧注入失敗 </td> </tr> </table>	大破断 LOCA	低圧注入	蓄圧注入	格納容器スプレィ注入	低圧再循環		高圧再循環	格納容器スプレィ再循環	事故シーケンス								事故シーケンスグループ 炉心冷却成功 炉心冷却成功 大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレィ再循環失敗 大破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 低圧再循環失敗 炉心冷却成功 大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレィ注入失敗 大破断 LOCA + 蓄圧注入失敗 大破断 LOCA + 低圧注入失敗	<table border="1"> <tr> <td>中破断 LOCA</td> <td>高圧注入</td> <td>蓄圧注入</td> <td>格納容器スプレィ注入</td> <td>高圧再循環</td> <td>格納容器スプレィ再循環</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td colspan="7"> </td> <td> 事故シーケンスグループ 炉心冷却成功 中破断 LOCA + 格納容器スプレィ再循環失敗 中破断 LOCA + 高圧再循環失敗 中破断 LOCA + 格納容器スプレィ注入失敗 中破断 LOCA + 蓄圧注入失敗 中破断 LOCA + 高圧注入失敗 </td> </tr> </table>	中破断 LOCA	高圧注入	蓄圧注入	格納容器スプレィ注入	高圧再循環	格納容器スプレィ再循環	事故シーケンス								事故シーケンスグループ 炉心冷却成功 中破断 LOCA + 格納容器スプレィ再循環失敗 中破断 LOCA + 高圧再循環失敗 中破断 LOCA + 格納容器スプレィ注入失敗 中破断 LOCA + 蓄圧注入失敗 中破断 LOCA + 高圧注入失敗	<table border="1"> <tr> <td>小破断 LOCA</td> <td>原子炉トリップ</td> <td>補助給水</td> <td>高圧注入</td> <td>格納容器スプレィ注入</td> <td>高圧再循環</td> <td>格納容器スプレィ再循環</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td colspan="7"> </td> <td> 事故シーケンスグループ 炉心冷却成功 小破断 LOCA + 格納容器スプレィ再循環失敗 小破断 LOCA + 高圧再循環失敗 小破断 LOCA + 格納容器スプレィ注入失敗 小破断 LOCA + 高圧注入失敗 小破断 LOCA + 補助給水失敗 ATWS のイベントツリーで整理⁶⁾ </td> </tr> </table>	小破断 LOCA	原子炉トリップ	補助給水	高圧注入	格納容器スプレィ注入	高圧再循環	格納容器スプレィ再循環	事故シーケンス								事故シーケンスグループ 炉心冷却成功 小破断 LOCA + 格納容器スプレィ再循環失敗 小破断 LOCA + 高圧再循環失敗 小破断 LOCA + 格納容器スプレィ注入失敗 小破断 LOCA + 高圧注入失敗 小破断 LOCA + 補助給水失敗 ATWS のイベントツリーで整理 ⁶⁾	<p>第 1.2.1 図 PRAにおけるイベントツリー (1/3)</p>	<table border="1"> <tr> <td>大破断 LOCA</td> <td>低圧注入</td> <td>蓄圧注入</td> <td>格納容器スプレィ注入</td> <td>低圧再循環</td> <td>高圧再循環</td> <td>格納容器スプレィ再循環</td> <td>事故シーケンス</td> <td>事故シーケンスグループ</td> </tr> <tr> <td colspan="7"> </td> <td> 事故シーケンスグループ 炉心冷却成功 炉心冷却成功 大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレィ再循環失敗 大破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 低圧再循環失敗 炉心冷却成功 大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレィ注入失敗 大破断 LOCA + 蓄圧注入失敗 大破断 LOCA + 低圧注入失敗 </td> <td> 事故シーケンスグループ 炉心損傷なし 炉心損傷なし 炉心が格納容器の除熱機能喪失 ECCS 再循環機能喪失 炉心損傷なし 炉心が格納容器の除熱機能喪失 ECCS 注水機能喪失 ECCS 注水機能喪失 </td> </tr> </table>	大破断 LOCA	低圧注入	蓄圧注入	格納容器スプレィ注入	低圧再循環	高圧再循環	格納容器スプレィ再循環	事故シーケンス	事故シーケンスグループ								事故シーケンスグループ 炉心冷却成功 炉心冷却成功 大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレィ再循環失敗 大破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 低圧再循環失敗 炉心冷却成功 大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレィ注入失敗 大破断 LOCA + 蓄圧注入失敗 大破断 LOCA + 低圧注入失敗	事故シーケンスグループ 炉心損傷なし 炉心損傷なし 炉心が格納容器の除熱機能喪失 ECCS 再循環機能喪失 炉心損傷なし 炉心が格納容器の除熱機能喪失 ECCS 注水機能喪失 ECCS 注水機能喪失
大破断 LOCA	低圧注入	蓄圧注入	格納容器スプレィ注入	低圧再循環	高圧再循環	格納容器スプレィ再循環	事故シーケンス																																																															
							事故シーケンスグループ 炉心冷却成功 炉心冷却成功 大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレィ再循環失敗 大破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 低圧再循環失敗 炉心冷却成功 大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレィ注入失敗 大破断 LOCA + 蓄圧注入失敗 大破断 LOCA + 低圧注入失敗																																																															
中破断 LOCA	高圧注入	蓄圧注入	格納容器スプレィ注入	高圧再循環	格納容器スプレィ再循環	事故シーケンス																																																																
							事故シーケンスグループ 炉心冷却成功 中破断 LOCA + 格納容器スプレィ再循環失敗 中破断 LOCA + 高圧再循環失敗 中破断 LOCA + 格納容器スプレィ注入失敗 中破断 LOCA + 蓄圧注入失敗 中破断 LOCA + 高圧注入失敗																																																															
小破断 LOCA	原子炉トリップ	補助給水	高圧注入	格納容器スプレィ注入	高圧再循環	格納容器スプレィ再循環	事故シーケンス																																																															
							事故シーケンスグループ 炉心冷却成功 小破断 LOCA + 格納容器スプレィ再循環失敗 小破断 LOCA + 高圧再循環失敗 小破断 LOCA + 格納容器スプレィ注入失敗 小破断 LOCA + 高圧注入失敗 小破断 LOCA + 補助給水失敗 ATWS のイベントツリーで整理 ⁶⁾																																																															
大破断 LOCA	低圧注入	蓄圧注入	格納容器スプレィ注入	低圧再循環	高圧再循環	格納容器スプレィ再循環	事故シーケンス	事故シーケンスグループ																																																														
							事故シーケンスグループ 炉心冷却成功 炉心冷却成功 大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレィ再循環失敗 大破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 低圧再循環失敗 炉心冷却成功 大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレィ注入失敗 大破断 LOCA + 蓄圧注入失敗 大破断 LOCA + 低圧注入失敗	事故シーケンスグループ 炉心損傷なし 炉心損傷なし 炉心が格納容器の除熱機能喪失 ECCS 再循環機能喪失 炉心損傷なし 炉心が格納容器の除熱機能喪失 ECCS 注水機能喪失 ECCS 注水機能喪失																																																														
<table border="1"> <tr> <td>中破断 LOCA</td> <td>高圧注入</td> <td>蓄圧注入</td> <td>格納容器スプレィ注入</td> <td>高圧再循環</td> <td>格納容器スプレィ再循環</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td colspan="7"> </td> <td> 事故シーケンスグループ 炉心冷却成功 中破断 LOCA + 格納容器スプレィ再循環失敗 中破断 LOCA + 高圧再循環失敗 中破断 LOCA + 格納容器スプレィ注入失敗 中破断 LOCA + 蓄圧注入失敗 中破断 LOCA + 高圧注入失敗 </td> </tr> </table>	中破断 LOCA	高圧注入	蓄圧注入	格納容器スプレィ注入	高圧再循環	格納容器スプレィ再循環	事故シーケンス								事故シーケンスグループ 炉心冷却成功 中破断 LOCA + 格納容器スプレィ再循環失敗 中破断 LOCA + 高圧再循環失敗 中破断 LOCA + 格納容器スプレィ注入失敗 中破断 LOCA + 蓄圧注入失敗 中破断 LOCA + 高圧注入失敗	<p>第 1.2.1 図 内部事象運転時レベル1 PRAにおけるイベントツリー (1/3)</p>	<table border="1"> <tr> <td>小破断 LOCA</td> <td>原子炉トリップ</td> <td>補助給水</td> <td>高圧注入</td> <td>格納容器スプレィ注入</td> <td>高圧再循環</td> <td>格納容器スプレィ再循環</td> <td>事故シーケンス</td> <td>事故シーケンスグループ</td> </tr> <tr> <td colspan="7"> </td> <td> 事故シーケンスグループ 炉心冷却成功 小破断 LOCA + 格納容器スプレィ再循環失敗 小破断 LOCA + 高圧再循環失敗 小破断 LOCA + 格納容器スプレィ注入失敗 小破断 LOCA + 高圧注入失敗 小破断 LOCA + 補助給水失敗 ATWS へ </td> <td> 事故シーケンスグループ 炉心損傷なし 炉心が格納容器の除熱機能喪失 ECCS 再循環機能喪失 炉心が格納容器の除熱機能喪失 ECCS 注水機能喪失 2次冷却系からの除熱機能喪失 - </td> </tr> </table>	小破断 LOCA	原子炉トリップ	補助給水	高圧注入	格納容器スプレィ注入	高圧再循環	格納容器スプレィ再循環	事故シーケンス	事故シーケンスグループ								事故シーケンスグループ 炉心冷却成功 小破断 LOCA + 格納容器スプレィ再循環失敗 小破断 LOCA + 高圧再循環失敗 小破断 LOCA + 格納容器スプレィ注入失敗 小破断 LOCA + 高圧注入失敗 小破断 LOCA + 補助給水失敗 ATWS へ	事故シーケンスグループ 炉心損傷なし 炉心が格納容器の除熱機能喪失 ECCS 再循環機能喪失 炉心が格納容器の除熱機能喪失 ECCS 注水機能喪失 2次冷却系からの除熱機能喪失 -																																			
中破断 LOCA	高圧注入	蓄圧注入	格納容器スプレィ注入	高圧再循環	格納容器スプレィ再循環	事故シーケンス																																																																
							事故シーケンスグループ 炉心冷却成功 中破断 LOCA + 格納容器スプレィ再循環失敗 中破断 LOCA + 高圧再循環失敗 中破断 LOCA + 格納容器スプレィ注入失敗 中破断 LOCA + 蓄圧注入失敗 中破断 LOCA + 高圧注入失敗																																																															
小破断 LOCA	原子炉トリップ	補助給水	高圧注入	格納容器スプレィ注入	高圧再循環	格納容器スプレィ再循環	事故シーケンス	事故シーケンスグループ																																																														
							事故シーケンスグループ 炉心冷却成功 小破断 LOCA + 格納容器スプレィ再循環失敗 小破断 LOCA + 高圧再循環失敗 小破断 LOCA + 格納容器スプレィ注入失敗 小破断 LOCA + 高圧注入失敗 小破断 LOCA + 補助給水失敗 ATWS へ	事故シーケンスグループ 炉心損傷なし 炉心が格納容器の除熱機能喪失 ECCS 再循環機能喪失 炉心が格納容器の除熱機能喪失 ECCS 注水機能喪失 2次冷却系からの除熱機能喪失 -																																																														
<p>第 6.2.1 図 内部事象運転時レベル1 PRA イベントツリー (1/3)</p>																																																																						

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉				女川原子力発電所2号炉				泊発電所3号炉				相違理由																																														
<table border="1"> <tr> <td>インターフェイスシステムLOCA</td> <td>原子炉トリップ</td> <td colspan="2">事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2">インターフェイスシステムLOCA</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2">ATWSのイベントツリーで整理*</td> </tr> </table>				インターフェイスシステムLOCA	原子炉トリップ	事故シーケンス				インターフェイスシステムLOCA				ATWSのイベントツリーで整理*						<table border="1"> <tr> <td>インターフェイスシステムLOCA</td> <td>原子炉トリップ</td> <td colspan="2">事故シーケンス</td> <td>事故シーケンスグループ</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2">インターフェイスシステムLOCA</td> <td>格納容器パイス</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2">ATWSへ</td> <td>—</td> </tr> </table>				インターフェイスシステムLOCA	原子炉トリップ	事故シーケンス		事故シーケンスグループ			インターフェイスシステムLOCA		格納容器パイス			ATWSへ		—	記載方針の相違 ・泊は女川の実績を反映して「事故シーケンスグループ」欄を追記																			
インターフェイスシステムLOCA	原子炉トリップ	事故シーケンス																																																								
		インターフェイスシステムLOCA																																																								
		ATWSのイベントツリーで整理*																																																								
インターフェイスシステムLOCA	原子炉トリップ	事故シーケンス		事故シーケンスグループ																																																						
		インターフェイスシステムLOCA		格納容器パイス																																																						
		ATWSへ		—																																																						
<table border="1"> <tr> <td>主給水流量喪失</td> <td>原子炉トリップ</td> <td>補助給水</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2">炉心冷却成功</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2">主給水流量喪失+補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2">ATWSのイベントツリーで整理*</td> </tr> </table>				主給水流量喪失	原子炉トリップ	補助給水	事故シーケンス			炉心冷却成功				主給水流量喪失+補助給水失敗				ATWSのイベントツリーで整理*						<table border="1"> <tr> <td>主給水流量喪失</td> <td>原子炉トリップ</td> <td>補助給水</td> <td>事故シーケンス</td> <td>事故シーケンスグループ</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2">炉心冷却成功</td> <td>炉心損傷なし</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2">主給水流量喪失+補助給水失敗</td> <td>2次処理系からの除熱機能喪失</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2">ATWSへ</td> <td>—</td> </tr> </table>				主給水流量喪失	原子炉トリップ	補助給水	事故シーケンス	事故シーケンスグループ			炉心冷却成功		炉心損傷なし			主給水流量喪失+補助給水失敗		2次処理系からの除熱機能喪失			ATWSへ		—											
主給水流量喪失	原子炉トリップ	補助給水	事故シーケンス																																																							
		炉心冷却成功																																																								
		主給水流量喪失+補助給水失敗																																																								
		ATWSのイベントツリーで整理*																																																								
主給水流量喪失	原子炉トリップ	補助給水	事故シーケンス	事故シーケンスグループ																																																						
		炉心冷却成功		炉心損傷なし																																																						
		主給水流量喪失+補助給水失敗		2次処理系からの除熱機能喪失																																																						
		ATWSへ		—																																																						
<table border="1"> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>原子炉トリップ</td> <td>非常用所内交流電源</td> <td>補助給水</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2">炉心冷却成功</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2">外部電源喪失+補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2">外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2">ATWSのイベントツリーで整理*</td> </tr> </table>				外部電源喪失	原子炉トリップ	非常用所内交流電源	補助給水	事故シーケンス			炉心冷却成功				外部電源喪失+補助給水失敗				外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失				ATWSのイベントツリーで整理*						<table border="1"> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>原子炉トリップ</td> <td>非常用所内交流電源</td> <td>補助給水</td> <td>事故シーケンス</td> <td>事故シーケンスグループ</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2">炉心冷却成功</td> <td>炉心損傷なし</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2">外部電源喪失+補助給水失敗</td> <td>2次処理系からの除熱機能喪失</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2">外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失</td> <td>全交流動力電源喪失</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td colspan="2">ATWSへ</td> <td>—</td> </tr> </table>				外部電源喪失	原子炉トリップ	非常用所内交流電源	補助給水	事故シーケンス	事故シーケンスグループ			炉心冷却成功		炉心損傷なし			外部電源喪失+補助給水失敗		2次処理系からの除熱機能喪失			外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失		全交流動力電源喪失			ATWSへ		—
外部電源喪失	原子炉トリップ	非常用所内交流電源	補助給水	事故シーケンス																																																						
		炉心冷却成功																																																								
		外部電源喪失+補助給水失敗																																																								
		外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失																																																								
		ATWSのイベントツリーで整理*																																																								
外部電源喪失	原子炉トリップ	非常用所内交流電源	補助給水	事故シーケンス	事故シーケンスグループ																																																					
		炉心冷却成功		炉心損傷なし																																																						
		外部電源喪失+補助給水失敗		2次処理系からの除熱機能喪失																																																						
		外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失		全交流動力電源喪失																																																						
		ATWSへ		—																																																						
<table border="1"> <tr> <td colspan="3">ATWS</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td colspan="3"></td> <td>起回事象*+原子炉トリップ失敗</td> </tr> </table>				ATWS			事故シーケンス				起回事象*+原子炉トリップ失敗	<table border="1"> <tr> <td colspan="2">ATWS</td> <td>事故シーケンス</td> <td>事故シーケンスグループ</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>原子炉トリップが必要な起回事象+原子炉トリップ失敗</td> <td>原子炉停止機能喪失</td> </tr> </table>				ATWS		事故シーケンス	事故シーケンスグループ			原子炉トリップが必要な起回事象+原子炉トリップ失敗	原子炉停止機能喪失																																			
ATWS			事故シーケンス																																																							
			起回事象*+原子炉トリップ失敗																																																							
ATWS		事故シーケンス	事故シーケンスグループ																																																							
		原子炉トリップが必要な起回事象+原子炉トリップ失敗	原子炉停止機能喪失																																																							
<p>第 6.2.1 図 内部事象運転時レベル1 PRA イベントツリー (2/3)</p>				<p>第 6.2.1 図 内部事象運転時レベル1 PRA イベントツリー (2/3)</p>																																																						

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉				
2次冷却系の破断	原子炉トリップ	主蒸気隔離	補助給水	事故シナリオ
第1.2.1図 PRAにおけるイベントツリー（2/3）				
蒸気発生器伝熱管破損	原子炉トリップ	補助給水	破損側蒸気発生器の隔離	事故シナリオ
第1.2.1図 PRAにおけるイベントツリー（3/3）				
過渡事象	原子炉トリップ	補助給水		事故シナリオ
第1.2.1図 PRAにおけるイベントツリー（3/3）				
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉トリップ	補助給水	加圧器逃がし弁/安全弁LOCA RCPシールドLOCA	事故シナリオ
第1.2.1図 PRAにおけるイベントツリー（3/3）				
手動停止		補助給水		事故シナリオ

女川原子力発電所2号炉				
過渡事象	原子炉トリップ	補助給水	破損側蒸気発生器の隔離	事故シナリオ
第1.2.1図 内部事象運転時レベル1 PRA イベントツリー（3/3）				
過渡事象	原子炉トリップ	補助給水		事故シナリオ
第1.2.1図 内部事象運転時レベル1 PRA イベントツリー（3/3）				
手動停止		補助給水		事故シナリオ

泊発電所3号炉				
2次冷却系の破断	原子炉トリップ	主蒸気隔離	補助給水	事故シナリオ
第6.2.1図 内部事象運転時レベル1 PRA イベントツリー（3/3）				
蒸気発生器伝熱管破損	原子炉トリップ	補助給水	破損側蒸気発生器の隔離	事故シナリオ
第6.2.1図 内部事象運転時レベル1 PRA イベントツリー（3/3）				
過渡事象	原子炉トリップ	補助給水		事故シナリオ
第6.2.1図 内部事象運転時レベル1 PRA イベントツリー（3/3）				
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉トリップ	補助給水	加圧器逃がし弁/安全弁LOCA RCPシールドLOCA	事故シナリオ
第6.2.1図 内部事象運転時レベル1 PRA イベントツリー（3/3）				
手動停止		補助給水		事故シナリオ

相違理由

記載方針の相違
 ・泊は女川の実績を反映して「事故シナリオグループ」欄を追記

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図1.2.2図 地震PRA階層イベントツリー</p> <p>①1 大破断LOCAを上回る規模のLOCA、原子炉格納容器損傷、原子炉建屋損傷、制振壁損傷、複数の信号系統、1次系減圧装置による2次系降圧機故障 ②2 蒸気発生器圧力制御装置（複数本故障）</p>	<p>図1.2.2図 地震レベル1 PRA階層イベントツリー</p>	<p>第6.2.2図 地震レベル1 PRA階層イベントツリー</p>	<p>記載方針の相違 ・泊は女川の実績を反映して「事故シナリオ」及び「事故シナリオグループ」欄を記載</p>
<p>図1.2.3図 津波PRA階層イベントツリー</p>	<p>図1.2.1図 地震レベル5 PRAイベントツリー (1)(2) (外部電源喪失)</p>	<p>第6.2.3図 津波レベル1 PRAイベントツリー</p>	<p>評価方針の相違 ・泊は津波 PRA で想定する起因事象に対して有効な緩和手段がないため、起因事象を影響の大きさを考慮した階層イベントツリーを作成している(女川と同様)</p>
<p>図1.2.3図 津波PRA階層イベントツリー</p>	<p>図1.2.3図 地震レベル1 PRAイベントツリー (2)(1) (全交流電力電源喪失)</p>	<p>第6.2.3図 津波レベル1 PRAイベントツリー</p>	
<p>図1.2.4図 津波レベル1 PRAイベントツリー</p>	<p>図1.2.4図 津波レベル1 PRAイベントツリー</p>		

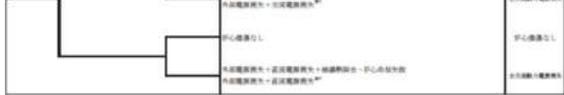
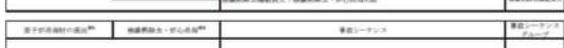
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第1.2.4図 格納容器イベントツリー</p> <p>第1.2.4図 格納容器イベントツリー</p>	<p>第1.2.5図 格納容器イベントツリー (1/2)</p> <p>FCI：原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 DCH：格納容器雰囲気気直接加熱</p> <p>第1.2.5図 格納容器イベントツリー (2/2)</p> <p>FCI：原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用</p>	<p>第6.2.4図 格納容器イベントツリー</p> <p>第6.2.4図 格納容器イベントツリー</p>	<p>相違理由</p>

