

資料 6 - 2

泊発電所 3 号炉 審査資料	
資料番号	SAE743-9 r. 5.0
提出年月日	令和5年3月31日

泊発電所 3 号炉
重大事故等対策の有効性評価
比較表

7.4.3 原子炉冷却材の流出

令和 5 年 3 月
北海道電力株式会社

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）

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所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
------------	------------	-------------	---------	------

比較結果等を取りまとめた資料

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 : なし

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 : 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 : なし

1-3) バックフィット関連事項

なし

2. 大飯3/4号炉・大飯3/4号炉まとめ資料との比較結果の概要

2-1) 比較表の構成について

・泊と大飯、高浜で記載が異なる箇所は右上凡例に従い色付けをし、「相違理由」欄に相違理由を記載しているプラントを【大飯】【高浜】と記載している

2-2) 泊3号炉の特徴について

・泊3号は他のPWR3ループプラントに比べて以下の特徴がある（添付資料6.5.8）

- 補助給水流量が小さい : 「全交流動力電源喪失」では、蒸気発生器保有水量の回復が遅くなる傾向がある
- 余熱除去ポンプの注入特性（高圧時の注入流量が若干多い） : 「ECCS注水機能喪失（2インチ破断）」では、燃料が露出せず終始冠水状態となる
- CV関連パラメータ（CV自由体積が若干小さく、格納容器再循環ユニットの除熱特性も若干低い） : 原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器雰囲気温度が高めに推移する傾向がある

2-3) 有効性評価の主な項目（1/2）

項目	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
事故シーケンスグループの特徴	原子炉停止中に、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、誤操作等によって系外への漏えいが発生する。このため、1次冷却材が流出することで、余熱除去機能が喪失し、緩和措置がとられない場合には、1次冷却系保有水量が減少することで炉心が露出し、炉心損傷に至る。	原子炉停止中に、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、誤操作等によって系外への漏えいが発生する。このため、1次冷却材が流出することで、余熱除去機能が喪失し、緩和措置がとられない場合には、1次系保有水量が減少することで炉心が露出し、炉心損傷に至る。	原子炉の運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への1次冷却材の流出が想定される。このため、1次冷却材の流出に伴い余熱除去機能が喪失し、緩和措置がとられない場合には、1次冷却系保有水量が減少することで燃料が露出し、燃料損傷に至る。	相違なし

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）

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所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
2-3) 有効性評価の主な項目 (2/2)				
項目	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
燃料損傷防止対策 (長期対策)	燃料が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするために 充てんポンプ による炉心注水を整備する。長期的な除熱を可能とするため、格納容器スプレイポンプによる代替再循環及び格納容器スプレイ並びに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を整備する。	燃料が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするために 充てん/高圧注入ポンプ による炉心注水を整備する。長期的な除熱を可能とするため、格納容器スプレイポンプによる代替再循環及び格納容器スプレイ並びに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を整備する。	燃料が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、 初期の対策として充てんポンプ による炉心注水を整備する。 また、安定状態に向けた対策として格納容器スプレイポンプによる代替再循環及び格納容器スプレイ並びに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を整備する。	相違なし
重要事故シーケンス	「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」			相違なし
有効性評価の結果 (評価項目等)	燃料有効長頂部の冠水： 充てんポンプ による炉心注水によって、炉心は露出することなく 燃料有効長頂部は冠水している 。 放射線の遮蔽が維持される水位の確保：燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器 ふたが閉止されている状態 であり、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができるため、燃料取替時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できる。 未臨界の確保：事象進展中の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において 約-6.2% Δk/k であり、未臨界であることを確認した。	燃料有効長頂部の冠水： 充てん/高圧注入ポンプ による炉心注水によって、炉心は露出することなく 燃料有効長頂部は冠水している 。 放射線の遮蔽が維持される水位の確保：燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器 ふたが閉止されている状態 であり、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができるため、燃料取替時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できる。 未臨界の確保：事象進展中の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において 約-4.6% Δk/k であり、未臨界であることを確認した。	燃料有効長頂部の冠水： 充てんポンプ による炉心注水によって、炉心は露出することなく燃料は冠水 維持される 。 放射線の遮蔽が維持される水位の確保：燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器 蓋は閉止されている状態 であり、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができるため、燃料取替時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮蔽は 維持される 。 未臨界の確保： 事象進展中 の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において 約-7.1% Δk/k であり、未臨界であることを確認した。	相違なし (燃料損傷防止対策が異なるが、燃料有効長頂部が冠水している点では同様。また、未臨界の確保では炉心反応度の最大値が異なるが、最大値が0未満であり未臨界を確保できている点では同様。)
2-4) 主な相違				
・泊、大飯、高浜のプラント設備の相違以外に、上記2-3)に記載した事項以外の主な相違はない				
2-5) 差異の識別の省略				
相違理由	大飯発電所3/4号炉	高浜発電所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	充てんポンプ	充てん/高圧注入ポンプ	充てんポンプ	-
	燃料取替用水ピット	燃料取替用水タンク	燃料取替用水ピット	-
	A格納容器スプレイポンプ	A格納容器スプレイポンプ	B格納容器スプレイポンプ	-
	B格納容器スプレイポンプ	B格納容器スプレイポンプ	A格納容器スプレイポンプ	-
	A、D格納容器再循環ユニット	A、B格納容器再循環ユニット	C、D格納容器再循環ユニット	-
記載表現の相違	1次冷却系	1次系	1次冷却系	(大飯と同様)
	蒸散	蒸散	蒸発	泊では「蒸発」で統一

