

資料5－2

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE6-9 r. 6.0
提出年月日	令和5年4月11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4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。

6. 重大事故等への対応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

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）

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 PWR 3 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渉する前まで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どに対して、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）
	エネルギー	エネルギー	—
	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。

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
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 1.1 概要 <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ることとしている措置（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>	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 1.1 概要 <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ることとしている措置（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>	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 <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ることとしている措置（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>	
1.1.1 評価対象の整理及び評価項目の設定 <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>	1.1.1 評価対象の整理及び評価項目の設定 <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>	6.1.1 評価対象の整理及び評価項目の設定 <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>	
1.1.2 評価に当たって考慮する事項 <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。）で講じることとしている措置のうち、「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>	1.1.2 評価に当たって考慮する事項 <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。）で講じることとしている措置のうち、「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>	6.1.2 評価に当たって考慮する事項 <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。）で講じることとしている措置のうち、「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. 重大事故等への対応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（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（運転員及び災害対策要員）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（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「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>

(添付資料 6.1.1) 添付資料の相違

泊発電所 3 号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対応に係る措置の有効性評価の基本的考え方

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）

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>1.1.5 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等を踏まえ、解析以外の方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等を踏まえ、解析以外の方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>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等を踏まえ、解析以外の方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「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. 重大事故等への対応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}/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> <p>追而 【地震 PRA、津波 PRA の反映】</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>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</p> <p>赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違） 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違） 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）</p> <p>記載表現の相違 (女川実績の反映)</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 (女川実績の反映)</p> <p>記載箇所の相違 (女川実績の反映)</p> <p>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、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>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>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>	記載
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	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	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>【追而】 【地震 PRA、津波 PRA の反映】</p>
2.2.1.1 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	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	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>【地震 PRA、津波 PRA の反映】</p> <p>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。</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化し、事故シーケンスグループごとに重要事故	「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	「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	記載表現の相違 (女川実績の反映)

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>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 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。 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、複合的な事象発生の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>評価を行う。</p> <p>(1) 事故シーケンスの抽出 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、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>評価を行う。</p> <p>(1) 事故シーケンスの抽出 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、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 (女川実績の反映)</p> <p>記載方針の相違 (女川実績の反映)</p> <p>(評価方針は大飯と同様)</p> <p>記載方針の相違 (女川実績の反映)</p> <p>(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上の取扱いにしたがい、以下のとおり分類する。</p> <p>a. 大破断LOCA 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 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 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 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 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に分類する。</p> <p>a. 大破断LOCA 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 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 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。) 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。)の注水の成否に関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 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、以下のとおりに分類する。</p> <p>a. 大破断LOCA 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 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 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 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>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壁弁の開失敗の重畠) ・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 ・泊女川実績の反映</p> <p>により「複数の安全機能喪失」を追加</p> <p>記載表現の相違 (女川実績の反映)</p> <p>建屋名称の相違</p> <p>記載内容の相違 (女川実績の反映)</p> <p>・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」として地震と共に他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整</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、本原子炉施設の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ーケンス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ーケンス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>これらの地震及び津波特有の各事故シーケンス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ーケンスの炉心損傷頻度は、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ーケンスは、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.の事故シーケンス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、これらの各事故シーケンスを有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして追加する必要はない。</p>	<p>これらの地震及び津波特有の各事故シーケンス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ーケンスの炉心損傷頻度は、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ーケンスは、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.の事故シーケンス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、これらの各事故シーケンスを有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加する必要はない。</p>	<p>理している 記載方針の相違 (女川実績の反映) (評価方針は大飯と同様)</p>
<p>(3) 重要事故シーケンスの選定</p> <p>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、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、より厳しい事故シーケンスを選定する。</p>	<p>(3) 重要事故シーケンスの選定</p> <p>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、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ーケンスグループ内の代表性の観点で、より厳しい事故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>(3) 重要事故シーケンスの選定</p> <p>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、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ーケンスグループ内の代表性の観点で、より厳しい事故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>記載表現の相違 (女川実績の反映) ・等の記載を明確化</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>a. 高圧・低圧注水機能喪失</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(L0CA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>本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケン</p>	<p>a. 2次冷却系からの除熱機能喪失</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、補助給水機能が喪失する事故シーケンスや、破断した主蒸気管の隔壁に失敗する事故シーケンス等、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>本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケン</p>	<p>記載方針の相違 (女川実績の反映) (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>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、従属性に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重畠</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、重要な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済して、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、共通要因故障、系統間依存性の観点から、従属性に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重畠</p>	<p>記載方針の相違 (女川実績の反映) (評価方針は大飯と同様)</p> <p>記載表現の相違 (女川実績の反映)</p>

6. 重大事故等への対応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

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）

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>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、起因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 や加圧器逃がし弁／安全弁 LOCA が発生することによって、</p>	<p>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>	

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、残留熱除去系の機能喪失と原子炉補機冷却水系の機能喪失の場</p>	<p>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及び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>記載方針の相違 (女川実績の反映) (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
e. 原子炉停止機能喪失	<p>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、起因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、格納容器隔離によつ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>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」のみである。</p> <p>起因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>記載方針の相違 (女川実績の反映) (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
f. ECCS 注水機能喪失	<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ため、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、重疊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畠する、「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意であることから、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、LOCAの発生後、蓄圧注入、高圧注入又は低圧注入によるECCS注水に失敗することによって、短期の1次冷却系保有水の回復に失敗し、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>	記載方針の相違 (女川基線の反映) (評価方針は大飯と同様)
g. ECCS 再循環機能喪失		<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とともに、再循環切替までの時間が短いことで、再循</p>	記載方針の相違 (女川基線の反映) (評価方針は大飯と同様)

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
<p>求ら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じ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>本事故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>本事故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、原子炉冷却材淨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に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じ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> <p>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 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。 ②は地震レベル1PRAから抽出された事故シーケンスであり、炉心損傷防止対策を講じることが困難な事</p>	<p>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>本事故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じ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>赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違） 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違） 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）</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>記載方針の相違 (女川実績の反映) (評価方針は大飯と同様)</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>各事故シケンスグループに含まれる事故シケンス及び重要事故シケンス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 「1.2.1.1 事故シケンスのグループ化と重要事故シケンスの選定」に挙げた事故シケンス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°C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 style="text-align: right;">(添付資料 1.2.1)</p>	<p>故シーケンスであるが、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ーケンスとはしてない。</p> <p>この事故シーケンス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の事故シーケンス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、本事故シーケンス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、本事故シーケンス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ーケンスから除外している。</p> <p>各事故シケンスグループに含まれる事故シケンス及び重要事故シケンスについて整理した結果を第1.2.2表に示す。</p>	<p>各事故シケンスグループに含まれる事故シケンス及び重要事故シケンス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 「1.2.1.1 事故シケンスのグループ化と重要事故シケンスの選定」に挙げた事故シケンス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°C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>各事故シケンスグループに含まれる事故シケンス及び重要事故シケンス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 「6.2.1.1 事故シケンスのグループ化と重要事故シケンスの選定」に挙げた事故シケンス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°C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20.59MPa[gage]を下回ること。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 6.2.1)</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

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）

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ン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ンダリにかかる温度が、最高使用温度 144°C 又は限界温度を下回る温度である 200°C を下回ること。</p> <p>(3) 及び(4)に示す原子炉格納容器バウン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°C を下回ることとする。</p> <p>ここで、原子炉格納容器バウン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、漏えい経路になる可能性がある原子炉格納容器バウン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ン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ンダリにかかる温度が、限界温度 200°C 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ン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、漏えい経路になる可能性がある原子炉格納容器バウン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ン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ン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ンダリにかかる温度が、最高使用温度 132°C 又は限界温度 200°C を下回ること。</p> <p>(3) 及び(4)に示す原子炉格納容器バウン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 0.566MPa[gage] 及び 200°C を下回ることとする。</p> <p>ここで、原子炉格納容器バウン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、漏えい経路になる可能性がある原子炉格納容器バウン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ン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>値の桁数が多い 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 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
1.2.2 運転中の原子炉における重大事故 2.2.2.1 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。	1.2.2 運転中の原子炉における重大事故 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。	6.2.2 運転中の原子炉における重大事故 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。 (1) 格納容器破損モードの抽出 内部事象レベル1.5PRA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。	(女川実績の反映)
(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。 a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損） b. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損） c. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 d. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	(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。 (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。 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） b. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	(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。 (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。 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） b. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）（ τ モード） c. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（ σ , μ モード） 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）	(女川実績の反映)

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（T I - S G T R））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ーケンスである。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ーケンスは、「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、各々重要事故シーケンスを選定し、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（T I - S G T R））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敗することのないよう、</p>	<p>記載方針の相違 (女川実績の反映) (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、原子炉下部のペデスタルに開口部がある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、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、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できあり、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で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、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに直接接触することは無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できあり、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で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、原子炉下部のペデスタルに開口部がある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、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、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>赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違） 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違） 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）</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>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畠を考慮する。</p>	<p>に対して以下の表記を用いる。</p> <table> <tr><td>高圧・低圧注水機能喪失</td><td>:TQUV</td></tr> <tr><td>高圧注水・減圧機能喪失</td><td>:TQUX</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(長期TB)</td><td>:長期 TB</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(TBU)</td><td>:TBU</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(TBD)</td><td>:TBD</td></tr> <tr><td>全交流動力電源喪失(TBP)</td><td>:TBP</td></tr> <tr><td>LOCA時注水機能喪失(大破断LOCA)</td><td>:AE</td></tr> <tr><td>LOCA時注水機能喪失(中破断LOCA)</td><td>:S1E</td></tr> <tr><td>LOCA時注水機能喪失(小破断LOCA)</td><td>:S2E</td></tr> <tr><td>崩壊熱除去機能喪失</td><td>:TW</td></tr> <tr><td>原子炉停止機能喪失</td><td>:TC</td></tr> <tr><td>インターフェイスシステムLOCA</td><td>:ISLOCA</td></tr> </table> <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畠させることで、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畠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>	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>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、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畠を考慮する。</p>	<p>記載表現の相違 ・泊の審査資料内での用語の統一</p> <p>設計の相違 ・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畠を考慮する。</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																										

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>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+ECCS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>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じ）</p>
<p>b. 霧囲気圧力・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溶融炉心が原子炉格納容器内に分散し、溶融炉心の表面積が大きくなり溶融炉心から原子炉格納容器霧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溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多く、また、溶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畳を考慮する。</p> <p>c. 高圧溶融物放出／格納容器霧囲気直接加熱</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溶融物放出時の格納容器霧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溶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>b. 霧囲気圧力・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溶融炉心が原子炉格納容器内に分散し、溶融炉心の表面積が大きくなり溶融炉心から原子炉格納容器霧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溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多く、また、溶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畳を考慮する。</p> <p>c. 高圧溶融物放出／格納容器霧囲気直接加熱</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溶融物放出時の格納容器霧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溶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>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じ）</p> <p>設計の相違 ・相違理由はP21に記載のとおり</p>	
	<p>b. 高圧溶融物放出／格納容器霧囲気直接加熱</p> <p>本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S2E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S2EにPDS選定上の有意な違いはないことから、これらのうち、本格納容器破損モードを代表するPDSとし</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>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畠を考慮する。</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ると、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TB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畠を考慮する。</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による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</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>

6. 重大事故等への対応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

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）

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
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畠を考慮する。	<p>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>	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畠を考慮する。	
e. 水素燃焼 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、事故進展が早くなり、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>d. 水素燃焼 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、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>e. 水素燃焼 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、事故進展が早くなり、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>	記載表現の相違 ・泊の審査資料内での用語の統一

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
f. 溶融炉心・コンクリート相互作用 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、原子炉格納容器内への注水がなく原子炉下部キャビティへ落下する溶融炉心が冷却されない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。 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疊を考慮する。	<p>炉心・コンクリート相互作用によって生じる非凝縮性ガスが酸素濃度を低下させる方向に寄与する可能性が考えられることから、同じPDSでも原子炉圧力容器破損に至らない場合を想定することが適切と考える。また、「1.2.1.1(3)重要事故シーケンスの選定」に示すおり、炉心損傷を防止できない事故シーケンスのうち、格納容器破損防止対策の有効性を確認する事故シーケンスとしては、大破断LOCAと非常用炉心冷却系注水機能の喪失が重畠する事故シーケンスのみが抽出されている。これらのことから、「大破断LOCA+ECCS失敗+低圧ECCS失敗+全交流動力電源喪失」を本格納容器破損モードの評価事故シーケンスとして選定する。</p> <p>有効性評価に当たっては、酸素濃度の上昇に着目する観点から、ジルコニウム-水反応による水素の過剰な発生の抑制及び水の放射線分解に伴い発生する酸素を格納容器内に保持することによる酸素濃度の上昇を考慮し、炉心損傷後に原子炉注水に成功し、格納容器ペントを実施しない場合について評価するものとする。</p>		
e. 溶融炉心・コンクリート相互作用 本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、溶融炉心・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溶融炉心の割合が多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、落下した溶融炉心が冷却され易いと考えると、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、原子炉圧力容器の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、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圧破損に至る事象として、	<p>f. 溶融炉心・コンクリート相互作用 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、原子炉格納容器内への注水がなく原子炉下部キャビティへ落下する溶融炉心が冷却されない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疊を考慮する。</p>	<p>記載表現の相違 ・泊の審査資料内での用語の統一</p> <p>設計の相違 ・相違理由はP21に記載のとおり</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

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
格納容器破損モード及び評価事故シーケンスについて整理した結果を第1.2.3表に示す。	<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に属する事故シーケンスのうち，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)」を評価事故シーケンスとして選定する。</p> <p>格納容器破損モード及び評価事故シーケンスについて整理した結果を第1.2.3表に示す。</p>	格納容器破損モード及び評価事故シーケンスについて整理した結果を第6.2.3表に示す。	
1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定 <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」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括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。 (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>1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定 <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」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括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。 (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>6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定 <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」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括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。 (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>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>設計の相違</p>

6. 重大事故等への対応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

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）

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、原子炉格納容器パ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、原子炉格納容器パ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、原子炉格納容器パ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>2.2.3.1 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。 (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。 (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。 (2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。 (3) 未臨界が維持されていること。</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>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>2.2.4.1 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 停止時レベル1PRA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1PRA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 内部事象停止時レベル1PRA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、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1PRA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 内部事象停止時レベル1PRA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>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</p> <p>赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違） 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違） 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）</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>(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複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、本事事故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 (女川実績の反映)</p> <p>記載方針の相違 (評価方針は大飯と同様)</p>

6. 重大事故等への対応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

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）

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>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畠を考慮する。</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性に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重畠を考慮し、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ついて、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、代表性的観点から、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、従属性に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重畠を考慮したものとなっている。</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畠を考慮する。</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性に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重畠を考慮し、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してはいない（伊方と同様）</p> <p>評価方針の相違</p> <p>（女川実績の反映）</p> <p>（評価方針は大飯と同様）</p> <p>設計方針の相違</p> <p>（女川実績の反映）</p> <p>（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. 重大事故等への対応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 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(CW プ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、プ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 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、代表性的観点から、「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 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。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 (女川実績の反映) (評価方針は大飯と同様)</p>

6. 重大事故等への対応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

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）

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ーケンスグループに含まれる事故シーケンス及び重要事故シーケンス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 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定」に挙げた事故シーケンス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> <ul style="list-style-type: none"> (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>各運転停止中事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンス及び重要事故シーケンス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 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定」に挙げた事故シーケンス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> <ul style="list-style-type: none"> (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>各運転停止中事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンス及び重要事故シーケンス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 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定」に挙げた事故シーケンス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> <ul style="list-style-type: none"> (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。）。 	

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
1.3 評価に当たって考慮する事項 1.3.1 有効性評価において考慮する措置 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。 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。	1.3 評価に当たって考慮する事項 1.3.1 有効性評価において考慮する措置 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。 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。	6.3 評価に当たって考慮する事項 6.3.1 有効性評価において考慮する措置 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。 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。	記載表現の相違 (女川実績の反映)
1.3.2 安全機能の喪失に対する仮定 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。	1.3.2 安全機能の喪失に対する仮定 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。 (添付資料 1.3.1)	6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定 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。	(添付資料 6.3.4) 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）
1.3.3 外部電源に対する仮定 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	1.3.3 外部電源に対する仮定 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	6.3.3 外部電源に対する仮定 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	

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>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。 (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。 (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。 (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。 (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、事象発生直後の輻輳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て、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。 (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。 (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。 (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。 (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
操作時間を設定する。 (添付資料 1.3.1、1.3.2、1.3.3)	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。 (添付資料 1.3.2)	間を設定する。 (添付資料 6.3.1、6.3.2、 6.3.3 、6.3.6)	添付資料の相違 ・過去の審査を踏まえたタイムチャートの基本的な考え方を整理
1.3.6 考慮する範囲 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。	1.3.6 考慮する範囲 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。 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。 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。	6.3.6 考慮する範囲 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。 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。	(添付資料 6.3.5) 添付資料の相違 ・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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対応に係る措置の有効性評価の基本的考え方

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）

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 style="text-align: center;">(添付資料 1.4.1)</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 style="background-color: #f0f0f0; padding: 5px;">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 style="text-align: center;">(添付資料 1.4.1)</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 style="text-align: center;">(添付資料 6.4.1, 6.4.2, 6.4.3)</p>	<p>記載表現の相違</p>
<p>1.4.1 M-RELAP5⁽¹⁾</p> <p>2.4.1.1 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ーム及びボリュー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、各ボリュームの冷却材の圧力、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、</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)及び上部ブ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ブレナムに落下する現象(CCFLブレーキダウン)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</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ーム及びボリュー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、各ボリュームの冷却材の圧力、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、</p>	<p>添付資料の相違 ・6.4.2：女川の付録3の内容のうち、PWR公開文献に記載の無い許認可解析と重大事故等対策の有効性評価の比較について添付資料化 ・6.4.3：最新の審査実績を反映し、各コードのバージョンを表にまとめた添付資料を作成</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>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分し、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>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、燃料棒間の両射及び燃料棒とチャンネルボックスの両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、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>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分し、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・ボ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・ボイド率変化、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>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・ボイド率変化、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・ボイド率変化、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>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・ボ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・ボイド率変化、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>	

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
(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・ドライアウト及び2次側給水（主給水・補助給水）がモデル化されている。 1.4.1.3 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、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。		(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・ドライアウト及び2次側給水（主給水・補助給水）がモデル化されている。 1.4.1.3 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、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、第1.4.4表に示すとおりである。	
1.4.2 SPARKLE-2 ⁽¹⁾ 1.4.2.1 概要 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3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。 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、炉心入口エンタルビ、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。	1.4.2 CHASTE 1.4.2.1 概要 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（両射）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。 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。	1.4.2 SPARKLE-2 ⁽¹⁾ 6.4.2.1 概要 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3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。 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、炉心入口エンタルビ、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。	【女川】 使用する解析コードの相違

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. 重大事故等への対応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>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 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 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。 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>1.4.2.2 重要現象のモデル化 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 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</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 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 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。 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】</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）

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. 1 概要</p> <p>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。</p> <p>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、サプレッション・チャンバー・プール水温度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、格納容器圧力、サプレッション・チャンバー・プール水温度の時間変化を求めるができるよう、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・ポ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</p>		使用する解析コードの相違

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相関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ェット相関式を適用している。</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>【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、重大事故等時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>1.4.4.3 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燃料集合体热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、原子炉圧力容器破損、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热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、重大事故等時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、重大事故等時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>6.4.3 MAAP⁽¹⁾</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、重大事故等時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>(添付資料 6.4.4)</p> <p>添付資料の相違 ・解析コードに関する資料（女川の）</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>1.4.3.2 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>重要現象として、気液分離・対向流、構造材との熱伝達、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</p> <p>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</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・ドライアウトがモデル化されている。</p> <p>(5) 原子炉格納容器</p> <p>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）、構造材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>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>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</p> <p>重要現象として、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、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プレッション・プール冷却がモデル化されている。</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> <p>重要現象として、気液分離・対向流、構造材との熱伝達、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</p> <p>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</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・ドライアウトがモデル化されている。</p> <p>(5) 原子炉格納容器</p> <p>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）、構造材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>付録3、PWRの公開文献を比較し、公開文献に記載のない内容を添付資料化</p>

6. 重大事故等への対応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

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）

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
(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、原子炉容器内溶融燃料一冷却材相互作用（以下「原子炉容器内FCI」という。）（溶融炉心細粒化）、原子炉容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、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。 (7) 炉心損傷後の原子炉格納容器 重要現象として、原子炉容器外溶融燃料一冷却材相互作用（以下「原子炉容器外FCI」という。）（溶融炉心細粒化）、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融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解・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。	(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、構造材との熱伝達、原子炉圧力容器内FCI（溶融炉心細粒化）、原子炉圧力容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、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。 (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（溶融炉心細粒化）、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融炉心の拡がり、溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生並びに原子炉格納容器内FP挙動がモデル化されている。	(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、原子炉容器内溶融燃料一冷却材相互作用（以下「原子炉容器内FCI」という。）（溶融炉心細粒化）、原子炉容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉容器破損・溶融及び1次系内核分裂生成物挙動がモデル化されている。 (7) 炉心損傷後の原子炉格納容器 重要現象として、原子炉容器外溶融燃料一冷却材相互作用（以下「原子炉容器外FCI」という。）（溶融炉心細粒化）、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融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱、溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解・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がモデル化されている。	
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、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。	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、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。	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、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。	
1.4.4 GOTHIC ⁽¹⁾ 2.4.4.1 概要 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。 原子炉格納容器内の区画間・区画内の流動を適切に模擬	1.4.6 APEX 1.4.6.1 概要 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三次元(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	6.4.4 GOTHIC ⁽¹⁾ 6.4.4.1 概要 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。 原子炉格納容器内の区画間・区画内の流動を適切に模擬	【女川】 使用する解析コードの相違

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. 重大事故等への対応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>するため、原子炉格納容器を適切にノード分割する。流动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动を模擬する。</p> <p>1.4.4.2 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 重要現象として区画間・区画内の流动、構造材との热伝達及び内部热伝導、スプレイ冷却及び水素処理がモデル化されている。</p>	<p>クラム反応度及びドップラ反応度を考慮するが、このドップラ反応度は、三次元拡散計算による出力分布を考慮して求められる。 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、ドップラ係数、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。 APEXの出力に基づき、単チャンネル热水力解析を行う場合には、単チャンネル热水力解析コードSCAT(RIA用)を用いる。 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热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、燃料棒の除热量を求める。 SCAT(RIA用)の入力は、APEXの出力から得られた炉心平均出力変化及び炉心出力分布に加え、燃料集合体幾何条件、燃料集合体热水力データ、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、局所出力ビ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ー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 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。 (1) 炉心 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。 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>するため、原子炉格納容器を適切にノード分割する。流动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动を模擬する。</p> <p>6.4.4.2 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 重要現象として区画間・区画内の流动、構造材との热伝達及び内部热伝導、スプレイ冷却及び水素処理がモデル化されている。</p>	

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
1. 4. 4. 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、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。	1. 4. 6. 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、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。	6. 4. 4. 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、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。	
1. 4. 5 COCO ⁽¹⁾⁽²⁾⁽³⁾⁽⁴⁾ 1. 4. 5. 1 概要 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、各系内では状態は一様とし、各々の系について質量及びエネルギー保存則を解く。 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。	6. 4. 5 COCO ⁽¹⁾⁽²⁾⁽³⁾⁽⁴⁾ 6. 4. 5. 1 概要 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、各系内では状態は一様とし、各々の系について質量及びエネルギー保存則を解く。 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。	【女川】 使用する解析コードの相違	
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。	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。		
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	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		

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

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）

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
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>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>	記載表現の相違 (女川実績の反映)

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>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>評価条件の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊はシングルブランチ評価のためツインブレ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 1.5.1)</p> <p>(添付資料6.5.8, 6.5.9)</p> <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
			<ul style="list-style-type: none"> • 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. 重大事故への対応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
1.5.2 共通解析条件 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。 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)	1.5.2 共通解析条件 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ン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。 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)	6.5.2 共通解析条件 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ン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、炉心損傷防止対策の有効性評価に対しては炉心冠水遅れや炉心冷却能力の観点から、格納容器破損防止対策の有効性評価に対しては炉心溶融及び原子炉容器破損などの事象進展の早さ、並びに水素処理の観点から選定する。 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)	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
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 (1) 初期条件 a. 初期定常運転条件 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°C)に正の定常誤差(+2.2°C)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。 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をしていることから、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)	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 (1) 初期条件 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 (a) 初期運転条件 原子炉熱出力の初期値として、定格値(2,436MWt)、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(35.6×10^3 t/h)を用いるものとする。	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 (1) 初期条件 a. 初期定常運転条件 解析では、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°C)に正の定常誤差(+2.2°C)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。 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をしていることから、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ものとする。 (添付資料 6.5.2)	設計の相違 記載表現の相違 (女川実績の反映) 記載方針の相違

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

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）

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. 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>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⁽⁵⁾</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</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>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>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⁽⁵⁾</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物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物燃料の装荷を考慮した炉心運用を包絡する減速材</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

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>・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>設計値を用いるものとする。</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($30.3 \times 10^3 \text{t/h}$)、主蒸気流量の初期値として、定格値($4.735 \times 10^3 \text{t/h}$)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°C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、動的ドップラ係数(ドップ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>泊、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>	設備名称の相違

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>(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>(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>a) 容積</p> <p>格納容器容積について、ドライウェル空間部は、内部機器、構造物体積を除く全体積として7,950m³、サブレッショングレンチ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、サブレッショングル水温は32°C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°C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>(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>(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>(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>	

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>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>過大温度 ΔT 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) 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) 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) 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。 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「ECCS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>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>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>主蒸気止め弁開 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] ドライウェル圧力高(ECCS起動、自動減圧系作動)設定 ドライウェル圧力 13.7kPa[gage]</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> <p>過大温度 ΔT 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) 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) 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) 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) 原子炉圧力低と加圧器水位低の一一致 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>赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違） 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違） 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）</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. 重大事故等への対応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、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動作するものとする。</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。</p> <ul style="list-style-type: none"> (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% <p>(添付資料1.5.6)</p> <p>e. 1次冷却材ポンプ⁽⁶⁾ 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°C～約168°C、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>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、アクチュエ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。</p> <table border="1"> <tr><td>第1段: 7.37MPa [gage] × 2個, 356t/h (1個当たり)</td></tr> <tr><td>第2段: 7.44MPa [gage] × 3個, 360t/h (1個当たり)</td></tr> <tr><td>第3段: 7.51MPa [gage] × 3個, 363t/h (1個当たり)</td></tr> <tr><td>第4段: 7.58MPa [gage] × 3個, 367t/h (1個当たり)</td></tr> </table>	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>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動作するものとする。</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。</p> <ul style="list-style-type: none"> (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% <p>(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°C～約155°C、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>赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違） 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違） 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）</p>
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)							
1.5.2.2 運転中の原子炉における重大事故 (1) 初期条件	1.5.2.2 運転中の原子炉における重大事故 (1) 初期条件	6.5.2.2 運転中の原子炉における重大事故 (1) 初期条件					

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>「1.5.2.1(1) 初期条件」に同じ。なお、格納容器破損モード「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>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($35.6 \times 10^3 \text{t/h}$)を用いるものとする。</p> <p>b. 炉心及び燃料 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 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>c. 原子炉圧力容器 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 格納容器に関する解析条件の設定を以下に示す。 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 格納容器容積について、ドライウェル空間部は、内部機器、構造物体積を除く全体積として7, 950m³、サブレッショングレ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、ドライウェル空間部</p>	<p>「6.5.2.1(1) 初期条件」に同じ。なお、格納容器破損モード「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</p>	<p>温度は57°C、サプレッションプール水温は32°C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(ドライウェル-サプレッションチャンバ間差圧))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) 原子炉圧力容器下部の構造物の扱い 原子炉圧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°C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>(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、</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>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に放出される高温側とする。</p> <p>(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>(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] X2個, 356t/h (1個当たり) 第2段: 7.44MPa [gage] X3個, 360t/h (1個当たり) 第3段: 7.51MPa [gage] X3個, 363t/h (1個当たり) 第4段: 7.58MPa [gage] X3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>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に放出される高温側とする。</p> <p>(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>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。</p> <p>(添付資料 1.5.7)</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>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。</p> <p>(添付資料 6.5.7)</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</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
b. 事象発生前使用済燃料ピット水温 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°Cを用いる。	b. 燃料プールの初期水位及び初期水温 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に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開を仮定し、約1,400m ³ 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°Cとする。	b. 事象発生前使用済燃料ピット水温 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°Cとする。	熱負荷が異なる 記載表現の相違 (女川実績の反映)
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°C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)	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一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一使用済燃料ピット、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°C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一使用済燃料ピットのみの水量を考慮する。 (添付資料7.3.1.2)	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一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一使用済燃料ピット、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°C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一使用済燃料ピットのみの水量を考慮する。 (添付資料7.3.1.2)	設計・運用の相違 記載表現の相違
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。 (2) 重大事故等対策に関する機器条件 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)	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)	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。 (2) 重大事故等対策に関する機器条件 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、約4.25m(通常運転水位(以下「NWL」という。))-3.37mとする。	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
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 (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。) 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	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 (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) a. 崩壊熱 原子炉停止後の崩壊熱は、第1.5.1図に示す	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 (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) 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	

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
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図に示す局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用いる。	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。 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°Cとする。	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。	設計の相違 記載方針の相違 泊では記載を明確化（伊方と同様）
(添付資料 1.5.3)		(添付資料 6.5.3)	
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。		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することから、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き開始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。	解析条件の相違 ・崩壊熱の設定として泊では保守的に水抜き開始時点からさらに余裕を見た時間で設定（高浜、伊方と同様） 添付資料の相違 ・崩壊熱条件として想定する炉停止後時間に関して、大飯では崩壊熱と水位で評価条件を整合させる観点から水抜き「終了」時点を選定しているため、本資料において「終了」時点が保守的であることの妥当性根拠を説明
(添付資料 1.5.8)			
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。	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。	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。	
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	d. 外部水源の温度 外部水源の温度は100°Cとする。	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	

6. 重大事故等への対応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

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）

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>限値として、1 次冷却材高温側温度の初期値は93°C 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>限値として、1 次冷却材高温側温度の初期値は93°C 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>運用の相違 ・ミ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>f. 1 次冷却系開口部 ミ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>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ものとする。</p>	<p>f. 1 次冷却系開口部 ミ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>運用の相違（高浜 1/2 号炉と同様）</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を用いる。</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>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>(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>(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>(添付資料 6.7.1, 6.7.2)</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 ・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>

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. 重大事故等への対応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
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ーケン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。	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ーケン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。	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ーケン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。	記載方針の相違 (女川実績の反映) 記載表現の相違 (女川実績の反映)
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、 <u>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。</u>	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。	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。	評価方針の相違 (女川実績の反映)
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。	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。	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。	

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 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>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>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 ・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>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>1.8.2 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>6.8.2 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 ・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>1.9 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重大事故等対策の有効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>設計の相違 ・大飯はMHI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>

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. 重大事故への対応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

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	
重要事象シーケンス	技術基準規則

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 (1/3)	
重要事象シーケンス	技術基準規則

泊発電所3号炉

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 (2/3)	
重要事象シーケンス	技術基準規則

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効率化基準／設置許可基準規則

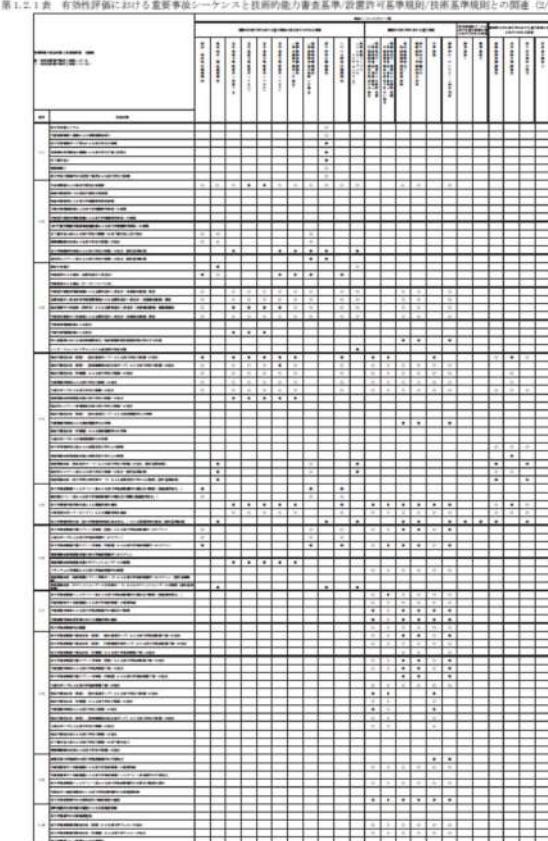
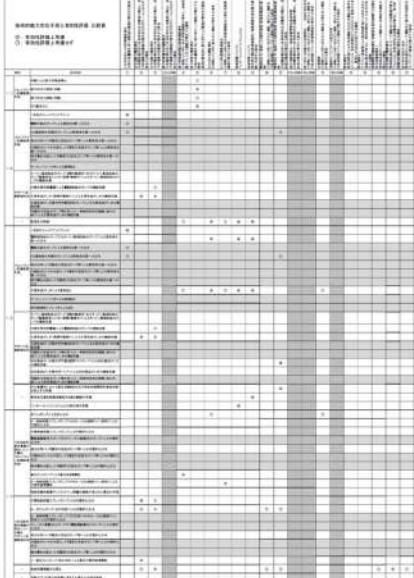
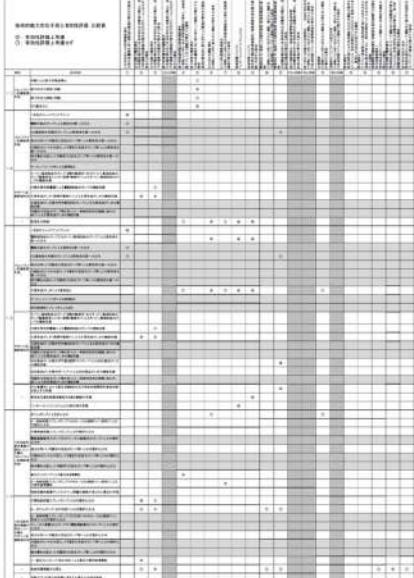
／技術基準規則との関連 (1/7)

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効率化基準／設置許可基準規則	
重要事故シーケンス	技術基準規則

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. 重大事故等への対応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1.2.1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 (2/3)</p>  <p>第6.2.1表 有効性評価における重要事象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 (2/7)</p>  <p>第6.2.1表 有効性評価における重要事象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 (3/7)</p> 	<p>第6.2.1表 有効性評価における重要事象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 (2/7)</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>

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）

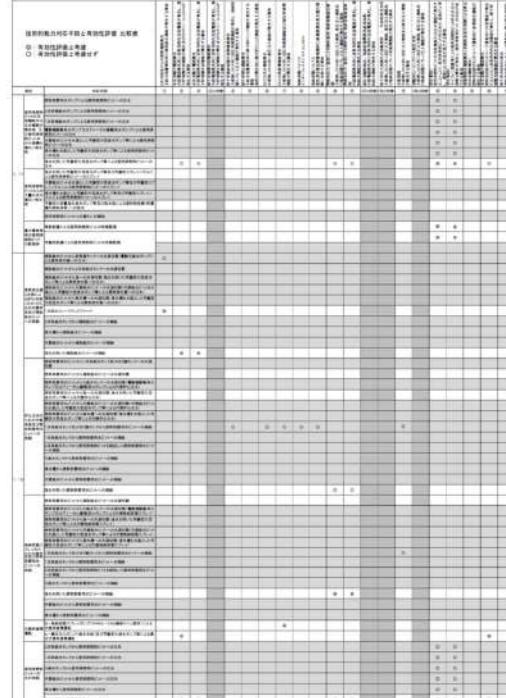
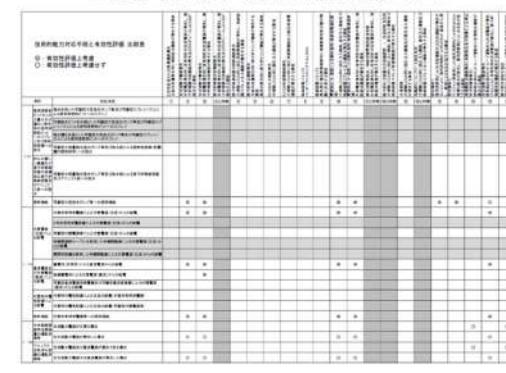
6. 重大事故等への対応に係る措置の有効性評価の基本的考え方

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1.2.1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 (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 (4/7)</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 (5/7)</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 (4/7)</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 (5/7)</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>

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

赤字 : 設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字 : 記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 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	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（6／7）</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（7／7）</p> 	<p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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）

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

第1.2.2表 重要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至るおそれがある事故）（1／2）

事故シーケンス		原因		重要事象シーケンス	
2次冷却系からの除熱機能喪失	・小断路器 LOCA 時に補助給水機能が喪失する事象 ・主給水ポンプ喪失時に補助給水機能が喪失する事象 ・過度冷却時に補助給水機能を失す事象 ・手動停止時に補助給水機能を失す事象 ・外部電源喪失時に補助給水機能が喪失する事象 ・2次冷却系の過渡時に補助給水機能が喪失する事象 ・蒸気発生部在熱管破裂時に補助給水機能が喪失する事象	・外部電源喪失時に常用用所内交換電源が喪失する事象 ・外部電源が喪失する事象	・外部電源喪失時に補助給水機能が喪失する事象 ・外部電源が喪失する事象	・外部電源喪失時に常用用所内交換電源が喪失する事象 ・外部電源が喪失する事象	・外部電源喪失時に常用用所内交換電源が喪失する事象 ・外部電源が喪失する事象
全交流電力遮断	・外部電源喪失時に常用用所内交換電源が喪失する事象	・外部電源喪失時に常用用所内交換電源が喪失する事象	・外部電源喪失時に常用用所内交換電源が喪失する事象	・原子炉遮断冷却装置喪失時に R.C.P. シールド LOCA が発生する事象	・原子炉遮断冷却装置喪失時に R.C.P. シールド LOCA が発生する事象
原子炉遮断冷却装置喪失	・原子炉遮断冷却装置喪失時に R.C.P. シールド LOCA が発生する事象 ・原子炉遮断冷却装置喪失時に原子器保護が失し又は原子器安全弁 L.O.C.A. が発生する事象	・原子炉遮断冷却装置喪失時に R.C.P. シールド LOCA が発生する事象 ・原子炉遮断冷却装置喪失時に原子器保護が失し又は原子器安全弁 L.O.C.A. が発生する事象	・原子炉遮断冷却装置喪失時に R.C.P. シールド LOCA が発生する事象 ・原子炉遮断冷却装置喪失時に原子器保護が失し又は原子器安全弁 L.O.C.A. が発生する事象	・本断路器 LOCA 時に既往再燃機能及び燃焼抑制装置ブレイブライ注入機能が喪失する事象 ・本断路器 LOCA 時に既往再燃機能及び燃焼抑制装置ブレイブライ注入機能が喪失する事象 ・中壩断路器 LOCA 時に格納容器底部ブレイブライ注入機能が喪失する事象 ・中壩断路器 LOCA 時に格納容器底部ブレイブライ注入機能が喪失する事象 ・小壩断路器 LOCA 時に格納容器底部ブレイブライ注入機能が喪失する事象 ・小壩断路器 LOCA 時に格納容器底部ブレイブライ注入機能が喪失する事象	・本断路器 LOCA 時に既往再燃機能及び燃焼抑制装置ブレイブライ注入機能が喪失する事象 ・本断路器 LOCA 時に既往再燃機能及び燃焼抑制装置ブレイブライ注入機能が喪失する事象 ・中壩断路器 LOCA 時に格納容器底部ブレイブライ注入機能が喪失する事象 ・中壩断路器 LOCA 時に格納容器底部ブレイブライ注入機能が喪失する事象 ・小壩断路器 LOCA 時に格納容器底部ブレイブライ注入機能が喪失する事象 ・小壩断路器 LOCA 時に格納容器底部ブレイブライ注入機能が喪失する事象