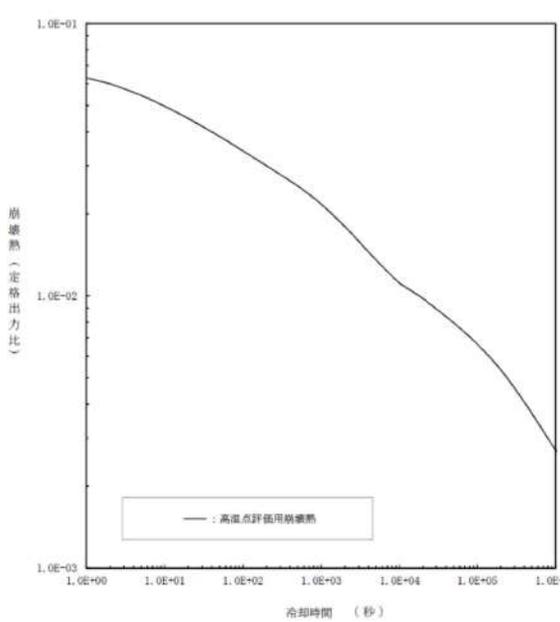
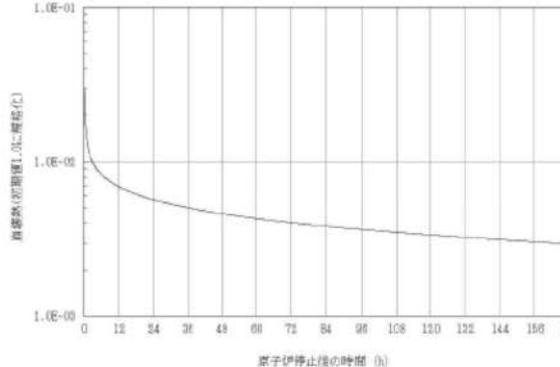
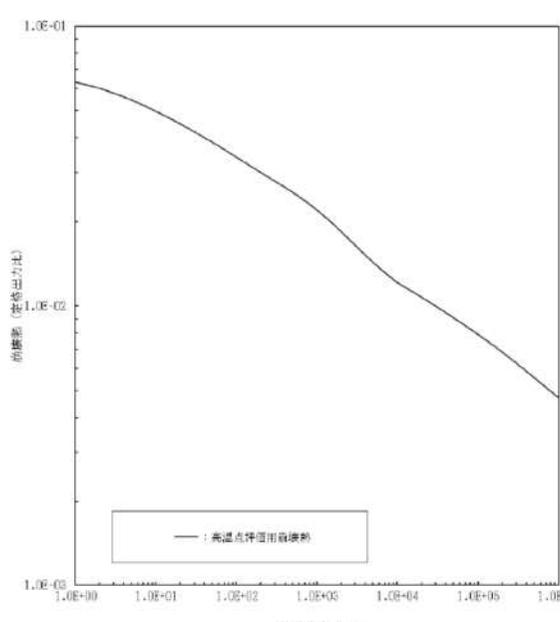
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																		
<table border="1"> <tr> <td>余熱除去機能喪失</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td></td> <td>余熱除去機能喪失</td> </tr> </table>	余熱除去機能喪失	事故シーケンス		余熱除去機能喪失		<table border="1"> <tr> <td>余熱除去機能喪失</td> <td>事故シーケンス</td> <td>事故シーケンスグループ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>余熱除去機能喪失</td> <td>余裕余熱除去機能喪失</td> </tr> </table>	余熱除去機能喪失	事故シーケンス	事故シーケンスグループ		余熱除去機能喪失	余裕余熱除去機能喪失	<p>記載方針の相違 ・泊は女川の実績を反映して「事故シーケンスグループ」欄を追記</p>								
余熱除去機能喪失	事故シーケンス																				
	余熱除去機能喪失																				
余熱除去機能喪失	事故シーケンス	事故シーケンスグループ																			
	余熱除去機能喪失	余裕余熱除去機能喪失																			
<table border="1"> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>非常用所内交流電源</td> <td>余熱除去系による冷却</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>炉心冷却成功 外部電源喪失+余熱除去系による冷却失敗 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失</td> </tr> </table>	外部電源喪失	非常用所内交流電源	余熱除去系による冷却	事故シーケンス				炉心冷却成功 外部電源喪失+余熱除去系による冷却失敗 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失		<table border="1"> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>非常用所内交流電源</td> <td>余熱除去系による冷却</td> <td>事故シーケンス</td> <td>事故シーケンスグループ</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>炉心冷却成功 外部電源喪失+余熱除去系による冷却失敗 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失</td> <td>- 余裕余熱除去機能喪失 全交流動力電源喪失</td> </tr> </table>	外部電源喪失	非常用所内交流電源	余熱除去系による冷却	事故シーケンス	事故シーケンスグループ				炉心冷却成功 外部電源喪失+余熱除去系による冷却失敗 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	- 余裕余熱除去機能喪失 全交流動力電源喪失	
外部電源喪失	非常用所内交流電源	余熱除去系による冷却	事故シーケンス																		
			炉心冷却成功 外部電源喪失+余熱除去系による冷却失敗 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失																		
外部電源喪失	非常用所内交流電源	余熱除去系による冷却	事故シーケンス	事故シーケンスグループ																	
			炉心冷却成功 外部電源喪失+余熱除去系による冷却失敗 外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	- 余裕余熱除去機能喪失 全交流動力電源喪失																	
<table border="1"> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉補機冷却機能喪失</td> </tr> </table>	原子炉補機冷却機能喪失	事故シーケンス		原子炉補機冷却機能喪失		<table border="1"> <tr> <td>原子炉補機冷却機能喪失</td> <td>事故シーケンス</td> <td>事故シーケンスグループ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉補機冷却機能喪失</td> <td>余裕余熱除去機能喪失</td> </tr> </table>	原子炉補機冷却機能喪失	事故シーケンス	事故シーケンスグループ		原子炉補機冷却機能喪失	余裕余熱除去機能喪失									
原子炉補機冷却機能喪失	事故シーケンス																				
	原子炉補機冷却機能喪失																				
原子炉補機冷却機能喪失	事故シーケンス	事故シーケンスグループ																			
	原子炉補機冷却機能喪失	余裕余熱除去機能喪失																			
<table border="1"> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失</td> </tr> </table>	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	事故シーケンス		原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失		<table border="1"> <tr> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失</td> <td>事故シーケンス</td> <td>事故シーケンスグループ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失</td> <td>原子炉冷却材の流出</td> </tr> </table>	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	事故シーケンス	事故シーケンスグループ		原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	原子炉冷却材の流出									
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	事故シーケンス																				
	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失																				
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	事故シーケンス	事故シーケンスグループ																			
	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	原子炉冷却材の流出																			
<table border="1"> <tr> <td>水位維持失敗</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td></td> <td>水位維持失敗</td> </tr> </table>	水位維持失敗	事故シーケンス		水位維持失敗	<p>※1 D/G-A, Bが機能喪失し、かつ外部電源喪失等に失敗するかどうかを示すヘディング ※2 除熱機能（RHR）及び注水機能（HPCS, LPCS, LPCI, MUWC）の機能に失敗するかどうかを示すヘディング ※3 直流電源喪失時又は全交流動力電源喪失時において、RHR, LPCS, LPCI及びMUWCの除熱・注水機能は期待できないが、HPCSは直流電源、交流電源ともに冗分量であるため、その機能に期待できる ※4 RHRフロントライン・サボート系機能喪失 ※5 RHR切替時、CUWブロー時、CRD交換時、LPRM交換時の冷却材流出の4つの起因事象を含む ※6 事象を認知し、注水に成功するかどうかを示すヘディング（除熱機能（RHR）には期待しない） ※7 HPCS待機除外のシーケンス</p>	<table border="1"> <tr> <td>水位維持失敗</td> <td>事故シーケンス</td> <td>事故シーケンスグループ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>水位維持失敗</td> <td>原子炉冷却材の流出</td> </tr> </table>	水位維持失敗	事故シーケンス	事故シーケンスグループ		水位維持失敗	原子炉冷却材の流出									
水位維持失敗	事故シーケンス																				
	水位維持失敗																				
水位維持失敗	事故シーケンス	事故シーケンスグループ																			
	水位維持失敗	原子炉冷却材の流出																			
<table border="1"> <tr> <td>オーバードレン</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td></td> <td>オーバードレン</td> </tr> </table>	オーバードレン	事故シーケンス		オーバードレン	<p>第1.2.6図 内部事象停止時レベル1 PRAイベントツリー</p>	<table border="1"> <tr> <td>オーバードレン</td> <td>事故シーケンス</td> <td>事故シーケンスグループ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>オーバードレン</td> <td>原子炉冷却材の流出</td> </tr> </table>	オーバードレン	事故シーケンス	事故シーケンスグループ		オーバードレン	原子炉冷却材の流出									
オーバードレン	事故シーケンス																				
	オーバードレン																				
オーバードレン	事故シーケンス	事故シーケンスグループ																			
	オーバードレン	原子炉冷却材の流出																			
<table border="1"> <tr> <td>反応度の誤投入</td> <td>事故シーケンス</td> </tr> <tr> <td></td> <td>反応度の誤投入</td> </tr> </table>	反応度の誤投入	事故シーケンス		反応度の誤投入		<table border="1"> <tr> <td>反応度の誤投入</td> <td>事故シーケンス</td> <td>事故シーケンスグループ</td> </tr> <tr> <td></td> <td>反応度の誤投入</td> <td>反応度の誤投入</td> </tr> </table>	反応度の誤投入	事故シーケンス	事故シーケンスグループ		反応度の誤投入	反応度の誤投入									
反応度の誤投入	事故シーケンス																				
	反応度の誤投入																				
反応度の誤投入	事故シーケンス	事故シーケンスグループ																			
	反応度の誤投入	反応度の誤投入																			
<p>第1.2.5図 停止時PRAにおけるイベントツリー</p>		<p>第6.2.5図 内部事象停止時レベル1 PRAイベントツリー</p>																			

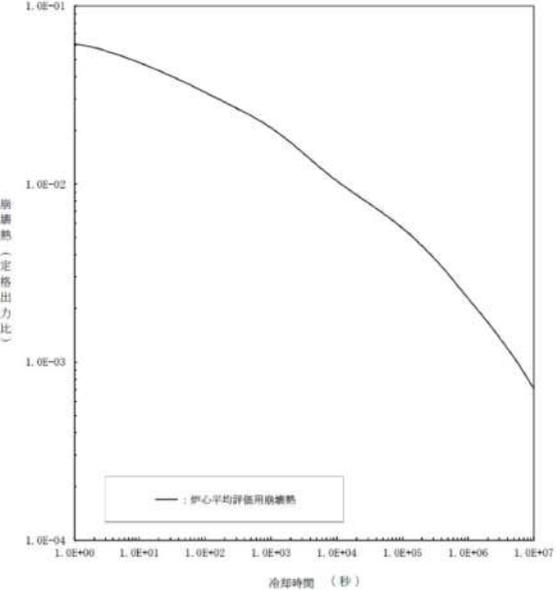
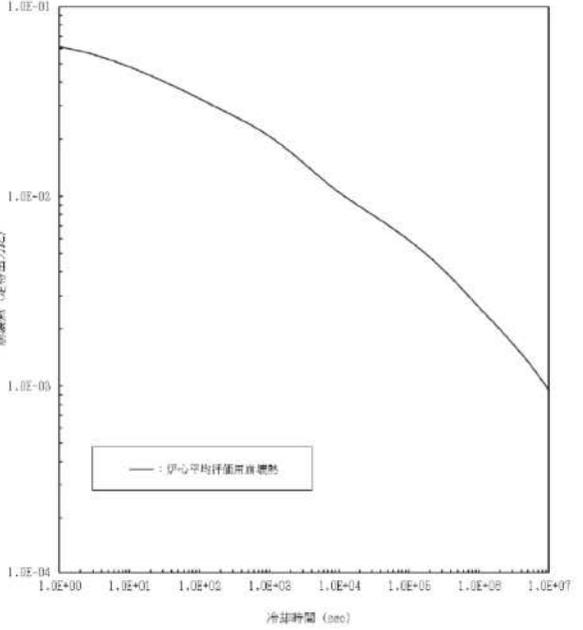
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="313 893 604 917">第 1.5.1 図 高温点評価用崩壊熱</p>	 <p data-bbox="918 590 1187 614">第 1.5.1 図 原子炉停止後の崩壊熱</p>	 <p data-bbox="1523 933 1814 957">第6.5.1図 高温点評価用崩壊熱</p>	

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="302 901 616 925">第 1.5.2 図 炉心平均評価用崩壊熱</p>		 <p data-bbox="1534 933 1803 957">第6.5.2図 炉心平均評価用崩壊熱</p>	

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>第1.5.3図 トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線</p>		<p>第6.5.3図 トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線</p>	
<p>第1.5.4図 過大出力ΔT高及び過大温度ΔT高による保護限界図</p>		<p>第6.5.4図 過大出力ΔT高及び過大温度ΔT高による保護限界図（代表例）</p>	<p>設計の相違</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について）

高浜発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 1.1.1</p> <p style="text-align: center;">高浜3号炉及び4号炉の重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について</p> <p>高浜3号炉及び4号炉の設置変更許可申請書における重大事故等対策の有効性評価においては、高浜3号炉及び4号炉の特徴を踏まえた解析入力条件を設定し、重要事故シーケンス毎の解析により評価を行っている。解析の概要プロセスは以下のとおり。</p> <p>(1) 高浜3号炉及び4号炉の設計情報、重大事故等の対策に係る事故時運転操作や現場機器操作等の対応（計画段階含む）に関する情報等を収集・整理する。</p> <p>(2) 上記情報を元に評価すべき個別事故シーケンス毎の解析入力条件を整備する。ここで、プラントパラメータに関わる入力条件については、メーカーが所有する17×17型3ループの標準的なプラント設計情報に基づく解析入力値のセット（以下「標準値」という）をベースとして活用しつつ、高浜3号炉及び4号炉の設計情報を基に修正すべきパラメータを決定し、高浜3号炉及び4号炉としての個別の解析入力条件を確定する。その際、各パラメータの解析入力条件の設定においては、下記の考え方に基づいている。</p> <p>①標準値と高浜3号炉及び4号炉の設計値等（設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性評価を確認するための評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるよう設定した値）が同等の場合または保守的な場合には標準値を適用</p> <p>②標準値と高浜3号炉及び4号炉の設計値が異なる場合には、入力条件の違いが解析結果に有意な影響を及ぼしうる場合（事象）については、高浜3号炉及び4号炉の設計値等を使用</p> <p>(3) 解析結果の妥当性確認に関しては、ピーク値が炉心損傷や格納容器破損防止等の評価項目となるパラメータを満足していることを確認するだけでなく、当該事象の推移の物理的意味を解釈し、高浜3号炉及び4号炉で想定している重大事故等対策の十分性や課題の有無を確認する。</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 6.1.1</p> <p style="text-align: center;">重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について</p> <p>泊発電所3号炉の設置変更許可申請書における重大事故等対策の有効性評価については、事象進展の不確かさを考慮して、泊発電所3号炉の設計値等の現実的な条件を基本としつつ、有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるよう設定した値を解析入力条件として、重要事故シーケンス等毎の解析により評価している。</p> <p>別紙に各重要事故シーケンス等における主要な解析条件の設定について示す。</p>	<p>※泊は当初標準値で解析していたため本資料を作成したが、大飯は当初から個別解析を実施しているプラントであるため、本資料に該当する資料はない。従って、泊と同様の高浜3 / 4号炉の資料を参考に掲載</p> <p>記載内容の相違</p> <p>・泊は個別解析について、高浜は標準値に関して記載</p>

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について）

高浜発電所3/4号炉				泊発電所3号炉				相違理由
名	称	解析条件	解析条件の位置付け	高浜3、4号機設計値（最悪値）	標準値（3グループ標準入力）の適用理由			
① 初期条件								
1)	炉心熱出力	2.652×1.02MW	設計値+定常誤差	高浜3、4号機の最高値より大きく、解析結果を押し下げるため、標準値を設計値より小さく、解析結果を押し下げるため、標準値を設計値より小さくする。	高浜3、4号機の最高値より大きく、解析結果を押し下げるため、標準値を設計値より小さく、解析結果を押し下げるため、標準値を設計値より小さくする。	標準値は、高浜3、4号機の最高値より大きく、解析結果を押し下げるため、標準値を設計値より小さく、解析結果を押し下げるため、標準値を設計値より小さくする。		
2)	1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa(gage)	設計値+定常誤差					
3)	1次冷却材平均温度	302.3±2.2℃	設計値+定常誤差					
4)	炉心温度	AESJ機殻温度+ORIGEN-2	標準値（炉心運用の包絡値）					
5)	蒸気発生器2次側冷却水量	48t（1基当たり）	標準値					
② 重大事故等対策に関する機器条件								
1)	原子炉トリップ信号（蒸気発生器水位異常低）							
1)	設定点	蒸気発生器冷却水水位11%	設計値（下限値）					
2)	起動時間	2秒後に制御棒落し開始	最大値（設計要求値）					
1)	容量	2台	設計値					
ii)	容量	最小値（設計値に余裕を考慮した値）						
3)	加圧器送り弁	最小値 (高圧注入特性： 0m ³ /h～約150m ³ /h、 0MPa(gage)～約 16.9MPa(gage))	設計値					
1)	容量	2台	設計値					
ii)	容量	250t/h（1基当たり）	設計値					
③ 重大事故等対策に関する操作条件								
1)	フュードアンドフリード（高圧注入及び加圧器送だし再開）							
1)	開始条件（非常用炉心冷却設備作動後等自動復帰+加圧器送だし再開）							
1)	開始条件	蒸気発生器冷却水水位0%到達の6分後	運転員等操作余裕の考え方					

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

名称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】標準値（3グループ標準入力）
1) 初期条件			
1)	炉心熱出力	2.652×1.02MW	2.652×1.02MW
2)	1次冷却材圧力	15.41+0.21 MPa [esse]	15.41+0.21 MPa [esse]
3)	1次冷却材平均温度	306.0±2.2℃	302.3±2.2℃
4)	炉心温度	AESJ機殻温度+ORIGEN-2	AESJ機殻温度+ORIGEN-2
5)	蒸気発生器2次側冷却水量	50t（1基当たり）	48t（1基当たり）
1)	原子炉トリップ信号（蒸気発生器水位低）		
1)	設定点	蒸気発生器冷却水水位11%	蒸気発生器冷却水水位11%
2)	起動時間	2秒後に制御棒落し開始	2秒後に制御棒落し開始
1)	容量	2台	2台
ii)	容量	最小値（設計値に余裕を考慮した値）	最小値（設計値に余裕を考慮した値）
3)	加圧器送り弁	最小値（高圧注入特性： 0m ³ /h～約250m ³ /h、 0MPa [esse]）	最小値（高圧注入特性： 0m ³ /h～約250m ³ /h、 0MPa [esse]）
1)	容量	2台	2台
ii)	容量	95t/h（1基当たり）	95t/h（1基当たり）
1)	開始条件（非常用炉心冷却設備作動後等自動復帰+加圧器送だし再開）		
1)	開始条件	蒸気発生器冷却水水位0%到達の5分後	蒸気発生器冷却水水位0%到達の5分後

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について)

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

高浜発電所3 / 4号炉				泊発電所3号炉				相違理由
名	称	解析条件	解析条件の位置付け	高浜3, 4号機設計値 (基準値)	標準値 (3ループ標準入力) の適用理由			
(1) 初期条件	1 炉心熱出力	2,652×1.02MW	設計値+定常基準					
	2 1次冷却炉圧力	15.41±0.21MPa(gage)	設計値+定常基準					
	3 1次冷却炉平均流量	302.3±2.2t	設計値+定常基準					
	4 炉心熱源熱	AESJ補償値+ORIGEN-2	標準値 (炉心運用の包絡値)					
	5 蒸気発生器3次側保有水量	48t (1基当たり)	標準値					
6 原子炉格納容器自由体積	67.40m ³	最小値	設計値に余裕を考慮した値					
(2) 事故条件	1 RCPシールドからの漏えい率(初期)	定格圧力において約0.09m ³ /h (480gpm) (1台当たり)相当となる口徑約1.6cm (約0.6インチ) (1台当たり)※1	WCAP-15603における最大の漏えい率の値として設定					
	2 事故発生時からの漏えい率(想定)	定格圧力において約4.8m ³ /h (21gpm) (1台当たり)相当となる口徑約0.3m (約0.13インチ) (1台当たり)※2	WCAP-15603の3センチールが健全な場合の漏えい率として設定					
(3) 重大事故等対策に関連する機器条件	1 原子炉トリップ信号							
	1 1次冷却炉ポンプ電源電圧低下		設計値 (トリップ限界値)					
	1 設定点	65%定格点	最大値 (設計要求値)					
	1 設定時間	1.3秒後に制御棒落下開始	最大値 (設計要求値)					
	1 タービン制御給水ポンプ							
	1 給水開始 (起動遅れ時間)	事故発生後60秒後 (自動起動)	最大値 (設計値に余裕を考慮した値)					
	1 調整	1台	設計値					
	1 容量	160m ³ /hr (蒸気発生器3基合計)	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)					
	1 調整	3個 (1ループ当たり1個)	設計値					
	1 容量	定格主蒸気減量の10% (1個当たり)	設計値					
	1 調整	3個 (1ループ当たり1基)	設計値					
	1 容量	3基 (1ループ当たり1基)	設計値					
	1 調整	3基 (1ループ当たり1基)	設計値					
	1 容量	最低保持圧力	設計値					
	1 調整	29.0m ³ (1基当たり)	最低保有水量					

7.1.2 全交流動力電源喪失

名	称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考】標準値 (3ループ標準入力)	
(1) 初期条件	1 炉心熱出力	2,652×1.02MW	定格値+定常基準	2,652×1.02MW	
	2 1次冷却炉圧力	15.41±0.21MPa(gage)	定格値+定常基準	15.41±0.21MPa(gage)	
	3 1次冷却炉平均流量	306.6±2.2t	定格値+定常基準	302.3±2.2t	
	4 炉心熱源熱	AESJ補償値+ORIGEN-2	炉心運用の包絡値	AESJ補償値+ORIGEN-2	
	5 蒸気発生器2次側保有水量	50t (1基当たり)	設計値	48t (1基当たり)	
	6 原子炉格納容器自由体積	65.90m ³	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	67.40m ³	
	(2) 事故条件	1 RCPシールドからの漏えい率(初期) (事故発生時からの漏えいを想定)	定格圧力において約160m ³ /h (480gpm) (1台当たり)相当となる口徑約1.6cm (約0.6インチ) (1台当たり)※1 定格圧力において約1.5m ³ /h (1台当たり)相当となる口徑約0.2m (約0.07インチ) (1台当たり)※2	最大値 (実機評価範囲に余裕を考慮した値) 最大値 (実機評価範囲に余裕を考慮した値)	定格圧力において約160m ³ /h (480gpm) (1台当たり)相当となる口徑約1.6cm (約0.6インチ) (1台当たり)※1 定格圧力において約1.5m ³ /h (1台当たり)相当となる口徑約0.2m (約0.07インチ) (1台当たり)※2
		2 重大事故等対策に関連する機器条件			
	1 原子炉トリップ信号				
	1 1次冷却炉ポンプ電源電圧低下		設計値 (トリップ限界値)		
	1 設定点	65%定格点	最大値 (設計要求値)		
	1 設定時間	1.8秒後に制御棒落下開始	最大値 (設計要求値)		
	1 タービン制御給水ポンプ				
	1 給水開始 (起動遅れ時間)	事故発生後60秒後 (自動起動)	最大値 (設計値に余裕を考慮した値)		
	1 調整	1台	設計値		
1 容量	80m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)			
1 調整	3個 (1ループ当たり1個)	設計値			
1 容量	定格ループ流量の10% (1個当たり)	設計値			
1 調整	3基 (1ループ当たり1基)	設計値			
1 容量	4.0MPa(gage)	設計値			
1 調整	29.0m ³ (1基当たり)	最低保有水量			

(※1) : SBO+RCP シールド LOCA の条件
 (※2) : SBO+RCP シールド LOCA 無しの条件

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について)

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

高浜発電所3 / 4号炉				泊発電所3号炉				相違理由
名称	解析条件	解析条件の位置付け	高浜3、4号機設計書(考慮値)	標準値(3ループ標準入力)の適用理由				
II 燃料圧力	4.0MPa[gage]	最低保持圧力						
III 保有不量	29.0m ³ (1層当たり)	最低保有不量						
5) 圧縮代替低圧水ポンプ	30m ³ /h ^{※1} /考慮しない ^{※2}	設計値						
6) 備えい停止圧力	考慮しない ^{※1} / 0.83MPa[gage] ^{※2}	(RCP封水ライン)過剰し弁の 吹き止まり圧力)						
(4) 重大事故等対策に関する操作条件								
1) 主蒸気過熱し弁								
II 2 次冷却制御開始	事故発生から30分後	運転員等操作余裕の考え方						
III 2 次冷却制御開始時間	蓄圧タンク出口弁閉止10分後	運転員等操作余裕の考え方						
2) 1次冷却材温度の維持	1.7MPa[gage] 到達時	運転員等操作余裕の考え方						
I 注入流量	及び 1 次冷却材温度170℃ (約 0.7MPa[gage]) 到達時							
3) 蓄圧タンク								
I 出口弁閉止	1 次冷却材圧力1.7MPa[gage] 到達及び代替交換電源確立 (60分 ^{※1} /24時間 ^{※2})から10分 後	運転員等操作余裕の考え方						
4) 補助給水流量の調整	蒸気発生器鉄水水位内	運転員等操作余裕の考え方						
5) 圧縮代替低圧水ポンプ	1 次冷却材圧力0.7MPa[gage] 到達及び代替交換電源確立 (60分 ^{※1} /考慮しない ^{※2})	運転員等操作余裕の考え方						
6) 交換電源確立	事故発生時の24時間後 ^{※2}							
(※1) : SBO+RCP シールド LOC A の条件 (※2) : SBO+RCP シールド LOC A 無し の条件								
名称	解析条件	解析条件の位置付け	高浜3、4号機設計書(考慮値)	標準値(3ループ標準入力)の適用理由				
6) 代替格納容器スプレッドポンプ								
I 注入流量	30m ³ /h ^{※1} /考慮しない ^{※2}	設計値						
6) 備えい停止圧力	考慮しない ^{※1} / 0.83MPa[gage] ^{※2}	(RCP封水ライン)過剰し弁の吹き止まり圧力)						
(4) 重大事故等対策に関する操作条件								
1) 主蒸気過熱し弁								
I 2 次冷却制御開始時間	事故発生時の30分後	運転員等操作余裕の考え方						
II 2 次冷却制御開始時間	蓄圧タンク出口弁閉止10分後	運転員等操作余裕の考え方						
2) 1次冷却材温度の維持	1 次冷却材温度 208℃ (約 1.7MPa[gage]) 到達時 及び 1 次冷却材温度 170℃ (約 0.7MPa[gage]) 到達時	運転員等操作余裕の考え方						
3) 蓄圧タンク								
I 出口弁閉止	1 次冷却材圧力 1.7MPa[gage] 到達及び代替交換電源確立 (60分 ^{※1} /24時間 ^{※2}) から 10 分後	運転員等操作余裕の考え方						
4) 補助給水流量の調整	蒸気発生器鉄水水位内	運転員等操作余裕の考え方						
5) 代替格納容器スプレッドポンプ	1 次冷却材圧力 0.7MPa[gage] 到達及び代替交換電源確立 (60分) 時点 ^{※1} /考慮しない ^{※2}	運転員等操作余裕の考え方						
6) 交換電源確立	事故発生時の60分後 ^{※1} /事故発生時の24時間後 ^{※2}							
(※1) : SBO+RCP シールド LOC A の条件 (※2) : SBO+RCP シールド LOC A 無し の条件								