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）

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所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>5.3 原子炉冷却材の流出</p> <p>5.3.1 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」、「水位維持に失敗する事故」及び「オーバードレンとなる事故」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、原子炉停止中に、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、誤操作等によって系外への漏えいが発生する。このため、1次冷却材が流出することで、余熱除去機能が喪失し、緩和措置がとられない場合には、1次冷却系保有水量が減少することで炉心が露出し、炉心損傷に至る。</p>	<p>5.3 原子炉冷却材の流出</p> <p>5.3.1 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」、「水位維持に失敗する事故」及び「オーバードレンとなる事故」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、原子炉停止中に、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、誤操作等によって系外への漏えいが発生する。このため、1次冷却材が流出することで、余熱除去機能が喪失し、緩和措置がとられない場合には、1次系保有水量が減少することで炉心が露出し、炉心損傷に至る。</p>	<p>5.3 原子炉冷却材の流出</p> <p>5.3.1 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に含まれる事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、①「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」、②「原子炉冷却材の流出（CUWブロー時の冷却材流出）+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」、③「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」及び④「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」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、原子炉の運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の流出が発生することを想定する。このため、原子炉冷却材の流出に伴い原子炉冷却材が減少することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉水位の低下により燃料が露出し、燃料損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは、原子炉冷却材の流出によって燃料損傷に至る事故シーケンスグループである。このため、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評価には、注水機能に対する重大事故等対処設備に期待す</p>	<p>7.4.3 原子炉冷却材の流出</p> <p>7.4.3.1 事故シーケンスグループの特徴、燃料損傷防止対策</p> <p>(1) 事故シーケンスグループ内の事故シーケンス</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に含まれる事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、「原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」、「水位維持に失敗する事故」及び「オーバードレンとなる事故」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び燃料損傷防止対策の基本的考え方</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、原子炉の運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への1次冷却材の流出が発生することを想定する。このため、1次冷却材の流出に伴い余熱除去機能が喪失し、緩和措置がとられない場合には、1次冷却系保有水量が減少することで燃料が露出し、燃料損傷に至る。</p> <p>本事故シーケンスグループは、1次冷却材の流出によって燃料損傷に至る事故シーケンスグループである。このため、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評価には、注水機能に対する重大事故等対処設備に期待す</p>	<p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</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）