答：（ ）は、選定した事故シーケンスと重要事故シーケンスの相違理由を示す。

第1.2.2表 重要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至るおそれがある事象] (1/2)

第1.2.2表 重要事故シーケンスの選定	
事故シーケンスグループ	事故シーケンス
漏注水・漏注水槽切失	<ul style="list-style-type: none"> 過度事象・漏注注水失敗失+漏注E C C S失敗 過度事象・漏注注水失敗失+漏注E C C S失敗 手動停止・漏注注水失敗失+漏注E C C S失敗 手動停止・漏注注水失敗失+漏注E C C S失敗 サブ→一時停止+漏注注水失敗失+漏注E C C S失敗 サブ→一時停止+SR Vの失敗失+漏注注水失敗失+漏注E C C S失敗
漏注水・漏注水槽切失	<ul style="list-style-type: none"> 過度事象・漏注注水失敗失+漏注注水失敗失 手動停止・漏注注水失敗失+漏注注水失敗失 サブ→一時停止+漏注注水失敗失+漏注注水失敗失 全交流動力電源喪失 (長期TB)
電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> 全交流動力電源喪失 (TBD) 全交流動力電源喪失 (TBD) 全交流動力電源喪失 (TBD)
合計	選定した事故シーケンス (重要事故シーケンス)

卷之三

重要事象シーケンス	・社会的・政治的・経済的・文化的な問題が複数発生する事象
緊急シーケンス	・突然の災害や事故による危機的状況

・小規模LUCA時に格納容器アレイ再循環機能が要とする事

6. 重大事故等への対応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1.2.2表 重要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至るおそれがある事故）（2／2）

事故シーケンス	事故シーケンス	事故シーケンス	事故シーケンス
原子炉停止機能喪失	・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	・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	・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
ECCS注水機能喪失	・中破断LOCA時に高压注入機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に高压注入機能が喪失する事故	・中破断LOCA時に高压注入機能が喪失する事故	・中破断LOCA時に高压注入機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に高压注入機能が喪失する事故
ECCS再循環機能喪失	・大破断LOCA時に高压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時に高压再循環機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に高压再循環機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に高压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時に高压再循環機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に高压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時に高压再循環機能が喪失する事故
格納容器バイパス	・インタークエイシスシステムLOCA ・蒸気発生器伝熱管破裂時に被相蒸気発生器の隔壁に失敗する事故	・インタークエイシスシステムLOCA ・蒸気発生器伝熱管破裂時に被相蒸気発生器の隔壁に失敗する事故	・インタークエイシスシステムLOCA ・蒸気発生器伝熱管破裂時に被相蒸気発生器の隔壁に失敗する事故

※：（ ）は、選定した事故シーケンスと重要事故シーケンスの相違理由を示す。

1-47

第1.2.2表 重要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至るおそれがある事故）（2／2）

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	事故シーケンス	事故シーケンス	
崩壊熱除去機能喪失	・過渡事象+崩壊熱除去失敗 ・過渡事象+S.R.V.再開+崩壊熱除去失敗 ・手動停止+崩壊熱除去失敗 ・手動停止+S.R.V.再開+崩壊熱除去失敗 ・サート-系統失+崩壊熱除去失敗 ・小破断LOCA+前進熱除去失敗 ・中破断LOCA+前進熱除去失敗 ・大破断LOCA+前進熱除去失敗	・過渡事象+崩壊熱除去失敗 ・過渡事象+S.R.V.再開+崩壊熱除去失敗 ・手動停止+崩壊熱除去失敗 ・手動停止+S.R.V.再開+崩壊熱除去失敗 ・サート-系統失+崩壊熱除去失敗 ・小破断LOCA+前進熱除去失敗 ・中破断LOCA+前進熱除去失敗 ・大破断LOCA+前進熱除去失敗	・過渡事象+崩壊熱除去失敗 ・過渡事象+S.R.V.再開+崩壊熱除去失敗 ・手動停止+崩壊熱除去失敗 ・手動停止+S.R.V.再開+崩壊熱除去失敗 ・サート-系統失+崩壊熱除去失敗 ・小破断LOCA+前進熱除去失敗 ・中破断LOCA+前進熱除去失敗 ・大破断LOCA+前進熱除去失敗	・過渡事象+崩壊熱除去失敗 ・過渡事象+S.R.V.再開+崩壊熱除去失敗 ・手動停止+崩壊熱除去失敗 ・手動停止+S.R.V.再開+崩壊熱除去失敗 ・サート-系統失+崩壊熱除去失敗 ・小破断LOCA+前進熱除去失敗 ・中破断LOCA+前進熱除去失敗 ・大破断LOCA+前進熱除去失敗
LOCA時水機能喪失	・小破断LOCA+高压注入失敗+低圧ECCS失敗 ・中破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗 ・中破断LOCA+HPCS失敗+原子炉自動運行失敗	・小破断LOCA+高压注入失敗+低圧ECCS失敗 ・中破断LOCA+HPCS失敗+原子炉自動運行失敗	・中破断LOCA+高压注入失敗+低圧ECCS失敗 ・中破断LOCA+HPCS失敗+原子炉自動運行失敗	・中破断LOCA+高压注入失敗+低圧ECCS失敗 ・中破断LOCA+HPCS失敗+原子炉自動運行失敗
格納容器バイパス（1SLOCA）	・1SLOCA	・1SLOCA	・1SLOCA	・1SLOCA

第6.2表 重要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至るおそれがある事故）（2／2）

事故シーケンス	事故シーケンス	事故シーケンス	事故シーケンス	相違理由
原子炉停止機能喪失	・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	・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	・原子炉停止機能喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故	赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違） 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違） 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）
ECCS注水機能喪失	・中破断LOCA時に高压注入機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に高压注入機能が喪失する事故	・中破断LOCA時に高压注入機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に高压注入機能が喪失する事故	・中破断LOCA時に高压注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に高压注入機能が喪失する事故	（1次冷却圧力の観点で厳しい起因事象を選定）
ECCS再循環機能喪失	・大破断LOCA時に高压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時に高压再循環機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に高压再循環機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に高压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時に高压再循環機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に高压再循環機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に高压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時に高压再循環機能が喪失する事故	（1次冷却圧力の観点で厳しい起因事象を選定）
格納容器バイパス	・インタークエイシスシステムLOCA ・蒸気発生器伝熱管破裂時に被相蒸気発生器の隔壁に失敗する事故	・インタークエイシスシステムLOCA ・蒸気発生器伝熱管破裂時に被相蒸気発生器の隔壁に失敗する事故	・インタークエイシスシステムLOCA ・蒸気発生器伝熱管破裂時に被相蒸気発生器の隔壁に失敗する事故	（1は、選定した事故シーケンスと重要事故シーケンスの相違理由を示す。）

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

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

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）(1/4)

第1.2.3表 航運事故レーテンシの選定（運航中の旅客船における重大事故）（1/6）

第1.2.3章 詳細事故シーケンスの概要（運転中の原子炉における重大事故）(2/3)

被験者群別コード	試験群名	対照群名	統計学的検定
高齢部屋の居住者(被験者) 高齢部屋の被験者	-TQUV -TRUD -TRUL -TRUL -TRUR	TQUIS	【主効果】 ・被験者群別: $F(4, 11) = 10.47, p < 0.001$ (Tukey HSD: TQUV vs. TRUD, TQUV vs. TRUL, TQUV vs. TRUR, TRUD vs. TRUL, TRUD vs. TRUR, TRUL vs. TRUR) 【副効果】 ・性別: $F(1, 11) = 0.00, p = 0.99$ (Tukey HSD: TRUD vs. TQUIS, TRUD vs. TRUL, TRUD vs. TRUR, TRUL vs. TQUIS, TRUL vs. TRUR, TRUR vs. TQUIS, TRUR vs. TRUL) ・年齢: $F(1, 11) = 0.00, p = 0.99$ (Tukey HSD: TRUD vs. TQUIS, TRUD vs. TRUL, TRUD vs. TRUR, TRUL vs. TQUIS, TRUL vs. TRUR, TRUR vs. TQUIS, TRUR vs. TRUL)
高齢部屋の居住者の被験者 高齢部屋の被験者(F=0.1)	-TQUV -TRUD -TRUL -TRUF -TRUR	TQUIS	【主効果】 ・被験者群別: $F(4, 11) = 10.47, p < 0.001$ (Tukey HSD: TQUV vs. TRUD, TQUV vs. TRUL, TQUV vs. TRUR, TRUD vs. TRUL, TRUD vs. TRUR, TRUL vs. TRUR) 【副効果】 ・性別: $F(1, 11) = 0.00, p = 0.99$ (Tukey HSD: TRUD vs. TQUIS, TRUD vs. TRUL, TRUD vs. TRUR, TRUL vs. TQUIS, TRUL vs. TRUR, TRUR vs. TQUIS, TRUR vs. TRUL) ・年齢: $F(1, 11) = 0.00, p = 0.99$ (Tukey HSD: TRUD vs. TQUIS, TRUD vs. TRUL, TRUD vs. TRUR, TRUL vs. TQUIS, TRUL vs. TRUR, TRUR vs. TQUIS, TRUR vs. TRUL)
高齢部屋の居住者の被験者 高齢部屋の被験者(F=0.1)	-TQUV -TRUD -TRUL -TRUF -TRUR	TQUIS	【主効果】 ・被験者群別: $F(4, 11) = 10.47, p < 0.001$ (Tukey HSD: TQUV vs. TRUD, TQUV vs. TRUL, TQUV vs. TRUR, TRUD vs. TRUL, TRUD vs. TRUR, TRUL vs. TRUR) 【副効果】 ・性別: $F(1, 11) = 0.00, p = 0.99$ (Tukey HSD: TRUD vs. TQUIS, TRUD vs. TRUL, TRUD vs. TRUR, TRUL vs. TQUIS, TRUL vs. TRUR, TRUR vs. TQUIS, TRUR vs. TRUL) ・年齢: $F(1, 11) = 0.00, p = 0.99$ (Tukey HSD: TRUD vs. TQUIS, TRUD vs. TRUL, TRUD vs. TRUR, TRUL vs. TQUIS, TRUL vs. TRUR, TRUR vs. TQUIS, TRUR vs. TRUL)
高齢部屋の居住者の被験者 高齢部屋の被験者(F=0.1)	-TQUV -TRUD -TRUL -TRUF -TRUR	TQUIS	【主効果】 ・被験者群別: $F(4, 11) = 10.47, p < 0.001$ (Tukey HSD: TQUV vs. TRUD, TQUV vs. TRUL, TQUV vs. TRUR, TRUD vs. TRUL, TRUD vs. TRUR, TRUL vs. TRUR) 【副効果】 ・性別: $F(1, 11) = 0.00, p = 0.99$ (Tukey HSD: TRUD vs. TQUIS, TRUD vs. TRUL, TRUD vs. TRUR, TRUL vs. TQUIS, TRUL vs. TRUR, TRUR vs. TQUIS, TRUR vs. TRUL) ・年齢: $F(1, 11) = 0.00, p = 0.99$ (Tukey HSD: TRUD vs. TQUIS, TRUD vs. TRUL, TRUD vs. TRUR, TRUL vs. TQUIS, TRUL vs. TRUR, TRUR vs. TQUIS, TRUR vs. TRUL)

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）(3/6)

泊発電所 3号炉

— 1 —

相違理由

1

泊発電所 3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対応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

分類記号	炉心損傷時期	状態の説明
A	1次冷却系の破断口径が大きく、圧力状態で貯心損傷に至るもの。 (起因事象：大中破断LOCA)	E 事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの。
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)	L 事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの。
T	過度事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起因事象：過度事象)	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裂)
V	格納容器バイパスで低圧状態のもの。 (起因事象：インターフェイスシステムLOCA)	

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

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	P C V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)
T QUV	炉心損傷後	低圧	早期	直流／交流電源有
T QUX	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 ^① 交流電源無
T BU	炉心損傷後	高圧	早期	直流電源有 交流電源無
T BP	炉心損傷後	低圧	早期	直流電源有 交流電源無
T BD	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
S 1 E	炉心損傷後	低圧	早期	直流／交流電源有
S 2 E	炉心損傷後	高圧	早期	直流／交流電源有
格納容器バイパス (IS LOCA)	炉心損傷前	—	早期	—

※蓄電池枯渇により事象発生から8時間で原子炉隔離時冷却系が停止し、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 网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

分類記号	炉心損傷時期	状態の説明
D	炉心損傷後	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水がなく、溶融炉心の冷却が達成できない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器容積が至る可能性があるもの。
I	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの。	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)
T	高圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起因事象：過度事象)	T 過度事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起因事象：蒸気発生器伝熱管破裂)
V	格納容器バイパスで低圧状態のもの。 (起因事象：インターフェイスシステムLOCA)	

分類記号	炉心損傷時期	状態の説明
D	炉心損傷後	ECCSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水がなく、溶融炉心の冷却が達成できない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器容積が至る可能性があるもの。
I	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの。	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)
T	高圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起因事象：過度事象)	T 過度事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起因事象：蒸気発生器伝熱管破裂)
V	格納容器バイパスで低圧状態のもの。 (起因事象：インターフェイスシステムLOCA)	

赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
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

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 評価事故シケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）(3/4)

問題1：（ ）は、発生した事故シーケンスと評価事象シーケンスの相違理由を示す。

相模大野低圧注水がシップ及び可燃性ガス代用低圧注水がシップによる目極形充毒器スプレイ、並びに水溶性ゴムアブを用いた特殊充毒器装置ニットへの海水通水による特

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）(5/6)

参考：（ ）は、選定した事故シーケンスと評価事故シーケンスの相違理由を示す。

図2：恒圧代用低圧往水ポンプによる代替格納容器

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）（3／4）

評議会用語		評議会用語	評議会用語
技術者 - T	P/S	最も新しい 事じシーシーンス	最も新しい 事じシーシーンス
装置監視士 - T	A/S	・大規模なLCC時に既庄主機能、高庄主機能及び「技術者器アプレイ」性、人機能が喪失する事故 発する地域 ・中継送信1000時に既庄主機能及び技術者器アプレイ注入機能が喪失する事故	・大規模なLCC時に既庄主機能、高庄主機能及び「技術者器アプレイ」性、人機能が喪失する事故 既庄主機能及び「技術者器アプレイ」性、人機能が喪失する事故
電気主任工事 - T	T/E	・外部部品異常時に半導体部品及び絶縁部品スプレイ注入機能が喪失する事故 ・半導体部品時に半導体部品及び絶縁部品スプレイ注入機能が喪失する事故 ・庄主の元部品異常時に半導体部品及び絶縁部品スプレイ注入機能が喪失する事故 ・既庄主機能部品異常時に半導体部品及び絶縁部品スプレイ注入機能が喪失する事故 ・既庄主機能部品異常時に半導体部品及び絶縁部品スプレイ注入機能が喪失する事故 ・2次回路部品異常時に半導体部品及び絶縁部品スプレイ注入機能が喪失する事故 ・外周部品異常時に半導体部品及び絶縁部品スプレイ注入機能が喪失する事故 ・2次回路部品異常時に半導体部品及び絶縁部品スプレイ注入機能が喪失する事故	・外周部品異常時に半導体部品及び絶縁部品スプレイ注入機能が喪失する事故 ・半導体部品時に半導体部品及び絶縁部品スプレイ注入機能が喪失する事故 既庄主機能部品異常時に半導体部品及び絶縁部品スプレイ注入機能が喪失する事故 （既庄主機能部品異常時に半導体部品及び絶縁部品スプレイ注入機能が喪失する事故）
高圧遮断器 - T	断路器等	既庄主遮断器が開く際の電流遮断時間、高庄主遮断器が開く際の電流遮断時間	既庄主遮断器が開く際の電流遮断時間、高庄主遮断器が開く際の電流遮断時間
高圧遮断器 - T	遮断器等	既庄主遮断器が開く際の電流遮断時間、高庄主遮断器が開く際の電流遮断時間	既庄主遮断器が開く際の電流遮断時間、高庄主遮断器が開く際の電流遮断時間

参考文献：（ ）は、選定した超・ケンソと 認識並びにケンソの相應理由を示す。

泊発電所 3号炉

70

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

6. 重大事故等への対応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1.2.4表 重要事故シーケンスの選定（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）

事故シーケンス グループ	事故シーケンス	最も厳しい事故シーケンス	重要事故シーケンス
専焼熱除去機能喪失 による冷却系による冷却系失敗する事故	・専焼熱除去機能が喪失する事故 ・原子炉構造冷却機能が喪失する事故	・専焼熱除去機能が喪失する事故	・燃料取出前のミックループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故 ^{※1}
外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故	・燃料取出前のミックループ運転中に外部電源が喪失し、原子炉構造冷却機能が喪失する事故 ^{※2}
全交流動力電源喪失 による冷却材排出 水位維持材失敗 オペレーダードレンとなる事故	・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故 ・反応度の調査入事故	・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故 ・反応度の調査入事故	・燃料取出前のミック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 ^{※3} ・原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の調動作等により原子炉へ海水が流入する事故 ^{※3}
※1：専焼熱が高く、1次冷却系保有水量が少ない燃料取出前のミックループ運転中を想定する。 ※2：全交流動力電源喪失時に非常用所内交流電源が生じない状態を講じることから、原子炉起動時を想定する。 ※3：原子炉起動前までは純水注入による希釈が生じない状態を考慮する。			

第1.2.4表 重要事故シーケンスの選定（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）

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	最も厳しい事故シーケンス	重要事故シーケンス
専焼熱除去機能喪失	・専焼熱除去機能喪失・前燃熱除去・専心冷却失敗 ・外部電源喪失・専焼熱除去・専心冷却失敗	・専焼熱除去機能喪失・前燃熱除去・専心冷却失敗	・専焼熱除去機能喪失・前燃熱除去・専心冷却失敗
全交流動力電源喪失	・外部電源喪失・交流電源喪失・前燃熱除去・専心冷却失敗 ・外部電源喪失・専焼熱除去・専心冷却失敗	・外部電源喪失・交流電源喪失・前燃熱除去・専心冷却失敗	・外部電源喪失・交流電源喪失・前燃熱除去・専心冷却失敗
原子炉冷却材の流出	・原子炉冷却材の流出（RHR切替時の冷却材流出）+専焼熱除去・専心冷却失敗 ・原子炉冷却材の流出（C.L.W.D.）+専焼熱除去・専心冷却失敗 ・原子炉冷却材の流出（C.R.D.交換時の冷却材流出）+専焼熱除去・専心冷却失敗 ・原子炉冷却材の流出（L.P.R.M.交換時の冷却材流出）+専焼熱除去・専心冷却失敗	・原子炉冷却材の流出（RHR切替時の冷却材流出）+専焼熱除去・専心冷却失敗	・原子炉冷却材の流出（RHR切替時の冷却材流出）+専焼熱除去・専心冷却失敗
反応度の調査入	・調査能の引き抜き	・調査能の引き抜き （代表的の根拠から、「停止中に実施される複数の調査能引き抜きを行う梅森等において、調査能1本が全く引き抜きされていない状態から、他の1本の調査能が操作能の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、装置近傍を認知できずに罷免に至る事故」を想定する）	・調査能の引き抜き （代表的の根拠から、「停止中に実施される複数の調査能引き抜きを行う梅森等において、調査能1本が全く引き抜きされていない状態から、他の1本の調査能が操作能の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、装置近傍を認知できずに罷免に至る事故」を想定する）

第6.2.4表 重要事故シーケンスの選定（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）

事故シーケンス グループ	事故シーケンス	最も厳しい事故シーケンス	重要事故シーケンス
専焼熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	・専焼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 ・原子炉構造冷却機能が喪失する事故	・専焼熱除去機能が喪失する事故	・燃料取出前のミック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	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故	・燃料取出前のミックループ運転中に外部電源が喪失し、原子炉構造冷却機能が喪失する事故 ^{※2}
原子炉冷却材の流出	・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故 ・水位維持材に失敗する事故 ・オペレーダードレンとなる事故	・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故 ・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故 ・反応度の調査入事故	・燃料取出前のミック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 ^{※3} ・原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の調動作等により原子炉へ海水が流入する事故 ^{※3}
※1：専焼熱が高く、1次冷却系保有水量が少ない燃料取出前のミックループ運転中を想定する。 ※2：全交流動力電源喪失時には純水注入による希釈が生じない状態を講じることから、原子炉起動時を想定する。 ※3：原子炉起動前までは純水注入による希釈が生じない状態を考慮することから、原子炉起動時を想定する。			相違理由

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. 重大事故等への対応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

第1.4.1表 有効性評価に使用する解析コード一覧表
 一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

解析コード名	適用事故シーケンスグループ
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

女川原子力発電所 2号炉

第1.4.1表 有効性評価に使用する解析コード一覧表 一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	
事故シーケンスグループ	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
崩壊熱除去機能喪失	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

泊発電所 3号炉

解析コード名	適用事故シーケンスグループ
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

相違理由

6. 重大事故等への対応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 1.4.2 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表
－運転中の原子炉における重大事故

解析コード名	適用格納容器破損モード
MAAP	<ul style="list-style-type: none"> ・ 密閉圧力・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／格納容器密閉気直接加熱 ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 ・ 水素燃焼 ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用
GOTHIC	<ul style="list-style-type: none"> ・ 水素燃焼

女川原子力発電所 2号炉

第 1.4.2 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表 －運転中の原子炉における重大事故－	
格納容器破損モード	適用コード
密閉気圧力・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／格納容器密閉気直接加熱	MAAP
原子炉圧力容器外の溶融燃料－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

泊発電所 3号炉

解析コード名	適用格納容器破損モード
MAAP	<ul style="list-style-type: none"> ・ 密閉圧力・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／格納容器密閉気直接加熱 ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 ・ 水素燃焼 ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用
GOTHIC	<ul style="list-style-type: none"> ・ 水素燃焼

相違理由

6. 重大事故等への対応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

第1.4.3表 有効性評価に使用する解析コード一覧表
 一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

解析コード名	適用事故シーケンスグループ
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

第1.4.3表 有効性評価に使用する解析コード一覧表
 一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

事故シーケンスグループ	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)

第6.4.3表 有効性評価に使用する解析コード一覧表
 一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

解析コード名	適用事故シーケンスグループ
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

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

6. 重大事故等への対応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1.4.4表 M-RELA P5における重要現象の不確かさ等 (2/2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
蒸気発生器 冷却材放出 (臨界流・差圧流)	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 0.0MPa → +0.5MPa であることを確認した。
	2次側水位変化・ドライアウト	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 ±0.2MPa であることを確認した。
	2次側給水 (主給水・補助給水)	2流体モデル ポンプ特性モデル	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°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。

第1.4.4表 SAFERにおける重要現象の不確かさ等 (2/2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
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、熱伝導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とともに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被覆管最高温度に比べて +50°C 程度高めに評価し、スプレイ冷却のある場合には実験結果に比べて 10°C ～ 150°C 程度高めに評価する。また、炉心が冠水維持する場合には、FIST-ABWR の実験解析において燃料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單相冷却又は噴霧冷却の不確かさは 20°C ～ 40°C 程度である。	TBL、ROSA-III の実験解析において、圧力変化は実験結果とおおむね同等の解析結果が得られており、臨界流モデルに関して特段の不確かさを想定する必要はない。
原子炉圧力容器 (逃がし安全弁を含む) EC CS 注水 (給水系・代 替注水含む)	冷却材放出 (臨界流・差 圧流)	臨界流モデル	下部フレームの二相水位を除き、ダウンカマの二相水位 (シェラウド外水位) に関する不確かさを取り扱う。シェラウド外水位については、燃料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动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フ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。

第6.4.4表 M-RELA P5における重要現象の不確かさ等 (2/2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
蒸気発生器 冷却材放出 (臨界流・差圧流)	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。
	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、1次冷却材温度の不確かさが ±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。
	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。

相違理由

6. 重大事故等への対応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）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	相違理由
炉心 (核)	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	3次元動特性モデル 核定数ファイードバックモデル	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める。 モンテカルロコードとの比較及びS P E R T - I I I E - c o r e 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從来から安全解析等に用いられた士10%と比較して測定値の差の不確かさとした。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士3.6pcm/Cであることを確認した。	
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化 沸騰・ボイド変化 気液熱非平衡 水位変化	非定常熱伝導方程式 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	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める。 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、2oを考慮すると沸騰・ボイド率の不確かさとして士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) 1次側・2次側の熱伝達 2次側水位変化・ドライアウト	2流体モデル	LOFT 1.6-1 試験解析、LOFT 1.9-3 試験解析より、1次冷却材温度の不確かさとして士2°C、1次冷却材圧力の不確かさとして士0.2MPaであることを確認した。	
蒸気発生器 発生器	冷却材放出 (臨界流・差圧流) 2次側給水 (主給水・補助給水)	臨界流モデル ボンプ特性モデル	入力値に含まれる。	
女川原子力発電所2号炉				
炉心 (核)	前燃熱 燃料棒表面熱伝達	前燃熱モデル 対流熱伝達モデル	入力値に含まれる。最適条件を包絡できる条件を設定することにより前燃熱を大きくするよう考慮している。	
炉心 (燃料)	燃料被覆管 酸化 燃料被覆管 変形	辐射熱伝達モデル 辐射率 (0.7~0.8) を踏まえて0.67を用いることで、辐射伝熱を小さくするよう考慮している。 なお、辐射率0.67を用いた場合のP C T I は、辐射半0.75を用いた場合に比べて数℃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辐射伝熱を小さくするよう考慮している。	SA F E R コードによる計算モデルを採用しており、保守的な結果を得られる。	SA F E R コードから引き離ぐ対流熱伝達モデル、及び燃料的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が高めに評価され、円周方向応力は燃焼期間中の変化を考慮して燃料棒内正を大きく設定し保守的に評価している。ベストフィット曲線を用いる場合も破裂の判定はおむね保守的となる。
泊発電所3号炉				
炉心 (核)	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	解析モデル	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める。 モンテカルロコードとの比較及びS P E R T - I I I E - c o r e 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從来から安全解析等に用いられた士10%が予盾しないことを確認した。	
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化 沸騰・ボイド変化 気液熱非平衡 水位変化	3次元動特性モデル 核定数ファイードバックモデル 2流体モデル	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士3.6pcm/Cであることを確認した。	
加圧器	冷却材放出 (臨界流・差圧流) 1次側・2次側の熱伝達 2次側水位変化・ドライアウト	二相/サブクール臨界流モデル 伝熱管熱伝達モデル 臨界流モデル	入力値に含まれる。	
蒸気発生器 発生器	冷却材放出 (臨界流・差圧流) 2次側給水 (主給水・補助給水)	ボンプ特性モデル	入力値に含まれる。	

第1.4.5表 CH A S T Eにおける重要な現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (核)	前燃熱	前燃熱モデル	入力値に含まれる。最適条件を包絡できる条件を設定することにより前燃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	SA F E R コードによる計算モデル	入力値に含まれる。SA F E R コードは、1,200°C付近のジルカロイ被覆管の融化面における輻射率(0.7~0.8)を踏まえて0.67を用いることで、輻射伝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 燃料被覆管 変形	燃料被覆管 水反応モデル 燃料被覆管 モルタル 変形	なお、輻射率0.67を用いた場合のP C T I は、輻射半0.75を用いた場合に比べて数℃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輻射伝熱を小さくするよう考慮している。
			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、SA F E R コードから引き離ぐ対流熱伝達モデル、及び燃料的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が高めに評価され、円周方向応力は燃焼期間中の変化を考慮して燃料棒内正を大きく設定し保守的に評価している。ベストフィット曲線を用いる場合も破裂の判定はおむね保守的となる。

第6.4.5表 SP ARKLE-2における重要な現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (核)	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	3次元動特性モデル 核定数ファイードバックモデル	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める。
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化 沸騰・ボイド変化 気液熱非平衡 水位変化	非定常熱伝導方程式 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	モンテカルロコードとの比較及びS P E R T - I I I E - c o r e 実験解析より、予測値と測定値の差の標準偏差は4%であり、2oを考慮すると沸騰・ボイド率の不確かさとして士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) 1次側・2次側の熱伝達 2次側水位変化・ドライアウト	2流体モデル	LOFT 1.6-1 試験解析、LOFT 1.9-3 試験解析より、1次冷却材温度の不確かさとして士2°C、1次冷却材圧力の不確かさとして士0.2MPaであることを確認した。
蒸気発生器 発生器	冷却材放出 (臨界流・差圧流) 2次側給水 (主給水・補助給水)	臨界流モデル	入力値に含まれる。

6. 重大事故等への対応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）

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1.4.6表 REDYにおける重要現象の不確かさ等 (1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>分類</th> <th>重要現象</th> <th>解析モデル</th> <th>不確かさ</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>炉心 (核)</td> <td>核分裂出力 反応度フィードバック効果</td> <td>核特性モデル 反応度モデル 炉心内スクラム失敗を仮定した主蒸気除離弁の漏開止の事象に対して、初期の運転段階から炉心流量、原子炉圧力、炉心入口エンタルピ及び軸方向分布が変化し、炉心入口エンタルピ及び軸方向分布が変化し、反応度係数計算及び取替炉心設計段階における不確かさによる近似手法による不確かさに、反応度係数の保守因子の変動範囲の検討から、半数進展期間にわたる保守因子の変動範囲として以下を確認した。</td> <td>不確かさに含まれる。</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>・動的ボイド係數：</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>反応度モデル (ボロン)</td> <td>高溫停止に必要なボロウ反応度の不確かさは、平衡炉心における炉水注入系の三次元未臨界性評価における停止余裕基準の$-1.5\% \Delta k$に、炉心変更等の不確かさとして停止余裕基準と同等の$1.5\% \Delta k$を考慮して、$-3\% \Delta k$を不確かさとした。</td> </tr> <tr> <td>周囲熱</td> <td>崩壊熱モデル</td> <td>崩壊熱モデル</td> <td>炉心堆積熱等と崩壊熱モデル式の比較から、崩壊熱計算の不確かさが-0.1%～$+0.8\%$であることを確認した。</td> </tr> <tr> <td>炉心 (熱流動)</td> <td>測温・ボイド率変化 原子炉圧力容器 (逃げ出し) 安全弁含む</td> <td>炉心ボイドモデル 再循環系モデル 炉心堆積熱等と崩壊熱モデル式の比較から、炉心流量補正の不確かさとして、補正なしを下限、最大計データとの比較手法を上限として設定した。 再循環ポンプ個性時定数の不確かさは、再循環ポンプの設計仕様から-10%～$+10\%$であることを確認した。</td> <td>モードルの仮定に含まれる。</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>冷却材放出 (臨界流・差圧)</td> <td>述がし安全弁モデルにおける取出し容量は、「日本工業規格 JIS B8210」付属書記載の算出式により計算された値をインプットデータとして用いており、歟出し容量の不確かさは-0%～$+16.6\%$であることを確認した。</td> </tr> </tbody> </table> <p>枠固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	不確かさ	炉心 (核)	核分裂出力 反応度フィードバック効果	核特性モデル 反応度モデル 炉心内スクラム失敗を仮定した主蒸気除離弁の漏開止の事象に対して、初期の運転段階から炉心流量、原子炉圧力、炉心入口エンタルピ及び軸方向分布が変化し、炉心入口エンタルピ及び軸方向分布が変化し、反応度係数計算及び取替炉心設計段階における不確かさによる近似手法による不確かさに、反応度係数の保守因子の変動範囲の検討から、半数進展期間にわたる保守因子の変動範囲として以下を確認した。	不確かさに含まれる。			・動的ボイド係數：				反応度モデル (ボロン)	高溫停止に必要なボロウ反応度の不確かさは、平衡炉心における炉水注入系の三次元未臨界性評価における停止余裕基準の $-1.5\% \Delta k$ に、炉心変更等の不確かさとして停止余裕基準と同等の $1.5\% \Delta k$ を考慮して、 $-3\% \Delta k$ を不確かさとした。	周囲熱	崩壊熱モデル	崩壊熱モデル	炉心堆積熱等と崩壊熱モデル式の比較から、崩壊熱計算の不確かさが -0.1% ～ $+0.8\%$ であることを確認した。	炉心 (熱流動)	測温・ボイド率変化 原子炉圧力容器 (逃げ出し) 安全弁含む	炉心ボイドモデル 再循環系モデル 炉心堆積熱等と崩壊熱モデル式の比較から、炉心流量補正の不確かさとして、補正なしを下限、最大計データとの比較手法を上限として設定した。 再循環ポンプ個性時定数の不確かさは、再循環ポンプの設計仕様から -10% ～ $+10\%$ であることを確認した。	モードルの仮定に含まれる。			冷却材放出 (臨界流・差圧)	述がし安全弁モデルにおける取出し容量は、「日本工業規格 JIS B8210」付属書記載の算出式により計算された値をインプットデータとして用いており、歟出し容量の不確かさは -0% ～ $+16.6\%$ であることを確認した。	
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ																											
炉心 (核)	核分裂出力 反応度フィードバック効果	核特性モデル 反応度モデル 炉心内スクラム失敗を仮定した主蒸気除離弁の漏開止の事象に対して、初期の運転段階から炉心流量、原子炉圧力、炉心入口エンタルピ及び軸方向分布が変化し、炉心入口エンタルピ及び軸方向分布が変化し、反応度係数計算及び取替炉心設計段階における不確かさによる近似手法による不確かさに、反応度係数の保守因子の変動範囲の検討から、半数進展期間にわたる保守因子の変動範囲として以下を確認した。	不確かさに含まれる。																											
		・動的ボイド係數：																												
		反応度モデル (ボロン)	高溫停止に必要なボロウ反応度の不確かさは、平衡炉心における炉水注入系の三次元未臨界性評価における停止余裕基準の $-1.5\% \Delta k$ に、炉心変更等の不確かさとして停止余裕基準と同等の $1.5\% \Delta k$ を考慮して、 $-3\% \Delta k$ を不確かさとした。																											
周囲熱	崩壊熱モデル	崩壊熱モデル	炉心堆積熱等と崩壊熱モデル式の比較から、崩壊熱計算の不確かさが -0.1% ～ $+0.8\%$ であることを確認した。																											
炉心 (熱流動)	測温・ボイド率変化 原子炉圧力容器 (逃げ出し) 安全弁含む	炉心ボイドモデル 再循環系モデル 炉心堆積熱等と崩壊熱モデル式の比較から、炉心流量補正の不確かさとして、補正なしを下限、最大計データとの比較手法を上限として設定した。 再循環ポンプ個性時定数の不確かさは、再循環ポンプの設計仕様から -10% ～ $+10\%$ であることを確認した。	モードルの仮定に含まれる。																											
		冷却材放出 (臨界流・差圧)	述がし安全弁モデルにおける取出し容量は、「日本工業規格 JIS B8210」付属書記載の算出式により計算された値をインプットデータとして用いており、歟出し容量の不確かさは -0% ～ $+16.6\%$ であることを確認した。																											

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）

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 style="text-align: center;">第1.4.6表 REDYにおける重要現象の不確かさ等 (2/2)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <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 (給水系・代替の注水設備 含む)</td> <td>ECCS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認しており、不確かさはモデルの保守性に含まれる。 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。</td> </tr> <tr> <td>ほう酸水の拡散</td> <td>ほう酸水の拡散</td> <td>チエンバ・プール水温として通常運転時の上限値32°Cを設定してお るが、不確かさを-25°C (-10kJ/kg)を下限として設定した。</td> <td></td> </tr> <tr> <td>原子炉格納容器 ・プール冷却</td> <td>サブレッシャン・プール冷 却</td> <td>格納容器モデル</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></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> <td></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 (給水系・代替の注水設備 含む)	ECCS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認しており、不確かさはモデルの保守性に含まれる。 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。	ほう酸水の拡散	ほう酸水の拡散	チエンバ・プール水温として通常運転時の上限値32°Cを設定してお るが、不確かさを-25°C (-10kJ/kg)を下限として設定した。		原子炉格納容器 ・プール冷却	サブレッシャン・プール冷 却	格納容器モデル	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。			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 (給水系・代替の注水設備 含む)	ECCS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認しており、不確かさはモデルの保守性に含まれる。 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。																			
ほう酸水の拡散	ほう酸水の拡散	チエンバ・プール水温として通常運転時の上限値32°Cを設定してお るが、不確かさを-25°C (-10kJ/kg)を下限として設定した。																				
原子炉格納容器 ・プール冷却	サブレッシャン・プール冷 却	格納容器モデル	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。																			
		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。																				

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. 重大事故等への対応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1.4.7表 S C A Tにおける重要現象の不確かさ等</p> <table border="1"> <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>炉心 (核)</td> <td>出力分布変化</td> <td>出力分布モデル</td> <td>入力値に含まれる。解析コードでは保守的に中央ピーカー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>炉心 (燃料)</td> <td>熱伝導モデル、 燃焼棒内 温度変化</td> <td>熱伝導モデル、 燃料棒ヘレット一 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棒被覆管間のギャップ熱伝達係数を高めに入力するため、過渡的な沸騰遷移時の燃料被覆管温度は高めに評価される。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>燃料棒表面熱伝達 面熱伝達</td> <td>燃料棒表面熱伝達モデル、 リウェーモトモデ 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關式（修正Dougal-Rohsenow式）を採用したことによりて軸封熱伝達を無視しているため燃料棒表面の熱伝達係数(はおむね小さく)評価される。</td> </tr> <tr> <td></td> <td>沸騰遷移評価モ デル</td> <td>沸騰遷移モデル</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MC PRとなるバンドル出力、バンドル流量とし、SLMC PR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>炉心 (熱流動)</td> <td>気液熱非 平衡</td> <td>熱伝達モデル、 リウェーモトモデ 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關式（修正Dougal-Rohsenow式）を適用し、加えて軸封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つ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つているとしてよい。</td> </tr> </tbody> </table>	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	炉心 (核)	出力分布変化	出力分布モデル	入力値に含まれる。解析コードでは保守的に中央ピーカー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)	熱伝導モデル、 燃焼棒内 温度変化	熱伝導モデル、 燃料棒ヘレット一 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棒被覆管間のギャップ熱伝達係数を高めに入力するため、過渡的な沸騰遷移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 面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル、 リウェーモトモデ 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關式（修正Dougal-Rohsenow式）を採用したことによりて軸封熱伝達を無視しているため燃料棒表面の熱伝達係数(はおむね小さく)評価される。		沸騰遷移評価モ デル	沸騰遷移モデル	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MC PRとなるバンドル出力、バンドル流量とし、SLMC PR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。	炉心 (熱流動)	気液熱非 平衡	熱伝達モデル、 リウェーモトモデ 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關式（修正Dougal-Rohsenow式）を適用し、加えて軸封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つ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つているとしてよい。		
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ																								
炉心 (核)	出力分布変化	出力分布モデル	入力値に含まれる。解析コードでは保守的に中央ピーカー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)	熱伝導モデル、 燃焼棒内 温度変化	熱伝導モデル、 燃料棒ヘレット一 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棒被覆管間のギャップ熱伝達係数を高めに入力するため、過渡的な沸騰遷移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 面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル、 リウェーモトモデ 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關式（修正Dougal-Rohsenow式）を採用したことによりて軸封熱伝達を無視しているため燃料棒表面の熱伝達係数(はおむね小さく)評価される。																								
	沸騰遷移評価モ デル	沸騰遷移モデル	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MC PRとなるバンドル出力、バンドル流量とし、SLMC PR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。																								
炉心 (熱流動)	気液熱非 平衡	熱伝達モデル、 リウェーモトモデ 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關式（修正Dougal-Rohsenow式）を適用し、加えて軸封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つ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つているとしてよい。																								