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について)

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

高浜発電所3 / 4号炉				泊発電所3号炉				相違理由
名	解析条件	解析条件の位置付け	高浜3、4号機設計値(最高値)	解析条件の位置付け	高浜3、4号機設計値(最高値)	標準値 (3ループ標準入力) の適用理由		
2.4 格納容器除熱機能喪失								
(1) 初期条件								
1) 炉心熱出力	2,652×1.02MW	設計値+定常熱差		設計値+定常熱差				
2) 1次冷却炉圧力	15.41+0.21MPa[gage]	設計値+定常熱差		設計値+定常熱差				
3) 1次冷却炉平均温度	302.9+2.2℃	設計値+定常熱差		設計値+定常熱差				
4) 炉心崩壊熱	ABSJ推定値+ORIGEN-2	標準値 (炉心運用の包絡値)		標準値 (炉心運用の包絡値)		標準値は、高浜3、4号機の標準値より大きく解析結果を差しよけるため、標準値を解析条件とする。 高浜3、4号機の設計値より大きく解析結果を差しよけるため、標準値を解析条件とする。		
5) 蒸気発生器2次側保水水量	48 t (1基当たり)	標準値		標準値		50 t (1基当たり)		
6) 原子炉格納容器自由体積	67,400m ³	最小値		最小値 (設計値に余裕を考慮した値)				
(2) 重大事故等対策に関連する機器条件								
1) 原子炉トリップ信号「原子炉圧力低」	i 設定値 ii 応答時間	12.73MPa[gage] 2.0秒		設計値 (トリップ限界値) 最大値 (設計要求値)				
2) 非常用炉心冷却設備(自動起動)信号「原子炉圧力異常低」	i 設定値 ii 応答時間	11.36MPa[gage] 0秒		設計値 (自動限界値) 最小値				
3) 充てん/高圧注入ポンプ	i 台数 ii 容量	2台 最大注入特性： (高圧注入特性： 0m ³ /h～約220m ³ /h、 0MPa[gage]～約 1.94MPa[gage])		設計値 (設計値に余裕を考慮した値)				
4) 余熱除去ポンプ	i 台数 ii 容量	2台 最大注入特性： (低圧注入特性： 0m ³ /h～約1,730m ³ /h、 0MPa[gage]～約 1.2MPa[gage])		設計値 (設計値に余裕を考慮した値)				
5) 補助給水ポンプ	i 給水開始 (起動遅れ時間) ii 台数	非常用炉心冷却設備(自動限界値)到達の60秒後(自動起動) 電動2台+タービン動1台		最大値 (設計要求値) 設計値				
7.1.4 格納容器除熱機能喪失								
(1) 初期条件								
1) 炉心熱出力	2,652×1.02MW	定格値+定常熱差		定格値+定常熱差				
2) 1次冷却炉圧力	15.41+0.21MPa[gage]	定格値+定常熱差		定格値+定常熱差				
3) 1次冷却炉平均温度	302.9+2.2℃	定格値+定常熱差		定格値+定常熱差				
4) 炉心崩壊熱	ABSJ推定値+ORIGEN-2	炉心運用の包絡値		炉心運用の包絡値				
5) 蒸気発生器2次側保水水量	50 t (1基当たり)	設計値		設計値		48 t (1基当たり)		
6) 原子炉格納容器自由体積	65,900m ³	最小値		最小値 (設計値に余裕を考慮した値)		67,400m ³		
(2) 重大事故等対策に関連する機器条件								
1) 原子炉トリップ信号「原子炉圧力低」	i 設定値 ii 応答時間	12.73 MPa [gage] 2.0 秒		設計値 (トリップ限界値) 最大値 (設計要求値)		12.73 MPa[gage] 2.0 秒		
2) 非常用炉心冷却設備(自動起動)信号「原子炉圧力異常低」	i 設定値 ii 応答時間	11.36 MPa [gage] 0 秒		設計値 (自動限界値) 最小値		11.36 MPa[gage] 0 秒		
3) 高圧注入ポンプ	i 台数 ii 容量	2 台 最大注入特性： (高圧注入特性： 0m ³ /h～約350m ³ /h、 0 MPa[gage]～約15.7 MPa[gage])		設計値 (設計値に余裕を考慮した値)		2 台 最大注入特性： (高圧注入特性： 0m ³ /h～約350m ³ /h、 0 MPa[gage]～約15.6 MPa[gage])		
4) 余熱除去ポンプ	i 台数 ii 容量	注入時：2 台 再循環時：0 台 最大注入特性： (低圧注入特性： 0m ³ /h～約1,830m ³ /h、 0 MPa[gage]～約1.3 MPa[gage])		再循環時に高圧注入系の喪失を仮定 最大値 (設計値に余裕を考慮した値)		注入時：2 台 再循環時：0 台 最大注入特性： (低圧注入特性： 0m ³ /h～約1,830m ³ /h、 0 MPa[gage]～約1.3 MPa[gage])		
5) 補助給水ポンプ	i 給水開始 (自動遅れ時間) ii 台数 iii 容量	非常用炉心冷却設備(自動限界値)到達の60秒後 (自動遅れ時間) 電動2台+タービン動1台 150m ³ /h (蒸気発生器3基合計)		最大値 (設計要求値) 設計値 最小値 (設計値に余裕を考慮した値)		非常用炉心冷却設備(自動限界値)到達の60秒後(自動起動) 電動2台+タービン動1台 280m ³ /h (蒸気発生器3基合計)		

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について)

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

高浜発電所3 / 4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

名	称	解析条件	解析条件の位置付け (最小値(設計値)に劣等を考慮した値)	高浜3, 4号炉 設計値(基準値)	標準値(3ループ標準入力)の運用理由
Ⅲ	容量	約250 m ³ /h (蒸気発生器3基合計)			
6)	蓄圧タンク				
ⅰ	基数	2基 (健全側ループに各1基)			
ⅱ	保持圧力	4.04MPa[gage]			
ⅲ	保有水量	29.0m ³ (1基当たり)			
7)	再循環運転切替				
ⅰ	燃料取替用水タンク 再循環切替水位 (注水量)	16% [] m ³		[] m ³	高浜3, 4号機の設計値の方が標準値より少なく、再循環切替水位に到達する時間が早くなるが、貯留項目となるベラメータに与える影響は小さいため、標準値を解析条件とする。
8)	格納容器再循環ユニット				
ⅰ	基数	2基			
ⅱ	除熱特性	100℃~約155℃、 約1.9MW~約8.1MW (1基当たり)		100℃~約155℃、 約6.6MW~約11.7MW (1基当たり)	標準値は、高浜3、4号機の最高値より小さく解析結果を詳しくするため、標準値を解析条件とする。
③	重大事故等対策に關連する運転条件	原子炉格納容器最高使用圧力0.283MPa[gage] 到達から30分後	運転員等操作余裕の考え方		

枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。

(2 / 2)

名	称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考】標準値(3ループ標準入力)
6)	蓄圧タンク			
ⅰ	基数	2基 (健全側ループに各1基)	6基ループに接続する1基は有効に作動しないものとする。	2基 (健全側ループに各1基)
ⅱ	保持圧力	4.04 MPa[gage]		4.04 MPa[gage]
ⅲ	保有水量	29.0m ³ (1基当たり)		29.0m ³ (1基当たり)
7)	再循環運転切替			
ⅰ	燃料取替用水ピット 再循環切替水位 (注水量)	16.5% [] m ³		16% [] m ³
8)	格納容器再循環ユニット			
ⅰ	基数	2基		2基
ⅱ	除熱特性	100℃~約155℃、 約3.6MW~約6.5MW (1基当たり)		100℃~約155℃、 約1.9MW~約8.1MW (1基当たり)
③	重大事故等対策に關連する運転条件	原子炉格納容器最高使用圧力0.283 MPa[gage] 到達から30分後	運転員等操作余裕の考え方	原子炉格納容器最高使用圧力0.283 MPa[gage] 到達から30分後

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。

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について)

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

高浜発電所3 / 4号炉					泊発電所3号炉					相違理由	
名	称	解析条件	解析条件の位置付け	高浜3、4号機設計値 (取極値)	標準値 (3-RLOOP標準入力) の適用理由	名	称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】 標準値 (3-RLOOP標準入力)	相違理由
(1)	初期条件					(1)	初期条件				
1)	炉心熱出力	2.652MW	設計値	設計値		1)	炉心熱出力	2.652 MW	定極値	2.652 MW	
2)	1次冷却材圧力	15.41MPa(設計)	設計値	設計値		2)	1次冷却材圧力	15.41 MPa(設計)	定極値	15.41 MPa(設計)	
3)	1次冷却材平均温度	302.3℃	設計値	設計値		3)	1次冷却材平均温度	302.3℃	定極値	302.3℃	
4)	炉心相熱	MESA標準値+ORIGEN-2	標準値 (炉心適用の場合)	炉心適用の場合		4)	炉心相熱	MESA標準値+ORIGEN-2	炉心適用の場合	MESA標準値+ORIGEN-2	
5)	減速材温度係数	初期：-13pcm/℃	設計値 (炉心適用の場合)	設計値 (炉心適用の場合)		5)	減速材温度係数	初期：-13pcm/℃	設計値	初期：-13pcm/℃	
6)	ドップラ特性	ワラン燃料平衡炉心及びI/MOX燃料平衡炉心を代表するドップラ特性	標準値	標準値		6)	ドップラ特性	ワラン燃料平衡炉心及びI/MOX燃料平衡炉心を代表するドップラ特性	標準値	ワラン燃料平衡炉心及びI/MOX燃料平衡炉心を代表するドップラ特性	
7)	対象炉心	ワラン燃料平衡炉心に対し、設定した減速材温度係数、ドップラ特性を考慮した炉心	標準値	標準値		7)	対象炉心	ワラン燃料平衡炉心に対し、設定した減速材温度係数、ドップラ特性を考慮した炉心	標準値	ワラン燃料平衡炉心に対し、設定した減速材温度係数、ドップラ特性を考慮した炉心	
8)	蒸気発生器2次側保水水量	48t (1個当たり)	標準値	標準値		8)	蒸気発生器2次側保水水量	48t (1個当たり)	標準値	48t (1個当たり)	
(2)	重大事故等対策に関連する機器条件					(2)	重大事故等対策に関連する機器条件				
1)	ATWS緩和設備 (主蒸気ライン隔離/補助給水ポンプ作動)					1)	ATWS緩和設備 (主蒸気ライン隔離/補助給水ポンプ作動)				
1)	設置時間	蒸気発生器水位異常電 (保護水位7%)	設計値	設計値		1)	設置時間	蒸気発生器水位異常電 (保護水位7%)	設計値	設計値	
1-1)	主蒸気ライン隔離	ATWS緩和設備作動設定点 (起動遅れ時間)	最大値 (設計要求値)	最大値 (設計要求値)		1-1)	主蒸気ライン隔離	ATWS緩和設備作動設定点 (起動遅れ時間)	最大値 (設計要求値)	最大値 (設計要求値)	
1-2)	補助給水ポンプ	ATWS緩和設備作動設定点 (起動遅れ時間)	最大値 (設計要求値)	最大値 (設計要求値)		1-2)	補助給水ポンプ	ATWS緩和設備作動設定点 (起動遅れ時間)	最大値 (設計要求値)	最大値 (設計要求値)	
1	起動時間	ATWS緩和設備作動設定点 (起動遅れ時間)	設計値	設計値		1	起動時間	ATWS緩和設備作動設定点 (起動遅れ時間)	設計値	設計値	
II	容量	電動2台+タービン動1台 (蒸気発生器3基合計)	設計値	設計値		II	容量	電動2台+タービン動1台 (蒸気発生器3基合計)	設計値	電動2台+タービン動1台 (蒸気発生器3基合計)	
2)	MFE部過がし弁					2)	MFE部過がし弁				
1)	設置時間	ATWS緩和設備作動設定点 (起動遅れ時間)	設計値	設計値		1)	設置時間	ATWS緩和設備作動設定点 (起動遅れ時間)	設計値	設計値	
II	容量	電動2台+タービン動1台 (蒸気発生器3基合計)	設計値	設計値		II	容量	電動2台+タービン動1台 (蒸気発生器3基合計)	設計値	電動2台+タービン動1台 (蒸気発生器3基合計)	
1)	設置時間	ATWS緩和設備作動設定点 (起動遅れ時間)	設計値	設計値		1)	設置時間	ATWS緩和設備作動設定点 (起動遅れ時間)	設計値	設計値	
II	容量	電動2台+タービン動1台 (蒸気発生器3基合計)	設計値	設計値		II	容量	電動2台+タービン動1台 (蒸気発生器3基合計)	設計値	電動2台+タービン動1台 (蒸気発生器3基合計)	

7.1.5 原子炉停止機能喪失

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について)

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

高浜発電所3 / 4号炉				泊発電所3号炉				相違理由
名	称	解析条件	解析条件の位置付け	高浜3、4号機設計値 (最悪値)	解析条件の位置付け	泊発電所3号機設計値 (3A-ブ標準入力)		
2.6 ECCS注水機能喪失								
(1)	初期条件							
1)	炉心熱出力	2.652×1.02MW	設計値+定常熱源			2.652×1.02 MW		
2)	1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa(gage)	設計値+定常熱源			15.41+0.21 MPa(gage)		
3)	1次冷却材平均温度	302.3+2.2℃	設計値+定常熱源			302.3+2.2℃		
4)	炉心熱源	AESJ推進値+ORIGEN-2	標準値 (炉心運用の名義値)			AESJ推進値+ORIGEN-2		
5)	蒸気発生器の冷却床有水量	48 t (1基当たり)	標準値			50 t (1基当たり)	標準値は、高浜3、4号機の最悪値より大きく解析結果を厳しくするため、標準値を解析条件とする。 高浜3、4号機の設計値より小さく解析結果を厳しくするため、標準値を解析条件とする。	
(2) 重大事故等対策に關連する機器条件								
1)	原子炉トリップ信号 「原子炉圧力低」							
i)	設定点	12.73MPa(gage)	設計値 (トリップ限界値)			12.73 MPa(gage)		
ii)	応答時間	2.0秒後に制御棒落下開始	最大値 (設計要求値)			2.0秒		
2-1)非常用炉心冷却設備作動 信号「原子炉圧力低」+加圧器 水位低の一致								
i)	設定点	12.04MPa(gage)	設計値 (作動限界値)			12.04 MPa(gage)		
ii)	応答時間	水位検知器下端 2.0秒	最大値 (設計要求値)			2.0秒		
2-2)非常用炉心冷却設備作動 信号「原子炉圧力異常低」								
i)	設定点	11.36MPa(gage)	設計値 (作動限界値)			11.36 MPa(gage)		
ii)	応答時間	2.0秒	最大値 (設計要求値)			2.0秒		
3)	余熱除去ポンプ							
i)	台数	2台	設計値 (備用注入系は機能喪失を仮定 しない)			2台		
ii)	容量	最小注入特性 (低圧注入特性： 0 m ³ /h ~ 約830 m ³ /h、 0MPa(gage) ~ 約 0.7MPa(gage))	設計値			最小注入特性 (低圧注入特性： 0 m ³ /h ~ 約770 m ³ /h、 0MPa(gage) ~ 0.7MPa(gage))	高浜3、4号機の最悪値 (最小注入特性) は、標準値と比べてわずかに小さく、1次系への注水流量は少なくなると ため、1次系保有水量の回復が遅くなるが、低圧注入開始時 点で既に炉心は降圧水している。また、低圧注入開始後 蒸散量 (最大約80 m ³ /h) に対し、蓄圧注入終了後の1次冷却 材圧力 (約0.6MPa(gage)以下) での余熱除去ポンプの最小 注入特性として、標準値又は高浜3、4号機の最悪値のい ずれを用いた場合においても、200 m ³ /h以上の低圧注水が 可能であり、蒸散量に対して十分な注水量を確保できるこ とから、炉心が再度騰出することは無い、したがって、評 価項目となるパラメータに与える影響は小さいことから、 標準値を使用する。	
4)	補助給水ポンプ 1) 起動遅延時間	非常用炉心冷却設備 (作動限界 値) 到達の60秒後 (自動起動)	最大値 (設計要求値)					
7.1.6 ECCS注水機能喪失								
(1)	初期条件							
1)	炉心熱出力	2.652×1.02 MW	定積値+定常熱源			2.652×1.02 MW		
2)	1次冷却材圧力	15.41+0.21 MPa(gage)	定積値+定常熱源			15.41+0.21 MPa(gage)		
3)	1次冷却材平均温度	302.3+2.2℃	定積値+定常熱源			302.3+2.2℃		
4)	炉心熱源	AESJ推進値+ORIGEN-2	炉心運用の名義値			AESJ推進値+ORIGEN-2		
5)	蒸気発生器2次側保有水量	50 t (1基当たり)	設計値			48 t (1基当たり)		
(2)	重大事故等対策に關連する機器条件 「原子炉圧力低」							
i)	設定点	12.73 MPa(gage)	設計値 (トリップ限界値)			12.73 MPa(gage)		
ii)	応答時間	2.0秒後に制御棒落下開始	最大値 (設計要求値)			2.0秒後に制御棒落下開始		
2-1)非常用炉心冷却設備作動信号 「原子炉圧力低」+加圧器水位低の一致								
i)	設定点	12.04 MPa(gage)	設計値 (作動限界値)			12.04 MPa(gage)		
ii)	応答時間	水位検出器下端 2.0秒	設計値 (作動限界値) 最大値 (設計要求値)			2.0秒		
2-2)非常用炉心冷却設備作動信号 「原子炉圧力異常低」								
i)	設定点	11.36 MPa(gage)	設計値 (作動限界値)			11.36 MPa(gage)		
ii)	応答時間	2.0秒	最大値 (設計要求値)			2.0秒		
3)	余熱除去ポンプ							
i)	台数	2台	設計値 (備用注入系は機能喪失を仮定)			2台		
ii)	容量	最小注入特性 (低圧注入特性： 0 m ³ /h ~ 約770 m ³ /h、 0MPa(gage) ~ 約0.8 MPa(gage))	設計値			最小注入特性 (低圧注入特性： 0 m ³ /h ~ 約 830 m ³ /h、 0 MPa(gage) ~ 約0.7 MPa(gage))		
4)	補助給水ポンプ							
i)	給水開始 (起動遅延時間)	非常用炉心冷却設備 (作動限界値) 到達の60秒後 (自動起動)	最大値 (設計要求値)			非常用炉心冷却設備 (作動限界値) 到達の60秒後 (自 動起動)		
ii)	台数	電動2台+タービン動1台	設計値			電動2台+タービン動1台		
iii)	容量	130 m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	設計値 最小値 (設計値に余裕を考慮した値)			290 m ³ /h (蒸気発生器3基合計)		

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について)

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

高浜発電所3 / 4号炉				泊発電所3号炉				相違理由
名	新	解析条件	解析条件の位置付け	高浜3、4号炉 設計値 (基準値)	標準値 (3ループ標準入力) の適用理由			
ii 駆動		電動総合タービン動1台	設計値					
iii 容量		約280 m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	設計値 (設計値に余裕を考慮した値)					
5) 主蒸気速がし弁		3個 (1ループ当たり1個)	設計値					
i 駆動		定格主蒸気流量の約10% (1個当たり)	設計値					
ii 容量		2基 (健全ループに各1基)	設計ループに接続する1基は有効に作動しないものとする					
6) 蓄圧タンク		4.04MPa[gage]	最低保持圧力					
ii 保持圧力		29.0m ³ (1基当たり)	最低保有水量					
iii 保有水量								
③ 重大事故等対策に関連する動作条件								
1) 2次冷却液循環開始 (主蒸気速がし弁開)		非常用炉心冷却設備作動/信号発信の10分後に開始し1分で完了	運転員等操作余裕の考え方					
2) 補助給水流量の調整		蒸気発生器排水水位内	運転員等操作条件					
3) 駆動代用低圧注水ポンプ駆動		1次冷却材圧力 0.7MPa[gage]到達時	設計値					

名	新	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】 標準値 (3ループ標準入力)
5) 主蒸気速がし弁				
i 駆動		3個 (1ループ当たり1個)	設計値	3個 (1ループ当たり1個)
ii 容量		定格主蒸気流量の約10% (1個当たり)	設計値	定格主蒸気流量の約10% (1個当たり)
6) 蓄圧タンク				
i 駆動		2基 (健全ループに各1基)	硬断ループに接続する1基は有効に作動しないものとする	2基 (健全ループに各1基)
ii 保持圧力		4.04 MPa[gage]	最低保持圧力	4.04 MPa[gage]
iii 保有水量		29.0m ³ (1基当たり)	最低保有水量	29.0m ³ (1基当たり)
③ 重大事故等対策に関連する動作条件				
1) 2次冷却液循環開始 (主蒸気速がし弁開)		非常用炉心冷却設備作動/信号発信の10分後に開始し1分で完了	運転員等操作余裕の考え方	非常用炉心冷却設備作動/信号発信の10分後に開始し1分で完了
2) 補助給水流量の調整		蒸気発生器排水水位内	運転員等操作条件	蒸気発生器排水水位内

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について)

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

高浜発電所3 / 4号炉				泊発電所3号炉				相違理由
名	解析条件	解析条件の位置付け	高浜3、4号機設計値 (最悪値)	標準値 (3グループ標準入力) の適用理由	名	解析条件	解析条件の位置付け	相違理由
2.7. ECCS再循環機能喪失								
(1) 初期条件								
1) 炉心熱出力	2.652×1.02MW	設計値+定常誤差			1) 初期条件	2.652×1.02MW	設計値+定常誤差	
2) 1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa[gage]	設計値+定常誤差			2) 1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa[gage]	設計値+定常誤差	
3) 1次冷却材平均温度	302.3+2.2℃	設計値+定常誤差			3) 1次冷却材平均温度	302.3+2.2℃	設計値+定常誤差	
4) 炉心崩壊率	AESJ標準値+ORIGEN-2	標準値 (炉心崩壊の包絡線)			4) 炉心崩壊率	AESJ標準値+ORIGEN-2	標準値 (炉心崩壊の包絡線)	
5) 蒸気発生器の冷却保水水量	48 t (1基当たり)	標準値			5) 蒸気発生器の冷却保水水量	48 t (1基当たり)	標準値	
6) 原子炉格納容器自由体積	67,400m ³	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)			6) 原子炉格納容器自由体積	67,400m ³	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	
(2) 事故条件								
1) 再循環運転切替	燃料取扱費用水タンク水位低 (1.6%)到達時にECCS再循環	設計値			1) 再循環運転切替	燃料取扱費用水タンク水位低 (1.6%)到達時にECCS再循環	設計値	
再循環切替水位 (注水量)	6m ³	標準値			再循環切替水位 (注水量)	6m ³	標準値	
(3) 重大事故等対策に關連する機器条件								
1) 原子炉トリップ信号 (原子炉圧力低)	1.273MPa[gage]	設計値 (トリップ限界値) 最大値 (設計基準値)			1) 原子炉トリップ信号 (原子炉圧力低)	1.273MPa[gage]	設計値 (トリップ限界値) 最大値 (設計基準値)	
2) 応答時間	2.0秒	設計値			2) 応答時間	2.0秒	設計値	
3) 非常用炉心冷却設備作動信号 (原子炉圧力異常低)	11.36MPa[gage]	設計値 (作動限界値) 最小値			3) 非常用炉心冷却設備作動信号 (原子炉圧力異常低)	11.36MPa[gage]	設計値 (作動限界値) 最小値	
4) 応答時間	0秒	設計値			4) 応答時間	0秒	設計値	
5) 蒸気発生器の冷却保水水量	65,500m ³	設計値			5) 蒸気発生器の冷却保水水量	65,500m ³	設計値	
6) 原子炉格納容器自由体積	67,400m ³	設計値			6) 原子炉格納容器自由体積	67,400m ³	設計値	
7) 注入時 : 2台					7) 注入時 : 2台			
8) 再循環時 : 0台					8) 再循環時 : 0台			
7.1.7. ECCS再循環機能喪失								
(1/2)								
1) 初期条件	2.652×1.02MW	定格値+定常誤差			1) 初期条件	2.652×1.02MW	定格値+定常誤差	
2) 1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa[gage]	定格値+定常誤差			2) 1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa[gage]	定格値+定常誤差	
3) 1次冷却材平均温度	306.6+2.2℃	定格値+定常誤差			3) 1次冷却材平均温度	306.6+2.2℃	定格値+定常誤差	
4) 炉心崩壊率	AESJ標準値+ORIGEN-2	炉心崩壊の包絡線			4) 炉心崩壊率	AESJ標準値+ORIGEN-2	炉心崩壊の包絡線	
5) 蒸気発生器の冷却保水水量	50 t (1基当たり)	設計値			5) 蒸気発生器の冷却保水水量	50 t (1基当たり)	設計値	
6) 原子炉格納容器自由体積	65,500m ³	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)			6) 原子炉格納容器自由体積	65,500m ³	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	
7) 注入時 : 2台					7) 注入時 : 2台			
8) 再循環時 : 0台					8) 再循環時 : 0台			
(2) 重大事故等対策に關連する機器条件								
1) 燃料取扱費用水タンク再循環切替水位 (注水量)	6m ³	設計値			1) 燃料取扱費用水タンク再循環切替水位 (注水量)	6m ³	設計値	
2) 原子炉トリップ信号 (原子炉圧力低)	12.73 MPa [gage]	設計値 (トリップ限界値) 最大値 (設計基準値)			2) 原子炉トリップ信号 (原子炉圧力低)	12.73 MPa [gage]	設計値 (トリップ限界値) 最大値 (設計基準値)	
3) 非常用炉心冷却設備作動信号 (原子炉圧力異常低)	11.36 MPa [gage]	設計値 (作動限界値) 最小値			3) 非常用炉心冷却設備作動信号 (原子炉圧力異常低)	11.36 MPa [gage]	設計値 (作動限界値) 最小値	
4) 高圧注入ポンプ	注入時 : 2台 再循環時 : 0台	再循環時に高圧注入系の喪失を仮定			4) 高圧注入ポンプ	注入時 : 2台 再循環時 : 0台	再循環時に高圧注入系の喪失を仮定	
5) 容量	最大注入特性 : 0m ³ /h ~ 約350m ³ /h, 0 MPa [gage] ~ 約15.7 MPa [gage]	最大値 (設計値に余裕を考慮した値)			5) 容量	最大注入特性 : 0m ³ /h ~ 約350m ³ /h, 0 MPa [gage] ~ 約15.7 MPa [gage]	最大値 (設計値に余裕を考慮した値)	