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所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>したがって、本事故シーケンスグループでは、炉心注水を行うことにより1次冷却系保有水を確保し、燃料損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって除熱を行う。</p> <p>(3) 燃料損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」における機能喪失に対して、燃料が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするために充てんポンプによる炉心注水を整備する。長期的な除熱を可能とするため、格納容器スプレイポンプによる代替再循環及び格納容器スプレイ並びに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を整備する。</p> <p>対策の概略系統図を第5.3.1図に、対応手順の概要を第5.3.2図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第5.3.1表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループのうち、「5.3.2(1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員及び緊急時対策本部要員で構成され、合計12名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及</p>	<p>したがって、本事故シーケンスグループでは、炉心注水を行うことにより1次系保有水を確保し、燃料損傷を防止する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって除熱を行う。</p> <p>(3) 燃料損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」における機能喪失に対して、燃料が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするために充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水を整備する。長期的な除熱を可能とするため、格納容器スプレイポンプによる代替再循環及び格納容器スプレイ並びに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を整備する。</p> <p>対策の概略系統図を第5.3.1.1図に、対応手順の概要を第5.3.1.2図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を第5.3.1.1表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループのうち、「5.3.2(1) 有効性評価の方法」に示す重要事故シーケンスにおける3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員及び本部要員で構成され、合計12名である。その内訳は以下のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視・指示を行う</p>	<p>ることが考えられる。</p> <p>したがって、本事故シーケンスグループでは、原子炉圧力容器からの原子炉冷却材流出の停止や、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を行うことで必要量の原子炉冷却材を確保することによって、燃料損傷の防止を図る。また、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転による最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより、原子炉を除熱する。</p> <p>(3) 燃料損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」における機能喪失に対して、燃料が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、運転員による原子炉冷却材流出の停止及び残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水手段を整備する。</p> <p>これらの対策の概略系統図を第5.3.1図及び第5.3.2図に、手順の概要を第5.3.3図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第5.3.1表に示す。</p> <p>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において、重大事故等対策に必要な要員は、中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員で構成され、合計11名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、発電課長1名、発電副長1名及び運転操作対応を行う運転</p>	<p>ることが考えられる。</p> <p>したがって、本事故シーケンスグループでは、充てんポンプによる炉心注水を行うことで必要量の1次冷却材を確保することによって、燃料損傷の防止を図る。また、代替再循環及び格納容器スプレイ並びに格納容器内自然対流冷却による最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより、原子炉を除熱する。</p> <p>(3) 燃料損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」における機能喪失に対して、燃料が著しい損傷に至ることなく、かつ、十分な冷却を可能とするため、初期の対策として充てんポンプによる炉心注水を整備する。また、安定状態に向けた対策として格納容器スプレイポンプによる代替再循環及び格納容器スプレイ並びに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を整備する。</p> <p>これらの対策の概略系統図を第7.4.3.1図に、対応手順の概要を第7.4.3.2図に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と操作手順の関係を第7.4.3.1表に示す。</p> <p>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において、重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員及び災害対策本部要員で構成され、合計9名である。その内訳は次のとおりである。中央制御室の運転員は、中央監視及び指示を行う発電課長（当直）及び副長の2名、運転操作対応を行う運</p>	<p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 体制の相違 ・シングルブランド ・ツインプラント による相違を除けば、対応機信、要員</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）

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所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>び指示を行う当直課長及び当直主任の2名、運転操作対応を行う運転員4名である。発電所構内に常駐している要員のうち、関係各所に通報連絡等を行う緊急時対策本部要員は6名である。この必要な要員と作業項目について第5.3.3図に示す。</p> <p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、12名で対処可能である。</p> <p>a. 1次冷却系の水位低下による余熱除去機能喪失の判断</p> <p>1次冷却材流出により1次冷却系の水位が低下し、余熱除去ポンプの運転に必要な水頭圧が確保できなくなり、余熱除去ポンプがトリップする。余熱除去系2系統の運転不能により、余熱除去機能喪失と判断する。</p> <p>余熱除去機能喪失の判断に必要な計装設備は、余熱除去流量である。</p> <p>b. 余熱除去機能喪失時の対応</p> <p>余熱除去機能回復操作を実施するとともに、1次冷却材の流出原因調査及び隔離操作を行う。 (添付資料 5.3.1)</p>	<p>当直課長及び当直主任の2名、運転操作対応を行う運転員4名である。発電所構内に常駐している要員のうち、関係各所に通報連絡等を行う本部要員は6名である。この必要な要員と作業項目について第5.3.1.3図に示す。</p> <p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、12名で対処可能である。</p> <p>a. 1次系の水位低下による余熱除去機能喪失の判断</p> <p>1次冷却材流出により1次系の水位が低下し、余熱除去ポンプの運転に必要な水頭圧が確保できなくなり、余熱除去ポンプがトリップする。余熱除去系2系統の運転不能により、余熱除去機能喪失と判断する。</p> <p>余熱除去機能喪失の判断に必要な計装設備は、余熱除去流量である。</p> <p>b. 余熱除去機能喪失時の対応</p> <p>余熱除去機能回復操作を実施するとともに、1次冷却材の流出原因調査及び隔離操作を行う。</p>	<p>員3名である。発電所構内に常駐している要員のうち、通報連絡等を行う発電所対策本部要員は6名である。必要な要員と作業項目について第5.3.4図に示す。</p> <p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、11名で対処可能である。</p> <p>a. 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出確認</p> <p>原子炉の運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への原子炉冷却材の流出が発生する。</p> <p>なお、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の吸込み配管の高さは燃料有効長頂部以下にあるため、本事故シーケンスの水位低下量においては崩壊熱除去機能は維持される。原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位（広帯域）等である。 (添付資料 5.1.1)</p> <p>b. 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出停止確認</p> <p>原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から漏れいしている箇所の隔離を行うことで、原子炉冷却材流出が停止することを確認する。</p>	<p>転員4名である。発電所構内に常駐している要員のうち、関係各所に通報連絡等を行う災害対策本部要員は3名である。必要な要員と作業項目について第7.4.3.3図に示す。</p> <p>なお、重要事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を重要事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、9名で対処可能である。</p> <p>a. 1次冷却系の水位低下による余熱除去機能喪失の判断</p> <p>1次冷却材流出により1次冷却系の水位が低下し、余熱除去ポンプの運転に必要な水頭圧が確保できなくなり、余熱除去ポンプがトリップする。余熱除去系2系統の運転不能により、余熱除去機能喪失と判断する。</p> <p>余熱除去機能喪失の判断に必要な計装設備は、低圧注入流量である。 (添付資料 7.4.1.17)</p> <p>b. 余熱除去機能喪失時の対応</p> <p>余熱除去機能回復操作を実施するとともに、1次冷却材の流出原因調査及び隔離操作を行う。 (添付資料 7.4.3.1)</p>	<p>数ともに同等</p> <p>【大阪、高浜】体制の相違</p> <p>【大阪、高浜】設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】添付資料の相違（女川実議の反映）</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）