6. 重大事故等への対応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）

相違理由	泊発電所 3 号炉	女川原子力発電所 2 号炉	大飯発電所 3 / 4 号炉																																																																																															
第 1.4.6 表 MAAAPにおける重要現象の不確かさ等 (1/5)	第 1.4.8 表 MAAAPにおける重要現象の不確かさ等 (1/4)	第 1.4.6 表 MAAAPにおける重要現象の不確かさ等 (1/5)	第 1.4.6 表 MAAAPにおける重要現象の不確かさ等 (1/5)																																																																																															
<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>炉心 (核)</td><td>崩壊熱 (原子炉出力及び崩壊熱)</td><td>炉心モードル (原子炉出力及び崩壊熱)</td><td>入力値に含まれる。</td></tr> <tr> <td></td><td>燃料棒内部変化</td><td>炉心熱水モデル (炉心熱水モデル)</td><td>TMI 事象解析において心ヒートアップ時の水素発生、炉心崩壊後の燃焼過程が未状態化について、TMI 事象分析結果と一致することを考慮。炉心ヒートアップ速度（燃料堆積密度が促進される場合）が早まることが想定し、仮想的な低い張り幅ではあるが、シルコニウム・水反応速度の係数を 2 倍とした感度解析により燃焼を確認（M-RELAP5 ループプラントを例とした）。</td></tr> <tr> <td>燃料 (燃料)</td><td>燃料被覆管変形</td><td>溶融炉心・炉心モードル (炉心ヒートアップ)</td><td>SBO、LOCA シーケンスとともに、運転員操作の起因となる。下部フレームへのリロケーションの開始時間は、SBO シーケンスでは約 14 分である。LOCA シーケンスでは約 30 分である。</td></tr> <tr> <td></td><td>沸騰・ボイド変化 (熱流動)</td><td>炉心モードル (炉心水位計算モデル)</td><td>IEGCS 再沸騰開始発生時は、M-RELAP5 により炉心内に蓄積された水蒸気を削除する傾向がある。これを不確かさとして取り扱うことと確認。</td></tr> <tr> <td>1 次系 冷却</td><td>気流分離・対向流</td><td>炉心モードル (炉心水位計算モデル)</td><td>ECCS 再沸騰切替失敗直前の炉心崩壊とダウンカムの保有水、炉心水位低下の速度、炉心部がドライドライブ時に伴う炉心ヒートアップ時間と M-RELAP5 より多く過評価することを確認。ECCS 所構造切替も既存の炉心崩壊による冷却却は燃焼から見直されると同時に、炉心ヒートアップ速度に対する格納器圧力の差はわずかであるが、M-RELAP5 で MAAAP の計算結果を現操作条件に用いることで発電機解体が促進されることを確認。また、M-RELAP5 は炉心放出予測について保守的な傾向となることを確認。</td></tr> <tr> <td></td><td>構造材との熱伝達</td><td>1 次系熱水モデル (1 次系熱流束計算モデル)</td><td>-</td></tr> </tbody> </table>	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	炉心 (核)	崩壊熱 (原子炉出力及び崩壊熱)	炉心モードル (原子炉出力及び崩壊熱)	入力値に含まれる。		燃料棒内部変化	炉心熱水モデル (炉心熱水モデル)	TMI 事象解析において心ヒートアップ時の水素発生、炉心崩壊後の燃焼過程が未状態化について、TMI 事象分析結果と一致することを考慮。炉心ヒートアップ速度（燃料堆積密度が促進される場合）が早まることが想定し、仮想的な低い張り幅ではあるが、シルコニウム・水反応速度の係数を 2 倍とした感度解析により燃焼を確認（M-RELAP5 ループプラントを例とした）。	燃料 (燃料)	燃料被覆管変形	溶融炉心・炉心モードル (炉心ヒートアップ)	SBO、LOCA シーケンスとともに、運転員操作の起因となる。下部フレームへのリロケーションの開始時間は、SBO シーケンスでは約 14 分である。LOCA シーケンスでは約 30 分である。		沸騰・ボイド変化 (熱流動)	炉心モードル (炉心水位計算モデル)	IEGCS 再沸騰開始発生時は、M-RELAP5 により炉心内に蓄積された水蒸気を削除する傾向がある。これを不確かさとして取り扱うことと確認。	1 次系 冷却	気流分離・対向流	炉心モードル (炉心水位計算モデル)	ECCS 再沸騰切替失敗直前の炉心崩壊とダウンカムの保有水、炉心水位低下の速度、炉心部がドライドライブ時に伴う炉心ヒートアップ時間と M-RELAP5 より多く過評価することを確認。ECCS 所構造切替も既存の炉心崩壊による冷却却は燃焼から見直されると同時に、炉心ヒートアップ速度に対する格納器圧力の差はわずかであるが、M-RELAP5 で MAAAP の計算結果を現操作条件に用いることで発電機解体が促進されることを確認。また、M-RELAP5 は炉心放出予測について保守的な傾向となることを確認。		構造材との熱伝達	1 次系熱水モデル (1 次系熱流束計算モデル)	-	<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>炉心 (核)</td><td>崩壊熱 (原子炉出力及び崩壊熱)</td><td>炉心モードル (原子炉出力及び崩壊熱)</td><td>入力値に含まれる。</td></tr> <tr> <td></td><td>燃料棒内部変化 (炉心熱水モデル)</td><td>炉心モードル (原心熱水モデル)</td><td>TMI 事象解析における心ヒートアップ時の水素ガス発生、炉心崩壊後の燃焼過程について、TMI 事象分析結果と良く一致することを確認した。</td></tr> <tr> <td>燃料 (燃料)</td><td>燃料被覆管変形 (炉心ヒートアップ)</td><td>溶融炉心・炉心モードル (原心ヒートアップ)</td><td>COR 実験解析における、燃料被覆管、制御棒及びチャンネルガラス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。</td></tr> <tr> <td></td><td>燃料被覆管変形</td><td>溶融炉心・炉心モードル</td><td>中心ヒートアップ速度の増加（燃焼開始が促進）を想定し、仮想的な高い張り幅ではあるが、シルコニウム・水反応速度の係数を 2 倍とした感度解析により影響を確認した。</td></tr> <tr> <td>炉心</td><td>沸騰・ボイド変化 (気流分離・水位置) ・対向流</td><td>炉心モードル (炉心水位計算モデル)</td><td>・下部フレームからLOCA シーケンスまでの初期時間は、(ほぼ)無効化しない。 ・TQUA 及び COR の解析に対する、MAAP コードと SAKER コードとの比較を行い、以下の傾向を確認した。 ・MAAP コードで SAKER コードで考慮している CCPF を取っていないこと等 が、Saker コードでは MAAP コードの方が大きく、解析コードでは SAKER コードに対して保守的であり、その傾向は水位低下に対する有効燃焼時間までの水位の選択則は両コードで同様である。</td></tr> <tr> <td></td><td>冷却材放出 (崩壊炉心モードル) ・対向流</td><td>1 次系熱水モデル (1 次系熱流束計算モデル)</td><td>冷却材放出による炉心モードル (崩壊炉心モードル) における現象は、安全弁からの放散は、設計範囲について計算される。</td></tr> <tr> <td>遮蔽 原子炉安全圧力容器含む ECCS 住水・給水 安全系モードル (代替住水含む) (代替止水装置) 安全系モードル (代替止水装置)</td><td></td><td></td><td></td></tr> </tbody> </table>	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	炉心 (核)	崩壊熱 (原子炉出力及び崩壊熱)	炉心モードル (原子炉出力及び崩壊熱)	入力値に含まれる。		燃料棒内部変化 (炉心熱水モデル)	炉心モードル (原心熱水モデル)	TMI 事象解析における心ヒートアップ時の水素ガス発生、炉心崩壊後の燃焼過程について、TMI 事象分析結果と良く一致することを確認した。	燃料 (燃料)	燃料被覆管変形 (炉心ヒートアップ)	溶融炉心・炉心モードル (原心ヒートアップ)	COR 実験解析における、燃料被覆管、制御棒及びチャンネルガラス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。		燃料被覆管変形	溶融炉心・炉心モードル	中心ヒートアップ速度の増加（燃焼開始が促進）を想定し、仮想的な高い張り幅ではあるが、シルコニウム・水反応速度の係数を 2 倍とした感度解析により影響を確認した。	炉心	沸騰・ボイド変化 (気流分離・水位置) ・対向流	炉心モードル (炉心水位計算モデル)	・下部フレームからLOCA シーケンスまでの初期時間は、(ほぼ)無効化しない。 ・TQUA 及び COR の解析に対する、MAAP コードと SAKER コードとの比較を行い、以下の傾向を確認した。 ・MAAP コードで SAKER コードで考慮している CCPF を取っていないこと等 が、Saker コードでは MAAP コードの方が大きく、解析コードでは SAKER コードに対して保守的であり、その傾向は水位低下に対する有効燃焼時間までの水位の選択則は両コードで同様である。		冷却材放出 (崩壊炉心モードル) ・対向流	1 次系熱水モデル (1 次系熱流束計算モデル)	冷却材放出による炉心モードル (崩壊炉心モードル) における現象は、安全弁からの放散は、設計範囲について計算される。	遮蔽 原子炉安全圧力容器含む ECCS 住水・給水 安全系モードル (代替住水含む) (代替止水装置) 安全系モードル (代替止水装置)				<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>炉心 (核)</td><td>崩壊熱 (原子炉出力及び崩壊熱)</td><td>炉心モードル (原子炉出力及び崩壊熱)</td><td>入力値に含まれる。</td></tr> <tr> <td></td><td>燃料棒内部変化</td><td>炉心モードル (炉心熱水モデル)</td><td>TMI 事象解析における心ヒートアップ時の水素発生、炉心崩壊後の燃焼過程について、TMI 事象分析結果と一致することを確認。</td></tr> <tr> <td>燃料 (燃料)</td><td>燃料被覆管変形</td><td>溶融炉心・炉心モードル (原心ヒートアップ)</td><td>炉心ヒートアップ速度（燃料堆積密度が促進される場合）が早まることが想定し、仮想的な低い張り幅ではあるが、シルコニウム・水反応速度の係数を 2 倍とした感度解析により影響を確認。</td></tr> <tr> <td></td><td>沸騰・ボイド変化 (気流分離) ・対向流</td><td>炉心モードル (炉心水位計算モデル)</td><td>IEGCS 再沸騰切替失敗直前の炉心崩壊とダウンカムの保有水、ECCS 再沸騰開始後は炉心崩壊による冷却却は燃焼から見直されると同時に、炉心ヒートアップ速度に対する格納器圧力の差はわずかであるが、M-RELAP5 ループプラントを例とした。下部フレームへのリロケーションの開始時間は、SBO シーケンスでは約 14 分である。LOCA シーケンスでは約 30 分である。</td></tr> <tr> <td>1 次系</td><td>気流分離・対向流</td><td>1 次系モードル (1 次系熱水モデル)</td><td>IEGCS 再沸騰開始後は炉心崩壊による冷却却は燃焼から見直されると同時に、炉心ヒートアップ速度に対する格納器圧力の差はわずかであるが、M-RELAP5 ループプラントを例とした。下部フレームへのリロケーションの開始時間は、SBO シーケンスでは約 14 分である。LOCA シーケンスでは約 30 分である。</td></tr> <tr> <td></td><td>構造材との熱伝達</td><td>1 次系モードル (1 次系熱流束計算モデル)</td><td>-</td></tr> <tr> <td></td><td>ECCS 強制注入</td><td>安全系モードル (ECCS)</td><td>入力値に含まれる。</td></tr> <tr> <td></td><td>蓄圧タンク注入</td><td>安全系モードル (蓄圧タンク)</td><td>注入特性の不確かさは入力値に含まれることを確認。</td></tr> </tbody> </table>	分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	炉心 (核)	崩壊熱 (原子炉出力及び崩壊熱)	炉心モードル (原子炉出力及び崩壊熱)	入力値に含まれる。		燃料棒内部変化	炉心モードル (炉心熱水モデル)	TMI 事象解析における心ヒートアップ時の水素発生、炉心崩壊後の燃焼過程について、TMI 事象分析結果と一致することを確認。	燃料 (燃料)	燃料被覆管変形	溶融炉心・炉心モードル (原心ヒートアップ)	炉心ヒートアップ速度（燃料堆積密度が促進される場合）が早まることが想定し、仮想的な低い張り幅ではあるが、シルコニウム・水反応速度の係数を 2 倍とした感度解析により影響を確認。		沸騰・ボイド変化 (気流分離) ・対向流	炉心モードル (炉心水位計算モデル)	IEGCS 再沸騰切替失敗直前の炉心崩壊とダウンカムの保有水、ECCS 再沸騰開始後は炉心崩壊による冷却却は燃焼から見直されると同時に、炉心ヒートアップ速度に対する格納器圧力の差はわずかであるが、M-RELAP5 ループプラントを例とした。下部フレームへのリロケーションの開始時間は、SBO シーケンスでは約 14 分である。LOCA シーケンスでは約 30 分である。	1 次系	気流分離・対向流	1 次系モードル (1 次系熱水モデル)	IEGCS 再沸騰開始後は炉心崩壊による冷却却は燃焼から見直されると同時に、炉心ヒートアップ速度に対する格納器圧力の差はわずかであるが、M-RELAP5 ループプラントを例とした。下部フレームへのリロケーションの開始時間は、SBO シーケンスでは約 14 分である。LOCA シーケンスでは約 30 分である。		構造材との熱伝達	1 次系モードル (1 次系熱流束計算モデル)	-		ECCS 強制注入	安全系モードル (ECCS)	入力値に含まれる。		蓄圧タンク注入	安全系モードル (蓄圧タンク)	注入特性の不確かさは入力値に含まれることを確認。
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ																																																																																															
炉心 (核)	崩壊熱 (原子炉出力及び崩壊熱)	炉心モードル (原子炉出力及び崩壊熱)	入力値に含まれる。																																																																																															
	燃料棒内部変化	炉心熱水モデル (炉心熱水モデル)	TMI 事象解析において心ヒートアップ時の水素発生、炉心崩壊後の燃焼過程が未状態化について、TMI 事象分析結果と一致することを考慮。炉心ヒートアップ速度（燃料堆積密度が促進される場合）が早まることが想定し、仮想的な低い張り幅ではあるが、シルコニウム・水反応速度の係数を 2 倍とした感度解析により燃焼を確認（M-RELAP5 ループプラントを例とした）。																																																																																															
燃料 (燃料)	燃料被覆管変形	溶融炉心・炉心モードル (炉心ヒートアップ)	SBO、LOCA シーケンスとともに、運転員操作の起因となる。下部フレームへのリロケーションの開始時間は、SBO シーケンスでは約 14 分である。LOCA シーケンスでは約 30 分である。																																																																																															
	沸騰・ボイド変化 (熱流動)	炉心モードル (炉心水位計算モデル)	IEGCS 再沸騰開始発生時は、M-RELAP5 により炉心内に蓄積された水蒸気を削除する傾向がある。これを不確かさとして取り扱うことと確認。																																																																																															
1 次系 冷却	気流分離・対向流	炉心モードル (炉心水位計算モデル)	ECCS 再沸騰切替失敗直前の炉心崩壊とダウンカムの保有水、炉心水位低下の速度、炉心部がドライドライブ時に伴う炉心ヒートアップ時間と M-RELAP5 より多く過評価することを確認。ECCS 所構造切替も既存の炉心崩壊による冷却却は燃焼から見直されると同時に、炉心ヒートアップ速度に対する格納器圧力の差はわずかであるが、M-RELAP5 で MAAAP の計算結果を現操作条件に用いることで発電機解体が促進されることを確認。また、M-RELAP5 は炉心放出予測について保守的な傾向となることを確認。																																																																																															
	構造材との熱伝達	1 次系熱水モデル (1 次系熱流束計算モデル)	-																																																																																															
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ																																																																																															
炉心 (核)	崩壊熱 (原子炉出力及び崩壊熱)	炉心モードル (原子炉出力及び崩壊熱)	入力値に含まれる。																																																																																															
	燃料棒内部変化 (炉心熱水モデル)	炉心モードル (原心熱水モデル)	TMI 事象解析における心ヒートアップ時の水素ガス発生、炉心崩壊後の燃焼過程について、TMI 事象分析結果と良く一致することを確認した。																																																																																															
燃料 (燃料)	燃料被覆管変形 (炉心ヒートアップ)	溶融炉心・炉心モードル (原心ヒートアップ)	COR 実験解析における、燃料被覆管、制御棒及びチャンネルガラス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。																																																																																															
	燃料被覆管変形	溶融炉心・炉心モードル	中心ヒートアップ速度の増加（燃焼開始が促進）を想定し、仮想的な高い張り幅ではあるが、シルコニウム・水反応速度の係数を 2 倍とした感度解析により影響を確認した。																																																																																															
炉心	沸騰・ボイド変化 (気流分離・水位置) ・対向流	炉心モードル (炉心水位計算モデル)	・下部フレームからLOCA シーケンスまでの初期時間は、(ほぼ)無効化しない。 ・TQUA 及び COR の解析に対する、MAAP コードと SAKER コードとの比較を行い、以下の傾向を確認した。 ・MAAP コードで SAKER コードで考慮している CCPF を取っていないこと等 が、Saker コードでは MAAP コードの方が大きく、解析コードでは SAKER コードに対して保守的であり、その傾向は水位低下に対する有効燃焼時間までの水位の選択則は両コードで同様である。																																																																																															
	冷却材放出 (崩壊炉心モードル) ・対向流	1 次系熱水モデル (1 次系熱流束計算モデル)	冷却材放出による炉心モードル (崩壊炉心モードル) における現象は、安全弁からの放散は、設計範囲について計算される。																																																																																															
遮蔽 原子炉安全圧力容器含む ECCS 住水・給水 安全系モードル (代替住水含む) (代替止水装置) 安全系モードル (代替止水装置)																																																																																																		
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ																																																																																															
炉心 (核)	崩壊熱 (原子炉出力及び崩壊熱)	炉心モードル (原子炉出力及び崩壊熱)	入力値に含まれる。																																																																																															
	燃料棒内部変化	炉心モードル (炉心熱水モデル)	TMI 事象解析における心ヒートアップ時の水素発生、炉心崩壊後の燃焼過程について、TMI 事象分析結果と一致することを確認。																																																																																															
燃料 (燃料)	燃料被覆管変形	溶融炉心・炉心モードル (原心ヒートアップ)	炉心ヒートアップ速度（燃料堆積密度が促進される場合）が早まることが想定し、仮想的な低い張り幅ではあるが、シルコニウム・水反応速度の係数を 2 倍とした感度解析により影響を確認。																																																																																															
	沸騰・ボイド変化 (気流分離) ・対向流	炉心モードル (炉心水位計算モデル)	IEGCS 再沸騰切替失敗直前の炉心崩壊とダウンカムの保有水、ECCS 再沸騰開始後は炉心崩壊による冷却却は燃焼から見直されると同時に、炉心ヒートアップ速度に対する格納器圧力の差はわずかであるが、M-RELAP5 ループプラントを例とした。下部フレームへのリロケーションの開始時間は、SBO シーケンスでは約 14 分である。LOCA シーケンスでは約 30 分である。																																																																																															
1 次系	気流分離・対向流	1 次系モードル (1 次系熱水モデル)	IEGCS 再沸騰開始後は炉心崩壊による冷却却は燃焼から見直されると同時に、炉心ヒートアップ速度に対する格納器圧力の差はわずかであるが、M-RELAP5 ループプラントを例とした。下部フレームへのリロケーションの開始時間は、SBO シーケンスでは約 14 分である。LOCA シーケンスでは約 30 分である。																																																																																															
	構造材との熱伝達	1 次系モードル (1 次系熱流束計算モデル)	-																																																																																															
	ECCS 強制注入	安全系モードル (ECCS)	入力値に含まれる。																																																																																															
	蓄圧タンク注入	安全系モードル (蓄圧タンク)	注入特性の不確かさは入力値に含まれることを確認。																																																																																															

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

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

第1.4.6表 MAAPにおける重要現象の不確かしさ等(2/5)

第1.4.8表 MAPPにおける重要現象の不確かさ等 (2/4)

第6.4.6表 MAAPにおける重要な現象の不確かさ等(2/5)

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

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	
分類	重要現象	MAPにおける重要現象の不確かさ等 (3 / 5)	解説モデル	TMJ 事故解析における炉心挙動等にについて、TMJ 事故分析結果と一致することを確認した。	不確かさ	TMJ 事故解析における炉心挙動等にについて、TMJ 事故分析結果と一致することを確認した。	不確かさ	TMJ 事故解析における炉心挙動等にについて、TMJ 事故分析結果と一致することを確認した。	不確かさ	
リロケーション	溶融炉心挙動モデル (リロケーション)	溶融炉心挙動モデル (下部ブレナムでの溶融炉心挙動)	溶融炉心挙動モデル (下部ブレナムでの溶融炉心挙動)	TMJ 事故解析における炉心挙動等にについて、TMJ 事故分析結果と一致することを確認した。	リロケーションによる影響を確認(代表 4 ループブレナム)。	TMJ 事故解析における炉心挙動等にについて、TMJ 事故分析結果と一致することを確認した。	リロケーションによる影響を確認(代表 4 ループブレナム)。	TMJ 事故解析における炉心挙動等にについて、TMJ 事故分析結果と一致することを確認した。	リロケーションによる影響を確認(代表 4 ループブレナム)。	
原子炉容器 (炉心 損傷) 原子炉 (炉心 損傷)	原子炉容器内 FC-1 (溶融炉心) 細粒化、デブリ粒子熱伝達	溶融炉心挙動モデル (下部ブレナムでの溶融炉心挙動)	溶融炉心挙動モデル (原子炉容器破損モデル)	TMJ 事故解析における炉心挙動等にについて、「デブリジェット歪 レイメント(下部クラスト)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はあるものの、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。	原子炉容器内 FC-1 に影響する項目として「デブリジェット歪 レイメント(下部クラスト)」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はあるものの、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。					
第 1.4.6 表 MAPにおける重要現象の不確かさ等 (3 / 5)			第 1.4.8 表 MAPにおける重要現象の不確かさ等 (3 / 4)			第 6.4.6 表 MAPにおける重要現象の不確かさ等 (3 / 5)			第 6.4.6 表 MAPにおける重要現象の不確かさ等 (3 / 5)	
分類	重要現象	解説モデル	TMJ 事故解析における炉心挙動等にについて、TMJ 事故分析結果と良く一致することを確認した。	リロケーション	溶融炉心挙動モデル (リロケーション)	TMJ 事故解析における炉心挙動等にについて、TMJ 事故分析結果と良く一致することを確認した。	リロケーション	溶融炉心挙動モデル (リロケーション)	TMJ 事故解析における炉心挙動等にについて、TMJ 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
原子炉 (炉心 損傷)	原子炉安全 装置内 F C-1 (デブリ 粒子熱 伝達)	溶融炉心挙動モデル (下部ブレナムでの溶 融炉心挙動)	TMJ 事故解析における炉心挙動等にについて、TMJ 事故分析結果と良く一致することを確認した。	原子炉安全 装置内 F C-1 (溶融炉心 融化)	溶融炉心挙動モデル (下部ブレナムでの溶 融炉心挙動)	TMJ 事故解析における炉心挙動等にについて、TMJ 事故分析結果と一致することを確認した。	原子炉安全 装置内 F C-1 (溶融炉心 融化)	溶融炉心挙動モデル (下部ブレナムでの溶 融炉心挙動)	TMJ 事故解析における炉心挙動等にについて、TMJ 事故分析結果と一致することを確認した。	原子炉安全 装置内 F C-1 (溶融炉心 融化)
第 6.4.6 表 MAPにおける重要現象の不確かさ等 (3 / 5)			第 6.4.6 表 MAPにおける重要現象の不確かさ等 (3 / 5)			第 6.4.6 表 MAPにおける重要現象の不確かさ等 (3 / 5)			第 6.4.6 表 MAPにおける重要現象の不確かさ等 (3 / 5)	
分類	重要現象	解説モデル	TMJ 事故解析における炉心挙動等にについて、TMJ 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	溶融炉心挙動モデル (リロケーション)	TMJ 事故解析における炉心挙動等にについて、TMJ 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	溶融炉心挙動モデル (リロケーション)	TMJ 事故解析における炉心挙動等にについて、TMJ 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
原子炉 (炉心 損傷)	原子炉容器内 FC-1 (溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心挙動モデル (下部ブレナムでの溶融炉心挙動)	TMJ 事故解析における炉心挙動等にについて、「デブリジェット歪 レイメント(下部クラスト)」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感度解析を行って感度が小さいことを確認した。	原子炉 (炉心 損傷)	原子炉安全 装置内 FP P 部	TMJ 事故解析における炉心挙動等にについて、「デブリジェット歪 レイメント(下部クラスト)」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感度が小さいことを確認した。	原子炉 (炉心 損傷)	原子炉安全 装置内 FP P 部	TMJ 事故解析における炉心挙動等にについて、「デブリジェット歪 レイメント(下部クラスト)」及び「デブリ粒子の径」をパラメータとして感度解析を行って感度が小さいことを確認した。	原子炉 (炉心 損傷)

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

6. 重大事故への対応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

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

分類	重要現象	解析モデル	第 1.4.6 表 MAAPIにおける重要な現象の不確かさ等 (4 / 5)
原子炉容器外 FCI (容融が心 純化、デブリ粒子熱伝達) 格納 容器 溶融が心と原子炉下部キャビテ イ水の伝熱 溶融が心とコンクリートの伝熱 コンクリート分解及び非燃性 ガス発生	原子炉下部キャビティ底面での 溶融が心の拡がり 溶融が心と原子炉下部キャビテ イ水の伝熱 溶融が心とコンクリートの伝熱 溶融が心とコンクリート分解 及 非燃性 ガス発生	原子炉下部キャビティ底面での 溶融が心の拡がり 溶融が心と原子炉下部キャビテ イ水の伝熱 溶融が心とコンクリートの伝熱 溶融が心とコンクリート分解 及 非燃性 ガス発生	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」、「Ricca-Spalding のエントレインメント係数」、「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器外の溶融燃料口」に関して、格納容器 損防正の「原子炉圧力容器外の溶融燃料・冷却材相互作用」の事象をベース に感度解析を行い、MCC 1によるコンクリート下部キャビティ水深への 感度が小さいことを確認。

分類	重要現象	解析モデル	第 1.4.8 表 MAAPIにおける重要な現象の不確かさ等 (4 / 4)
原子炉圧力容器外 F C 1 (溶融が心漏れ) 原子炉圧力容器外 F C 1 (デブリ粒子熱伝 達)	格納容器下部純化での 溶融が心の拡がり 溶融が心と格納容器 下部キャビティ水の伝熱 溶融が心とコンクリー ートの伝熱 コンクリー ト分解 及び非燃性ガス発生	原子炉圧力容器外 F C 1 (溶融が心漏れ) 原子炉圧力容器外 F C 1 (デブリ粒子熱伝 達)	MCC 1 現象への影響の観点で、格納容器損防正の「溶融が心・ 心・コンクリート・コントラクト相互作用」の事象をベースに感度解析を行 い、MCC 1によるコンクリート下部キャビティ水深への感度が小さいことを 確認。溶融が心の拡がり面積に関して、底子炉下部キャビティ 床面積の約 1/10 を初期値とし、底子炉下部量に応じて折り目高さは約 18cm とな ることを確認。これらのパラメータについてコンクリート侵食量に対する 影響が小さいことを確認。これらが心の拡がり面積に対する影響が大きいことを確認。 ACE 及び SURE 実験解析より、溶融が心堆積物底面侵食量が心の拡がり面積と 底子炉下部量によって比例関係にあることを確認。この場合の感度が小さいことを確認。

分類	重要現象	解析モデル	第 6.4.6 表 MAAPIにおける重要な現象の不確かさ等 (4 / 5)
原子炉 格納 容器 溶融が心の拡がり 溶融が心と原子炉下部キャビテ イ水の伝熱 溶融が心とコンクリートの伝熱 溶融が心とコンクリート分解 及 非燃性 ガス発生	原子炉下部キャビティ底面での 溶融が心の拡がり 溶融が心と原子炉下部キャビテ イ水の伝熱 溶融が心とコンクリートの伝熱 溶融が心とコンクリート分解 及 非燃性 ガス発生	原子炉下部キャビティ底面での 溶融が心の拡がり 溶融が心と原子炉下部キャビテ イ水の伝熱 溶融が心とコンクリートの伝熱 溶融が心とコンクリート分解 及 非燃性 ガス発生	MCC 1 現象への影響の観点で、「原子炉下部キャビティ水深」及び 「Ricca-Spalding のエントレインメント係数」に関する項目として、「原子炉下部 キャビティ水深」、「Ricca-Spalding のエントレインメント係数」及び「デブリ粒子 の径」及び「原子炉容器外の溶融燃料口」に関して、格納容器 損防正の「原子炉圧力容器外の溶融燃料・冷却材相互作用」の事象をベース に感度解析を行い、MCC 1によるコンクリート下部キャビティ水深への感度が小さい ことを確認。これらのパラメータについてコンクリート侵食量に対する影響が大きいことを確認。

泊発電所 3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対応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）

分類	重要現象	MAAPにおける重要な現象の不確かさ等（5／5）	解析モデル	不確かさ	泊発電所 3号炉	泊発電所 3号炉	相違理由
原子炉容器 (炉心損傷後)	1次系内FP*1挙動	PHEBUS-FP 実験解析により、ギヤ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する結果となつたが、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機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。 炉心容積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。	FP*1挙動モデル				
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における重要な現象の不確かさ等（5／5）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉容器 (炉心損傷後)	1次系内核分裂生成物挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	PHEBUS-FP 実験解析により、ギヤ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する結果となつたが、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へられることを確認。 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。 炉心容積知に影響する項目として「炉心からのFP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)	原子炉格納容器内核分裂生成物 挙動		

6. 重大事故等への対応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 1.4.7 表 GOTHIC における重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉 格納 容器	区画間・区画内の流動	保存式、流動を模擬する構成式及び相間式 非凝縮ガスの輸送モデル	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値から、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。
	構造材との熱伝達及び 内部熱伝導	多相流モデル	区画間・区画内の流動と同じ。
	熱伝導モデル	熱伝導モデル	流動に影響する凝縮熱伝達モデルについて ±40% 程度。 不確かさはない。
	多相流モデル	多相流モデル	区画間・区画内の流動と同じ。
	界面積モデル	界面積モデル	実規模試験に基づき、製造元が供給する水素処理による性能評価式を使用（組込誤差約 0.3%）。
	スプレイ冷却	PAR 特性モデル	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。
	水素処理	イグナイタによる 水素燃焼モデル	コード開発元による解析解との比較により、圧力 で 0.55%、温度で 1% の不確かさがあることを確認。

第 1.4.9 表 APEX における重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (核)	核分裂出力	一点近似物性モデル、(穿出力) 出力分布は二次元充散モデル	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。
	出力分布変化	三次元体系のガスの心を空間効果を考慮し、二次元体系に縮約	解析では断開棒引抜きに伴う反応度印加曲線を厳しく設定し、さらに局所出力分布変化による燃料の燃焼寿命を考慮した最大値燃焼度 OGRD (t) の値) を用いた。柱状分布変化的不確かさは考慮しない。
	反応度フィードバ ック効果	二次元 (R/Z) 垂直モデル エンタルピストリックの進行に伴う相対出力分布変化を考慮	ドップラ反応度フィードバック効果はドップラ反応度フィードバックの不確かさは、Hellstrand の試験等との比較から 7 ~ 9 %であることを確認した。
	制御棒反応度効果	出力分布依存で考慮 熱的現象は断然、オイド反応度フィードバック効果は考慮しない	制御体反応度の不確かさは、起動が繰り返す物理試験時に行われた開閉棒位置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。
	燃科内温度変化	熱伝導モデル 燃料ベレット一経路管ギャップ熱伝達モデル	実効発電中の子割合の不確かさは、MISTRAL 試験との比較から 4 %であることを確認した。
	燃科表面熱伝達	単相強制対流: Dittus-Boelter の式 沸騰熱伝達: Jon-Lottes の式 データに基づいて導出された熱伝達形 式	「反応度投入手事象評価指針」において燃科内メッシュの「燃科構造下」ケーンについても、影響はほとんど生じないため、考慮しない。
	沸騰移行	低湿時 : Rohsenow-Gerfitt の式及び Kutateladze の式	「反応度投入手事象評価指針」においても、影響はほとんど生じないため、考慮しない。
			事象発生後はスクーム反応度印加により速やかに収束するが、除外層には燃科熱伝達がかかるとしても、燃科エンタルピーの最大値に対する影響はほとんどないため、考慮しない。
			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っていることから、燃科遷移の判定式の不確かさ燃科エンタルピーの最大値に与える影響はほとんどないため、考慮しない。

第 6.4.7 表 GOTHIC における重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉 格納 容器	区画間・区画内の流動	保存式、流動を模擬する構成式及び相間式 非凝縮ガスの輸送モデル	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値から、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。
	構造材と熱伝達及び内部熱伝導	多相流モデル	区画間・区画内の流動と同じ。
	熱伝導モデル	熱伝導モデル	流動に影響する凝縮熱伝達モデルについて ±40% 程度。 不確かさはない。
	多相流モデル	多相流モデル	区画間・区画内の流動と同じ。
	界面積モデル	界面積モデル	実規模試験に基づき、製造元が供給する水素処理による性能評価式を使用（組込誤差約 0.3%）。
	スプレイ冷却	PAR 特性モデル	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。
	水素処理	イグナイタによる 水素燃焼モデル	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 %。

泊発電所 3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対応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）

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1.4.8表 COCOにおける重要現象の不確かさ等</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>原子炉 格納 容器</td> <td>構造材との熱伝達及び 内部熱伝導</td> <td>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>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、原子炉格納容器空気温度については約 20°C 高めに評価することを確認。</td> </tr> </tbody> </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、原子炉格納容器空気温度については約 20°C 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"> <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 格納 容器</td> <td>構造材との熱伝達及び内部熱伝導</td> <td>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>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、原子炉格納容器内空気温度については約 20°C 高めに評価することを確認。</td> </tr> </tbody> </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、原子炉格納容器内空気温度については約 20°C 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、原子炉格納容器空気温度については約 20°C 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、原子炉格納容器内空気温度については約 20°C 高めに評価することを確認。																

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

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1.7.1表 脅威項目となるパラメータによる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象) (1/3)

○：評価項目となるバーラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）

（注）※1：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えたない現象

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主要現象一覧

評価事象		(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象)		(1/3)	
合 成	物理的 現象	起因要因	起因要因	L.O.C.A等の主 要原因	機器容積・バイパス (イン・ターフェークス システム QCA)
起動	燃料搬送	起動操作失敗	起動操作失敗	熱交換器管路遮断 熱交換器管路遮断	熱交換器管路遮断 熱交換器管路遮断
停 止	燃料搬送	燃料搬送装置温度 低于子炉圧力 低于子炉水温 压力及气温度	燃料搬送装置温度 低于子炉圧力 低于子炉水温 压力及气温度	熱交換器管路遮断 低于子炉圧力 低于子炉水温 压力及气温度	熱交換器管路遮断 低于子炉圧力 低于子炉水温 压力及气温度
部分起動	部分起動	出力分布変化 反応堆フィードバック失敗 制御棒反応堆効率 低	出力分布変化 反応堆フィードバック失敗 制御棒反応堆効率 低	熱交換器管路遮断 低于子炉圧力 低于子炉水温 压力及气温度	熱交換器管路遮断 低于子炉圧力 低于子炉水温 压力及气温度
停止	燃料搬送	一次元過剰	一次元過剰	熱交換器内漏の変化 熱交換器管路遮断 燃料棒偏倚増加化	熱交換器内漏の変化 熱交換器管路遮断 燃料棒偏倚増加化
停止	燃料搬送	停止	停止	燃焼・計りの変化 気流分離 気流熱平衡 圧力損失	燃焼・計りの変化 気流分離 気流熱平衡 圧力損失
停止	燃料搬送	三次元過剰	三次元過剰	○	○

評価項目となるパラメータに有効な現象を牛成影響(重要度集)

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

○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

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. 重大事故等への対応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

大飯発電所3／4号炉

評価事象	評価指標	物理現象			物理現象			物理現象			物理現象		
		冷却材流量変化（強制停運時）	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
1 次冷却系全交換動力原子炉補機 からの除熱電源喪失	冷却機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
ECCS強制注入 ₆₁	—	○	○	○	—	—	—	○	○	○	○	○	—
ECCS蓄圧タンク注入 ₆₁	—	○	○	○	—	—	—	○	○	○	○	○	—
加圧水位変化	—	○	○	○	—	—	—	○	○	○	○	○	—
圧力容器放出（臨界流・差圧流）	—	○	○	○	—	—	—	○	○	○	○	○	—

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象

—：評価項目となるパラメータには有意な影響を与えない現象

※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

女川原子力発電所2号炉

評価事象	評価指標	物理現象			物理現象			物理現象			物理現象		
		燃料被覆管 温度	燃料被覆管 压力										
1 次冷却系全交換動力原子炉補機 からの除熱電源喪失	冷却機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
ECCS強制注入 ₆₁	—	○	○	○	—	—	—	○	○	○	○	○	—
ECCS蓄圧タンク注入 ₆₁	—	○	○	○	—	—	—	○	○	○	○	○	—
加圧水位変化	—	○	○	○	—	—	—	○	○	○	○	○	—
圧力容器放出（臨界流・差圧流）	—	○	○	○	—	—	—	○	○	○	○	○	—

○：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

—：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象

泊発電所3号炉

評価事象	評価指標	物理現象			物理現象			物理現象			物理現象		
		燃料被覆管 温度	燃料被覆管 压力										
1 次冷却系全交換動力原子炉補機 からの除熱電源喪失	冷却機能喪失	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—
ECCS強制注入 ₆₁	—	○	○	○	—	—	—	○	○	○	○	○	—
ECCS蓄圧タンク注入 ₆₁	—	○	○	○	—	—	—	○	○	○	○	○	—
加圧水位変化	—	○	○	○	—	—	—	○	○	○	○	○	—
圧力容器放出（臨界流・差圧流）	—	○	○	○	—	—	—	○	○	○	○	○	—

○：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

—：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：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

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

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1.7.1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)

○評価項目となるバーメータに有意な影響を与える現象（重要現象）

二：詳解ヨードの不溶性を有するバラメニタに着意な影響を与えない。

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)

評議事象「燃焼熱除去機器更換」の有効性評価では、「吸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

失した場合にはサブレッシュション・ブルル冷却が、残留熟成による放障した場合にはサブレッシュション・ブルル冷却が、残留熟成による放障した場合にはサブレッシュション・ブルル冷却が、残留熟成による放障した場合にはサブレッシュション・ブルル冷却が、
第1-5 表(2-3)の「常温材料」(駆逐液: 素压滅)と同一の物理現象

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な現象一覧
(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)