特用みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について)

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

高浜発電所3 / 4号炉				泊発電所3号炉				相違理由
<p>名 称</p> <p>ii 容量</p> <p>5) 余熱除去ポンプ</p> <p>i 台数</p> <p>ii 容量</p> <p>6) 格納容器スプレイポンプ</p> <p>i 台数</p> <p>ii 容量</p> <p>7) 補助給水ポンプ</p> <p>i 給水開始 (起動遅れ時間)</p> <p>ii 台数</p> <p>iii 容量</p> <p>12) 蓄圧タンク</p> <p>i 基数</p> <p>ii 保持圧力</p> <p>iii 保有水量</p> <p>13) 代替再循環 (格納容器スプレイ1系列使用)</p> <p>i 流量</p> <p>(4) 重大事故等対策に関連する操作条件</p> <p>1) 代替再循環開始 (格納容器スプレイ1系列使用)</p>	<p>解析条件</p> <p>最大注入特性 (高圧注入特性) : 0m³/h~約950m³/h、0MPa[gage]~約19.6MPa[gage]</p> <p>再循環時: 2台</p> <p>再循環時: 0台</p> <p>最大注入特性 (低圧注入特性) : 0m³/h~約1,820m³/h、0MPa[gage]~約3.3MPa[gage]</p> <p>注入時: 2台</p> <p>再循環時: 1台</p> <p>約 200 m³/h (1台当たり)</p> <p>約 280 m³/h</p> <p>2基 (健全側ループに各1基)</p> <p>4.04MPa[gage]</p> <p>29.0cm³ (1基当たり)</p> <p>200 m³/h</p> <p>再循環運転切替失敗の30分後 (この間は注水がないと仮定)</p>	<p>解析条件の位置付け</p> <p>標準値</p> <p>再循環時に低圧注入系の喪失を仮定</p> <p>標準値</p> <p>再循環時に低圧注入系の喪失後、格納容器スプレイ(1系列)による代替再循環を使用した炉心注水を行う</p> <p>最大値 (設計値に余裕を考慮した値)</p> <p>設計値</p> <p>最小値 (設計値に余裕を考慮した値)</p> <p>設計ループに接続する1基は有効に作動しないものとする</p> <p>最低保有水量</p> <p>設計値</p> <p>運転員等漏れ弁の考え方</p>	<p>高浜3, 4号機設計値 (最悪値)</p> <p>最大注入特性 (高圧注入特性) : 0m³/h~約220m³/h、0MPa[gage]~約19.4MPa[gage]</p> <p>最大注入特性 (低圧注入特性) : 0m³/h~約1,730m³/h、0MPa[gage]~約1.2MPa[gage]</p> <p>再循環時に低圧注入系の喪失を仮定</p> <p>標準値</p> <p>再循環時に低圧注入系の喪失後、格納容器スプレイ(1系列)による代替再循環を使用した炉心注水を行う</p> <p>最大値 (設計値に余裕を考慮した値)</p> <p>設計値</p> <p>最小値 (設計値に余裕を考慮した値)</p> <p>設計ループに接続する1基は有効に作動しないものとする</p> <p>最低保有水量</p> <p>設計値</p> <p>運転員等漏れ弁の考え方</p>	<p>標準値 (3ループ標準入力) の適用理由</p> <p>標準値は、高浜3, 4号機の設計値より大きく解析結果を厳しくするため、標準値を解析条件とする。</p> <p>標準値は、高浜3, 4号機の設計値より大きく解析結果を厳しくするため、標準値を解析条件とする。</p>	<p>相違理由</p>			
<p>名 称</p> <p>5) 余熱除去ポンプ</p> <p>i 台数</p> <p>ii 容量</p> <p>6) 格納容器スプレイポンプ</p> <p>i 台数</p> <p>ii 容量</p> <p>7) 補助給水ポンプ</p> <p>i 給水開始 (起動遅れ時間)</p> <p>ii 台数</p> <p>iii 容量</p> <p>12) 蓄圧タンク</p> <p>i 基数</p> <p>ii 保持圧力</p> <p>iii 保有水量</p> <p>13) 代替再循環 (格納容器スプレイ1系列使用)</p> <p>i 流量</p> <p>(2 / 2)</p>	<p>解析条件</p> <p>注入時: 2台</p> <p>再循環時: 0台</p> <p>最大注入特性 (低圧注入特性) : 0m³/h~約1,820m³/h、0MPa[gage]~約1.3MPa[gage]</p> <p>注入時: 2台</p> <p>再循環時: 1台</p> <p>約 200 m³/h (1台当たり)</p> <p>非常用炉心冷却設備作動限界到達の60秒後 (自動起動)</p> <p>電動2台+タービン駆動1台</p> <p>150 m³/h (蒸気発生器3基合計)</p> <p>2基 (健全側ループに各1基)</p> <p>4.04 MPa[gage]</p> <p>29.0 m³ (1基当たり)</p> <p>200 m³/h</p> <p>再循環運転切替失敗の30分後</p>	<p>解析条件の位置付け</p> <p>再循環時に低圧注入系の最大値を仮定</p> <p>最大値 (設計値に余裕を考慮した値)</p> <p>設計値</p> <p>最小値 (設計値に余裕を考慮した値)</p> <p>設計ループに接続する1基は有効に作動しないものとする</p> <p>再循環運転切替失敗後、格納容器スプレイ1系列による代替再循環を使用した炉心注水を行う</p> <p>最大値 (設計値に余裕を考慮した値)</p> <p>設計値</p> <p>最低保有水量</p> <p>設計値</p> <p>運転員等漏れ弁の考え方</p>	<p>【参考値】標準値 (3ループ標準入力)</p> <p>注入時: 2台</p> <p>再循環時: 0台</p> <p>最大注入特性 (低圧注入特性) : 0m³/h~約1,820m³/h、0MPa[gage]~約1.3MPa[gage]</p> <p>注入時: 2台</p> <p>再循環時: 1台</p> <p>約 200 m³/h (蒸気発生器3基合計)</p> <p>非常用炉心冷却設備作動限界到達の60秒後 (自動起動)</p> <p>電動2台+タービン駆動1台</p> <p>約 200 m³/h (蒸気発生器3基合計)</p> <p>2基 (健全側ループに各1基)</p> <p>4.04 MPa[gage]</p> <p>29.0 m³ (1基当たり)</p> <p>200 m³/h</p> <p>再循環運転切替失敗の30分後 (この間は注水がないと仮定)</p>	<p>相違理由</p> <p>枠組みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>				

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について)

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

2.8. 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)

高浜発電所3 / 4号炉		泊発電所3号炉		相違理由
名	解析条件	解析条件の位置付け	高浜3、4号機設計値 (原簿値)	標準値 (3ループ標準入力) の適用理由
(1) 初期条件				
1) 炉心熱出力	2.652×1.02MW	設計値+定常熱量		
2) 1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa[gage]	設計値+定常熱量		
3) 1次冷却材平均温度	302.3+2.2℃	設計値+定常熱量		
4) 炉心熱線熱	AESJ推奨値+ORIGEN-2	標準値 (炉心適用の包絡値)		標準値は、表6.3、4号機の標準値より大きく解析結果を大きくするため、標準値を推奨値とします。
5) 蒸気発生器2次側保水水量	48 t (1基当たり)	標準値		運用炉心によって異なる炉心熱線熱は、表6.3、4号機の標準値より小さく解析結果を大きくするため、標準値を解析条件とする。
(2) 事故条件				
1) 破断箇所 (漏えい箇所) 破断口径 (等価直径)				
i 原子炉格納容器外の余熱除去冷却器出口逃がし弁 (低圧側2個、高圧側1個)	約3.8cm (約1.8インチ)相当	設計値		
ii 原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁 (2個)	約11cm (約4.2インチ)相当	設計値		
ii 余熱除去冷却器等				
ii 約4.1cm (1.6インチ)相当				
(3) 重大事故等対策に關連する機器条件				
1) 原子炉トリップ信号 [原子炉圧力低]				
i 設定点	12.73MPa[gage]	設計値 (トリップ限界値)		
ii 応答時間	2秒後に制御棒落下開始	最大値 (設計要求値)		
2) 非常用炉心冷却設備作動信号 [原子炉圧力異常低]				
i 設定点	11.36MPa[gage]	設計値 (作動限界値)		
ii 応答時間	2.0秒	最大値 (設計要求値)		
3) 死てん/高圧注入ポンプ				
i 台数	2台	設計値 (全5台中1台は待機)		
ii 容量	最大注入特性 (高圧注入特性) : 0m ³ /h ~ 約220m ³ /h、0MPa[gage] ~ 約19.4MPa[gage]	最大値 (設計値に余裕を考慮した値)		
4) 補助給水ポンプ				
i 給水開始 (起動遅れ時間)	非常用炉心冷却設備 (自動起動) 値到達の60秒後(自動起動)	最大値 (設計要求値)		
ii 運転	電動2台+タービン駆動1台	設計値		

7.1.8 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)

高浜発電所3 / 4号炉		泊発電所3号炉		相違理由
名	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】 標準値 (3ループ標準入力)	
(1) 初期条件				
1) 炉心熱出力	2.652×1.02MW	定常値+定常熱量	2.652×1.02MW	
2) 1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa[gage]	定常値+定常熱量	15.41+0.21MPa[gage]	
3) 1次冷却材平均温度	305.6+2.2℃	定常値+定常熱量	302.3+2.2℃	
4) 炉心熱線熱	AESJ推奨値+ORIGEN-2	炉心適用の包絡値	AESJ推奨値+ORIGEN-2	
5) 蒸気発生器2次側保水水量	50 t (1基当たり)	設計値	48 t (1基当たり)	
(2) 事故条件				
1) 破断箇所 (漏えい箇所)				
i 原子炉格納容器外の余熱除去冷却器出口逃がし弁 (1個)	約2.5cm (1インチ)相当	設計値	破断口径(等価直径) 約2.5cm (1インチ)相当	
ii 原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁 (1個)	約7.6cm (3インチ)相当	設計値	約7.6cm (3インチ)相当	
ii 余熱除去冷却器等				
ii 約2.9cm (1.15インチ)相当				
(3) 重大事故等対策に關連する機器条件				
1) 原子炉トリップ信号 [原子炉圧力低]				
i 設定点	12.73 MPa[gage]	設計値 (トリップ限界値)	12.73 MPa[gage]	
ii 非常用炉心冷却設備作動信号 [原子炉圧力異常低]	2.0秒後に制御棒落下開始	最大値 (設計要求値)	2.0秒後に制御棒落下開始	
i 設定点	11.36 MPa[gage]	設計値 (作動限界値)	11.36 MPa[gage]	
ii 応答時間	2.0秒	最大値 (設計要求値)	2.0秒	
3) 高圧注入ポンプ				
i 台数	2台	設計値	2台	
ii 容量	最大注入特性 (高圧注入特性) : 0m ³ /h ~ 約350m ³ /h、0MPa[gage] ~ 約16.7 MPa[gage]	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	最大注入特性 (高圧注入特性) : 0m ³ /h ~ 約350m ³ /h、0MPa[gage] ~ 約16.6 MPa[gage]	
4) 補助給水ポンプ				
i 給水開始 (起動遅れ時間)	非常用炉心冷却設備 (自動起動) 値到達の60秒後(自動起動)	最大値 (設計要求値)	非常用炉心冷却設備 (自動起動) 値到達の60秒後(自動起動)	
ii 運転	電動2台+タービン駆動1台	設計値	電動2台+タービン駆動1台	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について)

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

高浜発電所3 / 4号炉				泊発電所3号炉				相違理由
名	称	解析条件	解析条件の位置付け 最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	最高3 / 4号機 設計値 (最悪値)	標準値 (3ルーブ稼働入力) の運用理由			
5)	蓄圧タンク	約280 m ³ /h (蒸気発生器3基合計)						
	i) 基数	3基 (1ルーブ当たり1基)	設計値					
	ii) 保持圧力	4.04MPa(gage)	最低保持圧力					
	iii) 保持水量	29.0m ³ (1基当たり)	最低保持水量					
6)	主蒸気送がし弁	3個 (1ルーブ当たり1個)	設計値					
	ii) 個数	定額主蒸気流量の10% (1個当たり)	設計値					
7)	弁閉除去系送がし弁吹き止まり圧力	弁閉除去系最低値測出口送がし弁、弁閉除去系冷却器高圧側出口送がし弁及び弁閉除去系入口送がし弁の設計値	設計値					
(4) 重大事故等対策に關連する操作条件								
1)	2次系強制循環開始	非常用炉心冷却設備作動信号発信から25分後	運転員等操作余裕の考え方					
2)	補助給水流量の調整	蒸気発生器要求水位内	運転員等操作条件					
3)	加圧器送がし弁の開閉操作	加圧器送がし弁の開閉操作に際する条件成立後	運転員等操作条件					
4)	非常用炉心冷却設備の高圧注入から蒸気流入への切替え	非常用炉心冷却設備停止条件成立から2分後	運転員等操作余裕の考え方					
5)	蒸気流量の調整	加圧器水位計測範囲内	運転員等操作条件					
(2 / 2)								
iii)	容量	150 m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	解析条件	解析条件の位置付け 最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	【参考値】標準値 (3ルーブ稼働入力) 280 m ³ /h (蒸気発生器3基合計)			
5)	蓄圧タンク							
	i) 基数	3基 (1ルーブ当たり1基)	設計値		3基 (1ルーブ当たり1基)			
	ii) 保持圧力	4.04 MPa(gage)	最低保持圧力		4.04 MPa(gage)			
	iii) 保持水量	29.0 m ³ (1基当たり)	最低保持水量		29.0 m ³ (1基当たり)			
6)	主蒸気送がし弁							
	ii) 個数	3個 (1ルーブ当たり1個)	設計値		3個 (1ルーブ当たり1個)			
7)	弁閉除去系送がし弁吹き止まり圧力	弁閉除去系最低値測出口送がし弁、及び弁閉除去系入口送がし弁の設計値	設計値		定額主蒸気流量の10% (1個当たり) 弁閉除去系最低値測出口送がし弁、及び弁閉除去系入口送がし弁の設計値			
(4) 重大事故等対策に關連する操作条件								
1)	2次冷却強制循環開始	非常用炉心冷却設備作動信号発信から25分後	運転員等操作余裕の考え方		非常用炉心冷却設備作動信号発信から25分後			
2)	補助給水流量の調整	蒸気発生器要求水位内	運転員等操作条件		蒸気発生器要求水位内			
3)	加圧器送がし弁の開閉操作	加圧器送がし弁の開閉操作に際する条件成立後	運転員等操作条件		加圧器送がし弁の開閉操作に際する条件成立後			
4)	非常用炉心冷却設備の高圧注入から蒸気流入への切替え	非常用炉心冷却設備停止条件成立から4分後	運転員等操作余裕の考え方		非常用炉心冷却設備停止条件成立から2分後			
5)	蒸気流量の調整	加圧器水位計測範囲内	運転員等操作条件		加圧器水位計測範囲内			

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について)

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

高浜発電所3 / 4号炉				泊発電所3号炉				相違理由
名	称	解析条件	解析条件の位置付け	高浜3、4号機設計値 (緑字)	高浜3、4号機標準値 (3グループ標準入力) の運用理由			
(1)	初期条件							
1)	炉心熱出力	2.652×1.02MW	設計値+定常熱負					
2)	1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa[gage]	設計値+定常熱負					
3)	1次冷却材平均温度	302.3+2.2℃	設計値+定常熱負					
4)	炉心剛硬率	ABSJ推定値+0.10GN-2	標準値 (炉心運用の包絡値)		標準値は、高浜3、4号機の最悪値より大きく解析結果を際立たせるため、標準値を解析条件とする。			
5)	蒸気発生器2次側保水水量	48 t (1基当たり)	標準値		50 t (1基当たり)			
(2)	事故条件							
1)	蒸気発生器伝熱管破損	蒸気発生器の伝熱管1本の両端破断	事故想定					
2)	燃料組蒸気発生器の隔離事故	主蒸気安全弁1弁の閉鎖	事故想定					
(3)	重大事故等対策に關連する機器条件							
1)	原子炉トリップ信号 (原子炉圧力低)							
i)	設定点	12.73MPa[gage]	設計値 (トリップ限界値)					
ii)	応答時間	2秒後に制御棒落下開始	最大値 (設計要求値)					
2)	原子炉トリップ信号 (過大温度ΔT高)							
i)	設定点	1次冷却材平均温度等の閾値	設計値 (トリップ限界値)					
ii)	応答時間	6秒後に制御棒落下開始	最大値 (設計要求値)					
3)	非常用炉心冷却設備作動信号 (原子炉圧力低と加圧器水水位低の一致)							
i)	設定点	12.04MPa[gage] (圧力)	設計値 (作動限界値)					
ii)	応答時間	水位検出器下流水位 (水位)	設計値 (作動限界値)					
4)	高圧/高圧注入ポンプ1台数	2台	設計値 (全3台中1台は待機)					
ii)	容量	最大注入特性 (高圧注入特性) ; 0 m ³ /h ~ 約220 m ³ /h, 0MPa[gage] ~ 約18.6MPa[gage]	最大値 (設計値に余裕を考慮した値)					
5)	補助給水ポンプ1台数	非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後 (自動起動)	最大値 (設計要求値)					
ii)	備数	電動2台+タービン動1台	設計値					
7.1.8 格納容器バイパス (SGTR)								
(1)	初期条件							
1)	炉心熱出力	2.652×1.02MW	定常値+定常熱負					
2)	1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa[gage]	定常値+定常熱負					
3)	1次冷却材平均温度	302.6+2.2℃	定常値+定常熱負					
4)	炉心剛硬率	ABSJ推定値+0.10GN-2	炉心運用の包絡値					
5)	蒸気発生器2次側保水水量	50 t (1基当たり)	設計値					
(2)	事故条件							
1)	蒸気発生器伝熱管破断	蒸気発生器の伝熱管1本の両端破断*	事故想定					
2)	燃料組蒸気発生器の隔離事故	主蒸気安全弁1弁の閉鎖	事故想定					
(3)	重大事故等対策に關連する機器条件							
1)	原子炉トリップ信号 (原子炉圧力低)							
i)	設定点	12.73 MPa [gage]	設計値 (トリップ限界値)					
ii)	応答時間	2秒後に制御棒落下開始	最大値 (設計要求値)					
2)	原子炉トリップ信号 (過大温度ΔT高)							
i)	設定点	1次冷却材平均温度等の閾値	設計値 (トリップ限界値)					
ii)	応答時間	6秒後に制御棒落下開始	最大値 (設計要求値)					
3)	非常用炉心冷却設備作動信号 (原子炉圧力低と加圧器水水位低の一致)							
i)	設定点	12.04 MPa [gage]	設計値 (作動限界値)					
ii)	応答時間	水位検出器下流水位 (水位)	設計値 (作動限界値)					
4)	高圧注入ポンプ1台数	2台	設計値					
ii)	容量	最大注入特性 (高圧注入特性) ; 0 m ³ /h ~ 約350 m ³ /h, 0 MPa [gage] ~ 約15.7 MPa [gage]	最大値 (設計値に余裕を考慮した値)					
5)	補助給水ポンプ1台数	非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後 (自動起動)	最大値 (設計要求値)					
ii)	備数	電動2台+タービン動1台	設計値					

*格納容器は構内構外からの熱伝達による出口水温の管理値上を仮定

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について)