○ 詳細項目と異なるバラメータに有る場合に、評価項目を与える現象を表す。

泊発電所 3号炉

6. 重大事故等への対応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）

泊発電所 3号炉 有効性評価 比較表							
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	
評価項目	評価指標						相違理由
物理現象							
核分裂出力	○	○	○	○	○	○	
炉心反応度遅効果	○	○	○	○	○	○	
制御棒効果	○	○	○	○	○	○	
燃焼熱 ^{※1}	○	○	○	○	○	○	
燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	
燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	
燃料棒被覆管酸化	○	○	○	○	○	○	
燃料被覆管変形	○	○	○	○	○	○	
沸騰・ボイド率変化	○	○	○	○	○	○	
心気流分配（水位変化）・対向流	○	○	○	○	○	○	
気液熱非平衡	○	○	○	○	○	○	
圧力損失	○	○	○	○	○	○	
○：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（重要現象）							
—：評価項目となるパラメータには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) (1／4)							
警報気圧力・温高圧容器放出原子炉圧力容器外の溶融燃料・冷却材相互作用 (格納容器過気直接受熱)							
原子炉格納容器圧力及び温度 1次冷却材圧力 壓力 水素濃度 ニンクリート 侵食量							
分類	評価指標						
物理現象							
核分裂出力	—	—	—	—	—	—	
炉心反応度遅効果	—	—	—	—	—	—	
制御棒効果	—	—	—	—	—	—	
燃焼熱 ^{※1}	○	○	○	○	○	○	
燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	
燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	
燃料棒被覆管酸化	○	○	○	○	○	○	
燃料被覆管変形	○	○	○	○	○	○	
沸騰・ボイド率変化	○	○	○	○	○	○	
心気流分配（水位変化）・対向流	—	—	—	—	—	—	
気液熱非平衡	—	—	—	—	—	—	
圧力損失	—	—	—	—	—	—	
三次元効果	—	—	—	—	—	—	
○：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1.7.2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)							
警報気圧力・温高圧容器放出原子炉圧力容器外の溶融燃料・冷却材相互作用 (格納容器過気直接受熱)							
原子炉格納容器圧力 正力 水素濃度 ニンクリート 侵食量							
分類	評価指標						
物理現象							
核分裂出力	—	—	—	—	—	—	
炉心反応度分布変化	—	—	—	—	—	—	
炉心反応度フィードバック効果	—	—	—	—	—	—	
制御棒反応度効果	—	—	—	—	—	—	
燃焼熱	—	—	—	—	—	—	
三次元効果	—	—	—	—	—	—	
燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	
燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	
燃料棒被覆管酸化	○	○	○	○	○	○	
三次元効果	—	—	—	—	—	—	
沸騰・ボイド率変化	○	○	○	○	○	○	
心気流分配（水位変化）・対向流	—	—	—	—	—	—	
気液熱非平衡	—	—	—	—	—	—	
圧力損失	—	—	—	—	—	—	
三次元効果	—	—	—	—	—	—	
○：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)							
警報気圧力・温高圧容器放出原子炉圧力容器外の溶融燃料・冷却材相互作用 (格納容器過気直接受熱)							
原子炉格納容器圧力 正力 水素濃度 ニンクリート 侵食量							
分類	評価指標						
物理現象							
核分裂出力	—	—	—	—	—	—	
炉心反応度遅効果	—	—	—	—	—	—	
制御棒効果	—	—	—	—	—	—	
燃焼熱 ^{※1}	○	○	○	○	○	○	
燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○	○	
燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	
燃料棒被覆管酸化	○	○	○	○	○	○	
燃料被覆管変形	○	○	○	○	○	○	
沸騰・ボイド率変化	—	—	—	—	—	—	
心気流分配（水位変化）・対向流	—	—	—	—	—	—	
気液熱非平衡	—	—	—	—	—	—	
圧力損失	—	—	—	—	—	—	
○：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。							

6. 重大事故等への対応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）

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	
評価事象	評価指標	評価事象	評価指標	評価事象	相違理由
物理現象		物理現象		物理現象	
冷却材流量変化（強制循環時）	原子炉圧力・温度	冷却材流量変化（強制循環時）	原子炉圧力・温度	冷却材流量変化（強制循環時）	原子炉圧力・温度
冷却材流量変化（自然循環時）	原子炉圧力・温度	冷却材流量変化（自然循環時）	原子炉圧力・温度	冷却材流量変化（自然循環時）	原子炉圧力・温度
冷却材放出（臨界流・差圧流）	原子炉格納容器	冷却材放出（臨界流・差圧流）	原子炉格納容器	冷却材放出（臨界流・差圧流）	原子炉格納容器
沸騰・過温破損	原子炉圧力・温度	沸騰・過温破損	原子炉圧力・温度	沸騰・過温破損	原子炉圧力・温度
気液分離・対向流	原子炉圧力・温度	気液分離・対向流	原子炉圧力・温度	気液分離・対向流	原子炉圧力・温度
冷却材と熱伝達	原子炉圧力・温度	冷却材と熱伝達	原子炉圧力・温度	冷却材と熱伝達	原子炉圧力・温度
ECCS 強制注入 ^{#1}	原子炉圧力・温度	ECCS 強制注入 ^{#1}	原子炉圧力・温度	ECCS 強制注入 ^{#1}	原子炉圧力・温度
ECCS 壓正タンク注入 ^{#1}	原子炉圧力・温度	ECCS 壓正タンク注入 ^{#1}	原子炉圧力・温度	ECCS 壓正タンク注入 ^{#1}	原子炉圧力・温度
気液熱非平衡	原子炉圧力・温度	気液熱非平衡	原子炉圧力・温度	気液熱非平衡	原子炉圧力・温度
水位変化	原子炉圧力・温度	水位変化	原子炉圧力・温度	水位変化	原子炉圧力・温度
冷却材放出（臨界流・差圧流）	○	冷却材放出（臨界流・差圧流）	○	冷却材放出（臨界流・差圧流）	○

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) (2/4)

分類	評価指標	物理現象	評価指標
1 次冷却材系	原子炉圧力・温度	冷却材流量変化（強制循環時）	原子炉圧力・温度
冷却材放出（臨界流・差圧流）	原子炉圧力・温度	冷却材放出（自然循環時）	原子炉圧力・温度
冷却材と熱伝達	原子炉圧力・温度	沸騰・過温破損	原子炉圧力・温度
気液分離・対向流	原子炉圧力・温度	気液熱非平衡	原子炉圧力・温度
冷却材と熱伝達	原子炉圧力・温度	水位変化	原子炉圧力・温度
ECCS 強制注入 ^{#1}	原子炉圧力・温度	ECCS 強制注入 ^{#1}	原子炉圧力・温度
ECCS 壓正タンク注入 ^{#1}	原子炉圧力・温度	ECCS 壓正タンク注入 ^{#1}	原子炉圧力・温度
気液熱非平衡	原子炉圧力・温度	水位変化	原子炉圧力・温度
水位変化	原子炉圧力・温度	冷却材放出（臨界流・差圧流）	原子炉圧力・温度
冷却材放出（臨界流・差圧流）	○	冷却材放出（自然循環時）	○

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象

—：評価項目の不確かさは解析入力値に含まれる。

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) (2/5)

分類	評価指標	物理現象	評価指標
1 次冷却材系	原子炉圧力・温度	冷却材流量変化（強制循環時）	原子炉圧力・温度
冷却材放出（臨界流・差圧流）	原子炉圧力・温度	冷却材放出（自然循環時）	原子炉圧力・温度
沸騰・過温破損	原子炉圧力・温度	沸騰・過温破損	原子炉圧力・温度
気液分離・対向流	原子炉圧力・温度	気液分離・対向流	原子炉圧力・温度
冷却材と熱伝達	原子炉圧力・温度	冷却材と熱伝達	原子炉圧力・温度
ECCS 壓正タンク注入 ^{#1}	原子炉圧力・温度	ECCS 壓正タンク注入 ^{#1}	原子炉圧力・温度
三次元効果	原子炉圧力・温度	三次元効果	原子炉圧力・温度
○：評価項目となるパラメータに有意な現象を有する現象	—：評価項目となるパラメータに有意な現象を有しない現象	○：評価項目となるパラメータに有意な現象を有する現象	—：評価項目となるパラメータに有意な現象を有しない現象

注) 1. 評価項目「冷却材・コンクリート・土管圧力」の評価評定シートにおいては、ECCS 注水（給水系、代替注水設備含む）を実施せず。その有効性を確認していることから、当該の評定シートに用いられては、ECCS 注水（給水系、代替注水設備含む）は重要現象となる。

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) (2/4)

分類	評価指標	物理現象	評価指標
1 次冷却材系	原子炉圧力・温度	冷却材流量変化（強制循環時）	原子炉圧力・温度
冷却材放出（臨界流・差圧流）	原子炉圧力・温度	冷却材放出（自然循環時）	原子炉圧力・温度
沸騰・過温破損	原子炉圧力・温度	沸騰・過温破損	原子炉圧力・温度
気液分離・対向流	原子炉圧力・温度	気液分離・対向流	原子炉圧力・温度
冷却材と熱伝達	原子炉圧力・温度	冷却材と熱伝達	原子炉圧力・温度
ECCS 強制注入 ^{#1}	原子炉圧力・温度	ECCS 強制注入 ^{#1}	原子炉圧力・温度
加圧器	原子炉圧力・温度	加圧器	原子炉圧力・温度
水位変化	原子炉圧力・温度	水位変化	原子炉圧力・温度
冷却材放出（臨界流・差圧流）	○	冷却材放出（自然循環時）	○

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象

—：評価項目の不確かさは解析入力値に含まれる。

注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

6. 重大事故等への対応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)

評価事象	評価指標	物理現象	評価指標	物理現象
燃焼気圧力・温高圧溶融物放出原子炉圧力容器 度による静的負荷/格納容器緊密化・冷却材相互作用 (過温吸収)	原子炉格納容器 圧力及び温度	1. 次冷却材圧力 圧力	原子炉格納容器 圧力	水素燃焼 水素濃度
蒸気冷却材放出(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}	-	-	-	-
区画間・区画内の流れ	○	-	○	○
原子炉材との熱伝達	○	-	-	-
スプレイ冷却 ^a	○	-	-	-
格納容器再燃焼ユニットによる 格納容器内自然対流 ^{#1}	○	-	-	-
放射線水分解等による水素発生	-	-	-	-
水素濃度変化 ^{#1}	-	-	-	-
水素処理	-	-	-	-

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象

-：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。

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）

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

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)

評価事象	評価指標	物理現象	評価指標	物理現象
冷却材放出	原子炉圧力 及び温度	燃焼圧力・温高圧溶融物放出／格 子炉圧力容器外の溶融燃料－ 冷却材相互作用	原子炉圧力容器外 の溶融燃料－ 冷却材相互作用	水素燃焼 水素濃度
原子炉材各部材の冷却	○ ^b	-	○	○
冷却材表面の熱伝達	○	-	-	-
構造材との熱伝達及び内部熱伝導	○	-	-	-
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	○ ^b	-	-	-
格納容器ベンチ	-	-	-	-

○：評価項目となるパラメータに有意な現象を示す現象
-：評価項目となるパラメータに有意な影響を示さない現象
※1：評価項目「原子炉圧力」による静的負荷「格納容器圧縮・温高圧溶融物放出」の有効性評価においては、「代替前回合用を他用である場合」の有効性を確認しており、代替前回合用系を使用できない場合は格納容器ベンチがそれと重複現象となる。
※2：評価事象「水素燃焼」の有効性評価の評価基準シーケンスにおいては、格納容器ベンチを実施せず、その有効性を確認していることから、当該の事故シーケンスには jeg ではない。格納容器ベンチ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)

評価事象	評価指標	物理現象	評価指標	物理現象
冷却材放出	原子炉圧力 及び温度	燃焼圧力・温高圧溶融物放出／格 子炉圧力容器外の溶融燃料－ 冷却材相互作用	原子炉圧力容器外 の溶融燃料－ 冷却材相互作用	水素燃焼 水素濃度
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・区画内の流れ	○	-	○	○
原子炉材との熱伝達	○	-	-	-
スプレイ冷却 ^a	○	-	○	-
格納容器再燃焼ユニットによる 格納容器内自然対流 ^{#1}	○	-	-	-
放射線水分解等による水素発生	-	-	-	-
水素燃焼	-	-	-	-

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象
-：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：評価コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

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

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

○ 評価項目となるパラメータに何らかの影響を与える現象（重要現象）
 ○ 評価項目となるパラメータに何らかの影響を与えない現象
 ○ パラメータ評価基準一覧表

第1.7.2表 評価項目となるパラメータに有効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)

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) (4/4)

○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）

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）

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1.7.2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) (5.5)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>評価項目</th> <th>評価指標</th> <th>原子炉圧力容器圧力 及び温度</th> <th>原子炉圧力容器正力 概念燃度</th> <th>コンクリート侵食量</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>物理現象集</td> <td>原子炉圧力容器底面の底面溶融炉心放出</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器底面での底面溶融炉心の拡がり</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>格離容器下部床面での底面溶融炉心の拡がり</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>炉内構造物の溶離、破損</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器外 F C I (溶融炉心堆積化)</td> <td>○*</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器外 F C I (チブリ粒子熱伝去室)</td> <td>○*</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器外接続部</td> <td>—</td> <td>○*</td> <td>—</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>格離容器直結部溶離炉心と格離容器下部ガール水との伝熱</td> <td>○*</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>溶離炉心とコンクリートの伝熱</td> <td>○*</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>コンクリート分解及び土壌性ガス発生</td> <td>○*</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>溶離炉心の再臨界</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内 F P 運動</td> <td>○</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器内 F P 運動</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有する影響(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 ※1 評価項目としては、評価事象「(学振元正力・温度による静的負荷 (格離容器底面・溶離炉心)」の有効性評価では、当該物理現象の発生に手らしいが、当該物理現象に対す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離燃料一冷却材相互作用」「溶離炉心・コンクリート侵食量」の有効性評価の中で確認できる。</p>	評価項目	評価指標	原子炉圧力容器圧力 及び温度	原子炉圧力容器正力 概念燃度	コンクリート侵食量	物理現象集	原子炉圧力容器底面の底面溶融炉心放出	—	—	—	原子炉圧力容器底面での底面溶融炉心の拡がり	—	—	—	—	格離容器下部床面での底面溶融炉心の拡がり	—	—	—	—	炉内構造物の溶離、破損	—	—	—	○	原子炉圧力容器外 F C I (溶融炉心堆積化)	○*	—	—	—	原子炉圧力容器外 F C I (チブリ粒子熱伝去室)	○*	—	—	○	原子炉圧力容器外接続部	—	○*	—	○	格離容器直結部溶離炉心と格離容器下部ガール水との伝熱	○*	—	—	○	溶離炉心とコンクリートの伝熱	○*	—	—	○	コンクリート分解及び土壌性ガス発生	○*	—	—	○	溶離炉心の再臨界	—	—	—	—	原子炉圧力容器内 F P 運動	○	—	—	○	原子炉圧力容器内 F P 運動	—	—	—	—	
評価項目	評価指標	原子炉圧力容器圧力 及び温度	原子炉圧力容器正力 概念燃度	コンクリート侵食量																																																																				
物理現象集	原子炉圧力容器底面の底面溶融炉心放出	—	—	—																																																																				
原子炉圧力容器底面での底面溶融炉心の拡がり	—	—	—	—																																																																				
格離容器下部床面での底面溶融炉心の拡がり	—	—	—	—																																																																				
炉内構造物の溶離、破損	—	—	—	○																																																																				
原子炉圧力容器外 F C I (溶融炉心堆積化)	○*	—	—	—																																																																				
原子炉圧力容器外 F C I (チブリ粒子熱伝去室)	○*	—	—	○																																																																				
原子炉圧力容器外接続部	—	○*	—	○																																																																				
格離容器直結部溶離炉心と格離容器下部ガール水との伝熱	○*	—	—	○																																																																				
溶離炉心とコンクリートの伝熱	○*	—	—	○																																																																				
コンクリート分解及び土壌性ガス発生	○*	—	—	○																																																																				
溶離炉心の再臨界	—	—	—	—																																																																				
原子炉圧力容器内 F P 運動	○	—	—	○																																																																				
原子炉圧力容器内 F P 運動	—	—	—	—																																																																				

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. 重大事故等への対応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1.7.3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"> <thead> <tr> <th>評価事象</th> <th>崩壊熱除去 機能喪失 炉心水位、燃 料被覆管温度</th> <th>全交流動力 電源喪失 炉心水位、燃 料被覆管温度</th> <th>原子炉冷却材 の流出</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>物理現象</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>炉心 (核)</td> <td>核分裂出力 出力分布変化 反応度偏還効果 制御棒効果 崩壊熱^{※1}</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>燃料</td> <td>燃料棒内温度変化 燃料棒表面熱伝達 限界熱流束 (CHF)^{※2}</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>燃料</td> <td>燃料被覆管酸化 燃料被覆管変形</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>炉心 (熱流動)</td> <td>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</td> <td>—</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>炉心 (熱流動)</td> <td>圧力損失 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 炉心水位、燃 料被覆管温度	全交流動力 電源喪失 炉心水位、燃 料被覆管温度	原子炉冷却材 の流出	物理現象	○	○	○	炉心 (核)	核分裂出力 出力分布変化 反応度偏還効果 制御棒効果 崩壊熱 ^{※1}	—	—	—	燃料	燃料棒内温度変化 燃料棒表面熱伝達 限界熱流束 (CHF) ^{※2}	—	—	—	燃料	燃料被覆管酸化 燃料被覆管変形	—	—	—	炉心 (熱流動)	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	—	—	—	炉心 (熱流動)	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"> <thead> <tr> <th>評価事象</th> <th>反応度の誤投入</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>物理現象</td> <td>評価指標 燃料エンタルピ</td> </tr> <tr> <td>炉心 (核)</td> <td>核分裂出力 出力分布変化 反応度偏還効果 制御棒効果 崩壊熱 三次元効果</td> <td>○ ○ ○ ○ — —</td> </tr> <tr> <td>炉心 (燃料)</td> <td>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</td> <td>○ ○ ○ — — —</td> </tr> <tr> <td>炉心 (熱流動)</td> <td>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</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	反応度の誤投入	物理現象	評価指標 燃料エンタルピ	炉心 (核)	核分裂出力 出力分布変化 反応度偏還効果 制御棒効果 崩壊熱 三次元効果	○ ○ ○ ○ — —	炉心 (燃料)	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	○ ○ ○ — — —	炉心 (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 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"> <thead> <tr> <th>評価事象</th> <th>崩壊熱除去 機能喪失 (余 熟除去系の故 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> </thead> <tbody> <tr> <td>物理現象</td> <td>評価指標 炉心水位、燃 料被覆管温度</td> <td>炉心水位、燃 料被覆管温度</td> <td>炉心水位、燃 料被覆管温度</td> </tr> <tr> <td>炉心 (核)</td> <td>核分裂出力 出力分布変化 反応度偏還効果 制御棒効果 崩壊熱^{※1}</td> <td>— — — — ○</td> <td>— — — — ○</td> </tr> <tr> <td>燃料</td> <td>燃料棒内温度変化 燃料棒表面熱伝達 限界熱流束 (CHF)^{※2}</td> <td>— — —</td> <td>— — —</td> </tr> <tr> <td>燃料</td> <td>燃料被覆管酸化 燃料被覆管変形</td> <td>— —</td> <td>— —</td> </tr> <tr> <td>炉心 (熱流動)</td> <td>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</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 熟除去系の故 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	物理現象	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	炉心 (核)	核分裂出力 出力分布変化 反応度偏還効果 制御棒効果 崩壊熱 ^{※1}	— — — — ○	— — — — ○	燃料	燃料棒内温度変化 燃料棒表面熱伝達 限界熱流束 (CHF) ^{※2}	— — —	— — —	燃料	燃料被覆管酸化 燃料被覆管変形	— —	— —	炉心 (熱流動)	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 炉心水位、燃 料被覆管温度	全交流動力 電源喪失 炉心水位、燃 料被覆管温度	原子炉冷却材 の流出																																																																						
物理現象	○	○	○																																																																						
炉心 (核)	核分裂出力 出力分布変化 反応度偏還効果 制御棒効果 崩壊熱 ^{※1}	—	—	—																																																																					
燃料	燃料棒内温度変化 燃料棒表面熱伝達 限界熱流束 (CHF) ^{※2}	—	—	—																																																																					
燃料	燃料被覆管酸化 燃料被覆管変形	—	—	—																																																																					
炉心 (熱流動)	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	—	—	—																																																																					
炉心 (熱流動)	圧力損失 ほう素濃度変化	—	—	—																																																																					
評価事象	反応度の誤投入																																																																								
物理現象	評価指標 燃料エンタルピ																																																																								
炉心 (核)	核分裂出力 出力分布変化 反応度偏還効果 制御棒効果 崩壊熱 三次元効果	○ ○ ○ ○ — —																																																																							
炉心 (燃料)	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	○ ○ ○ — — —																																																																							
炉心 (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 三次元効果	— — — — —																																																																							
評価事象	崩壊熱除去 機能喪失 (余 熟除去系の故 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																																																																						
物理現象	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																																																																						
炉心 (核)	核分裂出力 出力分布変化 反応度偏還効果 制御棒効果 崩壊熱 ^{※1}	— — — — ○	— — — — ○																																																																						
燃料	燃料棒内温度変化 燃料棒表面熱伝達 限界熱流束 (CHF) ^{※2}	— — —	— — —																																																																						
燃料	燃料被覆管酸化 燃料被覆管変形	— —	— —																																																																						
炉心 (熱流動)	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	— ○ ○ — — —	— ○ ○ — — —																																																																						

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. 重大事故への対応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1.7.3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> </thead> <tbody> <tr> <td>評価指標</td> <td>炉心水位、燃 料被覆管温度</td> <td>炉心水位、燃 料被覆管温度</td> <td>炉心水位、燃 料被覆管温度</td> </tr> <tr> <td>物理現象</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>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>			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				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}	○	○	—	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> <td>評価指標</td> <td>燃料エンタルピ</td> </tr> <tr> <td>物理現象</td> <td></td> </tr> </thead> <tbody> <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>			評価事象	反応度の誤投入	評価指標	燃料エンタルピ	物理現象		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> </thead> <tbody> <tr> <td>評価指標</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>物理現象</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>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>			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				物理現象				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}	○	○	—	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>○: 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> <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																																																																																																																																																																																																												
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}	○	○	—																																																																																																																																																																																																									
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																																																																																																																																																																																																											
物理現象																																																																																																																																																																																																												
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																																																																																																																																																																																																												
物理現象																																																																																																																																																																																																												
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}	○	○	—																																																																																																																																																																																																									
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}	—	—	—																																																																																																																																																																																																									

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. 重大事故等への対応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>事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心冷却成功 炉心冷却成功 大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗 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 + 格納容器スプレイ注入失敗 大破断 LOCA + 高圧注入失敗 大破断 LOCA + 低圧注入失敗 	<p>事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心冷却成功 炉心冷却失敗 大破断 LOCA + 高圧注入失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗 大破断 LOCA + 高圧再循環失敗 + 低圧再循環失敗 炉心冷却失敗 大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗 大破断 LOCA + 高圧注入失敗 大破断 LOCA + 低圧注入失敗 	<p>事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心冷却成功 炉心冷却失敗 大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗 大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗 炉心冷却失敗 大破断 LOCA + 低圧再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗 大破断 LOCA + 高圧注入失敗 大破断 LOCA + 低圧注入失敗 	<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>
<p>事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心冷却成功 中破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗 中破断 LOCA + 高圧再循環失敗 中破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗 中破断 LOCA + 高圧注入失敗 中破断 LOCA + 高圧注入失敗 	<p>事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心冷却失敗 中破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗 中破断 LOCA + 高圧再循環失敗 中破断 LOCA + 高圧注入失敗 中破断 LOCA + 高圧注入失敗 	<p>事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心冷却失敗 中破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗 中破断 LOCA + 高圧再循環失敗 中破断 LOCA + 高圧注入失敗 中破断 LOCA + 高圧注入失敗 	<p>事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心冷却失敗 中破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗 中破断 LOCA + 高圧再循環失敗 中破断 LOCA + 高圧注入失敗 中破断 LOCA + 高圧注入失敗
<p>事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心冷却成功 小破断 LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗 小破断 LOCA + 高圧再循環失敗 小破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗 小破断 LOCA + 高圧注入失敗 小破断 LOCA + 据付給水失敗 ATWS のイベントツリーで整理 	<p>事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心冷却失敗 小破断 LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗 小破断 LOCA + 高压再循環失敗 小破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗 小破断 LOCA + 高压注入失敗 小破断 LOCA + 据付給水失敗 ATWS 	<p>事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心冷却失敗 小破断 LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗 小破断 LOCA + 高压再循環失敗 小破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗 小破断 LOCA + 高压注入失敗 小破断 LOCA + 据付給水失敗 ATWS 	<p>事故シーケンス</p> <ul style="list-style-type: none"> 炉心冷却失敗 小破断 LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗 小破断 LOCA + 高压再循環失敗 小破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗 小破断 LOCA + 高压注入失敗 小破断 LOCA + 据付給水失敗 ATWS

第 1.2.1 図 PRA におけるイベントツリー (1/3)

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)

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. 重大事故等への対応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>事故シーケンス</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>インターフェイスシステムLOCA</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>ATWSのイベントツリーで整理^④</td> <td></td> </tr> </table> <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></td> <td></td> <td></td> <td>炉心冷却成功</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>主給水流量喪失+補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>ATWSのイベントツリーで整理^④</td> </tr> </table> <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></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>炉心冷却成功</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>外部電源喪失+補助給水失敗</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>ATWSのイベントツリーで整理^④</td> </tr> </table> <table border="1"> <tr> <td>ATWS</td> <td>事故シーケンス</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>起因事象^④+原子炉トリップ失敗</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				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 ^④		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 ^④	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 ^④	ATWS	事故シーケンス					起因事象 ^④ +原子炉トリップ失敗		<p>第1.2.1図 内部事象運転時レベル1 PRAイベントツリー (2/3)</p>	<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>事故シーケンス</td> <td>事故シーケンスグループ</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>インターフェイスシステムLOCA</td> <td>格納容器バイパス</td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>ATWSへ</td> <td>—</td> <td></td> </tr> </table> <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></td> <td></td> <td></td> <td>炉心冷却成功</td> <td>炉心冷却なし</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>主給水流量喪失+補助給水失敗</td> <td>2次冷却系からの除熱機能喪失</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td>ATWSへ</td> <td>—</td> </tr> </table> <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></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>炉心冷却成功</td> <td>炉心冷却なし</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>外部電源喪失+補助給水失敗</td> <td>2次冷却系からの除熱機能喪失</td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>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></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>ATWSへ</td> <td>—</td> </tr> </table> <table border="1"> <tr> <td>ATWS</td> <td>事故シーケンス</td> <td>事故シーケンスグループ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td></td> <td></td> <td>原子炉トリップが必要な起因事象+原子炉トリップ失敗</td> <td>原子炉停止機能喪失</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	格納容器バイパス				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	事故シーケンスグループ				炉心冷却成功	炉心冷却なし				主給水流量喪失+補助給水失敗	2次冷却系からの除熱機能喪失				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	事故シーケンスグループ					炉心冷却成功	炉心冷却なし					外部電源喪失+補助給水失敗	2次冷却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	—	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因事象+原子炉トリップ失敗	原子炉停止機能喪失		<p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 ^④																																																																																																																																									
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 ^④																																																																																																																																								
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 ^④																																																																																																																																							
ATWS	事故シーケンス																																																																																																																																										
		起因事象 ^④ +原子炉トリップ失敗																																																																																																																																									
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	格納容器バイパス																																																																																																																																								
		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	事故シーケンスグループ																																																																																																																																							
			炉心冷却成功	炉心冷却なし																																																																																																																																							
			主給水流量喪失+補助給水失敗	2次冷却系からの除熱機能喪失																																																																																																																																							
			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	事故シーケンスグループ																																																																																																																																						
				炉心冷却成功	炉心冷却なし																																																																																																																																						
				外部電源喪失+補助給水失敗	2次冷却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	—																																																																																																																																						
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因事象+原子炉トリップ失敗	原子炉停止機能喪失																																																																																																																																								

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)

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. 重大事故への対応に係る措置の有効性評価の基本的考え方

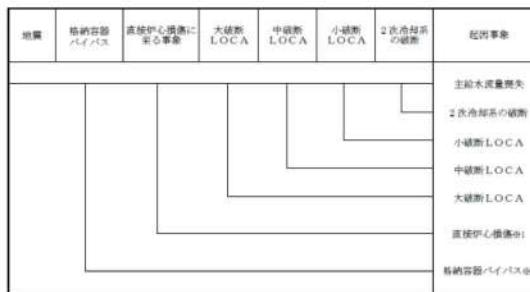
大飯発電所3／4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>2次冷却系の 破断 原子炉 トリップ 主蒸気隔離 補助給水 事故シーケンス 炉心冷却成功 2次冷却系の破断+補助給水失敗 2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗 ATWSのイベントツリーで整理[#]</p> <p>第1.2.1図 PRAにおけるイベントツリー (2/3)</p>	<p>2次冷却系の 破断 原子炉 トリップ 主蒸気隔離 補助給水 事故シーケンス 炉心冷却なし 炉心冷却成功 2次冷却系の破断+補助給水失敗 2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗 ATWSのイベントツリーで整理[#]</p>	<p>2次冷却系の 破断 原子炉 トリップ 主蒸気隔離 補助給水 事故シーケンス 炉心冷却成功 2次冷却系から の餘熱機能喪失 2次冷却系から の餘熱機能喪失 ATWSへ</p>	<p>記載方針の相違 ・泊は女川の実績を 反映して「事故シ ケンスグループ」欄 を追記</p>
<p>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 事故シーケンス 炉心冷却成功 蒸気発生器伝熱管破損 +破損側蒸気発生器の隔離失敗 蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理[#]</p>	<p>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 事故シーケンス 炉心冷却なし 炉心冷却成功 蒸気発生器伝熱管破損 +破損側蒸気発生器の隔離失敗 蒸気発生器伝熱管破損+ 補助給水失敗 ATWSへ</p>	<p>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 事故シーケンス 炉心冷却なし 炉心冷却成功 蒸気発生器伝熱管破損 +破損側蒸気発生器の隔離失敗 蒸気発生器伝熱管破損+ 補助給水失敗 ATWSへ</p>	<p>記載方針の相違 ・泊は女川の実績を 反映して「事故シ ケンスグループ」欄 を追記</p>
<p>過渡事象 原子炉 トリップ 補助給水 事故シーケンス 炉心冷却成功 過渡事象+補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理[#]</p>	<p>過渡事象 原子炉 トリップ 補助給水 事故シーケンス 炉心冷却成功 過渡事象+補助給水失敗 ATWSへ</p>	<p>過渡事象 原子炉 トリップ 補助給水 事故シーケンス 炉心冷却なし 2次冷却系から の餘熱機能喪失 —</p>	
<p>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 遮がし弁/ 安全弁 LOCA RCP シール LOCA 事故シーケンス 炉心冷却成功 原子炉補機冷却機能喪失 +RCPシールLOCA 原子炉補機冷却機能喪失 +加圧器遮がし弁/安全弁LOCA 原子炉補機冷却機能喪失 +補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理[#]</p>	<p>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 遮がし弁/ 安全弁 LOCA RCP シール LOCA 事故シーケンス 炉心冷却なし 炉心冷却成功 RCPシールLOCA 原子炉補機冷却機能喪失 +加圧器遮がし弁/安全弁LOCA 原子炉補機冷却機能喪失 +補助給水失敗 ATWSへ</p>	<p>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 遮がし弁/ 安全弁 LOCA RCP シール LOCA 事故シーケンス 炉心冷却なし 原子炉補機冷却 機能喪失 原子炉補機冷却 機能喪失 原子炉補機冷却 機能喪失 原子炉補機冷却 機能喪失 ATWSへ</p>	
<p>手動停止 補助給水 事故シーケンス 炉心冷却成功 手動停止+補助給水失敗</p>	<p>手動停止 補助給水 事故シーケンス 炉心冷却成功 手動停止+補助給水失敗</p>	<p>手動停止 補助給水 事故シーケンス 炉心冷却なし 2次冷却系から の餘熱機能喪失</p>	
<p>第1.2.1図 PRAにおけるイベントツリー (3/3)</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 (3/3)</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

大飯発電所3／4号炉

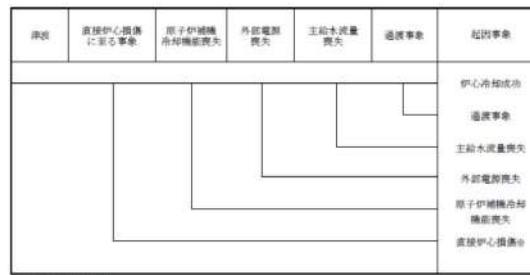


※1 大破断LOCAを上回る規模のLOCA、原子炉格納容器損傷、原子炉建屋損傷、制御棟屋損傷

複数の信号系損傷、1次系流路閉塞による2次系隙熱換能喪失

5.2 焦炭发生器伝熱管破損 (複数本破損)

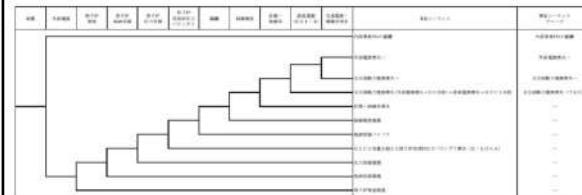
第1.2.2図 地震PRA階層イベントツリー



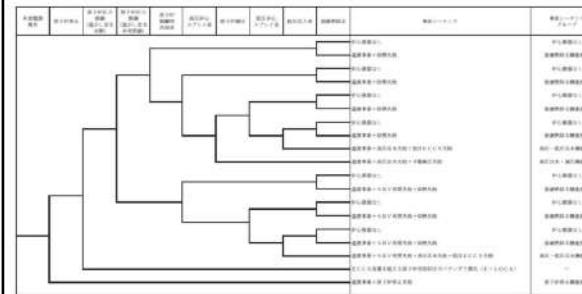
多種の信号系機器

第1.2.3図 津波PRA階層イベントツリー

女川原子力発電所 2号炉



第1.2.2回 地震レベル1 PRA結果イベントフリー



第1.2.1回 地震レベル4・PKAイベントフリー (1/2) (外部電源喪失)

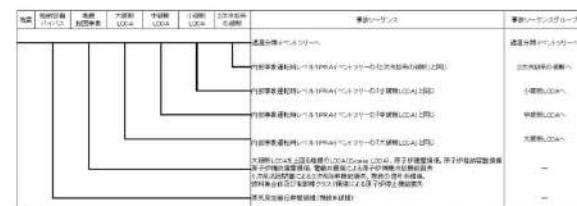


第1.2.3回 地震レベルPR(Aイベントクリー 位/Ⅲ (全交流動力電源喪失)



第七章 中国—中亚五国关系的深化与拓展

泊發電所 3 号炉



第6-2-2図 地震レベル1 PRA 蘭嶼イベントツリー

相違理由
記載方針の相違 ・泊は女川の実績を反映して「事故シケンス」及び「事故シケンスグルーブ」欄を記載

評價方法(二)相達

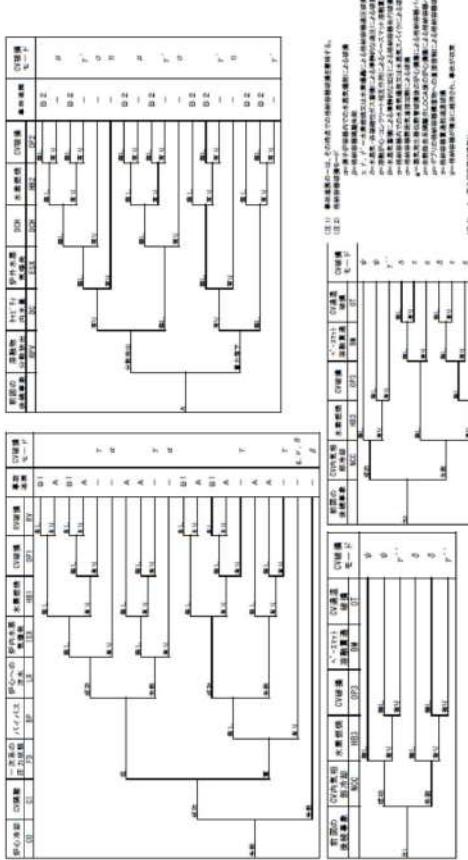
津波	原子炉建屋又は 原子炉建屋隔壁への浸水 (T+16.5m-)	発生する起因事象	事故シーケンス	事故シーケンス グループ
	なし	—	内部事象 PBAの範囲	内部事象 PBAの範囲
	あり	敷地及び建屋内浸水	複数の安全機能喪失	—

第6.2.3図 津波レベル1 PRAイベントツリー

・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は作成せず、建屋への浸水状態を考慮したイベントツリーを作成している（女川と同様）

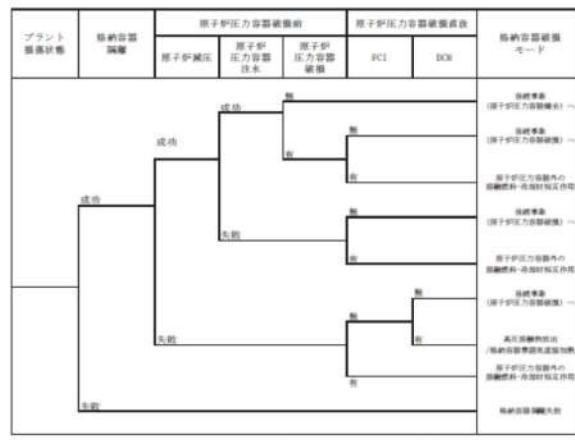
6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

大飯発電所 3／4号炉



第1.2.4図 格納容器イベンツツリー

5図 格納容器イベントツリー (1/2)



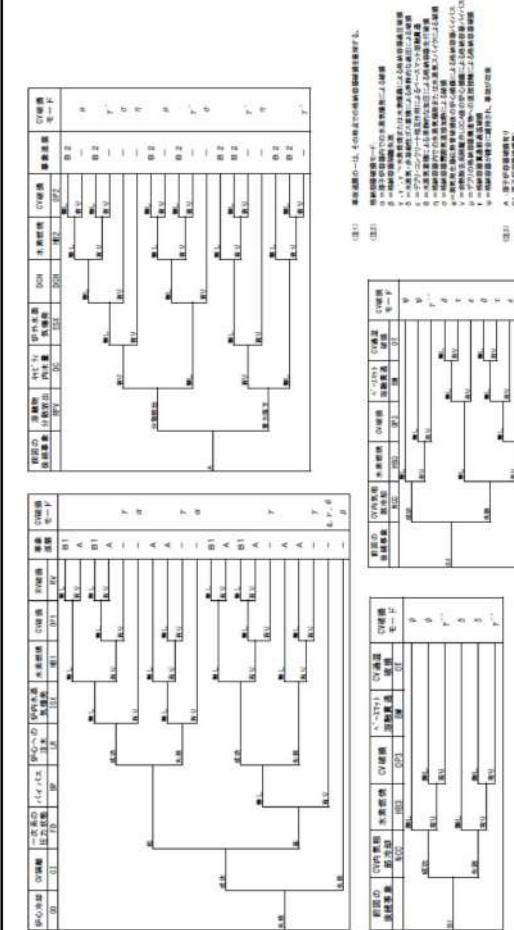
F C I : 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用
D C H : 格納容器券囲気直接加熱

第1,2,5図 格納容器イベントツリー (1/2)



F C 1 : 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

第1.2.5図 格納容器イベントツリー (2/2)



第694回 極妙空器イベントツル

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. 重大事故等への対応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
余熱除去機能喪失 事故シーケンス	余熱除去機能喪失 事故シーケンス	余熱除去機能喪失 事故シーケンス グループ	記載方針の相違
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	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	外部電源喪失 非常用所内交流電源による冷却 事故シーケンス グループ	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
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	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	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	
原子炉捕機冷却機能喪失 事故シーケンス	原子炉捕機冷却機能喪失 事故シーケンス	原子炉捕機冷却機能喪失 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 事故シーケンス	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 事故シーケンス グループ	
水位維持失敗 事故シーケンス	水位維持失敗 事故シーケンス	水位維持失敗 事故シーケンス グループ	
オーバードレン 事故シーケンス	オーバードレン 事故シーケンス	オーバードレン 事故シーケンス グループ	
反応度の誤投入 事故シーケンス	反応度の誤投入 事故シーケンス	反応度の誤投入 事故シーケンス グループ	