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

高浜発電所3 / 4号炉				泊発電所3号炉				相違理由
名称	解析条件	解析条件の位置付け (設計値に余裕を考慮した値)	標準値 (3-ループ標準入力) の運用理由	名称	解析条件	解析条件の位置付け (設計値に余裕を考慮した値)	標準値 (3-ループ標準入力) の運用理由	
Ⅲ 容量	約280 m ³ /h (蒸気発生器5基合計) (較損蒸気発生器隔離)	設計値		Ⅲ 容量	150 m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	設計値(設計値に余裕を考慮した値)	280 m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	
Ⅳ 1 運転	2個 (健全側1ループ当たり1個)	運転員等操作条件		Ⅳ 1 運転	2個 (健全側1ループ当たり1個)	運転員等操作条件	2個 (健全側1ループ当たり1個)	
Ⅳ 2 容量	定額蒸気流量の10% (1個当たり)	設計値		Ⅳ 2 容量	定額蒸気流量の10% (1個当たり)	設計値	定額蒸気流量の10% (1個当たり)	
(4) 重大事故等対策に關する操作条件	原予炉トリップ後10分で開始し、約2分で完了	運転員等操作条件の考え方		(4) 重大事故等対策に關する操作条件	原予炉トリップ後10分で開始し、約2分で完了	運転員等操作条件の考え方	原予炉トリップ後10分で開始し、約2分で完了	
1) 破損蒸気発生器への補助給水停止	破損蒸気発生器への補助給水ポンプ動作停止	破損蒸気発生器の隔離操作		1) 破損蒸気発生器への補助給水停止	破損蒸気発生器への補助給水ポンプ動作停止	破損蒸気発生器の隔離操作	破損蒸気発生器の隔離操作完了後1分	
2) 破損蒸気発生器に於けるタービン補助給水ポンプ動作停止	破損蒸気発生器の隔離操作	破損蒸気発生器の隔離操作完了後1分		2) 破損蒸気発生器への補助給水停止	破損蒸気発生器への補助給水ポンプ動作停止	破損蒸気発生器の隔離操作完了後1分	破損蒸気発生器の隔離操作完了後1分	
3) 破損蒸気発生器に於ける主蒸気隔離弁閉止	破損蒸気発生器の隔離操作	破損蒸気発生器の隔離操作完了後1分		3) 破損蒸気発生器に於ける主蒸気隔離弁閉止	破損蒸気発生器の隔離操作	破損蒸気発生器の隔離操作完了後1分	破損蒸気発生器の隔離操作完了後1分	
4) 健全側主蒸気送りがし弁の閉鎖	健全側主蒸気送りがし弁の閉鎖	健全側主蒸気送りがし弁の閉鎖		4) 健全側主蒸気送りがし弁の閉鎖	健全側主蒸気送りがし弁の閉鎖	健全側主蒸気送りがし弁の閉鎖	健全側主蒸気送りがし弁の閉鎖	
5) 補助給水流量の調整	補助給水流量の調整	補助給水流量の調整		5) 補助給水流量の調整	補助給水流量の調整	補助給水流量の調整	補助給水流量の調整	
6) 加圧器送りがし弁の閉鎖	加圧器送りがし弁の閉鎖	加圧器送りがし弁の閉鎖		6) 加圧器送りがし弁の閉鎖	加圧器送りがし弁の閉鎖	加圧器送りがし弁の閉鎖	加圧器送りがし弁の閉鎖	
7) 高圧/高圧注入ポンプの異常停止	高圧/高圧注入ポンプの異常停止	高圧/高圧注入ポンプの異常停止		7) 高圧/高圧注入ポンプの異常停止	高圧/高圧注入ポンプの異常停止	高圧/高圧注入ポンプの異常停止	高圧/高圧注入ポンプの異常停止	
8) 高圧/高圧注入ポンプの切替	高圧/高圧注入ポンプの切替	高圧/高圧注入ポンプの切替		8) 高圧/高圧注入ポンプの切替	高圧/高圧注入ポンプの切替	高圧/高圧注入ポンプの切替	高圧/高圧注入ポンプの切替	
9) 弁閉鎖装置による炉心冷却	弁閉鎖装置による炉心冷却	弁閉鎖装置による炉心冷却		9) 弁閉鎖装置による炉心冷却	弁閉鎖装置による炉心冷却	弁閉鎖装置による炉心冷却	弁閉鎖装置による炉心冷却	
10) 弁閉鎖装置による炉心冷却	弁閉鎖装置による炉心冷却	弁閉鎖装置による炉心冷却		10) 弁閉鎖装置による炉心冷却	弁閉鎖装置による炉心冷却	弁閉鎖装置による炉心冷却	弁閉鎖装置による炉心冷却	
(2 / 2)				(2 / 2)				
Ⅳ 3 容量	約280 m ³ /h (蒸気発生器5基合計) (較損蒸気発生器隔離)	設計値		Ⅳ 3 容量	150 m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	設計値(設計値に余裕を考慮した値)	280 m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	
Ⅳ 4 1 運転	2個 (健全側1ループ当たり1個)	運転員等操作条件		Ⅳ 4 1 運転	2個 (健全側1ループ当たり1個)	運転員等操作条件	2個 (健全側1ループ当たり1個)	
Ⅳ 4 2 容量	定額蒸気流量の10% (1個当たり)	設計値		Ⅳ 4 2 容量	定額蒸気流量の10% (1個当たり)	設計値	定額蒸気流量の10% (1個当たり)	
(4) 重大事故等対策に關する操作条件	原予炉トリップ後10分で開始し、約2分で完了	運転員等操作条件の考え方		(4) 重大事故等対策に關する操作条件	原予炉トリップ後10分で開始し、約2分で完了	運転員等操作条件の考え方	原予炉トリップ後10分で開始し、約2分で完了	
1) 破損蒸気発生器への補助給水停止	破損蒸気発生器への補助給水ポンプ動作停止	破損蒸気発生器の隔離操作		1) 破損蒸気発生器への補助給水停止	破損蒸気発生器への補助給水ポンプ動作停止	破損蒸気発生器の隔離操作	破損蒸気発生器の隔離操作完了後1分	
2) 破損蒸気発生器に於けるタービン補助給水ポンプ動作停止	破損蒸気発生器の隔離操作	破損蒸気発生器の隔離操作完了後1分		2) 破損蒸気発生器への補助給水停止	破損蒸気発生器への補助給水ポンプ動作停止	破損蒸気発生器の隔離操作完了後1分	破損蒸気発生器の隔離操作完了後1分	
3) 破損蒸気発生器に於ける主蒸気隔離弁閉止	破損蒸気発生器の隔離操作	破損蒸気発生器の隔離操作完了後1分		3) 破損蒸気発生器に於ける主蒸気隔離弁閉止	破損蒸気発生器の隔離操作	破損蒸気発生器の隔離操作完了後1分	破損蒸気発生器の隔離操作完了後1分	
4) 健全側主蒸気送りがし弁の閉鎖	健全側主蒸気送りがし弁の閉鎖	健全側主蒸気送りがし弁の閉鎖		4) 健全側主蒸気送りがし弁の閉鎖	健全側主蒸気送りがし弁の閉鎖	健全側主蒸気送りがし弁の閉鎖	健全側主蒸気送りがし弁の閉鎖	
5) 補助給水流量の調整	補助給水流量の調整	補助給水流量の調整		5) 補助給水流量の調整	補助給水流量の調整	補助給水流量の調整	補助給水流量の調整	
6) 加圧器送りがし弁の閉鎖	加圧器送りがし弁の閉鎖	加圧器送りがし弁の閉鎖		6) 加圧器送りがし弁の閉鎖	加圧器送りがし弁の閉鎖	加圧器送りがし弁の閉鎖	加圧器送りがし弁の閉鎖	
7) 高圧/高圧注入ポンプの異常停止	高圧/高圧注入ポンプの異常停止	高圧/高圧注入ポンプの異常停止		7) 高圧/高圧注入ポンプの異常停止	高圧/高圧注入ポンプの異常停止	高圧/高圧注入ポンプの異常停止	高圧/高圧注入ポンプの異常停止	
8) 高圧/高圧注入ポンプの切替	高圧/高圧注入ポンプの切替	高圧/高圧注入ポンプの切替		8) 高圧/高圧注入ポンプの切替	高圧/高圧注入ポンプの切替	高圧/高圧注入ポンプの切替	高圧/高圧注入ポンプの切替	
9) 弁閉鎖装置による炉心冷却	弁閉鎖装置による炉心冷却	弁閉鎖装置による炉心冷却		9) 弁閉鎖装置による炉心冷却	弁閉鎖装置による炉心冷却	弁閉鎖装置による炉心冷却	弁閉鎖装置による炉心冷却	
10) 弁閉鎖装置による炉心冷却	弁閉鎖装置による炉心冷却	弁閉鎖装置による炉心冷却		10) 弁閉鎖装置による炉心冷却	弁閉鎖装置による炉心冷却	弁閉鎖装置による炉心冷却	弁閉鎖装置による炉心冷却	

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について)

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

高浜発電所3 / 4号炉		泊発電所3号炉		相違理由	
名	称	解析条件	解析条件の位置付け	高浜3, 4号炉設計値 (換算値)	標準値 (3ループ標準入力) の適用理由
(1) 初期条件					
1) 炉心熱出力		2,652×1.02MW	設計値+定常熱量		
2) 1次冷却材圧力		15.41+0.21MPa(gage)	設計値+定常熱量		
3) 1次冷却材平均温度		302.3+2.2℃	設計値+定常熱量		
4) 炉心熱線熱		AESJ推定値+ORIGEN-2	標準値 (炉心運用の包絡値)		標準値は、高浜3, 4号炉の最高値より大きく解析結果を厳しくするため、標準値を解析条件とする。
5) 蒸気発生器2次側保水水量		48t (1基当たり)	標準値		標準値は、高浜3, 4号炉の設計値より小さいが、大規模LOCAを想定しており、2次側からの冷却効果がわすかであることから、標準値を解析条件とする。
6) 原子炉格納容器自由体積		67,400m ³	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)		標準値は、高浜3, 4号炉の最高値より小さく解析結果を厳しくするため、標準値を解析条件とする。
7) 原子炉格納容器ヒーティングク		金属：約 20m ³ シールド：約 20m ³	標準値 (設計値より小さい)		
(2) 重大事故等対策に關する機器条件					
1) 原子炉トリップ信号 i) 1次冷却材ポンプ電源電圧					
i) 設定点		65%定格点	設計値 (トリップ限界値)		
ii) 応答時間		1.2秒	最大値 (設計要求値)		
2) タービン駆動機排水ポンプ i) 排水開始 (起動遅れ時間)		事象発生後60秒後	最大値 (設計要求値)		
ii) 容量		約60 m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	設計値		
3) 蓄圧タンク i) 基数		3基 (1ループ当たり1基)	設計値		
ii) 保持圧力		4.0MPa(gage)	最低保持圧力		
iii) 保水水量		290m ³ (1基当たり)	最低保水水量		
4) 代替低圧注水ポンプによ る代替格納容器スプレイ i) 容量		1台	設計値		
ii) 容量		140 m ³ /h	設計値		
5) 格納容器再循環ユニット i) 基数		2基	設計値		
ii) 除熱特性		100℃~約155℃、 約: 9MW~約8.1MW (1基当たり)	標準値		標準値は、高浜3, 4号炉の最高値より小さく解析結果を厳しくするため、標準値を解析条件とする。

7.2.1.1 格納容器過圧破壊

高浜発電所3 / 4号炉		泊発電所3号炉		相違理由	
名	称	解析条件	解析条件の位置付け	高浜3, 4号炉設計値 (換算値)	標準値 (3ループ標準入力)
(1) 初期条件					
1) 炉心熱出力		2,652×1.02MW	定常値+定常熱量		
2) 1次冷却材圧力		15.41+0.21MPa(gage)	定常値+定常熱量		
3) 1次冷却材平均温度		305.6+2.2℃	定常値+定常熱量		
4) 炉心熱線熱		AESJ推定値+ORIGEN-2	炉心運用の包絡値		
5) 蒸気発生器2次側保水水量		50t (1基当たり)	設計値		
6) 原子炉格納容器自由体積		65,900m ³	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)		
7) 原子炉格納容器ヒーティングク		金属：約 20m ³ シールド：約 20m ³	設計値に余裕を考慮した小さい値		
(2) 重大事故等対策に關する機器条件					
1) 原子炉トリップ信号 「1次冷却材ポンプ電源電圧低」					
i) 設定点		65%定格点	設計値 (トリップ限界値)		
ii) 応答時間		1.8秒	最大値 (設計要求値)		
2) タービン駆動機排水ポンプ i) 排水開始 (起動遅れ時間)		事象発生後60秒後 (自動起動)	最大値 (設計要求値)		
ii) 容量		1台	設計値		
iii) 容量		80 m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)		
3) 蓄圧タンク i) 基数		3基 (1ループ当たり1基)	設計値		
ii) 保持圧力		4.0MPa(gage)	最低保持圧力		
iii) 保水水量		290m ³ (1基当たり)	最低保水水量		
4) 代替低圧注水ポンプによ る代替格納容器スプレイ i) 容量		1台	設計値		
ii) 容量		140 m ³ /h	設計値		
5) 格納容器再循環ユニット i) 基数		2基	設計値		
ii) 除熱特性		100℃~約155℃、 約: 9MW~約8.1MW (1基当たり)	設計値 (組フィールドあり)		標準値は、高浜3, 4号炉の最高値より小さく解析結果を厳しくするため、標準値を解析条件とする。
6) 原子炉格納容器内水素処理装置及 び格納容器排水イグナイター					

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。

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について)

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

高浜発電所3 / 4号炉				泊発電所3号炉				相違理由
名称	解析条件	解析条件の位置付け	高浜3、4号炉設計値(基準値)	名称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】標準値(3ルール標準入力)	
6) 動的模擬式圧力異常検出装置及び原子炉格納容器排水無検出装置	既述を期待せず							
③ 重大事故等対策に動産する操作条件	1) 代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始 2) 代替格納容器スプレイの停止 3) 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流発生期間中	運転員等操作余裕の考え方 運転員等操作余裕の考え方 運転員等操作余裕の考え方						
<p style="text-align: center;">枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはありません</p>								
③ 重大事故等対策に関連する操作条件	1) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始 2) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの停止 3) 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流発生期間中	運転員等操作余裕の考え方 運転員等操作余裕の考え方 運転員等操作余裕の考え方						

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について)

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

高浜発電所3 / 4号炉				泊発電所3号炉				相違理由
名	値	解析上の取り扱い	基準3、4号機設計値 (最高値)	標準値 (3号機標準入力) の運用理由				
3.1.1.2 格納容器過温破損								
(1) 初期条件								
1) 炉心熱出力	2,652×1.02MW	設計値+定常過温						
2) 1次冷却圧力	15.41+0.21MPa(gage)	設計値+定常過温						
3) 1次冷却平均温度	302.3+2.2℃	設計値+定常過温						
4) 炉心燃焼熱	AESJ推定値+ORI(GEN-2)	標準値 (炉心運用の包絡値)		標準値は、基準3、4号機の燃焼より大きく解析結果を感しやすくするため、燃焼値を解析条件とする。				
5) 蒸気発生器2次側保水水量	48 t (1基当たり)	標準値		標準値は、基準3、4号機の設計値より小さく解析結果を感しやすくするため、標準値を解析条件とする。				
6) 原子炉格納容器自由体積	67,400m ³	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)		標準値は、基準3、4号機の設計値より小さく解析結果を感しやすくするため、標準値を解析条件とする。				
7) 原子炉格納容器ヒートシンク	金属：約 20m ³ コーク：約 20m ³	標準値 (設計値より小さい)						
(2) 事故条件								
1) RCPシールド破からの漏えい率 (初期) (事象発生時からの漏えい仮定)	約1.5m ³ /h (1台当たり)	RCPシールド破が健全な場合の漏えい率として、WCAP-15603のシールド破が健全な場合の漏えい率である約4.8m ³ /h (218ppm相当) よりさらに少ない値として、1台当たり約1.5m ³ /hを設定。						
(3) 重大事故等対策に関連する機器条件								
1) 原子炉トリップ信号 「1次冷却ポンプ電源電圧低下」								
i) 設定点	2,652×1.02MPa	設計値 (包絡値)						
ii) 応答遅れ	1.2秒	最大値 (設計要求値)						
2) 蓄圧タンク								
i) 基数	3基	設計値						
ii) 保持圧力	4.04MPa(gage)	最低保持圧力						
iii) 保水水量	29.0m ³ (1基当たり)	最低保水水量						
3) 加圧冷却がし弁								
i) 個数	2個	標準値						
ii) 容量	約95t/h (1個当たり)	設計値						
7) 代替低圧海水ポンプによる代替格納容器スプレイ								
i) 基数	1台	設計値						
ii) 容量	140 m ³ /h	設計値						
8) 格納容器再循環ユニット								
i) 基数	2基	設計値						
ii) 性能特性	100℃~約155℃、約3.6MPa~約8.5MPa (1基当たり)	設計値 (粗フィルタあり)						
7.2.1.2 格納容器過温破損								
(1) 初期条件								
1) 炉心熱出力	2,652×1.02MPa	定積値+定常過温						
2) 1次冷却圧力	15.41+0.21MPa(gage)	定積値+定常過温						
3) 1次冷却平均温度	302.3+2.2℃	定積値+定常過温						
4) 炉心燃焼熱	AESJ推定値+ORI(GEN-2)	炉心運用の包絡値						
5) 蒸気発生器2次側保水水量	50 t (1基当たり)	設計値						
6) 原子炉格納容器自由体積	金属：約 20m ³ コーク：約 20m ³	設計値に余裕を考慮した値						
7) 原子炉格納容器ヒートシンク	金属：約 20m ³ コーク：約 20m ³	設計値に余裕を考慮した小さい値						
(2) 事故条件								
1) RCPシールド破からの漏えい率 (初期) (事象発生時からの漏えい仮定)	約1.5m ³ /h (1台当たり)	実効評価値と同程度の値						
(3) 重大事故等対策に関連する機器条件								
1) 原子炉トリップ信号 「1次冷却ポンプ電源電圧低下」								
i) 設定点	65%定積点	設計値 (トリップ限界値)						
ii) 応答時間	1.8秒	最大値 (設計要求値)						
2) 蓄圧タンク								
i) 基数	3基 (1号機当たり1基)	設計値						
ii) 保持圧力	4.04MPa(gage)	最低保持圧力						
iii) 保水水量	29.0m ³ (1基当たり)	最低保水水量						
3) 加圧冷却がし弁								
i) 個数	2個	設計値						
ii) 容量	95t/h (1個当たり)	設計値						
4) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ								
i) 基数	1台	設計値						
ii) 容量	140m ³ /h	設計値						
5) 格納容器再循環ユニット								
i) 基数	2基	設計値						
ii) 性能特性	100℃~約155℃、約3.6MPa~約8.5MPa (1基当たり)	設計値 (粗フィルタあり)						

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。

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について)

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

高浜発電所3 / 4号炉				泊発電所3号炉				相違理由
i 蒸気 ii 除沫特性	2基 100℃～約165℃、 約1.9MW～約3.1MW (1基当たり)	設計値 標準値	100℃～約165℃、 約6.6MW～約11.7MW (1基当たり)	格納罐は、高さ3、4号機の最高値より小さく解析結果を 概しくするため、標準値を解析条件とする。				
(4) 重大事故等対策に関連する解析条件								
1) 加圧蒸速がしきり 2) 代替格納罐スプレイの選 択条件	伊心溶融開始の10分後	運転員等操作余裕の考え方						
i 開始 ii 一旦停止	伊心溶融開始の50分後 77% 原子炉格納罐最高使用圧力 未達 原子炉格納罐最高使用圧力 到達の30分後	運転員等操作余裕 運転員等操作余裕の考え方						
iii 再開	事故発生の24時間後	運転員等操作余裕の考え方						
iv 停止	事故発生の24時間後	運転員等操作余裕の考え方						
5) 格納罐再循環ユニット による格納罐内自然対流冷却 再開時	事故発生の24時間後	運転員等操作余裕の考え方						
枠面みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはありません								
名 称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考例】標準値 (3-ループ標準入力)					
(4) 重大事故等対策に関連する操作条件								
1) 加圧蒸速がしきり 2) 代替格納罐スプレイの選 択条件	伊心溶融開始の10分後	運転員等操作余裕の考え方	伊心溶融開始の10分後					
i 開始 ii 一旦停止	伊心溶融開始の30分後 格納罐再循環サンプ水位 80% 原子炉格納罐最高使用圧力未達 原子炉格納罐最高使用圧力到達の30分後	運転員等操作余裕の考え方 運転員等操作余裕の考え方	伊心溶融開始の30分後 格納罐再循環サンプ水位 77% 原子炉格納罐最高使用圧力未達 原子炉格納罐最高使用圧力到達の30分後					
iii 再開	事故発生の24時間後	運転員等操作余裕の考え方	事故発生の24時間後					
iv 停止	事故発生の24時間後	運転員等操作余裕の考え方	事故発生の24時間後					
格納罐内自然対流冷却再開時	格納罐内自然対流冷却再開時	運転員等操作余裕の考え方	格納罐内自然対流冷却再開時					

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について)

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

高浜発電所3 / 4号炉				泊発電所3号炉				相違理由
名称	値	解析上の取り扱い	高浜3、4号機設計値 (最悪値)	名称	値	解析条件の位置付け	泊発電所3号機設計値 (3A-ブ標準入力)	
3.2 高温溶融物放出/格納容器直接加熱								
(1) 初期条件								
1) 炉心熱出力	2,652×1.02MW	設計値+定常状態		1) 炉心熱出力	2,652×1.02MW	定格値+定常状態	2,652×1.02MW	
2) 1次冷却圧力	15.41+0.21MPa(gage)	設計値+定常状態		2) 1次冷却圧力	15.41+0.21MPa(gage)	定格値+定常状態	15.41+0.21MPa(gage)	
3) 1次冷却平均流速	302.3+2.2°C	設計値+定常状態		3) 1次冷却平均流速	302.3+2.2°C	定格値+定常状態	302.3+2.2°C	
4) 炉心熱線量	AESJ推定値+ORIGEN-2	標準値 (炉心運用の包絡値)		4) 炉心熱線量	AESJ推定値+ORIGEN-2	炉心運用の包絡値	AESJ推定値+ORIGEN-2	
5) 蒸気発生器2次側保有水量	48t (1基当たり)	標準値		5) 蒸気発生器2次側保有水量	50t (1基当たり)	標準値	48t (1基当たり)	
6) 原子炉格納容器自由体積	67.40m ³	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)		6) 原子炉格納容器自由体積	67.40m ³	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	67.40m ³	
7) 原子炉格納容器レベルシフト	金属：約 0.0m ³ コーク：約 0.0m ³	標準値 (設計値より小さい値)		7) 原子炉格納容器レベルシフト	金属：約 0.0m ³ コーク：約 0.0m ³	標準値 (設計値より小さい値)	67.40m ³	
(2) 事故条件								
1) RCPシールド部からの漏えい率 (初期)	約1.5m ³ /h (1台当たり)	RCPシールド部が健全な場合の漏えい率として、WCAP-15603のシールドが健全な場合の漏えい率である約4.8m ³ /h (216ppm相当) よりさらに少ない値として、1台当たり約1.5m ³ /hを想定。		1) RCPシールド部からの漏えい率 (初期)	約1.5m ³ /h (1台当たり)	RCPシールド部が健全な場合の漏えい率として、WCAP-15603のシールドが健全な場合の漏えい率である約4.8m ³ /h (216ppm相当) よりさらに少ない値として、1台当たり約1.5m ³ /hを想定。		
(3) 重大事故等対策に関連する機器条件								
1) 原子炉トリップ停電 (1次冷却材ポンプ電源電圧低下)				1) 原子炉トリップ停電 (1次冷却材ポンプ電源電圧低下)				
ii 設定点	55%定格点	設計値 (保護原価値)		ii 設定点	55%定格点	設計値 (保護原価値)		
ii 応答遅れ	1.2秒	最大値 (設計要求値)		ii 応答遅れ	1.2秒	最大値 (設計要求値)		
2) 警圧タンク		設計値		2) 警圧タンク		設計値		
i 基数	3基			i 基数	3基			
ii 保持圧力	4.04MPa(gage)	最低保持圧力		ii 保持圧力	4.04MPa(gage)	最低保持圧力		
iii 保有水量	23.0m ³ (1基当たり)	最低保有水量		iii 保有水量	23.0m ³ (1基当たり)	最低保有水量		
3) 加圧冷却がし弁		標準値		3) 加圧冷却がし弁		標準値		
i 個数	2個			i 個数	2個			
ii 容量	約95t/h (1個当たり)	設計値		ii 容量	約95t/h (1個当たり)	設計値		
7) 代替格納容器ポンプによる代替格納容器スプレイ		設計値		7) 代替格納容器ポンプによる代替格納容器スプレイ		設計値		
i 台数	1台			i 台数	1台			
ii 容量	140 m ³ /h	設計値		ii 容量	140 m ³ /h	設計値		
8) 格納容器再循環ユニット		設計値		8) 格納容器再循環ユニット		設計値		
7.2.2 高温溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱								
(1) 初期条件								
1) 炉心熱出力	2,652×1.02MW	定格値+定常状態		1) 炉心熱出力	2,652×1.02MW	定格値+定常状態	2,652×1.02MW	
2) 1次冷却圧力	15.41+0.21MPa(gage)	定格値+定常状態		2) 1次冷却圧力	15.41+0.21MPa(gage)	定格値+定常状態	15.41+0.21MPa(gage)	
3) 1次冷却材平均流速	302.3+2.2°C	定格値+定常状態		3) 1次冷却材平均流速	302.3+2.2°C	定格値+定常状態	302.3+2.2°C	
4) 炉心熱線量	AESJ推定値+ORIGEN-2	炉心運用の包絡値		4) 炉心熱線量	AESJ推定値+ORIGEN-2	炉心運用の包絡値	AESJ推定値+ORIGEN-2	
5) 蒸気発生器2次側保有水量	50t (1基当たり)	設計値		5) 蒸気発生器2次側保有水量	50t (1基当たり)	設計値	48t (1基当たり)	
6) 原子炉格納容器自由体積	67.40m ³	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)		6) 原子炉格納容器自由体積	67.40m ³	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	67.40m ³	
7) 原子炉格納容器レベルシフト	金属：約 0.0m ³ コーク：約 0.0m ³	設計値に余裕を考慮した最小の値		7) 原子炉格納容器レベルシフト	金属：約 0.0m ³ コーク：約 0.0m ³	設計値に余裕を考慮した最小の値	67.40m ³	
(2) 事故条件								
1) RCPシールド部からの漏えい率 (初期)	約1.5m ³ /h (1台当たり)	実測評価値と両者の値		1) RCPシールド部からの漏えい率 (初期)	約1.5m ³ /h (1台当たり)	実測評価値と両者の値	約1.5m ³ /h (1台当たり)	
(3) 重大事故等対策に関連する機器条件								
1) 原子炉トリップ停電 (1次冷却材ポンプ電源電圧低下)				1) 原子炉トリップ停電 (1次冷却材ポンプ電源電圧低下)				
i 設定点	65%定格点	設計値 (トリップ原価値)		i 設定点	65%定格点	設計値 (トリップ原価値)	65%定格点	
ii 応答時間	1.8秒	最大値 (設計要求値)		ii 応答時間	1.8秒	最大値 (設計要求値)	1.2秒	
2) 警圧タンク		設計値		2) 警圧タンク		設計値		
i 基数	3基 (1A-ブ当たり1基)			i 基数	3基 (1A-ブ当たり1基)		3基 (1A-ブ当たり1基)	
ii 保持圧力	4.04MPa(gage)	最低保持圧力		ii 保持圧力	4.04MPa(gage)	最低保持圧力	4.04MPa(gage)	
iii 保有水量	23.0m ³ (1基当たり)	最低保有水量		iii 保有水量	23.0m ³ (1基当たり)	最低保有水量	23.0m ³ (1基当たり)	
3) 加圧冷却がし弁		設計値		3) 加圧冷却がし弁		設計値		
i 個数	2個			i 個数	2個		2個	
ii 容量	95t/h (1個当たり)	設計値		ii 容量	95t/h (1個当たり)	設計値	95t/h (1個当たり)	
4) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ		設計値		4) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ		設計値		
i 台数	1台			i 台数	1台		1台	
ii 容量	140m ³ /h	設計値		ii 容量	140m ³ /h	設計値	140m ³ /h	
5) 格納容器再循環ユニット		設計値		5) 格納容器再循環ユニット		設計値		
i 基数	2基			i 基数	2基		2基	
ii 稼働時間	100°C~約135°C、約3.6MW~約6.3MW (1基当たり)	設計値 (組ファイルあり)		ii 稼働時間	100°C~約135°C、約3.6MW~約6.3MW (1基当たり)	設計値 (組ファイルあり)	100°C~約135°C、約3.6MW~約6.3MW (1基当たり)	