第1.2.5図 停止時PRAにおけるイベントツリー

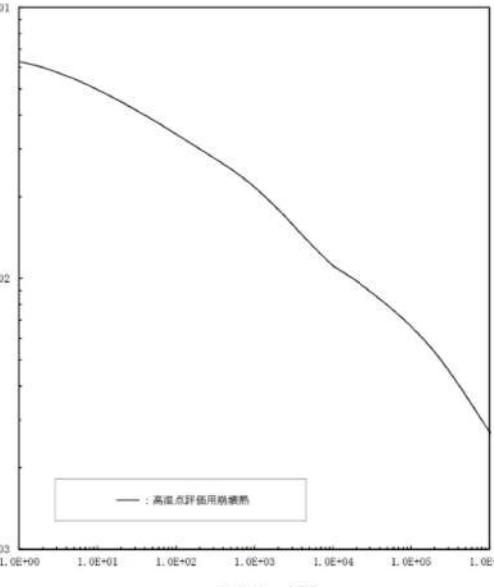
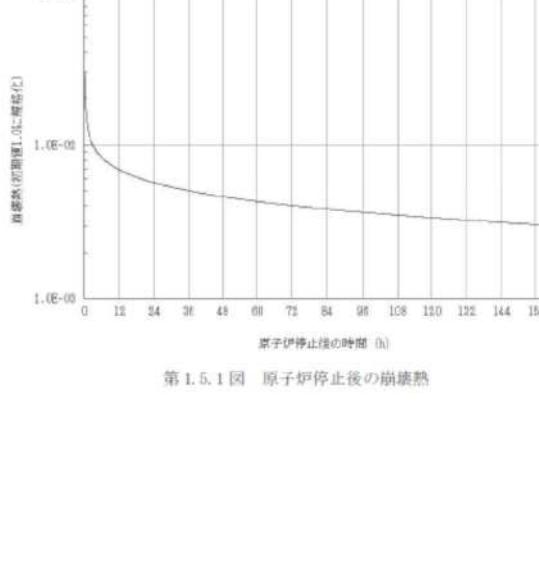
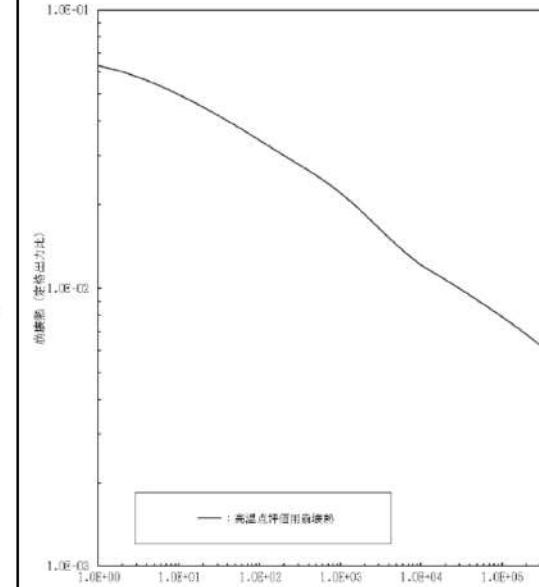
第1.2.6図 内部事象停止時レベル1 PRAイベントツリー

第6.2.5図 内部事象停止時レベル1 PRAイベントツリー

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. 重大事故等への対応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1.5.1図 高温点評価用崩壊熱</p>	 <p>第1.5.1図 原子炉停止後の崩壊熱</p>	 <p>第6.5.1図 高温点評価用崩壊熱</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）

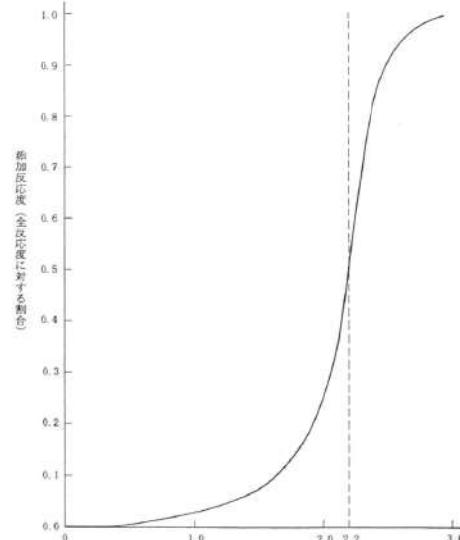
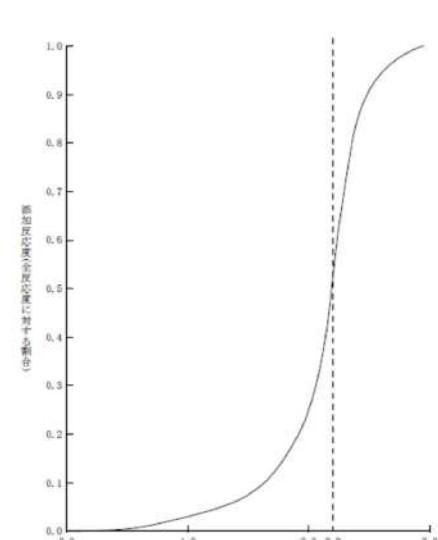
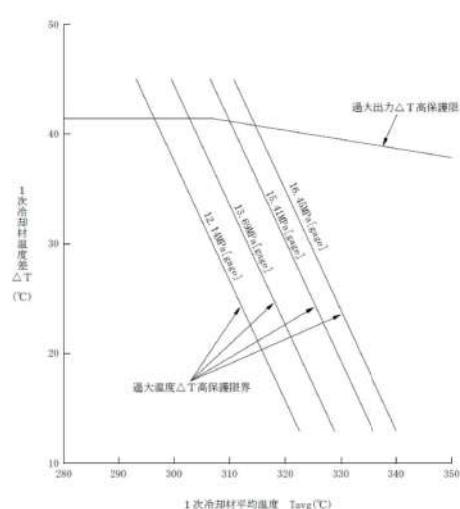
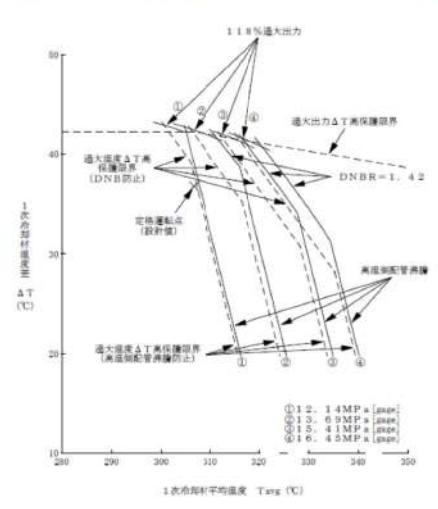
6. 重大事故等への対応に係る措置の有効性評価の基本的考え方

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1.5.2図 炉心平均評価用崩壊熱</p>		<p>第6.5.2図 炉心平均評価用崩壊熱</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. 重大事故等への対応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>	設計の相違

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対応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>添付資料 1.1.1</p> <p>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す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はなく、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>添付資料 6.1.1</p> <p>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> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は個別解析について、高浜は標準値に関して記載

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

6. 重大事故等への対応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>2.1 2次冷却系からの除熱機能喪失</p> <p>(1) 初期条件</p> <table border="1"> <tr> <td>1) 炉心熱出力</td> <td>3.653×1.02MW</td> <td>設計値+定常試験</td> </tr> <tr> <td>2) 1次冷却圧力</td> <td>15.41±0.21MPa[gage]</td> <td>設計値+定常試験</td> </tr> <tr> <td>3) 1次冷却系平均温度</td> <td>30.2±2.2°C</td> <td>設計値+定常試験</td> </tr> <tr> <td>4) 炉心熱残熱</td> <td>AES沸騰度+ORIGIN 2</td> <td>炉心運用時の既知値</td> </tr> <tr> <td>5) 蒸気発生器2次側保有水量</td> <td>48t (1基当たり)</td> <td>運用炉心によって異なる炉心熱 蒸気発生器2次側保有水量より大きく解析結果を 縮小するため、原水温より小さく解析条件とする。 原水温は、高底3、4号機の異種度より大さく解析結果を 縮小するため、原水温を解析条件とする。</td> </tr> </table> <p>(2) 重大事故等後に適用する機器条件</p> <table border="1"> <tr> <td>1) 原子炉トリップ信号 [蒸気発生器水温常時]</td> <td>蒸気発生器水温水位1%</td> <td>設計値(下限値)</td> </tr> <tr> <td>ii) 対応時間 [充てん高圧注入ポンプ]</td> <td>2秒後(制御操作開始)</td> <td>最大値(設計要水位)</td> </tr> <tr> <td>2) 1台</td> <td>設計値</td> <td>最小値(設計値に余裕を考慮した値)</td> </tr> <tr> <td>iii) 保有 [最小注入特性： 0m³/s～約150m³/s、 16.9MPa[gage]～約18.0MPa[gage]]</td> <td>50t (1基当たり)</td> <td>50t (1基当たり)</td> </tr> <tr> <td>3) 加圧器冷却弁 ii) 密封</td> <td>3個</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>iii) 密封</td> <td>950h (1基当たり)</td> <td>設計値</td> </tr> </table> <p>(3) 重大事故等後に適用する機器条件</p> <table border="1"> <tr> <td>1) フィードアンドブリード [高圧注入及び 加圧器逃がし弁開閉]</td> <td>蒸気発生器は水位の%割合の 運転風扇動作余裕の考え方 10分後</td> <td>運転風扇動作余裕の考え方 10分後</td> </tr> </table>	1) 炉心熱出力	3.653×1.02MW	設計値+定常試験	2) 1次冷却圧力	15.41±0.21MPa[gage]	設計値+定常試験	3) 1次冷却系平均温度	30.2±2.2°C	設計値+定常試験	4) 炉心熱残熱	AES沸騰度+ORIGIN 2	炉心運用時の既知値	5) 蒸気発生器2次側保有水量	48t (1基当たり)	運用炉心によって異なる炉心熱 蒸気発生器2次側保有水量より大きく解析結果を 縮小するため、原水温より小さく解析条件とする。 原水温は、高底3、4号機の異種度より大さく解析結果を 縮小するため、原水温を解析条件とする。	1) 原子炉トリップ信号 [蒸気発生器水温常時]	蒸気発生器水温水位1%	設計値(下限値)	ii) 対応時間 [充てん高圧注入ポンプ]	2秒後(制御操作開始)	最大値(設計要水位)	2) 1台	設計値	最小値(設計値に余裕を考慮した値)	iii) 保有 [最小注入特性： 0m ³ /s～約150m ³ /s、 16.9MPa[gage]～約18.0MPa[gage]]	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)	3) 加圧器冷却弁 ii) 密封	3個	設計値	iii) 密封	950h (1基当たり)	設計値	1) フィードアンドブリード [高圧注入及び 加圧器逃がし弁開閉]	蒸気発生器は水位の%割合の 運転風扇動作余裕の考え方 10分後	運転風扇動作余裕の考え方 10分後	<p>泊発電所3号炉</p> <table border="1"> <tr> <td>【参考値】 標準値 (3.1.1-2参照へ.)</td> <td>解析条件の位置付け</td> <td>解析条件の位置付け</td> </tr> <tr> <td>(1) 初期条件</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 炉心熱出力</td> <td>2.652×1.02MW</td> <td>定格運行状態</td> </tr> <tr> <td>2) 1次冷却圧力</td> <td>15.41±0.21 MPa [gage]</td> <td>定格運行状態</td> </tr> <tr> <td>3) 1次冷却系平均温度</td> <td>30.6.6±2.2°C</td> <td>定格運行状態</td> </tr> <tr> <td>4) 炉心熱残熱</td> <td>AES沸騰度+ORIGIN 2</td> <td>炉心運用時の既知値</td> </tr> <tr> <td>5) 蒸気発生器2次側保有水量</td> <td>50t (1基当たり)</td> <td>設計値</td> </tr> </table> <p>(2) 対応時間</p> <table border="1"> <tr> <td>1) 原子炉トリップ信号 [蒸気発生器水位11%]</td> <td>設計値(下限値)</td> <td>蒸気発生器水位11%</td> </tr> <tr> <td>ii) 対応時間 [充てん高圧注入開始]</td> <td>2秒後(設計要水位)</td> <td>2秒後(初期操作下開始)</td> </tr> <tr> <td>2) 1台</td> <td>設計値</td> <td>最小値(設計値に余裕を考慮した値)</td> </tr> <tr> <td>iii) 密封</td> <td>2個</td> <td>設計値</td> </tr> </table> <p>(3) 加圧器逃がし弁</p> <table border="1"> <tr> <td>1) フィードアンドブリード [高圧注入及び加圧器逃がし弁開閉]</td> <td>95t/h(1基当たり)</td> <td>95t/h(1基当たり)</td> </tr> <tr> <td>ii) 密封</td> <td>運転風扇動作余裕の考え方 10分後</td> <td>運転風扇動作余裕の考え方 10分後</td> </tr> </table>	【参考値】 標準値 (3.1.1-2参照へ.)	解析条件の位置付け	解析条件の位置付け	(1) 初期条件			1) 炉心熱出力	2.652×1.02MW	定格運行状態	2) 1次冷却圧力	15.41±0.21 MPa [gage]	定格運行状態	3) 1次冷却系平均温度	30.6.6±2.2°C	定格運行状態	4) 炉心熱残熱	AES沸騰度+ORIGIN 2	炉心運用時の既知値	5) 蒸気発生器2次側保有水量	50t (1基当たり)	設計値	1) 原子炉トリップ信号 [蒸気発生器水位11%]	設計値(下限値)	蒸気発生器水位11%	ii) 対応時間 [充てん高圧注入開始]	2秒後(設計要水位)	2秒後(初期操作下開始)	2) 1台	設計値	最小値(設計値に余裕を考慮した値)	iii) 密封	2個	設計値	1) フィードアンドブリード [高圧注入及び加圧器逃がし弁開閉]	95t/h(1基当たり)	95t/h(1基当たり)	ii) 密封	運転風扇動作余裕の考え方 10分後	運転風扇動作余裕の考え方 10分後	
1) 炉心熱出力	3.653×1.02MW	設計値+定常試験																																																																											
2) 1次冷却圧力	15.41±0.21MPa[gage]	設計値+定常試験																																																																											
3) 1次冷却系平均温度	30.2±2.2°C	設計値+定常試験																																																																											
4) 炉心熱残熱	AES沸騰度+ORIGIN 2	炉心運用時の既知値																																																																											
5) 蒸気発生器2次側保有水量	48t (1基当たり)	運用炉心によって異なる炉心熱 蒸気発生器2次側保有水量より大きく解析結果を 縮小するため、原水温より小さく解析条件とする。 原水温は、高底3、4号機の異種度より大さく解析結果を 縮小するため、原水温を解析条件とする。																																																																											
1) 原子炉トリップ信号 [蒸気発生器水温常時]	蒸気発生器水温水位1%	設計値(下限値)																																																																											
ii) 対応時間 [充てん高圧注入ポンプ]	2秒後(制御操作開始)	最大値(設計要水位)																																																																											
2) 1台	設計値	最小値(設計値に余裕を考慮した値)																																																																											
iii) 保有 [最小注入特性： 0m ³ /s～約150m ³ /s、 16.9MPa[gage]～約18.0MPa[gage]]	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)																																																																											
3) 加圧器冷却弁 ii) 密封	3個	設計値																																																																											
iii) 密封	950h (1基当たり)	設計値																																																																											
1) フィードアンドブリード [高圧注入及び 加圧器逃がし弁開閉]	蒸気発生器は水位の%割合の 運転風扇動作余裕の考え方 10分後	運転風扇動作余裕の考え方 10分後																																																																											
【参考値】 標準値 (3.1.1-2参照へ.)	解析条件の位置付け	解析条件の位置付け																																																																											
(1) 初期条件																																																																													
1) 炉心熱出力	2.652×1.02MW	定格運行状態																																																																											
2) 1次冷却圧力	15.41±0.21 MPa [gage]	定格運行状態																																																																											
3) 1次冷却系平均温度	30.6.6±2.2°C	定格運行状態																																																																											
4) 炉心熱残熱	AES沸騰度+ORIGIN 2	炉心運用時の既知値																																																																											
5) 蒸気発生器2次側保有水量	50t (1基当たり)	設計値																																																																											
1) 原子炉トリップ信号 [蒸気発生器水位11%]	設計値(下限値)	蒸気発生器水位11%																																																																											
ii) 対応時間 [充てん高圧注入開始]	2秒後(設計要水位)	2秒後(初期操作下開始)																																																																											
2) 1台	設計値	最小値(設計値に余裕を考慮した値)																																																																											
iii) 密封	2個	設計値																																																																											
1) フィードアンドブリード [高圧注入及び加圧器逃がし弁開閉]	95t/h(1基当たり)	95t/h(1基当たり)																																																																											
ii) 密封	運転風扇動作余裕の考え方 10分後	運転風扇動作余裕の考え方 10分後																																																																											

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

2.2 全交流動力電源喪失

6. 重大事故等への対応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）

名 称	解析条件	解析条件の位置付け	高底3、4号機 設計値	標準値 (3ループ標準入力) の適用理由	相違理由
(1) 初期条件					
1) 壓心熱出力	2,653×1.02MW	設計値+定常脈差			
2) 1次冷却材圧力	15.41±0.2MPa[green]	設計値+定常脈差			
3) 1次冷却材平均温度	30.3±3.2°C	設計値+定常脈差			
4) 壓心熱端熱	AES-標準運転+ORIGIN-2	標準値 (炉心運用の包絡値)	標準値は、高底3、4号機の最適化により大きく解析結果を踏しくするため、標準運転を解析条件とする。		
5) 烟気発生器2次側保有水量	48t (1基当たり)	標準値	標準値は、高底3、4号機の設計値を解析条件とする。		
6) 厚子炉幹熱管器自由体積	67,400m ³	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)			
(2) 事故条件					
1) RCP シール漏からの漏えい率(初期) (事象発生時からの漏えい率を想定)	約105m ³ /h (480gpm) (1台当たり) ≈1.6cm (約0.6インチ) (1台当たり)	W C A P - 15603における最大定常圧力において約86.8m ³ /h (121gpm) (1台当たり) 相当となる口益量とし1.6cm (約0.6インチ) (1台当たり)	W C A P - 15603における漏えい率の値として設定が健全な場合の漏えい率として設定		
2) 事象発生時に開通する機器条件					
1) 厚子炉トリップ信号	「1次冷却材ポンプ電流超基準」	設計値 (トリップ限界値)			
1) 設定点	65%定格点	設計値 (トリップ限界値)			
ii) 給水開閉	1.2秒後に別系統下開始	最大値 (設計値に余裕を考慮)			
ii) ダーピング動作開始時間	(自動起動)	事象発生60秒後	最大値 (設計値に余裕を考慮)		
ii) 個数	1台	設計値	設計値		
iii) 容量	16.0m 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)			
iv) 蒸圧タンク	5個 (1ループ当たり1個)	設計値			
iv) 容量	定容主蒸気流量の10% (1個当たり)	設計値			
v) 個数	3基 (1ループ当たり1基)	設計値			
3) 重大事故対策に開通する機器条件					
1) 厚子炉トリップ信号	「1次冷却材ポンプ電流超基準」	設計値 (トリップ限界値)			
1) 設定点	65%定格点	設計値 (トリップ限界値)			
ii) 給水開閉	1.2秒後に別系統下開始	最大値 (設計値に余裕を考慮)			
ii) ダーピング動作開始時間	(自動起動)	事象発生60秒後	最大値 (設計値に余裕を考慮)		
ii) 個数	1台	設計値	設計値		
iii) 容量	16.0m 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)			
iv) 蒸圧タンク	5個 (1ループ当たり1個)	設計値			
iv) 容量	定容主蒸気流量の10% (1個当たり)	設計値			
v) 個数	3基 (1ループ当たり1基)	設計値			
(3) 全交流動力電源喪失					
(1) 初期条件					
1) 壓心熱出力	2,652×1.02MW	定格値+定常脈差	2,652×1.02MW		
2) 1次冷却材圧力	15.41±0.2MPa[green]	定格値+定常脈差	15.41±0.2MPa[green]		
3) 1次冷却材平均温度	30.3±3.2°C	定格値+定常脈差	30.3±3.2°C		
4) 中心熱端熱	AESJ-推奨値+0.01DN-2	設計値+適用の包括値	AESJ-推奨値+0.01DN-2		
5) 蒸気発生器2次側貯水槽蓄水量	50t (1基当たり)	設計値	設計値		
6) 厚子炉幹熱管器自由体積	65,300m ³	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	65,400m ³		
(2) 平衡条件					
1) RCP シール漏からの漏えい率(初期) (事象発生時からの漏えい率を想定)	約109m ³ /h (480gpm) (1台当たり) 相当となる約1.6cm (約0.6インチ) (1台当たり)	定格半分力において約1.6cm (約0.6インチ) (1台当たり)相当となる口益量	約1.6cm (約0.6インチ) (1台当たり)相当となる口益量		
2) 定容水開閉	1.8秒後に別系統下開始	最大値 (設計半分力に余裕を考慮した値)	最大値 (設計半分力に余裕を考慮した値)		
3) 給水開始	事象発生の160秒後	最大値 (設計半分力に余裕を考慮した値)	最大値 (設計半分力に余裕を考慮した値)		
4) 蒸圧タンク	(自動起動)	設計値	設計値		
5) 個数	1台	設計値	設計値		
6) 容量	約1.5m ³ /h (1台当たり) 相当となる口益量約0.2cm ³ (約0.06インチ) (1台当たり)	最小値 (設計半分力に余裕を考慮した値)	約1.5m ³ /h (1台当たり) 相当となる口益量約0.2cm ³ (約0.07インチ) (1台当たり)		
(3) 重大事故対策に開通する機器条件					
1) 厚子炉トリップ信号	65%定格点	設計値 (トリップ限界値)	65%定格点		
2) ダーピング動作開始時間	1.8秒後に別系統下開始	最大値 (設計半分力に余裕を考慮した値)	1.2秒後に別系統下開始		
3) 容量	3基 (1ループ当たり1個)	設計値	3基 (1ループ当たり1個)		
4) 蒸圧タンク	(自動起動)	設計値	設計値		
5) 個数	1台	設計値	設計値		
6) 容量	約0.8m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	最小値 (設計半分力に余裕を考慮した値)	約0.8m ³ /h (蒸気発生器3基合計)		
7) 主蒸気漏れがしづか	3.0kg/h	設計値	3.0kg/h		
8) 蒸圧タンク	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)		
9) 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)		
10) 保持圧力	4.04MPa[green]	最低保持圧力	4.04MPa[green]		
11) 保有水量	29,000t (1基当たり)	最小保有水量	29,000t (1基当たり)		
(※1) : SBO+RCP シールル LOCA の条件					
(※2) : SBO+RCP シールル LOCA 無しの条件					

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

6. 重大事故等への対応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																																																																																																																																																																																										
<table border="1"> <tr> <td>名 称</td><td>新</td><td>解析条件</td><td>解析条件の立替わり</td><td>高圧3 電力量 4号機 最大出力</td><td>標準道 (3ルート標準) (3ルート標準入力) の適用理由</td></tr> <tr> <td>I 保有生力</td><td>4.0MWP[page]</td><td>最高保守圧力</td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>III 保有水温</td><td>29.0m³ (1基当たり)</td><td>最低保守水温</td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>5) 保有水温 (1基あたり)</td><td></td><td>最低保有水温</td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>1 注入流量</td><td>30m³/h¹ / ²燃焼しない³</td><td>起動流量</td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>6) 漏れ停止圧力</td><td>0.83MWP[page]⁴</td><td>(RFP封水ライン) 通過がし弁の 焼き止まり圧力</td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>(4) 重大事故等に対応する熱交換器</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>1) 2次系強制冷却開始</td><td>事象発生から30分後</td><td>運転員専機作余裕の考え方</td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>ii 2次系強制冷却開始</td><td>監視出口弁閉止10分後 (60分⁵ / 24時間)⁶)から10分 後</td><td>運転員専機作余裕の考え方</td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>2) 1次冷却材温度の維持</td><td>1次冷却材温度208°C (約 1.7MPa[page]) 到達時 及び 1次冷却材温度170°C (約 0.7MPa[page]) 到達時</td><td>運転員専機作余裕条件</td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>3) 蓄圧タンク</td><td>1次冷却材圧力1.7MPa[page]</td><td>運転員専機作余裕の考え方</td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>4) 機械給水装置の調整</td><td>監視出口弁閉止10分後</td><td>運転員専機作余裕の考え方</td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>5) 低設水槽底水ポンプ</td><td>1次冷却材圧力1.7MPa[page] 到達及び(代替交換装置) (60分時点⁵ / 燃焼しない³) 事象発生の24時間後²</td><td>運転員専機作余裕の考え方</td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>6) 交渉壁確立</td><td>-</td><td>-</td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>(※1) : SBO+RCPシールLOCAの条件 (※2) : SBO+RCPシールLOCA無しの条件</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> </table>	名 称	新	解析条件	解析条件の立替わり	高圧3 電力量 4号機 最大出力	標準道 (3ルート標準) (3ルート標準入力) の適用理由	I 保有生力	4.0MWP[page]	最高保守圧力				III 保有水温	29.0m ³ (1基当たり)	最低保守水温				5) 保有水温 (1基あたり)		最低保有水温				1 注入流量	30m ³ /h ¹ / ² 燃焼しない ³	起動流量				6) 漏れ停止圧力	0.83MWP[page] ⁴	(RFP封水ライン) 通過がし弁の 焼き止まり圧力				(4) 重大事故等に対応する熱交換器						1) 2次系強制冷却開始	事象発生から30分後	運転員専機作余裕の考え方				ii 2次系強制冷却開始	監視出口弁閉止10分後 (60分 ⁵ / 24時間) ⁶)から10分 後	運転員専機作余裕の考え方				2) 1次冷却材温度の維持	1次冷却材温度208°C (約 1.7MPa[page]) 到達時 及び 1次冷却材温度170°C (約 0.7MPa[page]) 到達時	運転員専機作余裕条件				3) 蓄圧タンク	1次冷却材圧力1.7MPa[page]	運転員専機作余裕の考え方				4) 機械給水装置の調整	監視出口弁閉止10分後	運転員専機作余裕の考え方				5) 低設水槽底水ポンプ	1次冷却材圧力1.7MPa[page] 到達及び(代替交換装置) (60分時点 ⁵ / 燃焼しない ³) 事象発生の24時間後 ²	運転員専機作余裕の考え方				6) 交渉壁確立	-	-				(※1) : SBO+RCPシールLOCAの条件 (※2) : SBO+RCPシールLOCA無しの条件						<table border="1"> <tr> <td>名 称</td><td>新</td><td>解析条件</td><td>解析条件の立替わり</td><td>【参考値】標準道 (3ルート標準入力)</td><td>(2 / 2)</td></tr> <tr> <td>5) 代替格納容器スプレーポンプ</td><td></td><td></td><td></td><td>30m³/h¹ / 燃焼しない³</td><td></td></tr> <tr> <td>i 注入流量</td><td>30m³/h¹ / ²燃焼しない³</td><td>設計圧力</td><td>燃焼しない³</td><td>考慮 (j2c) ⁴ / 0.83MPa[page]⁵</td><td></td></tr> <tr> <td>ii 燃焼停止圧力</td><td>0.83MPa[page]⁶</td><td>燃焼停止圧力</td><td>燃焼停止圧力</td><td>0.83MPa[page]⁶</td><td></td></tr> <tr> <td>(4) 重大事故等に対する操作条件</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>1) 自然気泡式</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>i 2次系強制冷却開始</td><td>事象発生から30分後</td><td>運転員専機作余裕の考え方</td><td>事象発生から30分後</td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>ii 2次系強制冷却開始</td><td>監視ドック出口弁閉止10分後</td><td>運転員専機作余裕の考え方</td><td>監視ドック出口弁閉止10分後</td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>2) 1次冷却材温度の維持</td><td>1次冷却材温度208°C (約 1.7MPa[page]) 到達 時及び 1次冷却材温度170°C (約 0.7MPa[page]) 到達 時</td><td>運転員専機作余裕条件</td><td>1次冷却材温度208°C (約 1.7MPa[page]) 到達時 及び 1次冷却材温度170°C (約 0.7MPa[page]) 到達時</td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>3) 蓄圧タンク</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>i 出口弁閉止</td><td>1次冷却材圧力1.7MPa[page] 到達及び代替交流 電源確立 (60分⁵ / 24時間)⁶ から10分後</td><td>運転員専機作余裕の考え方</td><td>1次冷却材圧力1.7MPa[page] 到達及び代替交流 電源確立 (60分⁵ / 24時間)⁶ から10分後</td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>4) 機械給水装置の調整</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>5) 代替格納容器スプレーポンプ</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>i 起動</td><td>1次冷却材圧力0.7MPa[page] 到達及び代替交流 電源確立 (60分⁵ / 燃焼しない³)⁶</td><td>運転員専機作余裕の考え方</td><td>1次冷却材圧力0.7MPa[page] 到達及び代替交流 電源確立 (60分⁵ / 燃焼しない³)⁶</td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>6) 交済壁確立</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>(※1) : SBO+RCPシールLOCAの条件 (※2) : SBO+RCPシールLOCA無しの条件</td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td></tr> </table>	名 称	新	解析条件	解析条件の立替わり	【参考値】標準道 (3ルート標準入力)	(2 / 2)	5) 代替格納容器スプレーポンプ				30m ³ /h ¹ / 燃焼しない ³		i 注入流量	30m ³ /h ¹ / ² 燃焼しない ³	設計圧力	燃焼しない ³	考慮 (j2c) ⁴ / 0.83MPa[page] ⁵		ii 燃焼停止圧力	0.83MPa[page] ⁶	燃焼停止圧力	燃焼停止圧力	0.83MPa[page] ⁶		(4) 重大事故等に対する操作条件						1) 自然気泡式						i 2次系強制冷却開始	事象発生から30分後	運転員専機作余裕の考え方	事象発生から30分後			ii 2次系強制冷却開始	監視ドック出口弁閉止10分後	運転員専機作余裕の考え方	監視ドック出口弁閉止10分後			2) 1次冷却材温度の維持	1次冷却材温度208°C (約 1.7MPa[page]) 到達 時及び 1次冷却材温度170°C (約 0.7MPa[page]) 到達 時	運転員専機作余裕条件	1次冷却材温度208°C (約 1.7MPa[page]) 到達時 及び 1次冷却材温度170°C (約 0.7MPa[page]) 到達時			3) 蓄圧タンク						i 出口弁閉止	1次冷却材圧力1.7MPa[page] 到達及び代替交流 電源確立 (60分 ⁵ / 24時間) ⁶ から10分後	運転員専機作余裕の考え方	1次冷却材圧力1.7MPa[page] 到達及び代替交流 電源確立 (60分 ⁵ / 24時間) ⁶ から10分後			4) 機械給水装置の調整						5) 代替格納容器スプレーポンプ						i 起動	1次冷却材圧力0.7MPa[page] 到達及び代替交流 電源確立 (60分 ⁵ / 燃焼しない ³) ⁶	運転員専機作余裕の考え方	1次冷却材圧力0.7MPa[page] 到達及び代替交流 電源確立 (60分 ⁵ / 燃焼しない ³) ⁶			6) 交済壁確立						(※1) : SBO+RCPシールLOCAの条件 (※2) : SBO+RCPシールLOCA無しの条件						
名 称	新	解析条件	解析条件の立替わり	高圧3 電力量 4号機 最大出力	標準道 (3ルート標準) (3ルート標準入力) の適用理由																																																																																																																																																																																							
I 保有生力	4.0MWP[page]	最高保守圧力																																																																																																																																																																																										
III 保有水温	29.0m ³ (1基当たり)	最低保守水温																																																																																																																																																																																										
5) 保有水温 (1基あたり)		最低保有水温																																																																																																																																																																																										
1 注入流量	30m ³ /h ¹ / ² 燃焼しない ³	起動流量																																																																																																																																																																																										
6) 漏れ停止圧力	0.83MWP[page] ⁴	(RFP封水ライン) 通過がし弁の 焼き止まり圧力																																																																																																																																																																																										
(4) 重大事故等に対応する熱交換器																																																																																																																																																																																												
1) 2次系強制冷却開始	事象発生から30分後	運転員専機作余裕の考え方																																																																																																																																																																																										
ii 2次系強制冷却開始	監視出口弁閉止10分後 (60分 ⁵ / 24時間) ⁶)から10分 後	運転員専機作余裕の考え方																																																																																																																																																																																										
2) 1次冷却材温度の維持	1次冷却材温度208°C (約 1.7MPa[page]) 到達時 及び 1次冷却材温度170°C (約 0.7MPa[page]) 到達時	運転員専機作余裕条件																																																																																																																																																																																										
3) 蓄圧タンク	1次冷却材圧力1.7MPa[page]	運転員専機作余裕の考え方																																																																																																																																																																																										
4) 機械給水装置の調整	監視出口弁閉止10分後	運転員専機作余裕の考え方																																																																																																																																																																																										
5) 低設水槽底水ポンプ	1次冷却材圧力1.7MPa[page] 到達及び(代替交換装置) (60分時点 ⁵ / 燃焼しない ³) 事象発生の24時間後 ²	運転員専機作余裕の考え方																																																																																																																																																																																										
6) 交渉壁確立	-	-																																																																																																																																																																																										
(※1) : SBO+RCPシールLOCAの条件 (※2) : SBO+RCPシールLOCA無しの条件																																																																																																																																																																																												
名 称	新	解析条件	解析条件の立替わり	【参考値】標準道 (3ルート標準入力)	(2 / 2)																																																																																																																																																																																							
5) 代替格納容器スプレーポンプ				30m ³ /h ¹ / 燃焼しない ³																																																																																																																																																																																								
i 注入流量	30m ³ /h ¹ / ² 燃焼しない ³	設計圧力	燃焼しない ³	考慮 (j2c) ⁴ / 0.83MPa[page] ⁵																																																																																																																																																																																								
ii 燃焼停止圧力	0.83MPa[page] ⁶	燃焼停止圧力	燃焼停止圧力	0.83MPa[page] ⁶																																																																																																																																																																																								
(4) 重大事故等に対する操作条件																																																																																																																																																																																												
1) 自然気泡式																																																																																																																																																																																												
i 2次系強制冷却開始	事象発生から30分後	運転員専機作余裕の考え方	事象発生から30分後																																																																																																																																																																																									
ii 2次系強制冷却開始	監視ドック出口弁閉止10分後	運転員専機作余裕の考え方	監視ドック出口弁閉止10分後																																																																																																																																																																																									
2) 1次冷却材温度の維持	1次冷却材温度208°C (約 1.7MPa[page]) 到達 時及び 1次冷却材温度170°C (約 0.7MPa[page]) 到達 時	運転員専機作余裕条件	1次冷却材温度208°C (約 1.7MPa[page]) 到達時 及び 1次冷却材温度170°C (約 0.7MPa[page]) 到達時																																																																																																																																																																																									
3) 蓄圧タンク																																																																																																																																																																																												
i 出口弁閉止	1次冷却材圧力1.7MPa[page] 到達及び代替交流 電源確立 (60分 ⁵ / 24時間) ⁶ から10分後	運転員専機作余裕の考え方	1次冷却材圧力1.7MPa[page] 到達及び代替交流 電源確立 (60分 ⁵ / 24時間) ⁶ から10分後																																																																																																																																																																																									
4) 機械給水装置の調整																																																																																																																																																																																												
5) 代替格納容器スプレーポンプ																																																																																																																																																																																												
i 起動	1次冷却材圧力0.7MPa[page] 到達及び代替交流 電源確立 (60分 ⁵ / 燃焼しない ³) ⁶	運転員専機作余裕の考え方	1次冷却材圧力0.7MPa[page] 到達及び代替交流 電源確立 (60分 ⁵ / 燃焼しない ³) ⁶																																																																																																																																																																																									
6) 交済壁確立																																																																																																																																																																																												
(※1) : SBO+RCPシールLOCAの条件 (※2) : SBO+RCPシールLOCA無しの条件																																																																																																																																																																																												

2.4 格納容器除熱機能喪失

6. 重大事故等への対応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)

名 称	解析条件	解析条件の位置付け	荷重値 ³ (最大値)	荷重値 ³ (最大値)
(1) 初期条件				
1) 炉心熱出力	2,652×1.02MW	設計値+定常販送量		
2) 1次冷却材圧力	15.41±0.21MPa[gage]	設計値+定常販送量		
3) 1次冷却材平均温度	302.3±2.2°C	設計値+定常販送量		
4) 炉心冷却熱	AESI推奨値+ORIGEN-2 標準値 (炉心冷却の包絡値)	標準値 (炉心冷却の包絡値)	標準値 (炉心冷却の包絡値)により大きく解説結果を示す。標準値 (炉心冷却の包絡値)により小さく解説結果を示す。	
5) 蒸気発生器2次側保水重量	48 t (1基当たり)	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 (設計値に余裕を考慮した値)		
(2) 重大事故等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」	12.7MPa[gage]	設計値 (トリップ限界値)	
i) 故定点	2.0秒	最大値 (設計要求数)		
ii) 応答時間				
2) 非常用炉心冷却装置動作	信号、「原子炉圧力異常」	11.36MPa[gage]	設計値 (作動限界値)	
i) 路定点	(秒)	最小値		
ii) 応答時間				
3) 先代炉高圧注入ポンプ	2台	設計値		
i) 台数				
ii) 容量	最大注入特性 (高圧注入特性: 0m ³ /h ~約730m ³ /h、 0MPa[gage] ~約 19.4MPa[gage])	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)		
4) 余熱除去ポンプ	2台	設計値		
i) 台数				
ii) 容量	最大注入特性 (低圧注入特性: 0m ³ /h ~約20m ³ /h、 0MPa[gage] ~約 1.2MPa[gage])	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)		
5) 極動給水ポンプ	非常用炉心冷却装置 (作動限界値) 到達までの60秒 (自動起動)	最大値 (設計要求数)		
i) 給水開始				
ii) 応答時間				
6) 原子炉格納容器爆破自由体積	65,200m ³	標準値+タービン動力台	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	設計条件	設計条件 (3ループ標準入力)	
2) 1次冷却材圧力	15.41±0.21MPa[gage]	定格値+定常販送量	2,652×1.02MW	
3) 1次冷却材平均温度	306.6±2.2°C	定格値+定常販送量	15.41±0.21MPa[gage]	
4) 炉心冷却熱	AESI推奨値+0.01GEN-2 標準値 (1基当たり)	炉心冷却の包絡量 設計値	302.3±2.2°C AESI推奨値+0.01GEN-2 1st (1基当たり)	
5) 蒸気発生器2次側保水重量	50 t (1基当たり)	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	67,400m ³	
6) 原子炉格納容器爆破自由体積				
7) 重大事故等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」	12.73 MPa[gage]	設計値 (トリップ限界値)	
i) 故定点	2.0秒	最大値 (設計要求数)	12.73 MPa[gage]	
2) 非常用炉心冷却装置動作	「原子炉圧力異常」	0秒	0秒	
3) 高圧注入ポンプ	0秒	最小値	11.36 MPa[gage]	
i) 台数	2台	設計値		
ii) 容量	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])	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)		
4) 余熱除去ポンプ	0秒	再循環時に低圧注入系の喪失を仮定	0 MPa[gage] ~約1.3 MPa[gage]	
i) 台数	2台	設計値		
ii) 容量	最大注入特性 (高圧注入特性: 0m ³ /h ~約1,820m ³ /h、 0 MPa[gage] ~約1.3 MPa[gage])	最大値 (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1,820m ³ /h、 0 MPa[gage] ~約1.3 MPa[gage])	
5) 極動給水ポンプ	非常用炉心冷却装置動作限界到達までの60秒 (自動起動)	最大値 (設計要求数)	非常用炉心冷却装置動作限界到達までの60秒 (自動起動)	
i) 給水開始				
ii) 応答時間				
iii) 容量	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	
	150m 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)	280m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	
泊発電所3号炉				
相違理由				

泊発電所 3 号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対応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）