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。

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について)

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

高浜発電所3 / 4号炉				泊発電所3号炉				相違理由
名称	数	値	解析上の取り扱い	高浜3, 4号機設計値 (標準値)	標準値 (3ループ標準入力) の運用理由			
Ⅰ 基数	2基							
Ⅱ 除熱特性	100℃～約155℃、 約9.9MW～約8.1MW (1基当たり)			100℃～約155℃、 約6.0MW～約11.7MW (1基当たり)	標準値は、高浜3, 4号機の最高炉圧より小さいが、原子炉冷却設備故障時の1次冷却材圧力に影響しないため、標準値を解析条件とする。			
9) リロケーション		炉心の温度履歴に応じて発生						
10) 原子炉容器破損		最大圧みを超えた場合に破損						
(4) 重大事故等対策に動遷する解析条件								
1) 加圧部逃がし弁開		炉心冷却開始の10分後						
2) 代管圧注水ポンプによる代管格納容器スプレイの運転条件								
ⅰ 開始		炉心冷却開始の30分後						
ⅱ 一旦停止		格納容器再循環サンプ水位 77%						
ⅲ 再開		原子炉格納容器最高使用圧力 到達						
ⅳ 再開		原子炉格納容器最高使用圧力 到達の30分後						
ⅴ 停止		事象発生後の24時間後						
5) 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始		事象発生後の24時間後						

枠囲みの範囲は備忘に係る事項のため、公開することはできません

名称	数	値	解析条件	解析条件の位置関係	【参考値】標準値 (3ループ標準入力)
6) リロケーション		炉心の温度履歴に応じて発生		TMI事故あるいはその他の原因により得られた 知見に基づき設定	炉心の温度履歴に応じて発生
7) 原子炉容器破損		最大圧みを超えた場合に破損		複数の破損形態のうち、最も早く判定される計測 用室内格納容器破損成損に対し、健全性が維持される 最大の圧みを設定	最大圧みを超えた場合に破損
(4) 重大事故等対策に動遷する解析条件					
1) 加圧部逃がし弁開		炉心冷却開始の10分後		運転員等操作余裕の考え方	炉心冷却開始の10分後
2) 代管圧注水ポンプによる代管格納容器スプレイの運転条件					
ⅰ 開始		炉心冷却開始の30分後		運転員等操作余裕の考え方	炉心冷却開始の30分後
ⅱ 一旦停止		格納容器再循環サンプ水位 80%		運転員等操作条件	格納容器再循環サンプ水位 77% +
ⅲ 再開		原子炉格納容器最高使用圧力未達		運転員等操作余裕の考え方	原子炉格納容器最高使用圧力未達
ⅳ 再開		原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後		運転員等操作余裕の考え方	原子炉格納容器最高使用圧力到達の30分後
ⅴ 停止		事象発生後の24時間後		運転員等操作余裕の考え方	事象発生後の24時間後
5) 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始		事象発生後の24時間後		運転員等操作余裕の考え方	事象発生後の24時間後

(2 / 2)

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について)

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

高浜発電所3 / 4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

3.3. 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

名	新	解析条件	解析条件の位置付け	高浜3、4号炉 設計値 (基準値)	標準値 (3ループ橋渡し入力) の適用理由
(1) 初期条件					
1. 炉心熱出力		2,652×1.02MW	設計値+定常熱源		
2) 1次冷却材圧力		15.41+0.21MPa(Design)	設計値+定常熱源		
3) 1次冷却材平均温度		302.3+2.2℃	設計値+定常熱源		
4) 炉心熱感熱		ABSJ推定値+ORIGEN-2	標準値 (炉心運用の包絡値)		標準値は、高浜3、4号機の最高値より大きく解析結果を概してとるため、標準値を解析条件とする。高浜3、4号機の最高値より小さいが、大断折シビア事故想定において、定常運転からの冷却効果かわずかであることから、標準値を解析条件とする。
5) 蒸気発生器2次側保水水量		48t (1基当たり)	標準値	50t (1基当たり)	
6) 原子炉格納容器自由体積		67,400m ³	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	金属：約 [] m ³ コンクリート：約 [] m ³	標準値は、高浜3、4号機の最高値より小さく解析結果を概してとるため、標準値を解析条件とする。
7) 原子炉格納容器ヒートシンク		金属：約 [] m ³ コンクリート：約 [] m ³	設計値 (設計値より小さい値)		
(2) 重大事故等対策に関連する機器条件					
1) 原子炉トリップ信号 i) 1次冷却材ポンプ電源喪失					
ii) 設定点		65%定格点	設計値 (トリップ境界値)		
iii) 応答時間		1.2秒	最大値 (設計要求値)		
2) タービン駆動給排水ポンプ					
i) 注水開始 (起動遅れ時間)		事象発生後60秒後	最大値 (設計要求値)		
ii) 容量		1台	設計値		
iii) 容量		約160 m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)		
3) 蓄圧タンク					
i) 基数		3基 (1ループ当たり1基)	設計値		
ii) 保水圧力		4.0MPa(Design)	最低保水圧力		
iii) 保水水量		280m ³ (1基当たり)	最低保水水量		
4) 代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ					
i) 基数		1台	設計値		
ii) 容量		140 m ³ /h	設計値		
5) 格納容器再循環ユニット					
i) 基数		2基	設計値		
ii) 稼働特性		100℃~約155℃、 約1.9MW~約98.1MW (1基当たり)	標準値	100℃~約155℃、 約6.6MW~約11.7MW (1基当たり)	標準値は、高浜3、4号機の最高値より小さく解析結果を概してとるため、標準値を解析条件とする。

7.2.3. 原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

名	新	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】標準値 (3ループ橋渡し入力)
(1) 初期条件				
1) 炉心熱出力		2,652×1.02MW	定格値+定常熱源	2,652×1.02MW
2) 1次冷却材圧力		15.41+0.21MPa(Design)	定格値+定常熱源	15.41+0.21MPa(Design)
3) 1次冷却材平均温度		302.3+2.2℃	定格値+定常熱源	302.3+2.2℃
4) 炉心熱感熱		ABSJ推定値+ORIGEN-2	炉心運用の包絡値	ABSJ推定値+ORIGEN-2
5) 蒸気発生器2次側保水水量		50t (1基当たり)	設計値	48t (1基あたり)
6) 原子炉格納容器自由体積		65,900m ³	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	67,400m ³
7) 原子炉格納容器ヒートシンク		金属：約 [] m ³ コンクリート：約 [] m ³	設計値に余裕を考慮した小さな値	金属：約 [] m ³ コンクリート：約 [] m ³
(2) 重大事故等対策に関連する機器条件				
1) 原子炉トリップ信号 i) 1次冷却材ポンプ電源喪失				
ii) 設定点		65%定格点	設計値 (トリップ境界値)	65%定格点
iii) 応答時間		1.8秒	最大値 (設計要求値)	1.2秒
2) タービン駆動給排水ポンプ				
i) 注水開始 (起動遅れ時間)		事象発生後60秒後	最大値 (設計要求値)	事象発生後60秒後 (自動起動)
ii) 容量		1台	設計値	1台
iii) 容量		98m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	160m ³ /h (蒸気発生器3基合計)
3) 蓄圧タンク				
i) 基数		3基 (1ループ当たり1基)	設計値	3基 (1ループ当たり1基)
ii) 保水圧力		4.0MPa(Design)	最低保水圧力	4.0MPa(Design)
iii) 保水水量		280m ³ (1基あたり)	最低保水水量	290m ³ (1基あたり)
4) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ				
i) 基数		1台	設計値	1台
ii) 容量		140 m ³ /h	設計値	140 m ³ /h
5) 格納容器再循環ユニット				
i) 基数		2基	設計値	2基
ii) 稼働特性		100℃~約155℃、 約3.6MW~約6.3MW (1基当たり)	設計値 (拒フィードあり)	100℃~約155℃、 約1.9MW~約8.1MW (1基当たり)

[] 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。

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について)

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

高浜発電所3 / 4号炉				泊発電所3号炉				相違理由
名	新	解析条件	解析条件の位置付け	高浜3、4号炉 設計値(原簿値)	標準値(3グループ標準入力)の適用理由			
6) 熱交換器の水再結合設置及び原子炉格納容器が蒸気発生装置		効果を期待せず	破損形状のうち、最も早く判定される計測用案内管毎格納容器における破損位置を想定					
7) 原子炉格納容器破損時のデブリジェットの初期落下		計測用案内管の径と同等	破損形状のうち、最も早く判定される計測用案内管毎格納容器における破損位置を想定					
8) エントレインメント係数		Ricour-Spaldingモデルにおけるエントレインメント係数の最確値	原子炉容器外の溶融燃料—冷却材相互作用の大規模事象に対して検討されたベンチマーク解析の範囲の最確値を想定					
9) 溶融炉心と水の伝熱面積		原子炉容器外の溶融燃料—冷却材相互作用の大規模事象のベンチマーク解析の粒子径より算出	原子炉容器外の溶融燃料—冷却材相互作用の大規模事象のベンチマーク解析の範囲の最確値を想定					
(3) 重大事故等対策に関連する操作条件								
1) 代替圧注本ポンプによる代替格納容器スプレイの開始		炉心溶融開始の30分後	運転員等操作余裕の考え方					
2) 代替圧注本ポンプによる代替格納容器スプレイの停止		事象発生後の24時間後	運転員等操作余裕の考え方					
3) 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流停止		事象発生後の24時間後	運転員等操作余裕の考え方					
枠組みの範囲は機器に係る事項のため、公開することではできません								
名	称	解析条件	解析条件の位置付け	(2/2)				
6) 原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イガナイタ		効果を期待せず	複数の破損形状のうち、最も早く判定される計測用案内管毎格納容器における破損位置を想定					
7) 原子炉格納容器破損時のデブリジェットの初期落下		計測用案内管の径と同等	破損形状のうち、最も早く判定される計測用案内管毎格納容器における破損位置を想定					
8) エントレインメント係数		Ricour-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数の最確値	原子炉容器外の溶融燃料—冷却材相互作用の大規模事象のベンチマーク解析の範囲の最確値を想定					
9) 溶融炉心と水の伝熱面積		原子炉容器外の溶融燃料—冷却材相互作用の大規模事象のベンチマーク解析の粒子径より算出	原子炉容器外の溶融燃料—冷却材相互作用の大規模事象のベンチマーク解析の範囲の最確値を想定					
(3) 重大事故等対策に関連する操作条件								
1) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始		炉心溶融開始の30分後	運転員等操作余裕の考え方					
2) 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの停止		事象発生後の24時間後	運転員等操作余裕の考え方					
3) 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流停止		事象発生後の24時間後	運転員等操作余裕の考え方					

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について）

高浜発電所3 / 4号炉		泊発電所3号炉		相違理由
名	称	解析条件	解析条件の位置付け	解析条件の種類 (3ループ機組入力) の適用理由
(1) 初期条件				
1) 炉心熱出力		8.62E+1 [0.0MW]	設計値+定常減速	
2) 1次冷却材圧力		15.41+0.21MPa[gage]	設計値+定常減速	
3) 1次冷却材圧力温度		302.3+2.2℃	設計値+定常減速	
4) 炉心積熱		RES3積熱+OR(GEN-2)	積熱値(炉心積熱の仮定値)	積熱値は、高浜3、4号機の積熱値より小さいが、大断熱Lを考慮してあり、2号機からの炉心積熱が小さく、積熱値を解析条件とする。
5) 蒸気発生器2次側保水水量		48t (1基当たり)	積熱値	積熱値は、高浜3、4号機の設計値より小さいが、大断熱Lを考慮してあり、2号機からの炉心積熱が小さく、積熱値を解析条件とする。
6) 原子炉格納容器自由体積		87.40m ³	最小値(設計値に余裕を考慮)	
7) 原子炉格納容器ヒーティング		体積：[] m ³ ヒーター：約 [] m ³	加熱に余裕を考慮した大きさの値	
8) 原子炉格納容器初期温度		50℃	設計値	
9) 原子炉格納容器初期圧力		大気圧	設計値	
(2) 重大事故等対策に係る機器条件				
1) 原子炉トリップ		事故初期からの原子炉トリップを原案		
2) 重圧タンク		3基	設計値	
3) 1次冷却材圧力		4.0MPa[gage]	設計保水圧力	
4) 保水水量		29.0m ³ (1基当たり)	最低保水水量	
5) 燃料格納容器内高水位		50cm	設計値	
6) 原子炉格納容器自由体積		1.26m ³ (1基当たり) (水蒸気発生器2次側保水水量を考慮せず)	設計値	
7) 原子炉格納容器ヒーティング		体積：約 [] m ³ ヒーター：約 [] m ³	設計値	高浜3、4号機の積熱値より小さいが、大断熱Lを考慮してあり、2号機からの炉心積熱が小さく、積熱値を解析条件とする。
8) 原子炉格納容器初期温度		49℃	設計値	
9) 原子炉格納容器初期圧力		大気圧	設計値	
(3) 重大事故等対策に係る機器条件				
1) 原子炉トリップ		事故初期からの原子炉トリップを原案		
2) 重圧タンク		3基 (1A-ブープ当たり1基)	設計値	
3) 保水圧力		4.0MPa[gage]	最低保水圧力	
4) 保水水量		29.0m ³ (1基当たり)	最低保水水量	
5) 燃料格納容器内高水位		50cm	設計値	
6) 原子炉格納容器自由体積		1.26m ³ (1基当たり) (水蒸気発生器2次側保水水量を考慮せず)	設計値	
7) 原子炉格納容器ヒーティング		体積：約 [] m ³ ヒーター：約 [] m ³	設計値	高浜3、4号機の積熱値より小さいが、大断熱Lを考慮してあり、2号機からの炉心積熱が小さく、積熱値を解析条件とする。
8) 原子炉格納容器初期温度		49℃	設計値	
9) 原子炉格納容器初期圧力		大気圧	設計値	

7.2.4 水蒸気発生

名	称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】 積熱値 (3A-ブープ機組入力)
(1) 初期条件				
1) 炉心熱出力		2.62E+1 [0.0MW]	定積値+定常減速	2.62E+1 [0.0MW]
2) 1次冷却材圧力		15.41+0.21MPa[gage]	定積値+定常減速	15.41+0.21MPa[gage]
3) 1次冷却材圧力温度		306.6+2.2℃	定積値+定常減速	302.3+2.2℃
4) 炉心積熱		RES3積熱+OR(GEN-2)	炉心運用の仮定値	RES3積熱+OR(GEN-2)
5) 蒸気発生器2次側保水水量		90t (1基当たり)	設計値	48t (1基当たり)
6) 原子炉格納容器自由体積		65.60m ³	設計値(設計値に余裕を考慮した値)	67.40m ³
7) 原子炉格納容器ヒーティング		体積：約 [] m ³ ヒーター：約 [] m ³	設計値に余裕を考慮した大きさの値	金属：約 [] m ³ ヒーター：約 [] m ³
8) 原子炉格納容器初期温度		49℃	設計値	50℃
9) 原子炉格納容器初期圧力		大気圧	設計値	大気圧
(2) 重大事故等対策に係る機器条件				
1) 原子炉トリップ		事故初期からの原子炉トリップを原案		事故初期からの原子炉トリップを原案
2) 重圧タンク		3基 (1A-ブープ当たり1基)	設計値	3基 (1A-ブープ当たり1基)
3) 保水圧力		4.0MPa[gage]	最低保水圧力	4.0MPa[gage]
4) 保水水量		29.0m ³ (1基当たり)	最低保水水量	29.0m ³ (1基当たり)
5) 燃料格納容器内高水位		50cm	設計値	50cm
6) 原子炉格納容器自由体積		1.26m ³ (1基当たり) (水蒸気発生器2次側保水水量を考慮せず)	設計値	1.26m ³ (1基当たり) (水蒸気発生器2次側保水水量を考慮せず)
7) 原子炉格納容器ヒーティング		体積：約 [] m ³ ヒーター：約 [] m ³	設計値	16%
8) 原子炉格納容器初期温度		49℃	設計値	50℃
9) 原子炉格納容器初期圧力		大気圧	設計値	大気圧
(3) 重大事故等対策に係る機器条件				
1) 格納容器スプレイポンプ		事故発生後の100秒後	積熱値を考慮して設計	事故発生後の112秒後
2) スプレイ開始		積熱値を考慮して設計	積熱値を考慮して設計	積熱値を考慮して設計
3) 容量		[] t/h (1台当たり)	最大値(設計値に余裕を考慮した値)	[] t/h (1台当たり)

相違理由

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について)

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

高浜発電所3 / 4号炉				泊発電所3号炉				相違理由
名	称	解析条件	解析条件の位置付け	高浜3-4号機 設計値 (設計値)	高浜3-4号機 設計値 (設計値)	解析条件の位置付け	高浜3-4号機 設計値 (設計値)	
3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用								
(1) 初期条件								
1)	炉心熱出力	2,652×1.02MW	設計値+定常熱室	設計値 (設計値)	設計値 (設計値)	適用炉心によって決まる炉心熱出力 (1基当たり)	標準値は、高浜3-4号機の最高値より大きく解析結果を修正して、高浜3-4号機の設計値より小さいが、大断折とOCSを想定しており、2炉心からの冷却効果がわずかにあることから、標準値を解析条件とする。	
2)	1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa[gage]	設計値+定常熱室	設計値 (設計値)	設計値 (設計値)	適用炉心によって決まる炉心熱出力 (1基当たり)	標準値は、高浜3-4号機の最高値より小さいが、原子炉冷却設備停止点での原子炉下部キャビティ水量に影響しないため、標準値を解析条件とする。	
3)	1次冷却材平均温度	302.3+2.2℃	設計値+定常熱室	設計値 (設計値)	設計値 (設計値)	適用炉心によって決まる炉心熱出力 (1基当たり)	標準値は、高浜3-4号機の最高値より小さいが、原子炉冷却設備停止点での原子炉下部キャビティ水量に影響しないため、標準値を解析条件とする。	
4)	炉心燃焼熱	AESJ推定値+ORI(GEN)-2	標準値 (炉心運用の包絡値)	標準値 (炉心運用の包絡値)	標準値 (炉心運用の包絡値)	適用炉心によって決まる炉心熱出力 (1基当たり)	標準値は、高浜3-4号機の最高値より小さいが、原子炉冷却設備停止点での原子炉下部キャビティ水量に影響しないため、標準値を解析条件とする。	
5)	蒸気発生器2次側保水水量	48 t (1基当たり)	標準値	標準値	標準値	適用炉心によって決まる炉心熱出力 (1基当たり)	標準値は、高浜3-4号機の最高値より小さいが、原子炉冷却設備停止点での原子炉下部キャビティ水量に影響しないため、標準値を解析条件とする。	
6)	原子炉格納容器自由体積	67,400m ³	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	適用炉心によって決まる炉心熱出力 (1基当たり)	標準値は、高浜3-4号機の最高値より小さいが、原子炉冷却設備停止点での原子炉下部キャビティ水量に影響しないため、標準値を解析条件とする。	
7)	原子炉格納容器ヒートシンク	金属：約 60m ³ コンクリート：約 60m ³	標準値 (設計値より小さい値)	標準値 (設計値より小さい値)	標準値 (設計値より小さい値)	適用炉心によって決まる炉心熱出力 (1基当たり)	標準値は、高浜3-4号機の最高値より小さいが、原子炉冷却設備停止点での原子炉下部キャビティ水量に影響しないため、標準値を解析条件とする。	
(2) 重大事故等対策に關連する機器条件								
1)	原子炉トリップ信号							
1)	1次冷却材ポンプ電源電圧							
1)	設定点	65%定格点	設計値 (トリップ限界値)	設計値 (トリップ限界値)	設計値 (トリップ限界値)			
1)	応答時間	1.2秒	最大値 (設計要求値)	最大値 (設計要求値)	最大値 (設計要求値)			
2)	タービン駆動補助給水ポンプ							
1)	注水開始 (駆動遅れ時間)	蒸気発生機の60秒後 (自動起動)	最大値 (設計要求値)	最大値 (設計要求値)	最大値 (設計要求値)			
1)	容量	約180 m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	設計値	設計値	設計値			
3)	蓄圧タンク							
1)	基数	3基 (1ループ当たり1基)	設計値	設計値	設計値			
1)	保水圧力	4.04MPa[gage]	最低保水圧力	最低保水圧力	最低保水圧力			
1)	保水水量	29.0m ³ (1基当たり)	最低保水水量	最低保水水量	最低保水水量			
4)	代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイ							
1)	基数	1台	設計値	設計値	設計値			
1)	容量	140 m ³ /h	設計値	設計値	設計値			
5)	格納容器再循環ユニット							
1)	基数	2基	設計値	設計値	設計値			
1)	除熱特性	100℃~約155℃、 約1.9MW~約8.1MW (1基当たり)	標準値	標準値	標準値			
7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用								
(1) 初期条件								
1)	炉心熱出力	2,652×1.02MW	設計値+定常熱室	設計値 (設計値)	設計値 (設計値)	適用炉心によって決まる炉心熱出力 (1基当たり)	標準値は、高浜3-4号機の最高値より小さいが、原子炉冷却設備停止点での原子炉下部キャビティ水量に影響しないため、標準値を解析条件とする。	
2)	1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa[gage]	設計値+定常熱室	設計値 (設計値)	設計値 (設計値)	適用炉心によって決まる炉心熱出力 (1基当たり)	標準値は、高浜3-4号機の最高値より小さいが、原子炉冷却設備停止点での原子炉下部キャビティ水量に影響しないため、標準値を解析条件とする。	
3)	1次冷却材平均温度	305.6+2.2℃	設計値+定常熱室	設計値 (設計値)	設計値 (設計値)	適用炉心によって決まる炉心熱出力 (1基当たり)	標準値は、高浜3-4号機の最高値より小さいが、原子炉冷却設備停止点での原子炉下部キャビティ水量に影響しないため、標準値を解析条件とする。	
4)	炉心燃焼熱	AESJ推定値+ORI(GEN)-2	炉心運用の包絡値	炉心運用の包絡値	炉心運用の包絡値	適用炉心によって決まる炉心熱出力 (1基当たり)	標準値は、高浜3-4号機の最高値より小さいが、原子炉冷却設備停止点での原子炉下部キャビティ水量に影響しないため、標準値を解析条件とする。	
5)	蒸気発生器2次側保水水量	50 t (1基当たり)	設計値	設計値	設計値	適用炉心によって決まる炉心熱出力 (1基当たり)	標準値は、高浜3-4号機の最高値より小さいが、原子炉冷却設備停止点での原子炉下部キャビティ水量に影響しないため、標準値を解析条件とする。	
6)	原子炉格納容器自由体積	65,000m ³	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	適用炉心によって決まる炉心熱出力 (1基当たり)	標準値は、高浜3-4号機の最高値より小さいが、原子炉冷却設備停止点での原子炉下部キャビティ水量に影響しないため、標準値を解析条件とする。	
7)	原子炉格納容器ヒートシンク	金属：約 60m ³ コンクリート：約 60m ³	標準値 (設計値より小さい値)	標準値 (設計値より小さい値)	標準値 (設計値より小さい値)	適用炉心によって決まる炉心熱出力 (1基当たり)	標準値は、高浜3-4号機の最高値より小さいが、原子炉冷却設備停止点での原子炉下部キャビティ水量に影響しないため、標準値を解析条件とする。	
(2) 重大事故等対策に關連する機器条件								
1)	原子炉トリップ信号							
1)	1次冷却材ポンプ電源電圧							
1)	設定点	65%定格点	設計値 (トリップ限界値)	設計値 (トリップ限界値)	設計値 (トリップ限界値)			
1)	応答時間	1.8秒	最大値 (設計要求値)	最大値 (設計要求値)	最大値 (設計要求値)			
2)	タービン駆動補助給水ポンプ							
1)	注水開始 (駆動遅れ時間)	蒸気発生機の60秒後 (自動起動)	最大値 (設計要求値)	最大値 (設計要求値)	最大値 (設計要求値)			
1)	容量	80m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	設計値	設計値	設計値			
3)	蓄圧タンク							
1)	基数	3基 (1ループ当たり1基)	設計値	設計値	設計値			
1)	保水圧力	4.04MPa[gage]	最低保水圧力	最低保水圧力	最低保水圧力			
1)	保水水量	29.0m ³ (1基当たり)	最低保水水量	最低保水水量	最低保水水量			
4)	代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ							
1)	基数	2基	設計値	設計値	設計値			
1)	除熱特性	100℃~約155℃、 約3.0MP~約6.5MW (1基当たり)	設計値 (組フィルタあり)	設計値 (組フィルタあり)	設計値 (組フィルタあり)			