6. 重大事故等への対応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）

名 称	解析条件	解析条件の位置付け	高炉3、4号機 設計値 (3ループ標準入力)	標準値 (3ループ標準入力) の適用理由	相違理由
(1) 設備条件	2,052MW 設計値	設計条件	設計値	適用理由	
2) 反応熱出力	15,413Mcal/degJ 設計値	設計条件	設計値	適用理由	
3) 1次冷却却材圧力	302.3C AESJ推奨値 (ORIGEN 2)	標準値 (9号機運用の溶解炉)	溶解炉運行中にあって決まるが冷却材熱	標準値は、高炉3、4号機の最高よりも「冷却材熱」が最も高く、前述熱が1次冷却却材圧力一半に与える影響は小さいため、標準値を解析条件とする。	
4) 煙道炉熱	AESJ推奨値	標準値 (9号機運用の溶解炉)	溶解炉運行中にあって決まるが冷却材熱	標準値は、高炉3、4号機の最高よりも「冷却材熱」が最も高く、前述熱が1次冷却却材圧力一半に与える影響は小さいため、標準値を解析条件とする。	
5) 滅燃材活性係数	初期 : -13pm/m°C 最終 : 50t (設計値に余裕を考慮した値)	標準値 (設計値に余裕を考慮した値)	標準値 (486kWd/t・蒸発炉)	ドップラ特性は、「操作部で水の量を減らした場合においても、入水をやめられないため、操作部に水を供給する能力については、底度解析による面認している。」	
6) ドップラ特性	ワラン燃料平衡炉心及び IAMOX燃料平衡炉心をそれぞれ するドップラ特性	標準値	ワラン燃料 (486kWd/t・蒸発炉) を代表するドップラ特性	ドップラ特性は、「操作部で水の量を減らした場合においても、入水をやめられないため、操作部に水を供給する能力については、底度解析による面認している。」	
7) 対象炉心	ワラン燃料平衡炉心に対し て、設定した減速率を考慮した 後、ドップラ特性を考慮した 炉心	標準値	ワラン燃料 (486kWd/t・蒸発炉) に依存して、設定した減速率を考 慮した炉心	標準値は、高炉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。	
8) 蒸気発生器水側保有水量	48t (1基当たり) 標準値	標準値	50t (1基当たり)	標準値は、高炉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) 並入炉が対象に開通する地図条件					
i) ATWS起動条件 (主燃焼炉とノン燃焼炉) i-1) 故定点	蒸気発生器水位異常低 水位(7%) 標準値	標準値	標準値	標準値	
ii) 並入条件	2.0t/h 標準値	成大値 (設計要求値)	標準値	標準値	
i-1) 主燃焼炉ノン燃焼 i-2) 副燃焼炉ノン燃焼 (起動延滞時間)	ATWS起動装置動作判定点判 別の1TB後(0-1秒延滞)	成大値 (設計要求値)	標準値	標準値	
ii) 領域	1枚 (1ループ当たり) 標準値	成大値 (設計要求値)	標準値	標準値	
i-1) 次冷却塔水ボンブ (起動延滞時間)	ATWS起動装置動作判定点判 別の160秒後(0-1秒延滞)	成大値 (設計要求値)	標準値	標準値	
ii) 領域	並列2台 (1タービン動力) 約280 m³/h (燃氣発生器3基 合計)	成大値 (設計値に余裕を考慮 した値)	標準値	標準値	
2) HED起動遮蔽条件					
名 称	解析条件	解析条件の位置付け	高炉3、4号機 設計値 (3ループ標準入力)	標準値 (3ループ標準入力) の適用理由	
1) 個数	2個 標準値	標準値	3個 標準値	標準値は、高炉3、4号機の設計値より少なく解析結果を 厳しくするため、標準値を解析条件とする。	
ii) 容積	約950t (1個当たり) 標準値	標準値	標準値	標準値	
泊発電所 3号炉					
(1) 初期条件		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) 初期炉心	2,952 MW 15.44 Mpa/degJ	定格値	定格値	2,652 MW	
2) 1次冷却却材平均温度	395.6°C AESJ推奨値 (486kW/t)	定格値	定格値	395.4°C AESJ推奨値 (486kW/t)	
3) 1次冷却却材熱	1,050.6°C AESJ推奨値 (486kW/t)	最大運行許容値	最大運行許容値	395.3°C AESJ推奨値 (486kW/t)	
4) 滅燃材活性係数	初期 : -18pm/m°C 標準値	最大値 (前3.5分の炉心設計計算に基づく保守的な値)	最大値 (前3.5分の炉心設計計算に基づく保守的な値)	最大値 炉心運行許容値	
5) ドップラ特性	ワラン燃料平衡炉心とMOX燃料平衡炉心を代表するドップラ特性	標準値	標準値	ワラン燃料平衡炉心に対して、設定した滅燃材活性係数、ドップラ特性を考慮したがゆ き	
6) 対象炉心	ワラン燃料平衡炉心に対して、設定した滅燃材活性係数、ドップラ特性を考慮したがゆ き	標準値	標準値	標準値	
7) 蒸気発生器水側保有水量	50t (1基当たり)	標準値	標準値	50t (1基当たり)	
8) 並入炉が対象に開通する機能条件					
i) 共通要因故障対策 (自動制御 (主燃焼炉ノン燃焼))					
ii) 設定点	蒸気発生器水位低 水位(7%) 2.0t/h	設計値	設計値	蒸気発生器水位低 水位(7%) 2.0t/h	
i-1) 主燃焼炉ノン燃焼	ATWS起動装置動作判定点 別の160秒後(0-1秒延滞)	成大値 (設計要求値)	成大値 (設計要求値)	ATWS起動装置動作判定点 別の160秒後(0-1秒延滞)	
ii) 領域	1箇所 (1ループ当たり) 標準値	設計値	設計値	1箇所 (1ループ当たり)	
i-2) 副燃焼炉ノン燃焼	ATWS起動装置動作判定点 別の160秒後(0-1秒延滞)	成大値 (設計要求値)	成大値 (設計要求値)	ATWS起動装置動作判定点 別の160秒後(0-1秒延滞)	
ii) 容積	電動2台 + タービン動1台 150m³/h (燃氣発生器3基合計)	設計値	設計値	電動2台 + タービン動1台 280m³/h (燃氣発生器3基合計)	
2) 加圧給水ポンプ	1箇所 標準値	設計値	設計値	2箇所 95t/h (1個当たり)	
ii) 容積	標準値	設計値	設計値	95t/h (1個当たり)	

2.5 原子炉停止機能要素

2.6 ECCS注水機能喪失

6. 重大事故等への対応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）

名 称	解析条件	解析条件の位置付け	高圧3,4号機 設計値	標準値(3ループ導入炉) の適用理由	
(1) 初期条件					
1) 原心駆出力	2,652×1.02MW	設計値+常温給水			
2) 1次冷却炉圧力	15.41±0.21MPa[gage]	設計値+定常給水			
3) 1次冷却炉平均温度	302.3±2°C	設計値+定常給水			
4) 炉心過熱率	ADS推奨値+ORIGIN-2	炉心過熱率(炉心過熱の包絡値)		過熱率が心によって決まる原心駆出するため、標準値を解析条件とする。	
5) 蒸気発生器2次側保有水量	48 t (1基当たり)	標準値		標準値は、高圧3,4号機の最高値よりも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。	
(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」	12.73MPa[gage]	設計値(トリップ限界)		
i 駐定点		2.0秒後に制御錠下開始	最大値(設計要求値)		
ii 応答時間					
2-1)非常用炉心冷却装置動作信号「原子炉圧力低と加压器水位低の一基」	12.04MPa[gage]	設計値(作動限界)			
i 駐定点		2.0秒	最大値(設計要求値)		
2-2)非常用炉心冷却装置動作信号「原子炉圧力異常低」	11.36MPa[gage]	設計値(作動限界)			
i 駐定点		2.0秒	最大値(設計要求値)		
ii 応答時間					
3) 余剰除去ポンプ	1 台数	設計値(高压注入泵は機能要 求を既定)	最小注入特性 (低圧注入特性: 0m ³ /h～約330m ³ /h、 0MPa[gage]～約 0.7MPa[gage])	高圧3,4号機の最高値(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 点で既に原心は再起水している。また、低圧注入開始後は 蒸気量(最大約380m ³ /h)に対し、高压注入終了後の1次冷却 材圧力(0.6MPa[gage]以下)での余剰除去ポンプ最小 注入特性として、標準値又は高圧3,4号機の最高値の いずれを用いた場合においても、200m ³ /h以上の底圧水が 可能であり、蒸気量に対する十分な注水流量を確保できるこ とから、伊丹が再起水することはない、したがって、評 価項目となるバランスータに与える影響は小さいことから、 標準値を適用する。	
ii 容量	2台				
4) 極助治水ポンプ	1 極水開始 (起動遅れ時間)	非常用炉心冷却設備 作動限界 (極到達60秒後(自動起動))	最大値(設計要求値)		

高浜発電所3／4号炉					
(1) 初期条件	解析条件	解析条件の位置付け	高圧3,4号機 設計値	標準値(3ループ導入炉) の適用理由	

泊発電所3号炉					
(1) 初期条件	解析条件	解析条件の位置付け	高圧3,4号機 設計値	標準値(3ループ導入炉) の適用理由	

名 称	解析条件	解析条件の位置付け	高圧3,4号機 設計値	標準値(3ループ導入炉) の適用理由	相違理由
(1) 初期条件					
1) 原心駆出力	2,652×1.02 MW	定格値+定常過差	2,652×1.02 MW		
2) 1次冷却炉圧力	15.41±0.21 MPa[gage]	定格値+定常過差	15.41±0.21 MPa[gage]		
3) 1次冷却炉平均温度	306.6±2°C	定格値+定常過差	302.3±2°C		
4) 炉心過熱率	ADS推奨値+ORIGIN-2	炉心過熱率(設計要求値)	ANSI推奨値+ORIGIN-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) 重大事故等対策に関連する機器条件					
1) 原子炉トリップ信号					
i 設定値	12.73 MPa[gage]	設計値(トリップ限界)	12.73 MPa[gage]		
ii 具密錠開閉	2.0秒後に制御錠下開始	最大値(設計要水位)	2.0秒後に制御錠下開始		
2-1)非常用炉心冷却設備動作信号「原子炉圧力低と加压器水位低の2段」	12.04 MPa[gage]	設計値(作動限界)	12.04 MPa[gage]		
i 駐定点		水位検知器下端	水位検知器下端		
ii 具密錠開閉	2.0秒		2.0秒		
2-2)非常用炉心冷却設備動作信号「原子炉圧力異常低」	11.36 MPa[gage]	設計値(作動限界)	11.36 MPa[gage]		
i 設定値		最大値(設計要水位)	最大値(設計要水位)		
ii 具密錠開閉	2.0秒		2.0秒		
3) 余剰除去ポンプ					
i 容量	2台	最大注入特性 (低圧注入: 0m ³ /h～約770m ³ /h、 0 MPa[gage]～約0.8 MPa[gage])	最大注入特性 (低圧注入: 0m ³ /h～約830m ³ /h、 0 MPa[gage]～約0.7 MPa[gage])	非常用炉心冷却設備動作到達の60秒後 (自動起動)	
ii 余剰除去ポンプ (起動遅れ時間)					
iii 駐定点		電動2台+ターピン動1台	電動2台+ターピン動1台	非常用炉心冷却設備動作到達の60秒後 (自動起動)	
iv 容量	150m ³ /h	最小容量(蒸気発生器3基合計)	280m ³ /h(蒸気発生器3基合計)		

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

6. 重大事故等への対応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	高圧 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	
ii) 容量	運転台 + タービン動力台 約 380 m ³ /h (蒸気新生器) 総合計	設計値 最小値 (設計値に余裕を考慮した値)			
5) 主蒸気漏がし弁	3 個 (1 ループ当たり 1 個) 容栓主蒸気流量の約 10% (1 個当たり)	設計値 破断ループに接続する基準は 有效地に作動しないものとする 最低保持圧力			
i) 蓄圧タンク	2 基 (健全ループに各 1 基) 4.04 MPa [gas side] 29.0m ³ (1 基当たり)	設計値 破断ループに接続する基準は 有效地に作動しないものとする 最低保持圧力			
ii) 保持圧力					
iii) 保有水量					
(3) 重大事故等対策に関する解析条件					
1) 2 次系強制冷却開始時 (主蒸気漏がし弁開)	非常用回心冷却装置動作条件 起動 10 分後に開始し 1 分で完了	運転員等操作余裕時間の考え方			
2) 機動給水流量の調整	蒸気新生器供給水位内 1 次冷却材圧力 0.7 MPa [gas side] 到達時	運転員等操作条件 設計値			
3) 低減や停止注入ポンプ 起動					
(2) 重大事故等対策に関する解析条件					
5) 主蒸気漏がし弁	3 個 (1 ループ当たり 1 個) 定格主蒸気流量の約 10% (1 個当たり)	設計値 設計値 破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 最低保持圧力	3 個 (1 ループ当たり 1 個) 定格主蒸気流量の約 10% (1 個当たり)		
ii) 蓄圧タンク	2 基 (健全ループに各 1 基)		2 基 (健全ループに各 1 基)		
iii) 保持圧力	4.04 MPa [gas side]	最低保持圧力	4.01 MPa [gas side]		
iv) 保有水量	29.0m ³ (1 基当たり)	最少保有水量	29.0m ³ (1 基当たり)		
(3) 重大事故等対策に関する解析条件					
1) 2 次系強制冷却開始時 (主蒸気漏がし弁開)	非常用回心冷却装置動作条件 開始 1 分で完了	運転員等操作余裕時間の考え方	非常用回心冷却装置動作条件 開始 1 分で完了		
2) 機動給水流量の調整	蒸気新生器供給水位内	運転員等操作条件	蒸気新生器供給水位内		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表 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）

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)

2.7 ECCS再循環機能喪失

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号炉 設計値)
(1) 初期条件				
1) 炉心熱出力	2,662×1.02MW	設計値+定常熱差		
2) 1次冷却材圧力	15.41±0.2 MPa [gage]	設計値+定常熱差		
3) 1次冷却材平均温度	302.3±2°C	設計値+定常熱差		
4) 炉心熱源熱	AESJ推奨値+ORIGIN-2	標準値(炉心の包絡値)	運用炉心によって異なる炉心熱 源熱値は、高浜3・4号機の最適値より大きく解説結果を厳 しくするため、標準値を解説条件とする。	
5) 蒸気発生器の水側保有水量	48 t (1基当たり)	標準値	高浜3・4号機の設計値より小さいが、大過熱し OCAを想定してより2次冷却材熱交換器がわざわざあ ることから、標準値を解説条件とする。	
6) 原子炉格納容器自由体積	67,407 m ³	最小値(設計値に余裕を考慮 した値)		
(2) 事故条件				
1) 再循環ポンプ切替	燃料消費用ホースランク 再循環切替水位	設計値 (1.6% 制限時+CCS 年齢 [0.15%])		
(注水量)	[■]	[■]		
(3) 重大事故対策に觸発する機関条件				
1) 「原子炉トリップ信号」	「原子炉圧力低」	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)	
2) 非常用炉心冷却装置動作 信号「原子炉圧力異常低」	「原子炉圧力異常低」	11.36 MPa [gage] [0秒]	設計値(作動限界値) 最小値	
3) 「原子炉格納容器スプレイ 動作信号」	「原子炉格納容器圧力異常 高」	0.136 MPa [gage]	設計値(作動限界値) 最小値	
4) 光センサー・高圧注入ポンプ 1 台数	光センサー・高圧注入ポンプ 1 台数	注入時：2台 再循環時：0台	再循環時に高圧注入泵の喪失 を仮定	

7.1.1 ECCS再循環機能喪失

(1 / 2)			
初期条件	条件	解説条件の位置付け	【参考値】標準値 (3号炉の標準値)
1) 有効熱出力	2,652×1.02MW 15.41±0.2 MPa [gage]	定格値+定常熱差	2,652×1.02MW 15.41±0.2 MPa [gage]
2) 1次冷却材圧力	306.6±2°C	定格値+定常熱差	302.4±2°C
3) 1次冷却材平均温度	AESJ推奨値+0% [RN-2]	炉心運転用熱交換器 設計値	AESJ推奨値+0% [RN-2] ASJ (1度当たり) 67,400m ³
5) 原子炉格納容器自由体積	50 t (1基当たり)	最小値(設計値と余裕を考慮した値)	
6) 原子炉格納容器自由体積	65,300m ³		
(2) 事故条件			
1) 再循環ポンプ切替	燃料取替用ホース水位 再循環切替水位	設計値 [■] [■] [m ³]	燃料取替用ホースタンク水位[底 部]にE.C.C.S再循環ポンプ [■] [m ³]
(注水量)			
(3) 重大事故対策等実験による機器条件			
1) 「原子炉トリップ信号」	12.73 MPa [gage]	設計値トリップ限界値	12.73 MPa [gage]
i) 没定点	0 秒	最大値(設計要求値)	2.0 秒
ii) 忠告時間	2.0 秒		
2) 非常用炉心冷却装置動作信号 「原子炉格納容器圧力異常低」			
i) 没定点	0.136 MPa [gage]	設計値(作動限界値)	0.136 MPa [gage]
ii) 忠告時間	0 秒	最小値	0 秒
3) 原子炉格納容器スプレイ動作信号 「原子炉圧力異常低」			
i) 没定点	11.36 MPa [gage]	設計値トリップ限界値	11.36 MPa [gage]
ii) 忠告時間	0 秒	最小値	0 秒
4) 高圧注入ポンプ			
i) 台数	2 台	再循環用高圧注入泵の喪失を仮定	注入時：1 台 再循環時：0 台
ii) 容量	最大注入特性：0 m 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) (高圧注入特性：0 m ³ /h～約350m ³ /h、 0 MPa [gage]～約15.7 MPa [gage])	最大注入特性 (高圧注入特性：0 m ³ /h～約350m ³ /h、 0 MPa [gage]～約15.7 MPa [gage])

□ 條目△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）

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

6. 重大事故等への対応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)

名 称	解析条件	解析条件の位置付け	最大流3、4号機 設計値(最適)	標準値(3ループ標準入力)の適用理由	相違理由
(1) 初期条件					
1) 火発熱出力	$2,652 \times 1.02 \text{MW}$	設計値+定常貯水			
2) 1 次冷却却材圧力	$15,4140.21 \text{MPa[gage]}$	設計値+定常貯水			
3) 1 次冷却却材平均温度	$302.3 \pm 2.2^\circ\text{C}$	設計値+定常貯水			
4) 煙心燃焼熱	AJSU推奨値 + ORIGEN-2	標準値(炉心運用の包絡値) 燃焼熱	標準値(炉心運用による燃焼熱の伊丹燃焼値は、高流3、4号機を除く炉心運用による燃焼熱を算出し、高流3、4号機を除く炉心運用による燃焼熱より小さく解析結果を統しやすくするため、標準値を解析条件とする。)		
5) 蒸気発生器2次側保有水量	48 t (1基当たり)	標準値	50 t (1基当たり)		
(2) 事故条件					
1) 保証断面所(漏えい箇所)	保証断面口径(等価直徑)				
i) 原子炉格納容器外圧余熱除 除去弁制御出口端がしづけ (低電圧側、高圧側)	約3.3 cm (約1.3インチ)相当	設計値			
ii) 原子炉格納容器外圧余熱除 除去弁ノブ入口端がしづけ (2個)	約11cm (約4.2インチ)相当	設計値			
五) 余熱除去系機器等	約4.1cm(1.6インチ相当)	評価値に対して余裕を考慮し た値			
(3) 重大事故時に關連する機器等/牛					
1) 原子炉トリップ信号 「原子炉正圧」	12.73MPa[gage]	設計値 (トリップ限界値)			
i) 故障点	2秒後に制御棒下限階	最大値 (設計要求値)			
2) 非常用炉心冷却装置動作 信号 「原子炉正圧異常」	11.36MPa[gage]	設計値 (作動限界値)			
i) 故障点	2.0秒	最大値 (設計要求値)			
ii) 故障時間	2台	設計値 (全5台中1台は待機)			
3) 充てん率/高圧注入ポンプ	最大注入特性 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) 补助給水ポンプ					
i) 合水開始 (起動遅延時間)	非常用炉心冷却装置作動限界 値到達の60秒(自動起動)	最大値 (設計要求値)			
ii) 個数	電動2台+ターピング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)					
(1) 初期条件	解析条件	解析条件の位置付け	標準値(3ループ標準入力)	標準値(3ループ標準入力)	
1) 初心熱出力	$2,652 \times 1.02 \text{MW}$	定格+非常用起動	$2,652 \times 1.02 \text{MW}$	$2,652 \times 1.02 \text{MW}$	
2) 1次冷却材平均圧力	$15,4140.21 \text{MPa[gage]}$	定格+非常用起動	$15,4140.21 \text{MPa[gage]}$	$15,4140.21 \text{MPa[gage]}$	
3) 1次冷却材平均温度	$306.6 \pm 2.2^\circ\text{C}$	定格+非常用起動	$306.6 \pm 2.2^\circ\text{C}$	$306.6 \pm 2.2^\circ\text{C}$	
4) 煙心燃焼熱	ADSJ 推奨値+0.0kW[gage]	炉心運用の追加負担	ADSJ 推奨値+0.0kW[gage]	ADSJ 推奨値+0.0kW[gage]	
5) 蒸気発生器2次側保有水量	50 t (1基当たり)	設計値	50 t (1基当たり)	50 t (1基当たり)	
(2) 事故条件					
1) 疎空箇所(漏えい箇所)	約2.5mm(1.5インチ)相当	設計値	約2.5cm(1.5インチ)相当	疏空口径(等価直徑)	
i) 保有水端					
ii) 保有水端					
2) 保有水端冷却装置動作信号 「原子炉正圧異常」	2.0秒後に制御棒下限階	設計要束	約7.6cm(3インチ)相当	評価値に對して余裕を考慮した値	
i) 故障点	約7.6cm(3インチ)相当	設計値			
ii) 保有水端	約2.9cm(1.5インチ)相当	評価値に對して余裕を考慮した値	約2.9cm(1.5インチ)相当		
3) 重力事故等に対する機器条件					
i) 原子炉トリップ信号 「原子炉正圧」	12.73 MPa[gage]	設計値(トリップ限界値)	12.73 MPa[gage]	標準値(3ループ標準入力)	
ii) 設定点	2.0秒後に制御棒下限階	最大値(設計要束)	2.0秒後に制御棒下限階		
2) 非常用炉心冷却装置動作信号 「原子炉正圧異常」	11.36 MPa[gage]	設計値(作動限界値)	11.36 MPa[gage]	標準値(3ループ標準入力)	
i) 故障点	2.0秒	最大値(設計要束)	2.0秒		
ii) 個数	2台	設計値	2台		
iii) 容量	最大注入特性 (高圧注入特性: $0 \text{m}^3/\text{h} \sim \text{約}350 \text{m}^3/\text{h}$ 、 $0 \text{MPa[gage]} \sim \text{約}15.7 \text{MPa[gage]}$)	最小注入特性 (低圧注入特性: $0 \text{m}^3/\text{h} \sim \text{約}350 \text{m}^3/\text{h}$ 、 $0 \text{MPa[gage]} \sim \text{約}15.6 \text{MPa[gage]}$)	最大注入特性 (低圧注入特性: $0 \text{m}^3/\text{h} \sim \text{約}350 \text{m}^3/\text{h}$ 、 $0 \text{MPa[gage]} \sim \text{約}15.6 \text{MPa[gage]}$)	非常用炉心冷却装置 作動限界到達の60秒(自 動起動)	
iv) 制水開始 (起動遅延時間)	非常用炉心冷却装置 制水開始到達の 60 秒 後(自動起動)	最大値(設計要求値)	最大値(設計要求値)	電動2台+ターピング1台	
v) 個数	2台	設計値	設計値		

6. 重大事故等への対応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)

名 称	解析条件	解析条件の位置付け	高圧3、4号機 設計値 (角滑り)	標準値 (3ループ導入) の適用理由	
運 容量	約280 m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	操作室 (設計値に余裕を考慮した値)			
5) 運圧タンク					
i) 基数	3基 (1ループ当たり1基)	設計値			
ii) 保持圧力	4.04 MPa[表記]	最高保持圧力			
iii) 保有水量	29.0m ³ (1基当たり)	最高保有水量			
6) 主蒸気漏れ弁					
i) 個数	3個 (1ループ当たり1個)	設計値			
ii) 定格主蒸気流量の10% (1個当たり)		設計値			
7) 余熱除蒸漏れ弁吹き止まり圧力					
	余熱除蒸漏れ弁吹き止まり圧力	余熱除蒸漏れ弁吹き止まり圧力 出口逃がし弁及び余熱除蒸漏れ弁 入口逃がし弁の設計値			
(4) 重大事故等に対する操作条件					
1) 2次系統強制起動開始	非常用炉心冷却装置動作信号	運転員等操作条件			
2) 検査給水流量の調整	操作室から20分後	運転員等操作条件			
3) 加圧膨胀弁がし弁の開閉操作	蒸気発生器底部水位内 加圧器漏れ弁がし弁の開閉操作に 係る条件成立後	運転員等操作条件			
4) 非常用炉心冷却装置停止条件	非常用炉心冷却装置停止条件 注入から2分後	運転員等操作条件			
5) 窓てん流量の調整	加圧器水位計測範囲内	運転員等操作条件			
(2) 泊発電所3号炉					
iii) 容量	150 m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	角滑り条件	解析条件に余裕を考慮した値	最小容量設計 (3ループ操作室)	
5) 運圧タンク				280 m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	
i) 基数	3基 (1ループ当たり1基)	設計値			
ii) 保持圧力	4.04 MPa[表記]	最低保持圧力		3基 (1ループ当たり1基)	
iii) 保有水量	29.0m ³ (1基当たり)	最小保有水量		4.04 MPa[表記]	
6) 主蒸気漏れ弁				29.0 m ³ (1基当たり)	
i) 個数	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10% (1個当たり)	設計値		定格主蒸気流量の10% (1個当たり)	
7) 余熱除蒸漏れ弁吹き止まり圧力	余熱除蒸漏れ弁吹き止まり圧 ノブ入口逃がし弁の設計値			余熱除蒸漏れ弁吹き止まり圧 ノブ入口逃がし弁の設計値	
(4) 重大事故等に対する操作条件					
1) 2次系統強制起動開始	非常用炉心冷却装置動作信号発信から25分後	運転員等操作条件	運転員等操作条件	非常用炉心冷却装置動作信号発信から25分後	
2) 検査給水流量の調整	蒸気発生器底部水位内	運転員等操作条件	運転員等操作条件	蒸気発生器底部水位内	
3) 加圧膨胀弁がし弁の開閉操作	原子炉器逃がし弁の開閉操作に係る条件成立後	運転員等操作条件	運転員等操作条件	原子炉器逃がし弁の開閉操作に係る条件成立後	
4) 非常用炉心冷却装置停止条件成立から4分後 ら立ちこむ注入への切替	非常用炉心冷却装置停止条件成立から4分後 ら立ちこむ注入への切替	運転員等操作条件	運転員等操作条件	非常用炉心冷却装置停止条件成立から2分後	
5) 窓てん流量の調整	加圧器水位計測範囲内	運転員等操作条件	運転員等操作条件	加圧器水位計測範囲内	
相違理由					

6. 重大事故等への対応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）

名 称	解析条件	解析条件の位置付け	基準3・4号機 設計値(標準入力)	基準3・4号機 標準値(3ループ標準入力)の適用理由
(1) 初期条件				
1) 壓力測定	2.652×1.02MW	設計値+定常起動 設計値+定常起動		
2) 1 次冷却材圧力	15.41±0.2MPa[gage]	設計値+定常起動 設計値+定常起動		
3) 1 次冷却材平均温度	302.3±2°C	設計値+定常起動 標準値(炉心運用の包络値)		
4) 炉心崩壊熱	ABSS推奨値+ORI GEN-2	運用炉心によって決まる炉心崩壊熱 標準値は、高圧3、4号機の最適值より大きく解析結果を考慮するため、標準値を炉心崩壊熱が約半分とするため、標準値を解析条件とする。		
5) 蒸気発生器2次側保有水量	48 t (1基当たり)	標準値	50t (1基当たり)	標準値は、高圧3、4号機の最適値より小さく解析結果を考慮するため、標準値を解析条件とする。
(2) 事象条件				
1) 蒸気発生器2次側管破裂	蒸気発生器の2次側管1本の断続			
2) 離陸失敗	主蒸気安全弁1弁の開き値			
(3) 重大事故等に対する機器条件				
1) 原子炉トリップ信号 離陸失敗	原子炉トリップ信号	設計値(トリップ限界値)	最大値(設計要求値)	
2) 「過大温度△T高」	5秒後に制御棒下開始	設計値(トリップ限界値)	最大値(設計要求値)	
3) 駆動点	1次冷却材平均温度超過の開始 6秒後に制御棒下開始	設計値(トリップ限界値)	最大値(設計要求値)	
4) 駆動時間	2.0秒	設計値(トリップ限界値)	最大値(設計要求値)	
5) 非常用炉心冷却設備動作限界 信号「原子炉圧力低と加圧器水位他の一致」	12.04MPa[gage] (圧力) 水位検出器下端水位(水位) 0m/h～約220m ³ /h、 0MPa[gage]～ 約18.4MPa[gage])	設計値(活性限界値)	設計値(活性限界値)	
6) 標榜給水ポンプ	1台	設計値(全3台中1台は停機)	最大値(設計限界値)	
7) 水量 (起動遅れ時間)	最大注入特性 (高圧注入特性: 0m ³ /h～約220m ³ /h、 0MPa[gage]～ 約18.4MPa[gage])	設計値(設計限界値)	最大値(設計要求値)	
8) 倍数	50 t (1基当たり)	設計値	最大値(6秒後自動起動) 電動2台+ターピン動1台	

7.1.8 格納容器バイパス (SGTR)

(1 / 2)			
(1) 初期条件	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】標準値 (3.4ループ標準入力)
1) 制御熱出力	2.652×1.02MW	定格値+定常燃耗	2.652×1.02MW
2) 1 次冷却材圧力	15.41±0.2MPa[gage]	定格値+定常燃耗	15.41±0.2MPa[gage]
3) 1 次冷却材平均温度	306.6±2.2°C	定格値+定常燃耗	302.3±2.2°C
4) 炉心崩壊熱	ABSS推奨値(約16.2-2)	炉心崩壊熱用の包絡値	DES 標準値+0.8 kJ/m ²
5) 蒸気安全弁動作保有水量	50 t (1基当たり)	設計値	48 t (1基当たり)
(2) 事象条件			
1) 蒸気発生器の2次側管1本の開き値			蒸気発生器の2次側管1本の開き値
2) 従来他系水素発生器の漏洩失敗			主蒸気安全弁1弁の開き値
3) 重大事故等に対する機器条件			主蒸気安全弁1弁の開き値
1) 原子炉トリップ信号			
i) 設定点	12.73 MPa[gage]	設計直トリップ限界値	12.73 MPa[gage]
ii) 応答時間	2秒後に制御棒下開始	最大値(設計要求値)	2秒後に制御棒下開始
2) 「過大温度△T高」			
i) 設定点	1. 次冷却材平均温度超過の開始 3) 非常用炉心冷却設備動作限界	設計直トリップ限界値	1次冷却材平均温度等の開き
ii) 応答時間	6秒後に制御棒下開始	最大値(設計要求値)	6秒後に制御棒下開始
3) 非常用炉心冷却設備動作限界	12.04 MPa[gage]	設計直トリップ限界値	12.04 MPa[gage]
i) 設定点	水位検出器下端水位(水位)	設計直トリップ限界値	水位検出器下端水位(水位)
ii) 応答時間	2.0秒	最大値(設計要求値)	2.0秒
4) 高圧注入ポンプ			
i) 容量	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])	最大値(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、0 MPa[gage])
ii) 倍数	電動2台+ターピン動1台	設計値	電動2台+ターピン動1台

※破損箇所は補い、他の観点から低温側を管路接続する出口水管の管板直上を仮定

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

6. 重大事故等への対応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)

名 称	解析条件	解析条件の位置付け	高炉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	
iii 容量	約280 m ³ /h (液状蒸気発生器基礎部開合計) 1 個				
iv) 主蒸気逃がし弁	2個 (健全側1ループ当たり1 個)				
v) 容量	定格主蒸気流量の10% (1個 当たり)				
(4) 重大事故等対策に關連する操作条件	1) 液状蒸気発生器への補助給水停止 2) 蒸気発生器本體ごつぎ 3) 増強蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁閉止 4) 健全側蒸気発生器の調整 5) 補助水流量の調整 6) 加圧器逃がし弁の開閉操作 7) 光eと/も高圧注入ポンプの高圧注入へへの切替 8) 先行ん流量の調整 9) 安全閥起動による停機開始	運転員等操作条件 運転員等操作条件 運転員等操作条件 運転員等操作条件 運転員等操作条件 運転員等操作条件 運転員等操作条件 運転員等操作条件 運転員等操作条件	運転員等操作条件 運転員等操作条件 運転員等操作条件 運転員等操作条件 運転員等操作条件 運転員等操作条件 運転員等操作条件 運転員等操作条件 運転員等操作条件	運転員等操作条件の考え方 運転員等操作条件の考え方 運転員等操作条件の考え方 運転員等操作条件の考え方 運転員等操作条件の考え方 運転員等操作条件の考え方 運転員等操作条件の考え方 運転員等操作条件の考え方 運転員等操作条件の考え方	
高浜発電所3／4号炉					
名 称	解析条件	解析条件の位置付け	高炉3号炉 設計値 (3ループ標準入力)	泊発電所3号炉	
iii 容量	150 m ³ /h (液状蒸気発生器3基合計)	是小値(液状蒸気発生器余裕を考慮した値)	280 m ³ /h (液状蒸気発生器3基合計)		
vi) 主蒸気逃がし弁	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)		
vii) 容量	定格主蒸気流量の10% (1個当たり)	設計値	定格主蒸気流量の10% (1個当たり)		
(4) 重大事故等対策に關連する操作条件	1) 液状蒸気発生器への補助水流量停止 2) 増強蒸気発生器につながるターピン動輪補助水流量停止 3) 増強蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁閉止 4) 健全側主蒸気流量の調整 5) 補助水流量の調整 6) 加圧器逃がし弁の開閉操作 7) 高圧注入ポンプの切替 8) 先行ん流量の調整 9) 余裕余分率による停機開始	運転員等操作条件 運転員等操作条件 運転員等操作条件 運転員等操作条件 運転員等操作条件 運転員等操作条件 運転員等操作条件 運転員等操作条件 運転員等操作条件	運転員等操作条件 運転員等操作条件 運転員等操作条件 運転員等操作条件 運転員等操作条件 運転員等操作条件 運転員等操作条件 運転員等操作条件 運転員等操作条件	液状蒸気発生器隔離操作完了後1分 液状蒸気発生器隔離操作完了後1分 加圧器逃がし弁の開閉操作に係る条件成立後 通常用元冷却装置停止条件成立ち2分後 通常用元冷却装置停止条件成立後 通常用元冷却装置停止条件成立後 通常用元冷却装置停止条件成立後	泊発電所3号炉 相違理由
(2) / 2					

6. 重大事故等への対応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）

名 称	解析条件	解析条件の位置付け	高浜3、4号機 設計値(見掛け値)	標準値(3ループ沸騰炉)の適用理由	相違理由
(1) 初期条件					
1) 炉心熱出力	2,662×1.02MW	設計値+定常燃費			
2) 1次冷却材圧力	15.41±0.2MPa[age]	設計値+定常燃費			
3) 1次冷却材平均温度	302.3±2℃	設計値+定常燃費			
4) 炉心換熱熱	AESU推奨値+ORIGEN-2 原動機(炉心用の包絡値)	運用重心によって決まる炉心換 熱推定値は、高浜3、4号機の最適値より大きくなる。 LOCAを想定するため、標準値を解析条件とする。	50t (1基当たり)		
5) 熱交換器2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	67,400m ³	最小値 (設計値に余裕を考慮) 標準値 (設計値より小さい) 金属 : $\frac{1}{3}m^3$ セグメント : $\frac{1}{3}m^3$			
7) 原子炉格納容器にてタンク ク					
(2) 重大事故毎対策に開発する機器条件					
1) 原子炉トリップ信号 「1次冷却材ポンプ電源電圧 低」					
ii 応答時間	1.2秒	設計値 (トリップ限界値)			
2) ダービン動輪補給ポンプ i 注水開始 (起動遅れ時間)	事象発生の60秒後 (自動起動)	最大値 (設計値)			
ii 台数	1台	設計値			
iii 密量	約7,60 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) 壓力タンク					
ii 基数	3基 (1ループ当たり1基)	設計値			
ii 保圧力	4.0MPa[base]	最高保持圧力 最低保有水量			
iii 保有水量	29,000t (1基当たり)				
4) 代替格納容器スプレイ i 台数	1台	設計値			
ii 密量	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6.6MW～約11.7MW (1基当たり)	標準値 100℃～約155℃、 約6.6MW～約8.1MW (1基当たり)			

7.2.1.1 格納容器過圧破壊

(1 / 2)			
(1) 初期条件	角衝突条件	解析条件の位置付け	【参考値 標準値 (3ループ構造炉)
1) 初心熱出力	2,652×1.02MW	定格燃費+定常燃費	2,652×1.02MW
2) 1次冷却材圧力	15.41±0.2MPa[age]	定格燃費+定常燃費	15.41±0.2MPa[age]
3) 1次冷却材平均温度	306.6±2.2℃	定格燃費+定常燃費	302.3±2.2℃
4) 炉心換熱熱	AESU推奨値+ORIGEN-2 原動機(炉心用の包絡値)	炉心換熱炉冷却能力 設計値	AESU推奨値+ORIGEN-2 48t (1基当たり)
5) 热交換器2次側保有水量	50t (1基当たり)	最小値 (設計値に余裕を考慮した値) 設計値に余裕を考慮したさめの値	67,400t (1基当たり)
6) 原子炉格納容器ヒートシングル	3基 (1ループ当たり1基)	設計値	
7) 原子炉格納容器ヒートシングル	2基 (1ループ当たり1基)	設計値	
(2) 重大事故等対策に開発する機器条件			
1) 原子炉トリップ信号 「1次冷却材ポンプ電源電圧低」	65%応答点	設計値 (1ループ限界値)	65%応答点
ii 設定点	1.8秒	最大値 (設計要件値)	1.2秒
2) ダービン動輪防除水ポンプ			
i 咽水開始	事象発生の60秒後 (自動起動)	最大値 (設計要件値)	事象発生の60秒後 (自動起動)
ii 台数	1台	設計値	1台
iii 容量	80 m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	最大値 (設計要件値)	160 m ³ /h (蒸気発生器3基合計)
3) 壓力タンク			
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 保有水量	4,0MPa[age]	最大値 (設計要件値)	4,0MPa[age]
4) 代替格納容器スプレイボンブによ る代替格納容器スプレイ	29,000t (1基当たり)	最大値 (設計要件値)	29,000t (1基当たり)
i 台数	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 除熱特性	約3.6MW～約6.5MW (1基当たり)	設計値 (3ループあたり) 效果を期待せず	100℃～約155℃、約1.4MW～約8.1MW (1基当たり) 効果を期待せず
6) 原子炉格納容器内水素処理装置及 び格納容器水素イタチナダ			

泊発電所 3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対応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)

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号機入力)の適用理由	泊発電所 3号炉	泊発電所 3号炉	相違理由
⑥ 静力拘束式水素再結合装置 及び原子炉格納容器水素燃焼 装置	効果を期待せず						
(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作動容器スプレイの開始	が心音監測開始の30分後	運転員等操作余裕の考え方					
2) 代替低圧注水ポンプによる代替作動容器スプレイの停止	事象発生の2時間後	運転員等操作余裕の考え方					
3) 代替作動容器スプレイによる代替容器内自然対流冷却開始	事象発生の2時間後	運転員等操作余裕の考え方					
[枠組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]							
(3) 重大事故等対策(「開港土さ移植」条件)	解説条件	解説条件の位置付け	【参考値】標準値 (3号機入力)	(2 / 2)			
1) 代替格納容器スプレイの開始	貯心容積開始の30分後	運転員等操作余裕の考え方	貯心容積開始の30分後				
2) 代替格納容器スプレイの停止	事象発生の24時間後	運転員等操作余裕の考え方	事象発生の24時間後				
3) 格納容器再構築ユニットによる格納容器内自然対流冷却開始	事象発生の24時間後	運転員等操作余裕の考え方	事象発生の24時間後				

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

6. 重大事故等への対応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)

相違理由	泊発電所 3号炉	高浜発電所 3 / 4号炉																																																																																																																																																																																																																																											
	<p>3.1.2 格納容器過温破壊</p> <p>(1) 初期条件</p> <table border="1"> <tr> <td>名 称</td> <td>数 値</td> <td>値</td> <td>解析上の取り扱い</td> <td>高圧3、4号機 設計値 (最高水位)</td> <td>標準値 (3 ベーブル導入力) の適用理由</td> </tr> <tr> <td>1) 炉心熱出力</td> <td>2,652×1,02MW</td> <td>設計値+定常漏蒸</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>2) 1次冷却材圧力</td> <td>15.41±0.21MPa[gage]</td> <td>設計値+定常漏蒸</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>3) 1次冷却材平均温度</td> <td>302.3±2.2°C</td> <td>設計値+定常漏蒸</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>4) 炉心熱輸熱</td> <td>AESJ推奨値 + ORNLEN-2</td> <td>炉心熱用の包络値</td> <td>適用しないことによって生ずる炉心熱 設計値</td> <td>標準値は、高圧3、4号機の過温を解析条件とする。 標準値は、高圧3、4号機の過温を解析条件とする。</td> <td></td> </tr> <tr> <td>5) 液気空気生器の次側保有水量</td> <td>48 t (1基当たり)</td> <td>標準値</td> <td>5t (1基当たり)</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>6) 原子炉格納容器自由体積</td> <td>67,400m³</td> <td>金属 : $\frac{1}{10}m^3$</td> <td>酸素供給による小さな 標準値</td> <td>標準値は、高圧3、4号機の爆発室より小さく解析条件とする。</td> <td></td> </tr> <tr> <td>7) 原子炉格納容器ヒートシンク</td> <td>冷却 : $\frac{1}{10}m^3$</td> <td>酸素供給による小さな 標準値</td> <td>冷却 : $\frac{1}{10}m^3$</td> <td>標準値は、高圧3、4号機の爆発室より小さく解析条件とする。</td> <td></td> </tr> <tr> <td>(2) 事象条件</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) RCPシール部からの漏えい率 (初期) (事象発生時からの漏えい量定)</td> <td>約1.5m³/h (1台当たり)</td> <td>RCPシール部が健全な場合 の漏えい率として、WCAP-1503のシールが健全な場合 (21.8pm相当) よりさらに少 ない値として、1台当たり約 1.5m³/hを設定。</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>(3) 重大事故が発生する機器条件</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 原子炉リップ信号 「1次冷却材ポンプ電源遮断」</td> <td>65%定格点</td> <td>定格定圧 (保壓限界値)</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ii) 保有水温</td> <td>1.2秒</td> <td>最大圧 (設計要求数)</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>2) 電圧タランク</td> <td>3基</td> <td>設計値</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>i) 基数</td> <td>4.0MPa[gage]</td> <td>最高保有水圧</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ii) 保有水量</td> <td>28.0m³ (1基当たり)</td> <td>最低保有水量</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>3) 加圧脱逃がし弁</td> <td>2個</td> <td>標準値</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>i) 個数</td> <td>約95t/h (1台当たり)</td> <td>設計値</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>ii) 容量</td> <td>1台</td> <td>設計値</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>4) 代替冷却管器スプレイ</td> <td>1台</td> <td>設計値</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>i) 台数</td> <td>140 m³/h</td> <td>設計値</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>5) 格納容器再循環ユニット</td> <td>3台</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </table>	名 称	数 値	値	解析上の取り扱い	高圧3、4号機 設計値 (最高水位)	標準値 (3 ベーブル導入力) の適用理由	1) 炉心熱出力	2,652×1,02MW	設計値+定常漏蒸				2) 1次冷却材圧力	15.41±0.21MPa[gage]	設計値+定常漏蒸				3) 1次冷却材平均温度	302.3±2.2°C	設計値+定常漏蒸				4) 炉心熱輸熱	AESJ推奨値 + ORNLEN-2	炉心熱用の包络値	適用しないことによって生ずる炉心熱 設計値	標準値は、高圧3、4号機の過温を解析条件とする。 標準値は、高圧3、4号機の過温を解析条件とする。		5) 液気空気生器の次側保有水量	48 t (1基当たり)	標準値	5t (1基当たり)			6) 原子炉格納容器自由体積	67,400m ³	金属 : $\frac{1}{10}m^3$	酸素供給による小さな 標準値	標準値は、高圧3、4号機の爆発室より小さく解析条件とする。		7) 原子炉格納容器ヒートシンク	冷却 : $\frac{1}{10}m^3$	酸素供給による小さな 標準値	冷却 : $\frac{1}{10}m^3$	標準値は、高圧3、4号機の爆発室より小さく解析条件とする。		(2) 事象条件						1) RCPシール部からの漏えい率 (初期) (事象発生時からの漏えい量定)	約1.5m ³ /h (1台当たり)	RCPシール部が健全な場合 の漏えい率として、WCAP-1503のシールが健全な場合 (21.8pm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) 重大事故が発生する機器条件						1) 原子炉リップ信号 「1次冷却材ポンプ電源遮断」	65%定格点	定格定圧 (保壓限界値)				ii) 保有水温	1.2秒	最大圧 (設計要求数)				2) 電圧タランク	3基	設計値				i) 基数	4.0MPa[gage]	最高保有水圧				ii) 保有水量	28.0m ³ (1基当たり)	最低保有水量				3) 加圧脱逃がし弁	2個	標準値				i) 個数	約95t/h (1台当たり)	設計値				ii) 容量	1台	設計値				4) 代替冷却管器スプレイ	1台	設計値				i) 台数	140 m ³ /h	設計値				5) 格納容器再循環ユニット	3台					<p>3.1.2 格納容器過温破壊</p> <p>(1) 初期条件</p> <table border="1"> <tr> <td>名 称</td> <td>値</td> <td>解析条件</td> </tr> <tr> <td>1) 初期熱出力</td> <td>$2,652 \times 1,02MW$</td> <td>定格値+定常漏蒸</td> </tr> <tr> <td>2) 1次冷却材圧力</td> <td>$15.41 \pm 0.21 MPa [gage]$</td> <td>定格値+定常漏蒸</td> </tr> <tr> <td>3) 1次冷却材平均温度</td> <td>$306.6 \pm 2.2^\circ C$</td> <td>定格値+定常漏蒸</td> </tr> <tr> <td>4) 炉心熱輸熱</td> <td>AESJ推奨値 + ORNL-2</td> <td>現実的でない評価値</td> </tr> <tr> <td>5) 液気空気生器2次側保有水量</td> <td>50t (1基当たり)</td> <td>設計値</td> </tr> <tr> <td>6) 原子炉格納容器自由体積</td> <td>65,500m³</td> <td>最高水位 (現実的でない評価値)</td> </tr> <tr> <td>7) 原子炉格納容器ヒートシンク</td> <td>冷却 : $\frac{1}{10}m^3$</td> <td>設計値に余裕を考慮した値</td> </tr> <tr> <td>(2) 事象条件</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) RCPシール部からの漏えい率 (初期) (事象発生時からの漏えい量定)</td> <td>約1.5m³/h (1台当たり)</td> <td>実現可能条件と同程度の値</td> <td>約1.5m³/h (1台当たり)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>(3) 重大事故等に対する機器条件</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 原子炉リップ信号 「1次冷却材ポンプ電源遮断」</td> <td>65%定格点</td> <td>設計値 (トリップ限界)</td> <td>$2,652 \times 1,02MW$</td> <td></td> </tr> <tr> <td>ii) 保有時間</td> <td>1.8秒</td> <td>最大圧 (要求値)</td> <td>$15.41 \pm 0.21 MPa [gage]$</td> <td></td> </tr> <tr> <td>2) 電圧タランク</td> <td>3基 (1ループ当たり1基)</td> <td>設計値</td> <td>$302.3 \pm 2.2^\circ C$</td> <td></td> </tr> <tr> <td>i) 基数</td> <td>4.0MPa[gage]</td> <td>最高保有圧</td> <td>AESJ推奨値 + ORNL-2</td> <td></td> </tr> <tr> <td>ii) 保有圧</td> <td>29.0m³ (1基当たり)</td> <td>最高保有水温</td> <td>48t (1基当たり)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>iii) 保有水温</td> <td>29.0m³ (1基当たり)</td> <td>最高保有水温</td> <td>65,000m³</td> <td></td> </tr> <tr> <td>3) 加圧脱逃がし弁</td> <td>2個</td> <td>設計値</td> <td>冷却 : $\frac{1}{10}m^3$</td> <td></td> </tr> <tr> <td>i) 個数</td> <td>95t/h (1個当たり)</td> <td>設計値</td> <td>95t/h (1個当たり)</td> <td></td> </tr> <tr> <td>ii) 容量</td> <td>1台</td> <td>設計値</td> <td>1台</td> <td></td> </tr> <tr> <td>4) 代替冷却管器スプレイ</td> <td>140 m³/h</td> <td>設計値</td> <td>140 m³/h</td> <td></td> </tr> <tr> <td>i) 台数</td> <td>2基</td> <td>設計値</td> <td>2基</td> <td></td> </tr> <tr> <td>5) 格納容器再循環ユニット</td> <td>2基</td> <td>設計値</td> <td>100°C~約155°C、約3.6MW~約6.5MW</td> <td></td> </tr> <tr> <td>i) 基数</td> <td>100 t/h (1基当たり)</td> <td>設計値 (用意ルダあり)</td> <td>100°C~約155°C、約3.6MW~約8.1MW (1基当たり)</td> <td></td> </tr> </table>	名 称	値	解析条件	1) 初期熱出力	$2,652 \times 1,02MW$	定格値+定常漏蒸	2) 1次冷却材圧力	$15.41 \pm 0.21 MPa [gage]$	定格値+定常漏蒸	3) 1次冷却材平均温度	$306.6 \pm 2.2^\circ C$	定格値+定常漏蒸	4) 炉心熱輸熱	AESJ推奨値 + ORNL-2	現実的でない評価値	5) 液気空気生器2次側保有水量	50t (1基当たり)	設計値	6) 原子炉格納容器自由体積	65,500m ³	最高水位 (現実的でない評価値)	7) 原子炉格納容器ヒートシンク	冷却 : $\frac{1}{10}m^3$	設計値に余裕を考慮した値	(2) 事象条件			1) RCPシール部からの漏えい率 (初期) (事象発生時からの漏えい量定)	約1.5m ³ /h (1台当たり)	実現可能条件と同程度の値	約1.5m ³ /h (1台当たり)		(3) 重大事故等に対する機器条件					1) 原子炉リップ信号 「1次冷却材ポンプ電源遮断」	65%定格点	設計値 (トリップ限界)	$2,652 \times 1,02MW$		ii) 保有時間	1.8秒	最大圧 (要求値)	$15.41 \pm 0.21 MPa [gage]$		2) 電圧タランク	3基 (1ループ当たり1基)	設計値	$302.3 \pm 2.2^\circ C$		i) 基数	4.0MPa[gage]	最高保有圧	AESJ推奨値 + ORNL-2		ii) 保有圧	29.0m ³ (1基当たり)	最高保有水温	48t (1基当たり)		iii) 保有水温	29.0m ³ (1基当たり)	最高保有水温	65,000m ³		3) 加圧脱逃がし弁	2個	設計値	冷却 : $\frac{1}{10}m^3$		i) 個数	95t/h (1個当たり)	設計値	95t/h (1個当たり)		ii) 容量	1台	設計値	1台		4) 代替冷却管器スプレイ	140 m ³ /h	設計値	140 m ³ /h		i) 台数	2基	設計値	2基		5) 格納容器再循環ユニット	2基	設計値	100°C~約155°C、約3.6MW~約6.5MW		i) 基数	100 t/h (1基当たり)	設計値 (用意ルダあり)	100°C~約155°C、約3.6MW~約8.1MW (1基当たり)		<p>柱囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。</p>
名 称	数 値	値	解析上の取り扱い	高圧3、4号機 設計値 (最高水位)	標準値 (3 ベーブル導入力) の適用理由																																																																																																																																																																																																																																								
1) 炉心熱出力	2,652×1,02MW	設計値+定常漏蒸																																																																																																																																																																																																																																											
2) 1次冷却材圧力	15.41±0.21MPa[gage]	設計値+定常漏蒸																																																																																																																																																																																																																																											
3) 1次冷却材平均温度	302.3±2.2°C	設計値+定常漏蒸																																																																																																																																																																																																																																											
4) 炉心熱輸熱	AESJ推奨値 + ORNLEN-2	炉心熱用の包络値	適用しないことによって生ずる炉心熱 設計値	標準値は、高圧3、4号機の過温を解析条件とする。 標準値は、高圧3、4号機の過温を解析条件とする。																																																																																																																																																																																																																																									
5) 液気空気生器の次側保有水量	48 t (1基当たり)	標準値	5t (1基当たり)																																																																																																																																																																																																																																										
6) 原子炉格納容器自由体積	67,400m ³	金属 : $\frac{1}{10}m^3$	酸素供給による小さな 標準値	標準値は、高圧3、4号機の爆発室より小さく解析条件とする。																																																																																																																																																																																																																																									
7) 原子炉格納容器ヒートシンク	冷却 : $\frac{1}{10}m^3$	酸素供給による小さな 標準値	冷却 : $\frac{1}{10}m^3$	標準値は、高圧3、4号機の爆発室より小さく解析条件とする。																																																																																																																																																																																																																																									
(2) 事象条件																																																																																																																																																																																																																																													
1) RCPシール部からの漏えい率 (初期) (事象発生時からの漏えい量定)	約1.5m ³ /h (1台当たり)	RCPシール部が健全な場合 の漏えい率として、WCAP-1503のシールが健全な場合 (21.8pm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) 重大事故が発生する機器条件																																																																																																																																																																																																																																													
1) 原子炉リップ信号 「1次冷却材ポンプ電源遮断」	65%定格点	定格定圧 (保壓限界値)																																																																																																																																																																																																																																											
ii) 保有水温	1.2秒	最大圧 (設計要求数)																																																																																																																																																																																																																																											
2) 電圧タランク	3基	設計値																																																																																																																																																																																																																																											
i) 基数	4.0MPa[gage]	最高保有水圧																																																																																																																																																																																																																																											
ii) 保有水量	28.0m ³ (1基当たり)	最低保有水量																																																																																																																																																																																																																																											
3) 加圧脱逃がし弁	2個	標準値																																																																																																																																																																																																																																											
i) 個数	約95t/h (1台当たり)	設計値																																																																																																																																																																																																																																											
ii) 容量	1台	設計値																																																																																																																																																																																																																																											
4) 代替冷却管器スプレイ	1台	設計値																																																																																																																																																																																																																																											
i) 台数	140 m ³ /h	設計値																																																																																																																																																																																																																																											
5) 格納容器再循環ユニット	3台																																																																																																																																																																																																																																												
名 称	値	解析条件																																																																																																																																																																																																																																											
1) 初期熱出力	$2,652 \times 1,02MW$	定格値+定常漏蒸																																																																																																																																																																																																																																											
2) 1次冷却材圧力	$15.41 \pm 0.21 MPa [gage]$	定格値+定常漏蒸																																																																																																																																																																																																																																											
3) 1次冷却材平均温度	$306.6 \pm 2.2^\circ C$	定格値+定常漏蒸																																																																																																																																																																																																																																											
4) 炉心熱輸熱	AESJ推奨値 + ORNL-2	現実的でない評価値																																																																																																																																																																																																																																											
5) 液気空気生器2次側保有水量	50t (1基当たり)	設計値																																																																																																																																																																																																																																											
6) 原子炉格納容器自由体積	65,500m ³	最高水位 (現実的でない評価値)																																																																																																																																																																																																																																											
7) 原子炉格納容器ヒートシンク	冷却 : $\frac{1}{10}m^3$	設計値に余裕を考慮した値																																																																																																																																																																																																																																											
(2) 事象条件																																																																																																																																																																																																																																													
1) RCPシール部からの漏えい率 (初期) (事象発生時からの漏えい量定)	約1.5m ³ /h (1台当たり)	実現可能条件と同程度の値	約1.5m ³ /h (1台当たり)																																																																																																																																																																																																																																										
(3) 重大事故等に対する機器条件																																																																																																																																																																																																																																													
1) 原子炉リップ信号 「1次冷却材ポンプ電源遮断」	65%定格点	設計値 (トリップ限界)	$2,652 \times 1,02MW$																																																																																																																																																																																																																																										
ii) 保有時間	1.8秒	最大圧 (要求値)	$15.41 \pm 0.21 MPa [gage]$																																																																																																																																																																																																																																										
2) 電圧タランク	3基 (1ループ当たり1基)	設計値	$302.3 \pm 2.2^\circ C$																																																																																																																																																																																																																																										
i) 基数	4.0MPa[gage]	最高保有圧	AESJ推奨値 + ORNL-2																																																																																																																																																																																																																																										
ii) 保有圧	29.0m ³ (1基当たり)	最高保有水温	48t (1基当たり)																																																																																																																																																																																																																																										
iii) 保有水温	29.0m ³ (1基当たり)	最高保有水温	65,000m ³																																																																																																																																																																																																																																										
3) 加圧脱逃がし弁	2個	設計値	冷却 : $\frac{1}{10}m^3$																																																																																																																																																																																																																																										
i) 個数	95t/h (1個当たり)	設計値	95t/h (1個当たり)																																																																																																																																																																																																																																										
ii) 容量	1台	設計値	1台																																																																																																																																																																																																																																										
4) 代替冷却管器スプレイ	140 m ³ /h	設計値	140 m ³ /h																																																																																																																																																																																																																																										
i) 台数	2基	設計値	2基																																																																																																																																																																																																																																										
5) 格納容器再循環ユニット	2基	設計値	100°C~約155°C、約3.6MW~約6.5MW																																																																																																																																																																																																																																										
i) 基数	100 t/h (1基当たり)	設計値 (用意ルダあり)	100°C~約155°C、約3.6MW~約8.1MW (1基当たり)																																																																																																																																																																																																																																										

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

6. 重大事故等への対応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>i 基数</p> <p>ii 保水性 100°C～約165°C、約9MW～約8.1MW (1基当たり)</p> <p>(4) 重大事故等対策に関する操作条件</p> <p>1) 加圧燃焼がし弁開 2) 代替底圧注水ポンプによる代替格納容器スプレイの運転条件</p> <p>iii 一旦停止 1) 開始 2) 格納容器再循環ポンプ水位77% + 原子炉格納容器最高使用圧力 未達 原子炉格納容器最高使用圧力 到達の30分後</p> <p>iv 再開 事象発生の24時間後</p> <p>v 停止</p> <p>vi 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流抑制開始</p> <p>（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）</p>	<p>致計画 停車直後 100°C～約155°C、約6.6MW～約11.7MW (1基当たり)</p> <p>（2／2）</p> <p>（参考値）標準値（3.ルート標準値）</p> <p>（4）重入事故等対策に関する操作条件</p> <p>1) 加圧燃焼がし弁開 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運転条件</p> <p>i) 開始 原子炉格納容器再循環ポンプ水位77% + 原子炉格納容器最高使用圧力未達 原子炉格納容器最高使用圧力未達の30分後</p> <p>ii) 一旦停止 + 原子炉格納容器最高使用圧力未達 原子炉格納容器最高使用圧力未達の30分後</p> <p>iii) 再開 事象発生の24時間後</p> <p>iv) 停止 事象発生の24時間後</p> <p>v) 格納容器再循環ユニットによる自然対流抑制開始</p>	

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

6. 重大事故等への対応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	数 値	解 析 上 の 数 値	高 湧 3・4 号炉 設計値（基準値）	標準値（3 ループ導入後）		
3.2 高温溶融物放出/格納容器直接加熱						
(1) 初期条件						
1) 灼心熱出力	2,652×1,02MW	設計値+定期監査				
2) 1 次冷却材圧力	15.41±2 MPa [gas/gas]	設計値+定期監査				
3) 1 次冷却材平均温度	50.3±2°C	設計値+定期監査				
4) 災心燃焼熱	AESJ燃焼度 + ORGEN-2	標準値 (灼心燃焼度)	運用炉心によって決まる灼心燃 焼度による標準値より大きくなるため、標準値を解析条件とする。			
5) 蒸気発生器2次側保有水量	48 t (1 基当たり)	標準値	50 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 (設計値より小さい 値)	標準値 (設計値より小さいが、原子炉 等機器設置点の1次冷却材圧力を影響 するため、解析条件とする。)			
7) 原子炉格納容器ヒートシングル	金属 : 鋼 m ³	金属 : 鋼 m ³	金属 : 鋼 m ³	金属 : 鋼 m ³		
8) 事故条件						
1) R.C.P. シール部からの漏れ (事象発生時からの漏れ量を固定)	約15m ³ /h (1台当たり)	R.C.P. シール部が健全な場合 の漏えい率として、WCAP- 15803のシールが健全な場合 の漏えい率である約4.8m ³ /h (21 kPa/m ² 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) 重大事故等に対する機器条件						
1) 原子炉トリップ信号 低	65% 定格点	設計値 (保険限界値)				
ii) 应答遅れ	1.2秒	最大遅れ (設計要求値)				
2) 振動タング	i) 基数	設計値				
ii) 保持圧力	4.0 MPa [gas/gas]	最低保持圧力				
iii) 保有水量	28.0m ³ (1 基当たり)	最低保有水量				
3) 加圧器逃がし弁	1 個数	2個	標準値	標準値		
iv) 密封量	約0.5t/h (1 基当たり)	設計値				
7) 代替底圧注入ポンプによ る代替格納容器スプレイ	i) 台数	1台	設計値	設計値		
ii) 密封量	140 m ³ /h					
8) 格納容器再凍結ユニット						
7.2.2 高温溶融物放出／格納容器穿孔直接加熱						
(1) 初期条件	名 称	解 析 条 件	解 析 各条件の比較	【参考値】 標準値 (3 ループ導入後)		
1) 灼心熱出力	2,652×1,02MW	定格値+定期監査	2,652×1,02MW			
2) 1 次冷却材圧力	15.41±0.21MPa [gas/gas]	定格値+定期監査	15.41±0.21MPa [gas/gas]			
3) 1 次冷却材平均温度	50.6, 65±2, 2°C	定格値+定期監査	50.2, 35±2, 2°C			
4) 災心燃焼熱	AESJ燃焼度+ORGEN-2	標準値 (設計値)	AESJ燃焼度 (ORGEN-2)			
5) 蒸気発生器2次側保有水量	50t (1 基当たり)	最小保有水量	67.4t/m ³			
6) 原子炉格納容器自由体積	65,000m ³	最高 : 金属性 : 鋼	最高 : 金属性 : 鋼			
7) 原子炉格納容器ヒートシングル	279t±1: 鋼 m ³	設計値 (金属性の値)	設計値 (金属性の値)			
2) 事故条件						
1) R.C.P. シール部からの漏えい率 (初期約1.5m ³ /h (1台当たり))		実機計測値と同程度の値	約1.5m ³ /h (1台当たり)			
(事象発生時からの漏えい率固定)						
3) 重大事故等に対する機器条件						
1) 原子炉トリップ信号	i) 改良点	設計値 (トリップ限界値)	GSN定格点			
ii) 応答時間	1.8秒	最大遅れ (設計要求値)	1.2秒			
2) 振動タング	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) 保持圧力	4.0 MPa [gas/gas]	最高保持圧力	4.0 MPa [gas/gas]			
iii) 保有水量	29.0m ³ (1 基当たり)	最小保有水量	29.0m ³ (1 基当たり)			
3) 加圧器逃がし弁	i) 基数	2 個	設計値	2 個		
ii) 密封量	95t/h (1 基当たり)	設計値	95t/h (1 基当たり)			
4) 代替格納容器スプレイボンブによる代替格納容器スプレイ	i) 台数	1台	設計値	1台		
ii) 密封量	140m ³ /h	設計値	140m ³ /h			
5) 格納容器再凍結ユニット						
ii) 密封性	2 基	設計値	2 基			
ii) 密封性	100t~約155t、約3.6MW~約6.5MW (1 基当たり)	設計値 (組立位置あり)	100t~約155t、約1.9MW~約8.1MW (1 基当たり)			
				柱間みの内容は機密情報に属しますので公開できません。 []		

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

6. 重大事故等への対応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)

名 称	利 用	数 値	値	解釈上の取り扱い	基準値 / 標準値	標準値 (3 ループ導入時)	標準値 (4 号機)
1 除燃炉生	2基	設計值	設計値				
2 100℃～約155℃、約1.9MW～約3.1MW (1基当たり)	標準値	100℃～約155℃、 約6.6MW～約11.7MW (1基当たり)	100℃～約155℃、 約6.6MW～約11.7MW (1基当たり)				
3) リロケーション	炉心の温度監視に応じて発生	TMI 事故あるいはその後の検討により得られた知見に基づき設定					
4) 原子炉容器破損	最大蓋みを超えた場合に破損	検討の結果形状のうち、最も早く判定される計器が健全性が確保される最大の蓋みを設定					
(4) 重大事故等対策に關連する操作条件							
1) 加圧循環がし弁開	炉心冷却開始の10分後	運転員等操作余裕の考え方					
2) 代替安全注入水ポンプによる代替核容器スプレイの運転条件	一旦停止	炉心冷却器再稼働サンプル位置 77% +原子炉格納容器最高使用圧力 半槽	運転員等操作条件				
3) 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				
4) 停止		事象発生の24時間後	運転員等操作余裕の考え方				
5) 核燃料容器再稼働ユニットによる核燃料容器内自然対流冷却開始		事象発生の24時間後	運転員等操作余裕の考え方				
[緑色の範囲は概要に係る事項のため、公開することはできません]							
(2) 泊発電所 3号炉							
6) リロケーション	原原子炉容器破損	原原子炉容器破損に応じて発生	解釈条件	解釈条件の位置付け	【参考】標準値 (3 ループ運転人)	【参考】標準値 (3 ループ運転人)	
7) 原子炉容器破損	最大蓋みを超えた場合に破損	最大蓋みを超過した場合に破損		TMI 事故あるいはその後の検討に基づき設定	原原子炉容器破損に応じて発生	原原子炉容器破損に応じて発生	
(4) 重大事故等対策に關連する操作条件							
1) 代替核容器スプレイの運転条件	1 開始	原子炉容器再稼働サンプル水位 80%	操作条件	複数の融断形態のうち、最も早く判定される計器用安全溢流水位を設定	最大蓋みを超えた場合に破損	最大蓋みを超えた場合に破損	
2) 代替核容器スプレイの運転条件	ii 一旦停止	原子炉容器再稼働サンプル水位 80%	操作条件	操作条件	操作条件	操作条件	
3) 再開		原子炉容器再稼働サンプル水位 80%	操作条件	操作条件	操作条件	操作条件	
4) 停止		原子炉容器再稼働サンプル水位 80%	操作条件	操作条件	操作条件	操作条件	
5) 核燃料容器再稼働ユニットによる核燃料容器内自然対流冷却開始		事象発生の24時間後	操作条件	操作条件	操作条件	操作条件	
(2) 泊発電所 3号炉							
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. 重大事故等への対応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)

名 称	解析条件	解析結果の位置付け	高炉 3・4号炉 解析条件	高炉 3・4号炉 解析条件	相違理由
(1) 初期条件					
1) 炉心熱出力	2,652×1.02MW	設計値+定常熱差			
2) 1 次冷却材平均圧力	15.41±0.51MPa[gage]	設計値+定常熱差			
3) 1 次冷却材平均温度	303.3±2°C	設計値+定常熱差			
4) 火炎燃焼熱	ARS推奨値+ORICHEN-2	標準値（炉心運用の包絡値）	運用条件によって決まる炉心燃焼熱に対する最も高い標準値は、高炉 3・4号炉の最高限より大きくなる。解析条件は、高炉 3・4号炉の最高限より大きいが、大断続燃焼熱を考慮するため、標準値を解析条件とする。		
5) 蒸気発生器2次側保有水量	48 t (1基当たり)	標準値	50t (1基当たり)	標準値は、高炉 3・4号炉の最高限より小さく解析条件とする。	
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)			
7) 原子炉格納容器ヒートシンク △	金属: m ³ コントローラー: m ³	標準値 (設計値より小さい) 金属: m ³ コントローラー: m ³			
(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 次冷却材がシップ電源電圧 低」	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 (設計要件値)			
2) ダーピング装置動作ポンプ		最大値 (設計要件値)			
1 i 注水開始 ii) 転動割れ時間	事象発生の60秒後 (自動起動)	最大値 (設計要件値)			
ii) 台数	1台	設計値			
iii) 容量	約60 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) 高圧タンク					
i) 基数	3基 (1ループ当たり1基)	設計値			
ii) 保持圧力	4.0 MPa[gage]	最低保持圧力			
iii) 保有水量	280 m ³ (1基当たり)	最低保有水量			
4) 代替燃焼器注水ポンプによ る代替燃焼器スプレイ					
i) 台数	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) 除熱特性	100°C~約155°C、 約9MW~約8.1MW (1基当たり)	標準値 100°C~約155°C、 約6.6MW~約11.7MW (1基当たり)	標準値は、高炉 3・4号炉の最高限より小さく解析条件とする。	標準値は、高炉 3・4号炉の最高限より小さく解析条件とする。	
(3) 原子炉格納容器外の溶融燃料-冷却材相互作用					
1) 原子炉トリップ信号 △	「1 次冷却材ポンプ電源電圧低」	解析条件	解析条件 (トリップ限界値)	【参考値】標準値 (3.3ループ/回路あたり)	
i) 食食点	2,652×1.02MW	定格値+定常誤差	2,652×1.02MW		
ii) 応答時間	1.8秒	定格値+定常誤差	15.41±0.51MPa[gage]		
3) 1 次冷却材平均温度	306.6±2.2°C	定格値+定常誤差	302.3±2.2°C		
4) 純-火炎燃焼熱	ARS推奨値+0.6[GeV ⁻²]	炉心運転の危険値	MESJ推奨値+0.6[GeV ⁻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	65,500m 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: m ³ コントローラー: m ³	設計値に余裕を考慮した小さな値	金属: m ³ コントローラー: m ³		
(4) 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 次冷却材ポンプ電源電圧低」	設計条件	設計条件 (トリップ限界値)	65%定格点	
i) 食食点	65%定格点	最大値 (設計要件値)		1.2秒	
ii) 応答時間	1.8秒	最大値 (設計要件値)			
2) ダーピング装置動作ポンプ	事象発生の 60 秒後 (自動起動)	最大値 (設計要件値)		事象発生の 60 秒後 (自動起動)	
i) 台数	1台	設計値		1台	
ii) 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)		160m ³ /h (蒸気発生器 3 基合計)	
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) 保持圧力	4.0 MPa[gage]	最低保持圧力		4.0 MPa[gage]	
iii) 保有水量	280 m ³ (1基あたり)	最小保持水量		290 m ³ (1基あたり)	
4) 代替燃焼器スプレイボンブによ る代替燃焼器スプレイボンブ					
i) 台数	1台	設計値		1台	
ii) 容量	40 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) 除熱特性	100°C~約155°C、約3.6MW~約6.5MW (1基当たり)	設計値 (組フィルタあり)		100°C~約155°C、 約1.9MW~約8.1MW (1基当たり)	
(5) 構造物の内蔵機器					
柱開きの内容は機密情報に属しますので公開できません。					

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

6. 重大事故等への対応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)

名 称	解析条件	解析条件の位置付け	高浜3・4号炉 設計値(標準値)	標準値(3ループ標準入力)の適用理由	相違理由
6) 鋼鉄油槽と水素貯蔵合流装置 及び原子炉冷却器が異常発生時 のチェックの初期段下垂	油槽と海側を 計装用容器内管の満と同算	複数の破損形態のうち、最も早く判定される計装用容器内管 海側部破損における液漏れ口率を設定	原子炉管器外の溶融燃料一軸 鋼材相互作用の溶融燃料、其軸に対するベンチマーク解析において検討された推奨範囲の最適値を設定	原子炉管器外の溶融燃料一軸 鋼材相互作用の大規模燃焼実験に対するベンチマーク解析による 推奨範囲の最適値を設定	
8) エントレインメント係数	Ricou-Speddingモデルによる エンタインメント係数	原子炉管器外の溶融燃料一軸 鋼材相互作用の大規模燃焼実験に対するベンチマーク解析による 推奨範囲の最適値を設定	原子炉管器外の溶融燃料一軸 鋼材相互作用の大規模燃焼実験に対するベンチマーク解析による 推奨範囲の最適値を設定	原子炉管器外の溶融燃料一軸 鋼材相互作用の大規模燃焼実験に対するベンチマーク解析による 推奨範囲の最適値を設定	
9) 液漏れ心と水の伝熱面積	原子炉管器外の溶融燃料一軸 鋼材相互作用の大規模燃焼実験に対するベンチマーク解析による 推奨範囲の最適値を設定	原子炉管器外の溶融燃料一軸 鋼材相互作用の大規模燃焼実験に対するベンチマーク解析による 推奨範囲の最適値を設定	原子炉管器外の溶融燃料一軸 鋼材相互作用の大規模燃焼実験に対するベンチマーク解析による 推奨範囲の最適値を設定	原子炉管器外の溶融燃料一軸 鋼材相互作用の大規模燃焼実験に対するベンチマーク解析による 推奨範囲の最適値を設定	
(3) 重大事故等に対する操作条件					
1) 代替低圧注入ポンプによりよ る代替冷却器管路ブロックの開 き	事象発生時の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	運転員等操作余裕の考え方	
2) 代替低圧注入ポンプによ る代替冷却器管路ブロックの閉 き	事象発生の24時間後	運転員等操作余裕の考え方	運転員等操作余裕の考え方	運転員等操作余裕の考え方	
3) 代替冷却器管路ブロック による冷却器管路P1自然対流冷 却開始	事象発生時の24時間後	運転員等操作余裕の考え方	運転員等操作余裕の考え方	運転員等操作余裕の考え方	
(4) 重大事故等に対する操作条件					
6) 原子炉容容器内水素処理装置及 び各冷却器水素イフライ	效果を期待せし	解説(3ループの標準値)	【参考値】標準値(3ループの標準値)	効果を期待せし	
7) 原子炉容容器部割裂のデブリジェッ トの初期段下垂	計装用容器内管の満と同等	複数の破損形態のうち、最も早く判定される計装 用容器内管後部破損における液漏れ口率を設定	複数の破損形態のうち、最も早く判定される計装 用容器内管後部破損における液漏れ口率を設定	計装用容器内管の満と同等	
8) エントレインメント係数	Ricou-Spedding モデルにおけるエンタイン メント係数	原子炉容容器外の溶融燃料一軸 鋼材相互作用の大規模燃焼実験に対するベンチマー ク解析において施設された推奨範囲の最適値	Ricou-Spedding モデルにおけるエンタインメン ト係数の最適値	Ricou-Spedding モデルにおけるエンタインメン ト係数の最適値	
9) 溶融燃料心と水の伝熱面積	原子炉容容器外の溶融燃料一軸 鋼材相互作用の大規模燃焼実験のベンチマーク解析の結果より算出	原子炉容容器外の溶融燃料一軸 鋼材相互作用の大規模燃焼実験のベンチマーク解析の結果より算出	原子炉容容器外の溶融燃料一軸 鋼材相互作用の大規模燃焼実験のベンチマーク解析の結果より算出	原子炉容容器外の溶融燃料一軸 鋼材相互作用の大規模燃焼実験のベンチマーク解析の結果より算出	
(5) 重大事故等に対する操作条件					
1) 代替冷却器管路ブロックの開始	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	炉心溶融開始の30分後	
2) 代替冷却器管路ブロックの停止	事象発生の24時間後	運転員等操作余裕の考え方	事象発生の24時間後	運転員等操作余裕の考え方	
3) 代替冷却器管路ブロックによる格 納容器P1自然対流冷却開始	事象発生の24時間後	運転員等操作余裕の考え方	事象発生の24時間後	運転員等操作余裕の考え方	

6. 重大事故等への対応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）

名 称	解析条件	解析条件の位置付け	高炉3・4号炉 (基準値)	基準値 (3ループ基準入力) の適用理由	相違理由
① 初期条件					
①.1 手心熱出力	2,655×1.02[MW]	設計値+定常燃焼			
②.1 次冷却炉圧力	15.41±0.21[MPa(gage)]	設計値+定常燃焼			
③.1 次冷却炉平均温度	392.3±0.2°C	設計値+定常燃焼			
④.1 手心熱燃焼	AESJ燃焼器+ORIGIN-2	基準値 (原炉運用の初期燃焼)	適用炉心は炉心内シールドによる遮蔽するため水冷炉にするに際して炉心内シールドによる遮蔽する。また、燃焼度を解析条件とする。		
⑤.1 高炉完全回火用供給水量	48t (1基当たり)	基準値	50t (1基当たり)	高炉は、高炉3・4号炉の燃焼度より小さきが故に、大循環上OC-Aを想定せしめり、2号炉からの冷却水がわざわざあることから、燃焼度を解析条件とする。	
⑥.1 原子炉給水容器自由体積	0.7~40[m³]	最小値 (設計基準にて余裕を考慮した値)			
⑦.1 原子炉給水容器ヒートシン	金属性 : ; 3	設計値			
⑧.1 原子炉給水容器初期温度	27°C	設計値			
⑨.1 原子炉給水容器圧力	大気圧	設計値			
⑩.1 高炉完全回火用供給水条件					
⑪.1 原子炉トリップ		事象初期から原子炉トリップを既定			
⑫.1 過圧タンク	35t	設計値			
⑬.1 基数	4.04[base]	最低限耐圧力			
⑭.1 保有水量	29.0m³ (1基当たり)	最低保有水量			
⑮.1 脈動抑制器水槽					
⑯.1 脈動抑制器水槽					
⑰.1 回数	5回	脈動回数			
⑱.1 性能	1.2kg/t (1基当たり) (未調)	密度30%:圧力1.15[Pa時]			
⑲.1 最高燃焼炉内燃焼温度	16%	設計値			
⑳.1 原子炉給水容器外側燃焼温度	(注水)	最高燃焼炉内燃焼温度			
㉑.1 その他					
㉒.1 スプレイポンプ					
名 称	解析条件	解析条件の位置付け	高炉3・4号炉 (基準値)	基準値 (3ループ基準入力) の適用理由	
① スプレイ開始	事象発生の11秒後	事象初期など開設段階で既定して設置する水槽を考慮			
② 等量	3t (1基当たり)	最小値 (設計基準にて余裕を考慮した値)			
㉓.1 その他					
㉔.1 原子炉トリップ					
名 称	解析条件	解析条件の位置付け	高炉3・4号炉 (基準値)	基準値 (3ループ基準入力) の適用理由	
① スプレイ開始	事象発生の11秒後	事象初期など開設段階で既定して設置する水槽を考慮			
② 等量	3t (1基当たり)	最小値 (設計基準にて余裕を考慮した値)			
㉕.1 その他					
㉖.1 原子炉トリップ					
㉗.1 過圧タンク	3基 (1ループ当たり1基)	設計値			
㉘.1 基数	4.04[base]	定格値+定常燃焼	2,655×1.02[MW]	15.41±0.21[MPa(gage)]	
㉙.1 保有水量	29.0m³ (1基当たり)	定格値+定常燃焼	392.3±0.2°C	AESJ燃焼器+ORIGIN-2	
㉚.1 原子炉完全回火用供給水流量	50t/h (1基当たり)	設計値	48t/h (1基当たり)	最小値 (設計基準にて余裕を考慮した値)	
㉛.1 原子炉給水容器ヒートシンク	65.500[m³]	設計値	67.400m³	金属 : ; 3	
㉜.1 原子炉給水容器初期温度	49°C	設計値	50°C	大気圧	
㉝.1 原子炉給水容器圧力	大気圧	設計値			
㉞.1 重大事故設備に関する機器条件					
㉟.1 原子炉トリップ		事象初期から原子炉トリップを既定			
㉟.2 過圧タンク					
㉟.3 基数					
㉟.4 保有水量					
㉟.5 再循環ポンプ切替					
㉟.6 燃料用取替用水ヒット					
㉟.7 再循環切替水位					
㉟.8 ディフレクタ					
㉟.9 スプレイ開始					
㉟.10 スプレイ開始					
㉟.11 容量					

7.2.4 水素燃焼

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）

6. 重大事項

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

6. 重大事故等への対応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)