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について)

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

高浜発電所3 / 4号炉				泊発電所3号炉				相違理由
名 称	解析条件	解析条件の位置付け	高浜3、4号機 設計値(最悪値)	標準値(3ループ標準入力)の適用理由	名 称	解析条件	解析条件の位置付け	相違理由
6) 静的熱模式水素再結合装置及び原子炉格納容器水素燃焼装置	効果を期待せず				6) 原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタ	効果を期待せず	解析条件の位置付け	【参考前】標準値(3ループ標準入力)効果を期待せず
7) 溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での乾がり	原子炉下部キャビティ床面	米国の新設計に対する民間ガイドラインと同じ考え方			7) 溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での乾がり	原子炉下部キャビティ床面の全面	米国の新設計に対する民間ガイドラインと同じ考え方	原子炉下部キャビティ床面の全面
8) 溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱伝達の上限	0.3MW/m ² 相当(大気圧条件)	水による伝達を伴った溶融物とコンクリートの相互作用に関する実験に基づき設定			8) 溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱伝達の上限	0.8MW/m ² 相当(大気圧条件)	水による伝達を伴った溶融物とコンクリートの相互作用に関する実験に基づき設定	0.8MW/m ² 相当(大気圧条件)
9) 溶融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず	溶融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず	溶融炉心が原子炉下部キャビティ床面に堆積し、コンクリートと直接接触している場合、溶融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となることに基づき設定			9) 溶融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず	溶融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず	溶融炉心が原子炉下部キャビティ床面に堆積し、コンクリートと直接接触している場合、溶融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となることに基づき設定	溶融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず
(3) 重大事故等対策に關連する操作条件								
1) 代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの開始	炉心溶融開始の30分後	運転員等操作余裕の考え方			1) 代替格納容器スプレイの開始	炉心溶融開始の30分後	運転員等操作余裕の考え方	炉心溶融開始の30分後
2) 代替低圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの停止	事象発生後の24時間後	運転員等操作余裕の考え方			2) 代替格納容器スプレイの停止	事象発生後の24時間後	運転員等操作余裕の考え方	事象発生後の24時間後
3) 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流開始	事象発生後の24時間後	運転員等操作余裕の考え方			3) 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流開始	事象発生後の24時間後	運転員等操作余裕の考え方	事象発生後の24時間後
枠囲みの範囲は厳密に係る事項のため、公開することはできません								

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について)

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

高浜発電所3 / 4号炉				泊発電所3号炉				相違理由	
名	解析条件	解析条件の位置付け	高浜3、4号機設計値 (標準値)	標準値 (3ループ標準入力) の適用理由	名	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】標準値 (3ループ標準入力)	
5. 1 崩壊熱除去機能喪失									
① 初期条件					① 初期条件				
1) 原子炉停止後の時間	55時間	最長時間に余裕をみた時間			1) 原子炉停止後の時間	72時間	最長時間に余裕をみた時間	55時間	
2) 1次冷却材圧力	大気圧(0MPa[gage])	ミッドループ運転時の典型的な設定			2) 1次冷却材圧力	大気圧(0MPa[gage])	ミッドループ運転時の典型的な設定	大気圧(0MPa[gage])	
3) 1次冷却材高圧側流量	98℃(保安規定モード5)	ミッドループ運転時の運転モード (モード5) の上限値			3) 1次冷却材高圧側流量	90℃ (保安規定モード5)	ミッドループ運転時の運転モード(モード5)の上の下限	90℃ (保安規定モード5)	
4) 1次冷却材水位	原子炉容器出入口配管中心高さ+80mm	ミッドループ運転時の水位に余裕をみた水位			4) 1次冷却材水位	原子炉容器出入口配管中心高さ+100mm	ミッドループ運転時の水位	原子炉容器出入口配管中心高さ+80mm	
5) 炉心崩壊熱	AE51堆積値+ORIGEN-2	標準値 (炉心運用の自励値)			5) 炉心崩壊熱	AE51堆積値+ORIGEN-2	炉心運用の自励値	AE51堆積値+ORIGEN-2	
6) 1次系開口部	加圧器安全弁 (3個取り外し)	ミッドループ運転時の典型的な設定			6) 1次系開口部	加圧器安全弁 3個取り外し 加圧器ベント弁 1個開放	標準値 (炉心運用の自励値)	加圧器安全弁 3個取り外し 加圧器ベント弁 2個開放	
7) 2次系の状態	2次系からの冷却なし				7) 2次系の状態	2次系冷却系からの冷却なし		2次系冷却系からの冷却なし	
② 重大事故等対策に関連する機器条件									
1) 蓄圧タンク					1) 蓄圧タンク				
i 基数	2基	定検中の修繕対象を考慮し、全3基のうち1基は稼働しない			i 基数	2基	定検中の修繕対象を考慮し、全3基のうち1基は稼働しない		
ii 保持圧力	4.04MPa[gage]	最低保持圧力			ii 保持圧力	4.04MPa[gage]	最低保持圧力		
iii 保有水量	29 0m ³ (1基当たり)	最低保有水量			iii 保有水量	29 0m ³ (1基当たり)	最低保有水量		
2) 駆動代替低圧注水ポンプ					2) 駆動代替低圧注水ポンプ				
i 注水流量	30m ³ /h	標準値に余裕をみた流量			i 注水流量	30m ³ /h	標準値に余裕をみた流量		
③ 重大事故等対策に関連する操作条件									
1) 蓄圧タンク炉心注入操作					1) 蓄圧タンク炉心注入操作				
1基目：事象発生の60分後		運転員等操作余裕の考え方			1基目：事象発生の60分後		運転員等操作余裕の考え方		
2基目：事象発生の90分後					2基目：蓄圧タンク炉心注水				
2) 駆動代替低圧注水ポンプ起動					2) 駆動代替低圧注水ポンプ起動				
蒸了後 (事象発生の91分後)					蒸了後 (事象発生の91分後)				
7. 4. 1 崩壊熱除去機能喪失									
① 初期条件					① 初期条件				
1) 原子炉停止後の時間	72時間	最長時間に余裕をみた時間			1) 原子炉停止後の時間	72時間	最長時間に余裕をみた時間	55時間	
2) 1次冷却材圧力	大気圧(0MPa[gage])	ミッドループ運転時の典型的な設定			2) 1次冷却材圧力	大気圧(0MPa[gage])	ミッドループ運転時の典型的な設定	大気圧(0MPa[gage])	
3) 1次冷却材高圧側流量	90℃ (保安規定モード5)	ミッドループ運転時の運転モード(モード5)の上の下限			3) 1次冷却材高圧側流量	90℃ (保安規定モード5)	ミッドループ運転時の運転モード(モード5)の上の下限	90℃ (保安規定モード5)	
4) 1次冷却材水位	原子炉容器出入口配管中心高さ+100mm	ミッドループ運転時の水位			4) 1次冷却材水位	原子炉容器出入口配管中心高さ+80mm	ミッドループ運転時の水位	原子炉容器出入口配管中心高さ+80mm	
5) 炉心崩壊熱	AE51堆積値+ORIGEN-2	炉心運用の自励値			5) 炉心崩壊熱	AE51堆積値+ORIGEN-2	炉心運用の自励値	AE51堆積値+ORIGEN-2	
6) 1次系開口部	加圧器安全弁 3個取り外し 加圧器ベント弁 1個開放	標準値 (炉心運用の自励値)			6) 1次系開口部	加圧器安全弁 3個取り外し 加圧器ベント弁 2個開放	標準値 (炉心運用の自励値)	加圧器安全弁 3個取り外し 加圧器ベント弁 2個開放	
7) 2次系冷却系の状態	2次系冷却系からの冷却なし				7) 2次系冷却系の状態	2次系冷却系からの冷却なし		2次系冷却系からの冷却なし	
② 重大事故等対策に関連する機器条件									
1) 代替格納容器スプレイポンプ					1) 代替格納容器スプレイポンプ				
i 注水流量	29 m ³ /h	蒸発量を上回る流量			i 注水流量	29 m ³ /h	蒸発量を上回る流量	30 m ³ /h	
③ 重大事故等対策に関連する操作条件									
1) 代替格納容器スプレイポンプ起動					1) 代替格納容器スプレイポンプ起動				
事象発生の60分後		運転員等操作余裕の考え方			事象発生の60分後		運転員等操作余裕の考え方	事象発生の50分後	

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について)

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

高浜発電所3 / 4号炉				泊発電所3号炉				相違理由
名	解析条件	解析条件の位置付け	高浜3、4号炉設計値 (基準値)	標準値 (3ループ標準入力) の適用理由				
5.2 全交流流動力電源喪失								
① 初期条件								
1) 原子炉停止後の時間	55時間	最長時間に余裕をみた時間						
2) 1次冷却材圧力	大気圧(OMPa[Gauge])	ミッドループ運転時の最高時な数値						
3) 1次冷却材最高値制限値	93℃(保安規定モードE)	ミッドループ運転時の運転モード(モードE)の上限值						
4) 1次冷却材水位	原子炉容器出入口配管中心高さ+80mm	ミッドループ運転時の水位に余裕をみた水位						
5) 炉心熱源	ADBS+機頭値+ORIGEN-2	標準値 (炉心運用の包絡値)						標準値は、高浜3、4号炉の最高値より大きく解析結果を厳しくするため、標準値を解析条件とする。
6) 1次冷却材入口	加圧器安全弁 (3個取り外し)	ミッドループ運転時の最高時な数値						
7) 2次系の状態	2次系からの希釈なし							
② 重大事故等対策に関連する機器条件								
1) 蓄圧タンク	i 基数							
	ii 保神圧力	定額中の保神対象を考慮し、全3基のうち1基は期待しない						
	iii 保神水量	最低保神圧力						
2) 駆動代用圧注水ポンプ	i 注水量	29.0m ³ (1基当たり)						
	ii 注水量	30m ³ /h						
③ 重大事故等対策に関連する操作条件								
1) 蓄圧タンク炉心注入操作	1基目：事象発生の60分後	運転員等操作余裕の考え方						
	2基目：事象発生の90分後							
2) 駆動代用圧注水ポンプ起動	2基目の蓄圧タンク炉心注水完了後 (事象発生の91分後)	運転員等操作余裕の考え方						
7.4.2 全交流流動力電源喪失								
① 初期条件								
1) 原子炉停止後の時間	72時間	最長時間に余裕をみた時間						
2) 1次冷却材圧力	大気圧(0MPa[Gauge])	ミッドループ運転時の現実的な数値						
3) 1次冷却材最高値制限値	93℃(保安規定モードE)	ミッドループ運転時の運転モード(モードE)の上限值						
4) 1次冷却材水位	原子炉容器出入口配管中心高さ+100mm	ミッドループ運転時の水位						
5) 炉心熱源	ADBS+機頭値+ORIGEN-2	炉心運用の包絡値						
6) 1次冷却材入口	加圧器安全弁3個取り外し	ミッドループ運転時の現実的な数値						
7) 2次冷却材の状態	2次冷却材からの希釈なし							
② 重大事故等対策に関連する機器条件								
1) 代替格納容器スプレイポンプ	i 注水量	29 m ³ /h						
	ii 注水量	30 m ³ /h						
③ 重大事故等対策に関連する操作条件								
1) 代替格納容器スプレイポンプ起動	事象発生の60分後	運転員等操作余裕の考え方						

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）

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 1.2.1</p> <p style="text-align: center;">原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力について</p> <p>評価項目の一つである、 「原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること」 において、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最大となる場所の圧力と評価項目を比較する必要があり、安全解析上は以下のとおり評価している。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最大となる場所は1次冷却材ポンプ吐出部である。この1次冷却材ポンプ吐出部の圧力の評価は、図1に示すとおり、加圧器サージ管接続部を代表点とした1次冷却材圧力（計算結果）に、別途、保守的に評価した加圧器気相部から1次冷却系までの静水頭、加圧器安全弁までのライン圧損及び1次冷却材ポンプから加圧器サージ管接続部流路圧損の合計を加算して、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力としている。</p> <p>一方、有効性評価において、1次冷却材圧力の代表的な挙動を示す観点では、使用コードの違い[※]や事象の特徴により、圧力の過渡応答図の記載を以下の取扱いとしているが、これらの相違は、本質的に有意なものではない。</p> <p>① 1次冷却材圧力が初期から過渡に上昇する事象 評価項目に対応するように、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の挙動に着目し記載。</p> <p>② 炉心露出する可能性がある事象 「設計基準事故」の「原子炉冷却材喪失」と同様に、炉心圧力（原子炉容器の炉心中心部分の圧力）の挙動に着目し記載。なお、炉心露出する可能性があり、かつ1次冷却材圧力が初期から過渡に上昇する事象は上記①と同様に原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を確認する。</p> <p>③ 炉心露出する可能性が低い事象 加圧器サージ管接続部の圧力挙動に着目し記載。</p> <p>※：MAAPでは、炉心溶融後のプラント全体挙動を評価する目的から、1次冷却材圧力は代表点で計算しており、初期値は加圧器気相部圧力としている。</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 6.2.1</p> <p style="text-align: center;">原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力について</p> <p>評価項目の一つである、 「原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること」 において、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最大となる場所の圧力と評価項目を比較する必要があり、安全解析上は以下のとおり評価している。</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最大となる場所は1次冷却材ポンプ吐出部である。この1次冷却材ポンプ吐出部の圧力の評価は、図1に示すとおり、加圧器サージ管接続部を代表点とした1次冷却材圧力（計算結果）に、別途、保守的に評価した加圧器気相部から1次冷却系までの静水頭、加圧器安全弁までのライン圧損及び1次冷却材ポンプから加圧器サージ管接続部流路圧損の合計を加算して、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力としている。</p> <p>一方、有効性評価において、1次冷却材圧力の代表的な挙動を示す観点では、使用コード^{※1}の違いや事象の特徴により、圧力の過渡応答図の記載を以下の取扱いとしているが、これらの相違は、本質的に有意なものではない。</p> <p>① 1次冷却材圧力が初期から過度に上昇する事象 評価項目に対応するように、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の挙動に着目し記載。</p> <p>② 炉心露出する可能性がある事象 「設計基準事故」の「原子炉冷却材喪失」と同様に、炉心圧力（原子炉容器の炉心中心部分の圧力）の挙動に着目し記載。なお、炉心露出する可能性があり、かつ1次冷却材圧力が初期から過度に上昇する事象は上記①と同様に原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を確認する。</p> <p>③ 炉心露出する可能性が低い事象 加圧器サージ管接続部の圧力挙動に着目し記載。</p> <p>※1：MAAPコードでは、炉心溶融後のプラント全体挙動を評価する目的から、1次冷却材圧力は代表点で計算しており、初期値は加圧器気相部圧力としている。</p>	

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>加圧器安全弁</p> <p>加圧器安全弁までのライン圧損</p> <p>静水頭</p> <p>加圧器</p> <p>蒸気発生器</p> <p>原子炉容器</p> <p>1次冷却材ポンプ</p> <p>1次冷却材ポンプ出口から加圧器サージ管接続部流路圧損</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ評価ポイント</p> <p><炉心露出する可能性が低い事象> 1次冷却材圧力評価ポイント</p> <p><炉心露出する可能性がある事象> 1次冷却材圧力評価ポイント</p> <p>図1 1次冷却系ループ圧力勾配</p>	<p>加圧器安全弁</p> <p>加圧器安全弁までのライン圧損</p> <p>静水頭</p> <p>加圧器</p> <p>蒸気発生器</p> <p>原子炉容器</p> <p>1次冷却材ポンプ</p> <p>1次冷却材ポンプ出口から加圧器サージ管接続部流路圧損</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリ評価ポイント</p> <p><炉心露出する可能性が低い事象> 1次冷却材圧力評価ポイント</p> <p><炉心露出する可能性がある事象> 1次冷却材圧力評価ポイント</p> <p>図1 1次冷却系ループ圧力勾配</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）

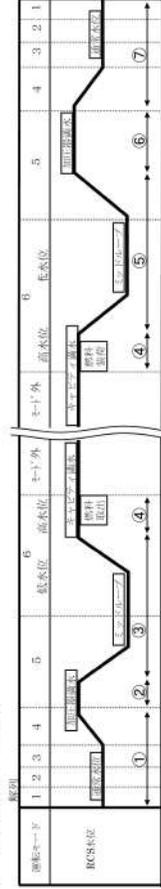
6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.2.2 定期検査工程の概要について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 1.2.2</p> <p style="text-align: center;">定期検査工程の概要について</p> <p>大飯3, 4号炉の定期検査工程の概要および関連するミッドループ運転の概要について次頁以降に示す。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 6.2.2</p> <p style="text-align: center;">定期事業者検査工程の概要について</p> <p>定期事業者検査工程の概要及び関連するミッドループ運転の概要について次頁以降に示す。</p>	

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.2.2 定期検査工程の概要について)

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

2. 事象想定の方



<全交流動力電源喪失、余熱除去機能喪失、原子炉冷却材の流出>

①	②	③	④	⑤	⑥	⑦
加圧器 運転	加圧器 運転	ミッドグループ運転	キャビティ減水 (モータ外を除く) 高(水量1000m ³ 以上) → 中 → 低(水量1000m ³ 以上) → 低	ミッドグループ運転	加圧器減水	
RCS水位	高	低	高	低	高	低
反応度	中	低	中	低	高	低
RCS水温	高	低	高	低	高	低
停止バンク 位置	全挿入	全挿入	全挿入	全挿入	全挿入	全挿入
循環ポンプ 運転	あり	あり	あり	あり	あり	あり
重要事象 発生	反応度が①より高く、 SBOによる 冷炉も間 接である	時間余裕が最も大きい	水位は事故に起因したため低圧状態で 時間余裕あり	水位は事故に起因したため低圧状態で 時間余裕あり	時間余裕が最も大きい	時間余裕が最も大きい

※ モード外については全燃料取出中のため評価対象外

<反応度の誤投入>

①	②	③	④	⑤	⑥	⑦
加圧器 運転	加圧器 運転	ミッドグループ運転	キャビティ減水 (モータ外を除く) 高(水量1000m ³ 以上) → 低	ミッドグループ運転	加圧器減水	
RCS水位	高	低	高	低	高	低
反応度	中	低	高	低	高	低
RCS水温	高	低	高	低	高	低
停止バンク 位置	全挿入	全挿入	全挿入	全挿入	全挿入	全挿入
循環ポンプ 運転	あり	あり	あり	あり	あり	あり
重要事象 発生	反応度が①より小さい	時間余裕が最も大きい	時間余裕が最も大きい	時間余裕が最も大きい	時間余裕が最も大きい	時間余裕が最も大きい

※ モード外については全燃料取出中のため評価対象外

【参考までに高浜3/4号炉の資料を掲載】

SBO, RHR機能喪失、
流出事象は
③④⑤⑥⑦で評価

希釈事象は通常水位、
低温状態、制
御棒全挿入で評価

2. 事象想定の方



<挿入熱除去機能喪失、全交流動力電源喪失、原子炉冷却材の流出>

①	②	③	④	⑤	⑥	⑦
加圧器 運転	加圧器 運転	ミッドグループ運転	キャビティ減水 (モータ外を除く) 高(水量1000m ³ 以上) → 中 → 低(水量1000m ³ 以上)	ミッドグループ運転	加圧器減水	
RCS水位	高	低	高	低	高	低
反応度	中	低	中	低	高	低
RCS水温	高	低	高	低	高	低
停止バンク 位置	全挿入	全挿入	全挿入	全挿入	全挿入	全挿入
循環ポンプ 運転	あり	あり	あり	あり	あり	あり
重要事象 発生	水位が①より高く、 SBOによる 冷炉も間 接である	時間余裕が最も大きい	水位は非常に高いため水位低下まで 時間余裕あり	時間余裕が最も大きい	時間余裕が最も大きい	時間余裕が最も大きい

※ モード外については全燃料取出中のため評価対象外

<反応度の誤投入>

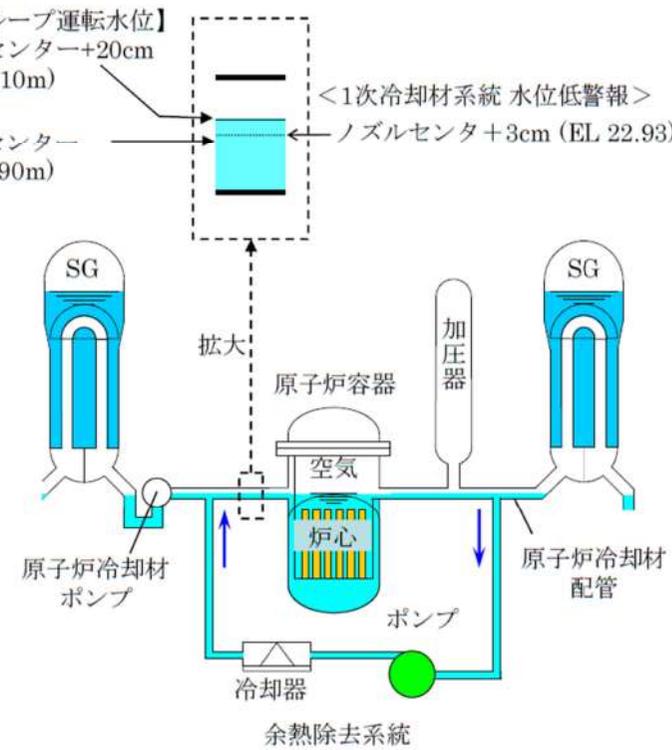
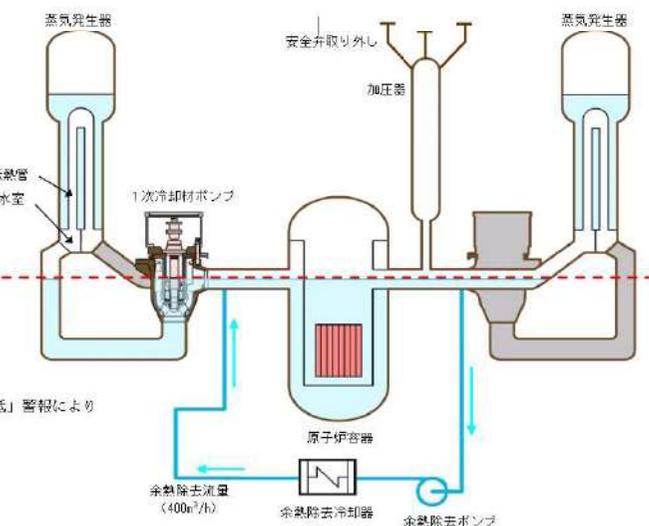
①	②	③	④	⑤	⑥	⑦
加圧器 運転	加圧器 運転	ミッドグループ運転	キャビティ減水 (モータ外を除く) 高(水量1000m ³ 以上) → 中 → 低(水量1000m ³ 以上)	ミッドグループ運転	加圧器減水	
RCS水位	高	低	高	低	高	低
反応度	中	低	中	低	高	低
RCS水温	高	低	高	低	高	低
停止バンク 位置	全挿入	全挿入	全挿入	全挿入	全挿入	全挿入
循環ポンプ 運転	あり	あり	あり	あり	あり	あり
重要事象 発生	反応度が①より小さい	純粋ライインの挿入時中であるため、対象外	時間余裕が最も大きい	時間余裕が最も大きい	時間余裕が最も大きい	時間余裕が最も大きい

※ モード外については全燃料取出中のため評価対象外

相違理由

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

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.2.2 定期検査工程の概要について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2. ミッドループ運転</p> <p>(1) 概要</p> <p>定期検査時においては、プラントを停止シールドダウンを行った後、燃料を取り出す前に1次冷却材システムを水抜きし、1次冷却材配管中心(ノズルセンター)付近にする必要がある。このときの運転状態をミッドループ運転と称している。</p> <p>原子炉には燃料が入っていることから、ミッドループ運転中は余熱除去ポンプにて冷却と浄化を行っている。ミッドループ運転中は、余熱除去ポンプへの空気の巻き込みによるキャビテーションを防止するため、定格680m³/hである余熱除去流量を450m³/h以下に絞って運転している。</p> <p>(2) 必要性</p> <p>PWRプラントの場合、定期検査時に燃料を取り出すためには、原子炉容器蓋を開放する前に蒸気発生器伝熱管内の水を抜く必要がある。このときの水抜きレベルは大飯3、4号機ではノズルセンター+20cmであり、蒸気発生器作業や1次冷却材ポンプ作業を効率よく行うためにも、ミッドループ運転が必要とされている。</p> 	<p>3. ミッドループ運転</p> <p>(1) 概要</p> <p>定期事業者検査時においては、プラントを停止シールドダウンを行った後、燃料を取り出す前に1次冷却材システムを水抜きし、1次冷却材配管中心(ノズルセンタ)付近にする必要がある。このときの運転状態をミッドループ運転と称している。</p> <p>原子炉には燃料が入っていることから、ミッドループ運転中は余熱除去ポンプにて冷却と浄化を行っている。ミッドループ運転中は、余熱除去ポンプへの空気の巻き込みによるキャビテーションを防止するため、通常681m³/hである余熱除去流量を400m³/hに絞って運転している。</p> <p>(2) 必要性</p> <p>PWRプラントの場合、定期事業者検査時に燃料を取り出すためには、原子炉容器蓋を開放する前に蒸気発生器伝熱管内の水を抜く必要がある。この時の水抜きレベルは泊3号炉ではノズルセンタ+10cmであり、蒸気発生器作業や1次冷却材ポンプ作業を効率よく行うためにも、ミッドループ運転が必要とされている。</p>  <p>RCS 水位は「RCS ループ水位高低」警報により監視する。 高警報 T.P. 23.05m 低警報 T.P. 22.62m</p>	<p>設備の相違</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方（添付資料 6.3.1 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 1.3.1</p> <p style="text-align: center;">重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について</p> <p>重大事故等対策の有効性評価において行われる各作業について、作業（操作）の概要、必要要員数および作業（操作）時間、操作の成立性について下記の要領で確認した。</p> <p>個別確認結果とそれに基づく重大事故等対策の成立性確認を「表 重大事故等対策の成立性確認」に示す。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 6.3.1</p> <p style="text-align: center;">重大事故等対策の有効性評価における作業ごとの成立性確認結果について</p> <p>重大事故等対策の有効性評価において行われる各作業について、作業（操作）の概要、作業（操作）時間及び操作の成立性について下記の要領で確認した。</p> <p>個別確認結果とそれに基づく重大事故等対策の成立性確認を「表1 重大事故等対策の成立性確認」に示す。</p>	
<p>「操作名称」</p> <p>1. 作業（操作）概要：各作業の操作内容の概要を記載</p> <p>2. 必要要員数及び作業（操作）時間</p> <p>（1）必要要員数：作業に必要な要員数を記載</p> <p>（2）作業（操作）時間：移動時間＋操作時間に5～10分余裕を見て5分単位（要求時間）で値を設定。ただし、時間余裕が少ない操作については、1分単位で値を設定。</p> <p>（3）作業（操作）時間：現地への移動時間（重大事故等発生時については放射線防護具着用時間含む）、訓練による実績時間、模擬による想定時間等を記載</p> <p>3. 操作の成立性について</p> <p>（1）アクセス性：現場へのアクセス性について記載耐震建屋を通るルート、暗所の場合の考慮事項</p> <p>（2）作業環境：現場の作業環境について記載 重大事故等の状況を仮定した環境による影響 放射線防護具を着用する場合の考慮事項 暗所の場合の考慮事項</p>	<p>「操作名称」</p> <p>1. 作業（操作）概要：各作業の操作内容の概要を記載</p> <p>2. 作業（操作）時間</p> <p>（1）想定時間：移動時間＋操作時間に5～10分程度の余裕を見て5分単位（要求時間）で値を設定。ただし、時間余裕が少ない操作については、1分単位で値を設定。</p> <p>（2）実績時間：現場への移動時間（重大事故等発生時については放射線防護具着用時間含む）、訓練による実績時間、模擬による想定時間等を記載</p> <p>3. 操作の成立性について</p> <p>（1）状況：耐震建屋を通るルート、操作場所を記載</p> <p>（2）作業環境：現場の作業環境について記載 重大事故等の状況を仮定した環境による影響 放射線防護具を着用する場合の考慮事項 暗所の場合の考慮事項 現場へのアクセス性について記載</p>	<p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化</p> <p>記載の適正化 ・②作業環境に記載</p>
<p>【比較のため入替え】</p> <p>（4）連絡手段：各所との連絡手段について記載 保安電話及び運転指令設備が使用不能の場合の考慮事項</p> <p>（3）作業（操作）性：現場作業の操作性について記載 放射線防護具を着用する場合の考慮事項</p>	<p>（3）連絡手段：各所との連絡手段について記載 保安電話及び運転指令設備が使用不能の場合の考慮事項</p> <p>（4）操作性：現場作業の操作性について記載</p>	<p>記載の適正化 ・②作業環境に記載</p>

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.3.1 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について)

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

大飯発電所3 / 4号炉										泊発電所3号炉										相違理由
No.	作業項目	再稼働に必要となる作業項目	作業時間 (標準時間)	備考・作業の成立性	評価	成立性評価の理由	成立性評価のスコア (0-5)	成立性評価の理由	相違理由											
6	電源装置部、電源操作	電源装置部、電源操作	2.1	電源装置部、電源操作	20分	電源装置部、電源操作	2.1	電源装置部、電源操作	2.1	電源装置部、電源操作										
			2.2	電源装置部、電源操作	30分	電源装置部、電源操作	3.0	電源装置部、電源操作	3.0											
			2.3	電源装置部、電源操作	5分	電源装置部、電源操作	3.5	電源装置部、電源操作	3.5											
			2.4	電源装置部、電源操作	1分	電源装置部、電源操作	4.0	電源装置部、電源操作	4.0											
			2.5	電源装置部、電源操作	15分	電源装置部、電源操作	4.5	電源装置部、電源操作	4.5											
			2.6	電源装置部、電源操作	20分	電源装置部、電源操作	5.0	電源装置部、電源操作	5.0											
			2.7	電源装置部、電源操作	17分	電源装置部、電源操作	5.5	電源装置部、電源操作	5.5											
			2.8	電源装置部、電源操作	4分	電源装置部、電源操作	6.0	電源装置部、電源操作	6.0											
			2.9	電源装置部、電源操作	2分	電源装置部、電源操作	6.5	電源装置部、電源操作	6.5											
			2.10	電源装置部、電源操作	14分	電源装置部、電源操作	7.0	電源装置部、電源操作	7.0											
7	電源装置部	電源装置部	2.1	電源装置部	10分	電源装置部	2.1	電源装置部	2.1	電源装置部										
			2.2	電源装置部	10分	電源装置部	2.2	電源装置部	2.2											
			2.3	電源装置部	10分	電源装置部	2.3	電源装置部	2.3											
			2.4	電源装置部	10分	電源装置部	2.4	電源装置部	2.4											
			2.5	電源装置部	10分	電源装置部	2.5	電源装置部	2.5											
			2.6	電源装置部	10分	電源装置部	2.6	電源装置部	2.6											
			2.7	電源装置部	10分	電源装置部	2.7	電源装置部	2.7											
			2.8	電源装置部	10分	電源装置部	2.8	電源装置部	2.8											
			2.9	電源装置部	10分	電源装置部	2.9	電源装置部	2.9											
			2.10	電源装置部	10分	電源装置部	2.10	電源装置部	2.10											

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.3.1 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について)

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

表 重大事故等対策の成立性確認(4/16)

No.	作業項目	実施の目的・作業内容	量 (人・時間)	備考・作業の想定時間	作業開始の遅延時間	状況	作業標準			目的の能力 (人・時間)
							標準・強度	詳細	その他 (補足、留意事項)	
9	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	2.2 3.1 3.12 5.2	2分	1分	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	【60】標準がない場合】 【60】標準がある場合】 【60】標準がある場合】 【60】標準がある場合】 【60】標準がある場合】 【60】標準がある場合】 【60】標準がある場合】 【60】標準がある場合】 【60】標準がある場合】 【60】標準がある場合】	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	1.4 1.4 1.7 1.8	
		燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	2.2 3.1 3.12 5.2	5分	4分	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	1.4 1.4 1.7 1.8	
		燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	3.11 3.12	5分	4分	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	1.4 1.4 1.7 1.8	
		燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	2.2 3.1 3.12 5.2	45分	39分	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	1.10	
		燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	3.11 3.12 5.2	55分	41分	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	1.10	
		燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	2.2 3.1 3.12 5.2	5分	1分	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	1.10	
		燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	2.2 3.1 3.12 5.2	5分	2分	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	1.10	
		燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	2.2 3.1 3.12 5.2	5分	1分	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	1.4	
		燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	2.2 3.1 3.12 5.2	40分	29分	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	1.4	
		燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	2.2 3.1 3.12 5.2	5分	1分	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	1.4	

No.	作業項目	実施の目的・作業内容	量 (人・時間)	備考・作業の想定時間	作業開始の遅延時間	状況	作業標準			目的の能力 (人・時間)
							標準・強度	詳細	その他 (補足、留意事項)	
10	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	3.12 5.2	5分	3分	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	1.4 1.4 1.7 1.8	
		燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	3.12 5.2	27分	27分	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	1.4	
		燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	3.12 5.2	30分	29分	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	1.4 1.4 1.7 1.8	
		燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	3.12 5.2	25分	25分	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	1.4 1.4 1.7 1.8	
		燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	3.12 5.2	5分	3分	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	1.4 1.4 1.7 1.8	
		燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	3.12 5.2	15分	15分	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	1.4 1.4 1.7 1.8	
		燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	3.12 5.2	15分	15分	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	1.4 1.4 1.7 1.8	
		燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	3.12 5.2	15分	15分	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	1.4 1.4 1.7 1.8	
		燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	3.12 5.2	15分	15分	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	1.4 1.4 1.7 1.8	
		燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	3.12 5.2	15分	15分	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	燃料貯蔵タンクの水漏れ監視・排水ポンプの点検	1.4 1.4 1.7 1.8	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.3.1 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について)

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

大飯発電所3/4号炉																			
No.	作業項目	高圧の作業内容、作業内容、作業内容	作業シートの枚数(枚)	備考、作業シートの枚数(枚)	作業から作業までの所要時間(分)	作業から作業までの所要時間(分)	作業から作業までの所要時間(分)	作業内容				作業内容	作業内容	作業内容					
								作業内容	作業内容	作業内容	作業内容								
16	運転室から運転室へ移動	運転室から運転室へ移動	2.4	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分
17	運転室から運転室へ移動	運転室から運転室へ移動	2.4	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分
18	運転室から運転室へ移動	運転室から運転室へ移動	2.4	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分
19	運転室から運転室へ移動	運転室から運転室へ移動	2.5	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分
20	運転室から運転室へ移動	運転室から運転室へ移動	2.5	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分

泊発電所3号炉																			
No.	作業項目	高圧の作業内容、作業内容、作業内容	作業シートの枚数(枚)	備考、作業シートの枚数(枚)	作業から作業までの所要時間(分)	作業から作業までの所要時間(分)	作業から作業までの所要時間(分)	作業内容				作業内容	作業内容	作業内容					
								作業内容	作業内容	作業内容	作業内容								
9	運転室から運転室へ移動	運転室から運転室へ移動	2.1, 2.2	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分
10	運転室から運転室へ移動	運転室から運転室へ移動	2.1, 2.2	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分
11	運転室から運転室へ移動	運転室から運転室へ移動	2.1, 2.2	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分	5分	15分

表1 重大事故等対策の成立性確認

相違理由

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.3.1 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について)

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

表 重大事故等対策の成立性確認(7/16)													
No.	作業項目	作業内容	作業の優先度 (No. / 優先度)	実施の必要時間 (分)	実施の必要人員 (名)	実施の必要場所 (場所)	実施の必要機材	作業要領		目的	その他の留意事項 (留意事項)	実施の必要機材	実施の必要人員 (名)
								実施の必要機材	実施の必要人員 (名)				
21	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	5.4	5分	1名	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	1.1
22	圧力調整弁の動作確認	圧力調整弁の動作確認	5.4	5分	1名	圧力調整弁の動作確認	圧力調整弁の動作確認	圧力調整弁の動作確認	圧力調整弁の動作確認	圧力調整弁の動作確認	圧力調整弁の動作確認	圧力調整弁の動作確認	1.1
23	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	3.4	5分	2名	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	1.1
24	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	2.6	2分	1名	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	1.1
25	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	2.7	5分	2名	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	1.4
26	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	2.7	15分	7名	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	1.4

表 1 重大事故等対策の成立性確認													
No.	作業項目	作業内容	実施の必要時間 (分)	実施の必要人員 (名)	実施の必要場所 (場所)	実施の必要機材	作業要領		目的	その他の留意事項 (留意事項)	実施の必要機材	実施の必要人員 (名)	相違理由
							実施の必要機材	実施の必要人員 (名)					
12	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	2.1.2	5分	3名	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	1.4
13	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	2.1.1	5分	3名	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	1.4
14	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	2.1.2	5分	3名	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	緊急停止装置の動作確認	1.4

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.3.1 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について)

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

大飯発電所3 / 4号炉												泊発電所3号炉												相違理由
No.	作業項目	実施計画書の作業項目	作業項目の優先度 (優劣%)	優先順位	優先順位	優先順位	優先順位	優先順位	作業要領				優先順位	優先順位	優先順位	優先順位	優先順位							
									優先順位	優先順位	優先順位	優先順位												
27	運転員による炉内監視業務 (炉内監視業務)	運転員による炉内監視業務 (炉内監視業務)	2.8	5分	2分	10分	5分	2分	10分	5分	2分	10分	5分	2分	10分	5分	2分	10分	1.3	運転員が炉内監視業務を適切に実施している。	運転員が炉内監視業務を適切に実施している。	運転員が炉内監視業務を適切に実施している。	運転員が炉内監視業務を適切に実施している。	
28	運転員による炉内監視業務 (炉内監視業務)	運転員による炉内監視業務 (炉内監視業務)	2.8	5分	2分	10分	5分	2分	10分	5分	2分	10分	5分	2分	10分	5分	2分	10分	1.3	運転員が炉内監視業務を適切に実施している。	運転員が炉内監視業務を適切に実施している。	運転員が炉内監視業務を適切に実施している。	運転員が炉内監視業務を適切に実施している。	
29	運転員による炉内監視業務 (炉内監視業務)	運転員による炉内監視業務 (炉内監視業務)	2.8	5分	2分	10分	5分	2分	10分	5分	2分	10分	5分	2分	10分	5分	2分	10分	1.3	運転員が炉内監視業務を適切に実施している。	運転員が炉内監視業務を適切に実施している。	運転員が炉内監視業務を適切に実施している。	運転員が炉内監視業務を適切に実施している。	
30	運転員による炉内監視業務 (炉内監視業務)	運転員による炉内監視業務 (炉内監視業務)	2.8	5分	2分	10分	5分	2分	10分	5分	2分	10分	5分	2分	10分	5分	2分	10分	1.3	運転員が炉内監視業務を適切に実施している。	運転員が炉内監視業務を適切に実施している。	運転員が炉内監視業務を適切に実施している。	運転員が炉内監視業務を適切に実施している。	

表1 重大事故等対策の成立性確認

No.	作業項目	実施計画書の作業項目	実施計画書の優先度 (優劣%)	優先順位	優先順位	優先順位	優先順位	優先順位	作業要領				優先順位	優先順位	優先順位	優先順位	優先順位							
									優先順位	優先順位	優先順位	優先順位												
31	運転員による炉内監視業務 (炉内監視業務)	運転員による炉内監視業務 (炉内監視業務)	2.1, 2.1.1, 2.1.2	2分	2分	10分	2分	2分	10分	1.1	運転員が炉内監視業務を適切に実施している。	運転員が炉内監視業務を適切に実施している。	運転員が炉内監視業務を適切に実施している。	運転員が炉内監視業務を適切に実施している。										
32	運転員による炉内監視業務 (炉内監視業務)	運転員による炉内監視業務 (炉内監視業務)	2.1, 2.1.1, 2.1.2	2分	2分	10分	2分	2分	10分	1.1	運転員が炉内監視業務を適切に実施している。	運転員が炉内監視業務を適切に実施している。	運転員が炉内監視業務を適切に実施している。	運転員が炉内監視業務を適切に実施している。										
33	運転員による炉内監視業務 (炉内監視業務)	運転員による炉内監視業務 (炉内監視業務)	2.1, 2.1.1, 2.1.2	2分	2分	10分	2分	2分	10分	1.1	運転員が炉内監視業務を適切に実施している。	運転員が炉内監視業務を適切に実施している。	運転員が炉内監視業務を適切に実施している。	運転員が炉内監視業務を適切に実施している。										
34	運転員による炉内監視業務 (炉内監視業務)	運転員による炉内監視業務 (炉内監視業務)	2.1, 2.1.1, 2.1.2	2分	2分	10分	2分	2分	10分	1.1	運転員が炉内監視業務を適切に実施している。	運転員が炉内監視業務を適切に実施している。	運転員が炉内監視業務を適切に実施している。	運転員が炉内監視業務を適切に実施している。										

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.3.1 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について)

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

表 重大事故等対策の成立性確認(10/16)

No.	作業項目	実施の要領、作業手順	標準作業時間(%)	優先度の重要度	評価からの重要度	所要時間(分)	所要量の重要度	所要量の重要度	作業実施			相違の有無	相違理由	
									作業時間	所要量の重要度	所要量の重要度			
24	燃料供給ポンプの運転再開	燃料供給ポンプの運転再開	3.4	10分	5分	燃料供給ポンプの運転再開								
25	燃料供給ポンプの運転再開	燃料供給ポンプの運転再開	4.1 4.2	25分	23分	燃料供給ポンプの運転再開								
26	燃料供給ポンプの運転再開	燃料供給ポンプの運転再開	4.2	20分	20分	燃料供給ポンプの運転再開								
27	燃料供給ポンプの運転再開	燃料供給ポンプの運転再開	5.1 5.2 5.3	10分	10分	燃料供給ポンプの運転再開								

No.	作業項目	実施の要領、作業手順	標準作業時間(%)	優先度の重要度	評価からの重要度	所要時間(分)	所要量の重要度	所要量の重要度	作業実施			相違の有無	相違理由	
									作業時間	所要量の重要度	所要量の重要度			
28	燃料供給ポンプの運転再開	燃料供給ポンプの運転再開	5.1 5.2 5.3	10分	10分	燃料供給ポンプの運転再開								
29	燃料供給ポンプの運転再開	燃料供給ポンプの運転再開	5.1 5.2 5.3	10分	10分	燃料供給ポンプの運転再開								

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方 (添付資料 6.3.1 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について)

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

大飯発電所3 / 4号炉										泊発電所3号炉										相違理由
No.	作業項目	作業目的	作業内容	作業時間 (標準)	作業・作業の標準時間	作業開始からの作業時間	状況	リスク・程度	危険・程度	危険回避策	留意事項	その他 (備考、注意事項)	連絡手続	操作性	目的の達成 確率 (%)					
																目的の達成 確率 (%)				
41	燃料取扱機に付添心水冷却機	燃料取扱機に付添心水冷却機	燃料取扱機に付添心水冷却機	5分	5分	5分	燃料取扱機 (燃料機)	燃料取扱機	燃料取扱機に付添心水冷却機	燃料取扱機に付添心水冷却機	燃料取扱機に付添心水冷却機	燃料取扱機に付添心水冷却機	燃料取扱機に付添心水冷却機	燃料取扱機に付添心水冷却機	1.4					
42	濃い塩化水素ガス発生時の濃縮機	濃縮機	濃縮機	10分	10分	10分	濃縮機 (濃縮機)	濃縮機	濃縮機	濃縮機	濃縮機	濃縮機	濃縮機	濃縮機	1.3					
43	炉心注水操作	炉心注水操作	炉心注水操作	5分	5分	5分	炉心注水機 (炉心注水機)	炉心注水機	炉心注水機	炉心注水機	炉心注水機	炉心注水機	炉心注水機	炉心注水機	1.4					
44	燃料取扱機	燃料取扱機	燃料取扱機	1分	1分	1分	燃料取扱機 (燃料機)	燃料取扱機	燃料取扱機	燃料取扱機	燃料取扱機	燃料取扱機	燃料取扱機	燃料取扱機	-					
45	燃料取扱機に付添心水冷却機	燃料取扱機に付添心水冷却機	燃料取扱機に付添心水冷却機	3分	3分	3分	燃料取扱機 (燃料機)	燃料取扱機	燃料取扱機	燃料取扱機	燃料取扱機	燃料取扱機	燃料取扱機	燃料取扱機	1.3					

No.	作業項目	作業内容	状況	リスク・程度	危険・程度	危険回避策	留意事項	留意事項	その他 (備考、注意事項)	連絡手続	操作性	目的の達成 確率 (%)
30	燃料取扱機に付添心水冷却機	燃料取扱機に付添心水冷却機	燃料取扱機 (燃料機)	燃料取扱機	燃料取扱機	燃料取扱機	燃料取扱機	燃料取扱機	燃料取扱機	燃料取扱機	燃料取扱機	1.1
31	燃料取扱機に付添心水冷却機	燃料取扱機に付添心水冷却機	燃料取扱機 (燃料機)	燃料取扱機	燃料取扱機	燃料取扱機	燃料取扱機	燃料取扱機	燃料取扱機	燃料取扱機	燃料取扱機	1.3
32	燃料取扱機に付添心水冷却機	燃料取扱機に付添心水冷却機	燃料取扱機 (燃料機)	燃料取扱機	燃料取扱機	燃料取扱機	燃料取扱機	燃料取扱機	燃料取扱機	燃料取扱機	燃料取扱機	1.3
33	燃料取扱機に付添心水冷却機	燃料取扱機に付添心水冷却機	燃料取扱機 (燃料機)	燃料取扱機	燃料取扱機	燃料取扱機	燃料取扱機	燃料取扱機	燃料取扱機	燃料取扱機	燃料取扱機	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）

大飯発電所3 / 4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

表1 重大事故等対策の成立性確認

表	作業項目	高圧炉の運転維持・作業内容	機組・作業の想定時間 (単位:分)	機組・作業の想定人数	設備等からの取組内容	状況	作業環境			連絡内容	機特性	取組の成立性		
							温度・湿度	加圧設備	照明					
機	高圧炉運転への対応 水漏れ (機組)	高圧炉の運転維持・作業内容 機組・作業の想定時間 (単位:分) 2.1.2 2.1.3	機組・作業の想定人数 1機組60分	機組・作業の想定時間 (単位:分) 1機組60分	機組等からの取組内容 機組	機組・作業の想定時間 (単位:分) 機組・作業の想定人数 機組・作業の想定時間 (単位:分) 機組・作業の想定人数								
														機組・作業の想定時間 (単位:分) 機組・作業の想定人数 機組・作業の想定時間 (単位:分) 機組・作業の想定人数
		機組・作業の想定時間 (単位:分) 機組・作業の想定人数 機組・作業の想定時間 (単位:分) 機組・作業の想定人数												