名 称	解析条件	解析条件の位置付け	高圧3、4号機 新計画（受注前）	標準値（3ループ導入後）	
6) 静的性能式が廃炉結合装置 及び原子炉始動容器水素燃焼 装置	効果を期待せず				
7) 密封が心の原子炉下部キャビ ティ床面の板張り	原子炉下部キャビティ床底面の 全面	米国的新幹線に対する民間ガ イドラインと同じ考え方			
8) 密封が心から原子炉下部キャ ビティ水への熱流束の上昇	0.3MW/m ² 相当(大気圧条件)	水による冷却を伴った密閉物 とコンクリートの相互作用に 關する実験に基づき設定			
9) 密封が心とコンクリートの伝熱 抵抗を考慮せず	密閉が心とコンクリートの伝熱抵 抗を考慮せず	密閉が心が原子炉下部キャビ ティ床面に堆積し、コンクリ ートと直接接觸している場 合、密閉が心の表面温度とコ ンクリート表面温度が同等と なることに基づき設定			
(3) 重大事故毎対策に関連する操作条件	① 心密閉開始の30分後 ② 代替操作装置スプレイによる 代替操作装置スプレイの停止 ③ 構造物監視ユニットによる 格納器内自然対流冷 却開始	運転員等操作手術の考え方 運転員等操作手術の考え方 運転員等操作手術の考え方	運転員等操作手術の30分後 事象発生の24時間後 事象発生の24時間後	運転員等操作手術の30分後 事象発生の24時間後 事象発生の24時間後	（枠囲みの範囲は緑色に係る事項のため、公開することはできません）
高浜発電所3／4号炉					
泊発電所3号炉					
(2 / 2)					
6) 原子炉格納容器水素処理装置及 び路側容器水素イグナーティ ング装置の原子炉下部キャビティ 床面での能力	効果を期待せず ^a	解析条件の位置付け	【参考値】標準値（3ループ導入後） 効果を期待せず ^a		
7) 密封が心の原子炉下部キャビ ティ床面の板張り	原子炉下部キャビティ床底面の全 く	米国の新幹線に対する民間ガイ ドラインと同じ考 え方	原子炉下部キャビティ床底面の全 く		
8) 密封が心から原子炉下部キャビ ティ水への熱流束の上昇	0.8MW/m ² 相当(大気圧条件)	水による冷却に対する実験に基 づき設定	0.8MW/m ² 相当(大気圧条件)		
9) 密封が心とコンクリートの伝熱 抵抗 ^a	密閉が心とコンクリートの伝熱 抵抗を考慮せず	密閉が心とコンクリートの伝熱 抵抗を考慮せず、密閉が心とコン クリートの伝熱抵抗を考慮せ ず	密閉が心とコンクリートの伝熱 抵抗を考慮せず、密閉が心とコン クリートの伝熱抵抗を考慮せ ず		
(3) 重大事故等対策に関連する操作条件	① 代替操作装置スプレイボンブに上 げる代用操作装置スプレイの開始 ② 代替操作装置スプレイボンブに上 げる代用操作装置スプレイの停止 ③ 格納器内自然対流冷却開始	事象発生30分後 事象発生の24時間後 事象発生の24時間後	運転員等操作手術の考え方 運転員等操作手術の考え方 運転員等操作手術の考え方	心密閉開始の30分後 事象発生の24時間後 事象発生の24時間後	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. 重大事故等への対応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)

名 称	解析条件	解析条件の位置付け	解析3・4号機 配計値(基準値)	標準値(3ループ稼働入力)の適用理由	
(1) 初期条件					
1) 原子炉停止後の時間	55時間	陸上時間に余裕をみた時間			
2) 1次冷却材圧力	大気圧(0 MPa/gage)	ミッドループ運転時の重力的な配管			
3) 1次冷却材高温制限度	99°C(保安装置モード5)	ミッドループ運転時の運転モード(モード5)の上限値			
4) 1次冷却材水位	原子炉停機出入口 監査中心高さ+80mm	ミッドループ運転時の水位に余裕をみた水位	運用炉心によって決まる炉心熱源量は、高浜3、4号機の基準値より大きく解析結果を厳しくするため、標準値を適用せんとする。		
5) 炉心断熱剤	AES-推奨値+ORIGEN-2	炉心運用の包絡値			
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現実的な配定			
7) 2次系の状態	2次系からの冷却なし				
(2) 重大事故対策に間に掛かる機器条件					
1) 離圧タンク	2基	定期中の保険料金を考慮して、定期保険料金のうち1基は操作しない			
ii 保圧圧力	4.04 MPa(gage)	最低保圧圧力			
iii 保有水量	29.0 m ³ (1基当たり)	最低保有水量			
2) 亜鉛代替低圧注入ポンプ					
i 注水流量	30m ³ /h	蒸発量に余裕をみた流量			
(3) 重大事故対策に間に掛かる操作条件					
1) 離圧タンク炉心注入操作	1基目・事象発生の60分後	運転員専用操作余裕の考え方			
2) 亜鉛代替低圧注入ポンプ起動	2基目：事象発生の90分後 2基目の離圧タンク炉心注入が完了後(事象発生の91分後)	運転員専用操作余裕の考え方			
泊発電所 3号炉					
泊発電所 3号炉					
名 称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考】標準値(3ループ停車入力)	相違理由	
(1) 初期条件	72時間 大気圧(0 MPa/gage)	最初時間に余裕をみた時間	55時間 ミッドループ運転時の現実的な設定 大気圧(0 MPa/gage)		
2) 1次冷却材圧力	93°C(保安地図→F5)	ミッドループ運転時の運転モード(モード5)の上昇	93°C(保安地図→F5)		
3) 1次冷却材高温制限度		ミッドループ運転時の水位			
4) 1次冷却材水位	原子炉容器器出入口 配管中心高さ+100mm	炉心運転の包絡値	原子炉容器器出入口 配管中心高さ+80mm AES-推奨値		
5) 炉心断熱剤	AES-推奨値+0.05DN-2	ミッドループ運転時の現実的な設定 加圧器安全弁3個取り外し 加圧器ベント弁1個開放	加圧器安全弁3個取り外し 加圧器ベント弁1個開放 2次系からの冷却なし		
6) 1次系開口部					
7) 2次系の状態					
(2) 重大事故対策に間に掛かる機器条件					
1) 代替格納容器スライドシート	29 m ³ /h	蒸発量を上回る流量	30 m ³ /h		
(3) 重大事故対策に間に掛かる操作条件	事象発生の60分後	運転員専用操作余裕の考え方	事象発生の50分後		

5.1 崩壊熱除去機能喪失

7.4.1 崩壊熱除去機能喪失

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. 重大事故等への対応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）

名 称	解析条件	解析条件の位置付け	高浜3、4号機 設計値（最高水位）	標準値（3ループ標準入力）																																																	
(1) 初期条件																																																					
1) 原子炉停止後の時間	55時間	最短時間に余裕をみた時間	ミクドループ運転時の現実的な設定	ミクドループ運転時の現実的な設定																																																	
2) 1次冷却材圧力	大気圧(0 MPa[gage])	ミクドループ運転時の現実的な設定	ミクドループ運転時の現実的な設定	ミクドループ運転時の現実的な設定																																																	
3) 1次冷却材高温側温度	93°C(保安規定モード5)	ミクドループ運転時の現実的な設定	ミクドループ運転時の現実的な設定	ミクドループ運転時の現実的な設定																																																	
4) 1次冷却材水位	貯留中心部と±80mm	ミクドループ運転時の水位に余裕をみた水位	ミクドループ運転時の水位に余裕をみた水位	ミクドループ運転時の水位に余裕をみた水位																																																	
5) 1次冷却材熱交換器出入口	AES増強型+ORI GEN 2	原動機用（核心運用の包络値）	原動機用（核心運用の包絡値）	原動機用（核心運用の包絡値）																																																	
6) 1次系開口部	加圧保安弁（3個R2外し）	ミクドループ運転時の現実的な設定	ミクドループ運転時の現実的な設定	ミクドループ運転時の現実的な設定																																																	
7) 2次系の火災地帯	2次系から火災地帯なし																																																				
(2) 重大事故等に対する機器条件																																																					
1) 電圧タンク	2基	定義中の保険対象を考慮し、全3基のうち2基は期待しない	全3基のうち2基は期待しない	全3基のうち2基は期待しない																																																	
i) 基本		最低保持圧力	最低保持圧力	最低保持圧力																																																	
ii) 保持圧力	4.0 kPa[gage]	最低保有水量	最低保有水量	最低保有水量																																																	
iii) 低代替電圧注入ポンプ	28.0m3（1基当たり）																																																				
2) 1次系ポンプ	1注水流量	30m3/h	蒸発量に余裕をみた流量	蒸発量に余裕をみた流量																																																	
(3) 重大事故等に対する機器条件																																																					
1) 電圧タンク停心注入操作	1基目：事象発生の60分後 2基目：事象発生の90分後	運転員等協同余裕の考え方	運転員等協同余裕の考え方	運転員等協同余裕の考え方																																																	
2) 低代替電圧注入ポンプ起動	2基目の電圧タンク停心注入操作 2基目の電圧タンク停心注入操作 完了後（事象発生の90分後）	運転員等協同余裕の考え方	運転員等協同余裕の考え方	運転員等協同余裕の考え方																																																	
高浜発電所3 / 4号炉																																																					
泊発電所3号炉																																																					
相違理由																																																					
7.4.2 全交流動力電源喪失																																																					
<table border="1"> <thead> <tr> <th>名 称</th> <th>解析条件</th> <th>解析条件の位置付け</th> <th>【参考値】標準値（3ループ標準入力）</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 初期条件</td><td></td><td></td><td>55時間</td></tr> <tr> <td>1) 原子炉停止後の時間</td><td>72時間</td><td>最短時間に余裕をみた時間</td><td>ミクドループ運転時の現実的な設定</td></tr> <tr> <td>2) 1次冷却材圧力</td><td>大気圧(0 MPa[gage])</td><td>ミクドループ運転時の現実的な設定</td><td>大気圧(0 MPa[gage])</td></tr> <tr> <td>3) 1次冷却材高温側温度</td><td>93°C(保安規定モード5)</td><td>ミクドループ運転時の現実的な設定</td><td>93°C(保安規定モード5)</td></tr> <tr> <td>4) 1次冷却材水位</td><td>貯留中心部と±100mm</td><td>ミクドループ運転時の現実的な設定</td><td>貯留中心部と±80mm</td></tr> <tr> <td>5) 1次冷却材熱交換器</td><td>ANSI規格ISOIECEN-2</td><td>現実適用の現実的な設定</td><td>ANSI規格ISOIECEN-2</td></tr> <tr> <td>6) 1次系開口部</td><td>加圧保安弁3個取り外し</td><td>加圧保安弁3個取り外し</td><td>加圧保安弁3個取り外し</td></tr> <tr> <td>7) 2次系の状態</td><td>2次系からの冷却なし</td><td>2次系からの冷却なし</td><td>2次系からの冷却なし</td></tr> <tr> <td colspan="2">(2) 重大事故等に対する機器条件</td><td></td><td></td></tr> <tr> <td>1) 代替精容器スライドボンブ</td><td>1往水流量 29 m3/h</td><td>蒸発量を上回る流量</td><td>30 m3/h</td></tr> <tr> <td>2) 代替精容器スライドボンブ起動</td><td>事象発生の60分後</td><td>運転員等協同余裕の考え方</td><td>事象発生約50分後</td></tr> </tbody> </table>						名 称	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			55時間	1) 原子炉停止後の時間	72時間	最短時間に余裕をみた時間	ミクドループ運転時の現実的な設定	2) 1次冷却材圧力	大気圧(0 MPa[gage])	ミクドループ運転時の現実的な設定	大気圧(0 MPa[gage])	3) 1次冷却材高温側温度	93°C(保安規定モード5)	ミクドループ運転時の現実的な設定	93°C(保安規定モード5)	4) 1次冷却材水位	貯留中心部と±100mm	ミクドループ運転時の現実的な設定	貯留中心部と±80mm	5) 1次冷却材熱交換器	ANSI規格ISOIECEN-2	現実適用の現実的な設定	ANSI規格ISOIECEN-2	6) 1次系開口部	加圧保安弁3個取り外し	加圧保安弁3個取り外し	加圧保安弁3個取り外し	7) 2次系の状態	2次系からの冷却なし	2次系からの冷却なし	2次系からの冷却なし	(2) 重大事故等に対する機器条件				1) 代替精容器スライドボンブ	1往水流量 29 m3/h	蒸発量を上回る流量	30 m3/h	2) 代替精容器スライドボンブ起動	事象発生の60分後	運転員等協同余裕の考え方	事象発生約50分後
名 称	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			55時間																																																		
1) 原子炉停止後の時間	72時間	最短時間に余裕をみた時間	ミクドループ運転時の現実的な設定																																																		
2) 1次冷却材圧力	大気圧(0 MPa[gage])	ミクドループ運転時の現実的な設定	大気圧(0 MPa[gage])																																																		
3) 1次冷却材高温側温度	93°C(保安規定モード5)	ミクドループ運転時の現実的な設定	93°C(保安規定モード5)																																																		
4) 1次冷却材水位	貯留中心部と±100mm	ミクドループ運転時の現実的な設定	貯留中心部と±80mm																																																		
5) 1次冷却材熱交換器	ANSI規格ISOIECEN-2	現実適用の現実的な設定	ANSI規格ISOIECEN-2																																																		
6) 1次系開口部	加圧保安弁3個取り外し	加圧保安弁3個取り外し	加圧保安弁3個取り外し																																																		
7) 2次系の状態	2次系からの冷却なし	2次系からの冷却なし	2次系からの冷却なし																																																		
(2) 重大事故等に対する機器条件																																																					
1) 代替精容器スライドボンブ	1往水流量 29 m3/h	蒸発量を上回る流量	30 m3/h																																																		
2) 代替精容器スライドボンブ起動	事象発生の60分後	運転員等協同余裕の考え方	事象発生約50分後																																																		

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

6. 重大事故等への対応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)

名 称	解析条件	解析条件の位置付け	高炉3',4号炉 設計値(基準値)	標準値(3ループ構造へ)の適用理由	
(1) 初期条件					
1) 原子炉停止後の時間	55時間	最短時間に余裕をみた時間			
2) 1次冷却材圧力	大気圧(0MPa[gage])	ミッドループ運転時の現実的な設定			
3) 1次冷却材最高削減度	63°C(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			
4) 1次冷却材水位	原子炉停機出口 配管中心高さ+490mm AESJ堆査量+ORIGEN-2	ミッドループ運転時の水位に余裕をみた水位			
5) 核心崩壊熱		標準値(炉心用の包络値)			
6) 1次系開口部	加圧器安全弁(3個取り外し)	炉心用炉心によって決まる炉心熱を考慮して解析条件とするため、標準値を解説条件とする。			
7) 2次系の状態	2次系からの漏出なし	ミッドループ運転時の現実的な設定			
(2) 事故条件					
1) 流出の想定	330m ³ /h [余熱除去ポンプ停止まで]	停止運転時の最大流量			
	燃料堆費用水タンク底り配管 の口径である約0.20m(3インチ) 口径相当 (余熱除去機 器装置後)	最大口径配管			
(3) 重大事故対策に関連する機器条件					
1) ホイスト/電圧注入ポンプ	注入流量	31m ³ /h	蒸散量に余裕をみた流量		
(4) 重大事故対策に關連する操作条件					
1) 対応手段/電圧注入ポンプ作動 分後	運転員専機作余裕の20分後				
高浜発電所3 / 4号炉					
泊発電所3号炉					
					相違理由

5.3 原子炉冷却材の流出

7.4.3 原子炉冷却材の流出

名 称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】標準値(3ループ構造へ)	【参考値】標準値(3ループ構造へ)
(1) 初期条件				
1) 原子炉停止後の時間	72時間	最短時間に余裕をみた時間	55時間	
2) 1次冷却材圧力	大気圧(0 MPa[gage])	ミッドループ運転時の現実的な設定	大気圧(0 MPa[gage])	
3) 1次冷却材最高削減度	93°C(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	93°C(保安規定モードモード5)	
4) 1次冷却材水位	原子炉空気排出人口	原子炉空気排出人口	配管中心高さ:+80mm	
5) 核心崩壊熱	運転中:高さ+100mm AESJ堆査量+0.016GeV ⁻²	炉心運転の包絡値	AESJ堆査量+0.016GeV ⁻²	
6) 1次系開口部	AESJ堆査量全深さ3倍取り外し 加圧器ネット弁1個開放	加圧器全弁3個取り外し 加圧器ネット弁2個開放	2次系から3台合計なし	
7) 2次系の状態	2次系からの合流なし			
(2) 事故条件				
1) 流出の想定	400 m ³ /h[余熱除去ポンプ停止まで]	炉心運転時の最大流量	380 m ³ /h[余熱除去ポンプ停止まで]	
	燃料堆費用水ヒート交換器の口径である約0.2m(8インチ)口径相当(余熱除去機能喪失後)	最大口径配管	燃料堆費用水ヒート交換器の口径である約0.2m(8インチ)口径相当(余熱除去機能喪失後)	
(3) 重大事故等対策に関連する機器条件				
1) 対応手段/電圧注入ポンプ	注入流量	29 m ³ /h	蒸発量を上回る流量	
(4) 重大事故等対策に関連する操作条件				
1) 対応手段/電圧注入ポンプの自動	合流停止とポンプ運転開始の20分後	運転停止とポンプ運転開始の20分後	合流停止とポンプ運転開始の20分後	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対応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)

赤字 : 設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
 青字 : 記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
 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
<p>添付資料 1.2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力について</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ところ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ところは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^{※1}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>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</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ところ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ところは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>	

泊発電所 3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対応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)

赤字 : 設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)
青字 : 記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)
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

図1 1次冷却系ループ圧力勾配

図1 1次冷却系ループ圧力勾配

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 6.2.2 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）

大飯発電所 3 / 4 号炉	泊発電所 3号炉	相違理由
<p>添付資料 1.2.2 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>定期検査工程の概要について</p> <p>定期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>	<p>添付資料 6.2.2</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対応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）

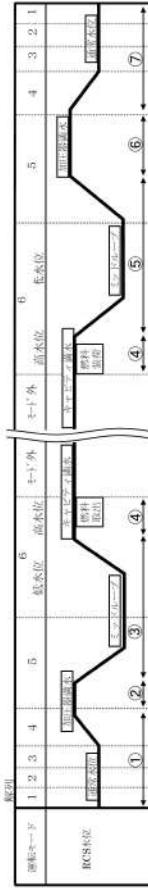
相違理由	泊発電所3号炉 定期検査工程	大飯発電所3／4号炉 定期検査工程																																																				
1. 定期検査工程		<p>解説</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>運転モード</th> <th>1</th> <th>2</th> <th>3</th> <th>4</th> <th>5</th> <th>6</th> <th>7</th> <th>8</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>RCS圧力・温度</td> <td>通常水位</td> <td>定格圧力 15.4 MPa</td> <td>無負荷温度 201.7°C</td> <td>2.7 MPa</td> <td>加圧器溝水</td> <td>低水位</td> <td>高水位</td> <td>モード外</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1"> <thead> <tr> <th>開口部</th> <th>閉じ</th> <th>開放</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>利用可能な除熱手段</td> <td>蒸気発生器を用いた除熱（解析上考慮せず）</td> <td>SG1次側マンホールが開放されている場合による重力注入の効果にも期待できる（貯圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた除熱）</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1"> <thead> <tr> <th>保安開閉機器の規定要件</th> <th>全開閉主回路</th> <th>全閉止回路</th> <th>高圧注入ポンプ</th> <th>加圧タンク</th> <th>規定機器の互換代替機器</th> <th>通常用DG</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>2台</td> <td>2台</td> <td>1台</td> <td>1台</td> <td>3/4基</td> <td>1台</td> <td>2台</td> </tr> <tr> <td>3台</td> <td>3台</td> <td>1台</td> <td>1台</td> <td>3/4基</td> <td>1台</td> <td>3台</td> </tr> <tr> <td>4台</td> <td>4台</td> <td>2台</td> <td>2台</td> <td>3/4基</td> <td>2台</td> <td>4台</td> </tr> </tbody> </table> <p>■：保安規定要件認可申請用箇所からの要求 □：保安規定要件認可申請に上り直進となる要求</p>	運転モード	1	2	3	4	5	6	7	8	RCS圧力・温度	通常水位	定格圧力 15.4 MPa	無負荷温度 201.7°C	2.7 MPa	加圧器溝水	低水位	高水位	モード外	開口部	閉じ	開放	利用可能な除熱手段	蒸気発生器を用いた除熱（解析上考慮せず）	SG1次側マンホールが開放されている場合による重力注入の効果にも期待できる（貯圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた除熱）	保安開閉機器の規定要件	全開閉主回路	全閉止回路	高圧注入ポンプ	加圧タンク	規定機器の互換代替機器	通常用DG	2台	2台	1台	1台	3/4基	1台	2台	3台	3台	1台	1台	3/4基	1台	3台	4台	4台	2台	2台	3/4基	2台	4台
運転モード	1	2	3	4	5	6	7	8																																														
RCS圧力・温度	通常水位	定格圧力 15.4 MPa	無負荷温度 201.7°C	2.7 MPa	加圧器溝水	低水位	高水位	モード外																																														
開口部	閉じ	開放																																																				
利用可能な除熱手段	蒸気発生器を用いた除熱（解析上考慮せず）	SG1次側マンホールが開放されている場合による重力注入の効果にも期待できる（貯圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた除熱）																																																				
保安開閉機器の規定要件	全開閉主回路	全閉止回路	高圧注入ポンプ	加圧タンク	規定機器の互換代替機器	通常用DG																																																
2台	2台	1台	1台	3/4基	1台	2台																																																
3台	3台	1台	1台	3/4基	1台	3台																																																
4台	4台	2台	2台	3/4基	2台	4台																																																
		<p>解説</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>運転モード</th> <th>1</th> <th>2</th> <th>3</th> <th>4</th> <th>5</th> <th>6</th> <th>7</th> <th>8</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>RCS水位</td> <td>通常水位</td> <td>高水位</td> <td>低水位</td> <td>モード外</td> <td>モード外</td> <td>モード外</td> <td>モード外</td> <td>モード外</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1"> <thead> <tr> <th>開口部</th> <th>閉じ</th> <th>開放</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>利用可能な除熱手段</td> <td>蒸気発生器を用いた除熱（解析上考慮せず）</td> <td>SG1次側マンホールが開放されている場合による重力注入の効果にも期待できる（貯圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた除熱）</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1"> <thead> <tr> <th>保安開閉機器の規定要件</th> <th>全開閉主回路</th> <th>全閉止回路</th> <th>高圧注入ポンプ</th> <th>加圧タンク</th> <th>規定機器の互換代替機器</th> <th>通常用DG</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>2台</td> <td>2台</td> <td>1台</td> <td>1台</td> <td>3/4基</td> <td>1台</td> <td>2台</td> </tr> <tr> <td>3台</td> <td>3台</td> <td>1台</td> <td>1台</td> <td>3/4基</td> <td>1台</td> <td>3台</td> </tr> <tr> <td>4台</td> <td>4台</td> <td>2台</td> <td>2台</td> <td>3/4基</td> <td>2台</td> <td>4台</td> </tr> </tbody> </table> <p>■：保安規定要件認可申請用箇所からの要求 □：保安規定要件認可申請に上り直進となる要求</p>	運転モード	1	2	3	4	5	6	7	8	RCS水位	通常水位	高水位	低水位	モード外	モード外	モード外	モード外	モード外	開口部	閉じ	開放	利用可能な除熱手段	蒸気発生器を用いた除熱（解析上考慮せず）	SG1次側マンホールが開放されている場合による重力注入の効果にも期待できる（貯圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた除熱）	保安開閉機器の規定要件	全開閉主回路	全閉止回路	高圧注入ポンプ	加圧タンク	規定機器の互換代替機器	通常用DG	2台	2台	1台	1台	3/4基	1台	2台	3台	3台	1台	1台	3/4基	1台	3台	4台	4台	2台	2台	3/4基	2台	4台
運転モード	1	2	3	4	5	6	7	8																																														
RCS水位	通常水位	高水位	低水位	モード外	モード外	モード外	モード外	モード外																																														
開口部	閉じ	開放																																																				
利用可能な除熱手段	蒸気発生器を用いた除熱（解析上考慮せず）	SG1次側マンホールが開放されている場合による重力注入の効果にも期待できる（貯圧タンク及び恒設代替低圧注水ポンプを用いた除熱）																																																				
保安開閉機器の規定要件	全開閉主回路	全閉止回路	高圧注入ポンプ	加圧タンク	規定機器の互換代替機器	通常用DG																																																
2台	2台	1台	1台	3/4基	1台	2台																																																
3台	3台	1台	1台	3/4基	1台	3台																																																
4台	4台	2台	2台	3/4基	2台	4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 6.2.2 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）

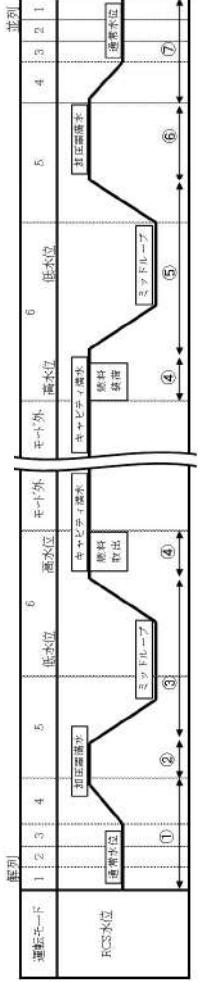
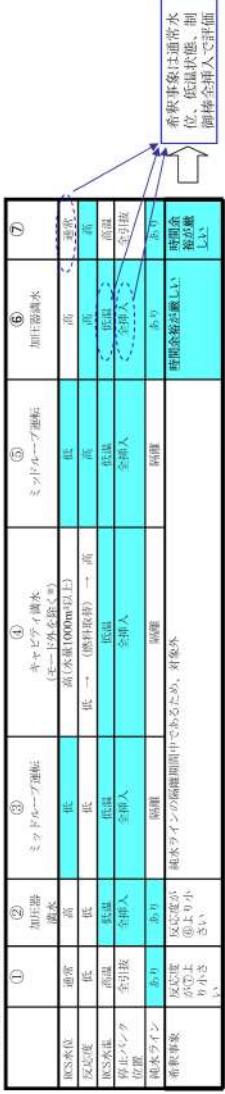
2. 事象想定の考え方



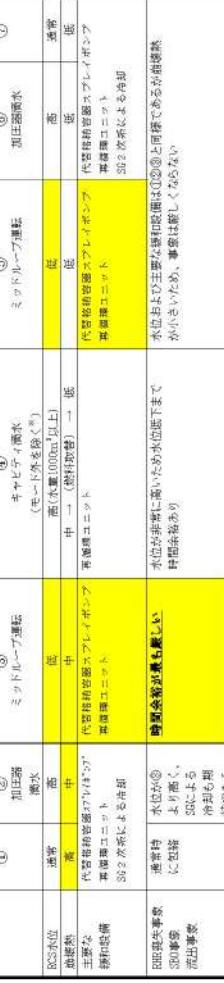
100



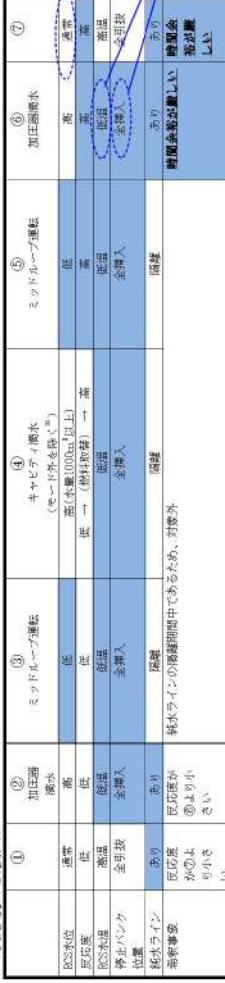
卷之三



＜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＞



＜反応度の器投入＞



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】

泊発電所 3号炉

相違理由

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. 重大事故等への対応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、プラントを停止しクールダウンを行った後、燃料を取り出す前に1次冷却材系統を水抜きし、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 $680\text{m}^3/\text{h}$ である余熱除去流量を $450\text{m}^3/\text{h}$ 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 $+20\text{cm}$ 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>【ミッドループ運転水位】 ノズルセンター $+20\text{cm}$ (EL 23.10m)</p> <p>ノズルセンター (EL 22.90m)</p> <p><1次冷却材系統 水位低警報></p> <p>SG</p> <p>原子炉容器</p> <p>空気</p> <p>炉心</p> <p>原子炉冷却材ポンプ</p> <p>ポンプ</p> <p>冷却器</p> <p>余熱除去系統</p> <p>拡大</p>	<p>3. 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、プラントを停止しクールダウンを行った後、燃料を取り出す前に1次冷却材系統を水抜きし、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 $681\text{m}^3/\text{h}$ である余熱除去流量を $400\text{m}^3/\text{h}$ 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 $+10\text{cm}$ 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>ミッドループ運転水位 ノズルセンタ $+10\text{cm}$ (T.P. 22.81m)</p> <p>安全弁取り外し</p> <p>加圧器</p> <p>蒸気発生器</p> <p>伝熱管</p> <p>水室</p> <p>1次冷却材ポンプ</p> <p>原子炉容器</p> <p>余熱除去ポンプ</p> <p>余熱除去冷却器</p> <p>高警報 T.P. 22.05m 低警報 T.P. 22.62m</p> <p>RCS 水位は「RCS ループ水位高低」警報により監視する。</p>	設備の相違

泊発電所 3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対応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
<p>添付資料 1.3.1</p> <p>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>「操作名称」</p> <ol style="list-style-type: none"> 1. 作業（操作）概要：各作業の操作内容の概要を記載 2. 必要要員数及び作業（操作）時間 <ol style="list-style-type: none"> (1) 必要要員数：作業に必要な要員数を記載 (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。 (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 3. 操作の成立性について <ol style="list-style-type: none"> (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 (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>【比較のため入替え】</p> <ol style="list-style-type: none"> (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 (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>添付資料 6.3.1</p> <p>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> <ol style="list-style-type: none"> 1. 作業（操作）概要：各作業の操作内容の概要を記載 2. 作業（操作）時間 <ol style="list-style-type: none"> (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。 (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 3. 操作の成立性について <ol style="list-style-type: none"> (1) 状況：耐震建屋を通るルート、操作場所を記載 (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 (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 (4) 操作性：現場作業の操作性について記載 	<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>記載の適正化 ・(2) 作業環境に記載</p> <p>記載の適正化 ・(2) 作業環境に記載</p>

表 重大事故等対策の成立性確認(1/16)

6. 重大事故等への対応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）

3.1-2

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 6.3.1 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）

6. 重大事故等への対処に係る指直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母の成立性確認結果について）

表 重大事故等対策の成立性確認(3/16)

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）

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）

⁶ 重大事故等への対応に係る指針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)

表1 重大事故等対策の成立性確認

No.	作業実行日	実施する作業内容・ 手順(作業手順書名・ 手順番号)	操作する機器の 種別(機器名)	操作する機器の 状況(運転時間)	作業実行場所		作業実行時間	作業実行者	操作能力指 標(%)
					作況	通常・非常			
6	操作小室確認	操作小室確認手順書 (手順番号)	通常運転室	通常運転室 (中央監視盤)	通常運転室と同様 の作業手順を行っている。 このうち、全運転アラーム を確認。	通常運転室と同様 の作業手順を行っている。 このうち、全運転アラーム を確認。	1.4 1.7 1.8	通常運転室と同様 の作業手順を行っている。 このうち、全運転アラーム を確認。	1.2 1.3 1.6
7	代管移行音響ブ레이 ーカー操作装置確認 (手順番号)	代管移行音響ブ레이 ーカー操作装置 (手順番号)	7.1.1 7.1.3 7.1.4 7.1.1 7.1.2 7.4.1 7.4.2	通常運転室 (中央監視盤)	操作手順書 (8頁・A頁) 外気と同様	操作手順書 (8頁・A頁) 外気と同様	1.4 1.7 1.8	操作手順書 (8頁・A頁) 外気と同様	1.4 1.7 1.8
7	代管移行音響ブ레이 ーカー操作装置確認 (手順番号)	代管移行音響ブ레이 ーカー操作装置 (手順番号)	7.1.1 7.1.3 7.1.4 7.2.1 7.2.2 7.4.1 7.4.2	操作手順書 (中央監視盤)	操作手順書 (8頁・A頁) 外気と同様	操作手順書 (8頁・A頁) 外気と同様	1.4 1.7 1.8	操作手順書 (8頁・A頁) 外気と同様	1.4 1.7 1.8

相違理由

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表 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）

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)

表 重大事故対策の成立性確認(6/16)

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 1 重大事故等対策の成立性確認

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表 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）

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	
No.	作業項目	漏れの原因		漏れの性質		漏れの原因		漏れの性質		漏れの原因		漏れの性質		漏れの原因		漏れの性質		漏れの原因		漏れの性質	
		操作・作業	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	操作・作業	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	操作・作業	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	操作・作業	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	操作・作業	漏れの性質
21	緊急停止装置動作 （停機操作）	緊急停止装置動作 （停機操作）	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの性質
22	注水ポンプの起動操作 （起動操作）	注水ポンプの起動操作 （起動操作）	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの性質
23	電磁弁入力装置動作 （起動操作）	電磁弁入力装置動作 （起動操作）	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの性質
24	給排水人手操作	給排水人手操作	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの性質
25	高圧給排水ポンプ操作 （起動操作）	高圧給排水ポンプ操作 （起動操作）	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの性質
26	低圧給排水ポンプ操作 （起動操作）	低圧給排水ポンプ操作 （起動操作）	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの性質
11	シールド施工	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質
12	日一ガスベンチャーブレーバード （起動操作）	日一ガスベンチャーブレーバード （起動操作）	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの原因	漏れの性質	操作・作業	漏れの性質

表1 重大事故等対策の成立性確認

表1 重大事故等対策の成立性確認

泊発電所 3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対応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 大事故等の成立性確認(16)

表1 重大事故等対策の成立性確認

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（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）

⁶ 重大事故対応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 重大事故対応の有効性評価における作業母の成立性確認結果について）

3.1-11

表 重大事故等対策の成立性確認(11/16)

6. 重大事故等への対応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1 重大事故等に対する成立性確認

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 (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）

⁶ 重大事故対応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 重大事故対応の有効性評価における作業母の成立性確認結果について）

表1 重大事故等対策の成立性確認

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）

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）

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母の成立性確認結果について）

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）

5. 重大事故等への対処に係る指直し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）

泊発電所 3号炉 有効性評価 比較表

(第2回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)

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）

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

6. 重大事故等への対応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		
No.	作業項目	実行状況と操作手順	事故 シーケンス (発生時間)	操作(「実施」 の場合は「実施時間」) (実施時間)	作業実績		相違 (緑色、青色)	操作手順 (緑色、青色)	操作手順 (緑色、青色)				
					操作手順 (実施時間)	操作手順 (実施時間)							
41	高圧保安ゲージによる 炉心部水位監視	操作手順 (実施時間)	7.4.1 7.4.3	2 分 2 分	操作手順 (実施時間)	操作手順 (実施時間)	操作手順 (実施時間)と同様	操作手順 (実施時間)と同様	操作手順 (実施時間)と同様	-	通常原子炉運転中と同じ		
42	汽蒸器水位計によると 水位が下降傾向	操作手順 (実施時間)	7.4.1 7.4.3	5 分 2 分	操作手順 (実施時間)	操作手順 (実施時間)	操作手順 (実施時間)と同様	操作手順 (実施時間)と同様	操作手順 (実施時間)と同様	-	通常原子炉運転中と同じ		
43	燃料取扱用ホジットによる代物が止まらず 止まらない	操作手順 (実施時間)	7.4.1 7.4.2	5 分 4 分	操作手順 (実施時間)	操作手順 (実施時間)	操作手順 (実施時間)と同様	操作手順 (実施時間)と同様	操作手順 (実施時間)と同様	-	通常原子炉運転中と同じ		
44	冷却塔水栓取扱い所 開閉操作	操作手順 (実施時間)	7.4.3	操作手順	操作手順 (実施時間)	操作手順 (実施時間)	操作手順 (実施時間)と同様	操作手順 (実施時間)と同様	操作手順 (実施時間)と同様	-	通常原子炉運転中と同じ		
45	冷却塔水栓操作	操作手順 (実施時間)	7.4.4	1 分	操作手順 (実施時間)	操作手順 (実施時間)	操作手順 (実施時間)と同様	操作手順 (実施時間)と同様	操作手順 (実施時間)と同様	-	通常原子炉運転中と同じ		

表 1 重大事故等対策の成立性確認

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表
6. 重大事故等への対応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)

相違理由	泊発電所3号炉						
	作業項目	実施部門・作業者名	実施時間	作業場所	作業種類	状況	操作性
表1 重大事故等対策の成立性確認結果							
	4.1. 水槽水先端への注水 水槽水 (操作)	運転部門 運転室	7.1.2 1時45分	ボイラー室 外壁と内壁 (外壁)	保守点検と同程度	操作性 操作性 操作性	操作性 操作性 操作性
	4.2. 水槽水ピット換水 水槽水 (操作)	運転部門 運転室	7.1.2 40分	ボイラー室 外壁と内壁 (外壁)	保守点検と同程度	操作性 操作性 操作性	操作性 操作性 操作性

泊発電所 3号炉 有効性評価 比較表

6. 重大事故等への対応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1 重大事故等対策の成立性確認

相違理由

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表 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)

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）

重天事故対策の成り立性論記

.3.1-21

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表
 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)

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

表1 重大事故等対策の成立性確認記録

No.	作業種別	具体的な作業内容・作業部位	リード者名 (所属組織)	施設等・停電の実施場所 (実施場所)	社外 内面・流送	社会的状況 (年月・曜日)	作業場所 (年月・曜日)	作業結果		適用手続 (年月・曜日)	適合性
								作業時間	作業結果		
43	原子炉建屋内保守点検 (点検)	精査用測定器による点検 (点検用測定器)	7.1.1 7.1.3 7.2.1 7.4.2	7.1.1 7.1.3 7.2.1 7.4.2	4時00分 2時00分 1時00分 7時00分	操作開始 (年月・曜日)	外風と同程度 (年月・曜日)	[なし]無効化済み	操作開始は、リード 者より操作手順を示され た。操作者は、指示通りに 操作を行った。操作結果は、 リード者は、操作結果を評価 した。	操作開始 (年月・曜日)	-
44	原子炉建屋内保守点検 (点検)	精査用測定器による点検 (点検用測定器)	7.1.1 7.1.3 7.2.1 7.4.2	7.1.1 7.1.3 7.2.1 7.4.2	2020 5分 5分 1時00分 31分 23分 1時00分 30分	操作開始 (年月・曜日)	操作開始 (年月・曜日)	[なし]無効化済み	操作開始は、リード 者より操作手順を示され た。操作者は、指示通りに 操作を行った。操作結果は、 リード者は、操作結果を評価 した。	操作開始 (年月・曜日)	-
45	原子炉建屋内保守点検 (点検)	精査用測定器による点検 (点検用測定器)	7.1.1 7.1.3 7.2.1 7.4.2	7.1.1 7.1.3 7.2.1 7.4.2	1時00分 1時00分 1時00分 1時00分 31分 23分 1時00分 30分	操作開始 (年月・曜日)	操作開始 (年月・曜日)	[なし]無効化済み	操作開始は、リード 者より操作手順を示され た。操作者は、指示通りに 操作を行った。操作結果は、 リード者は、操作結果を評価 した。	操作開始 (年月・曜日)	-
46	可動部品清掃点検 付帯	A-基部注入ポンプ 水供給装置の点検	7.1.1 7.1.3 7.4.2	7.1.1 7.1.3 7.4.2	1時00分 30分 30分 1時00分 30分	操作開始 (年月・曜日)	操作開始 (年月・曜日)	[なし]無効化済み	操作開始は、リード 者より操作手順を示され た。操作者は、指示通りに 操作を行った。操作結果は、 リード者は、操作結果を評価 した。	操作開始 (年月・曜日)	-