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所3 / 4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>c. 原子炉格納容器からの退避指示及び格納容器エアロックの閉止 原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバケーションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。作業員が所定の退避場所へ退避したことを確認すれば、格納容器エアロックを閉止する。 (添付資料 5.1.1)</p> <p>d. 原子炉格納容器隔離操作 放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込めるため、原子炉格納容器隔離を行う。</p> <p>e. 充てんポンプによる炉心注水及び1次冷却系保有水確保 充てんポンプにより燃料取替用水ピット水を炉心注水し、1次冷却系保有水を維持するとともに、加圧器安全弁(3個取外し中)からの蒸散により崩壊熱を除去する。 充てんポンプによる炉心注水及び1次冷却系保有水確保の操作に必要な計装設備は、加圧器水位等である。</p> <p>f. アンユラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動 格納容器圧力(広域)計指示が上昇し39.0kPa[gage]になれば、アンユラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策としてアンユラス空気浄化ファンを起動する。 また、中央制御室の作業環境確保のため、中央制御室非常用循環系を起動する。</p>	<p>c. 原子炉格納容器からの退避指示及び格納容器エアロックの閉止 原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバケーションアラーム又はページング装置により退避の指示を行う。作業員が所定の退避場所へ退避したことを確認すれば、格納容器エアロックを閉止する。 (添付資料 5.1.1)</p> <p>d. 原子炉格納容器隔離操作 放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込めるため、原子炉格納容器隔離を行う。</p> <p>e. 充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水及び1次系保有水確保 充てん/高圧注入ポンプにより燃料取替用水タンク水を炉心に注水し、1次系保有水を維持するとともに、加圧器安全弁(3個取外し中)からの蒸散により崩壊熱を除去する。 充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水及び1次系保有水確保の操作に必要な計装設備は、加圧器水位等である。</p> <p>f. アンユラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動 格納容器広域圧力計指示が上昇し25.5kPa[gage]になれば、アンユラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策としてアンユラス空気浄化ファンを起動する。 また、中央制御室の作業環境確保のため、中央制御室非常用循環系を起動する。</p>	<p>隔離操作完了により、正常な残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)の運転となる。 原子炉冷却材圧力バウンダリ外への原子炉冷却材流出停止を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位(広帯域)等である。</p> <p>c. 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水 原子炉冷却材流出により低下した原子炉水位を回復するため、中央制御室からの遠隔操作により残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水を開始し、原子炉水位を回復する。 残留熱除去系(低圧注水モード)による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、残留熱除去系ポンプ出口流量等である。</p>	<p>c. 原子炉格納容器からの退避指示及び格納容器エアロックの閉止 原子炉格納容器内にいる作業員に対して格納容器内退避警報又は所内通話設備により退避の指示を行う。作業員が原子炉格納容器外へ退避したことを確認すれば、格納容器エアロックを閉止する。 (添付資料 7.4.1.1)</p> <p>d. 原子炉格納容器隔離操作 放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込めるため、原子炉格納容器隔離を行う。</p> <p>e. 充てんポンプによる炉心注水及び1次冷却系保有水確保 充てんポンプにより燃料取替用水ピット水を炉心に注水し、1次冷却系保有水を維持するとともに、加圧器安全弁(3個取外し中)からの蒸発により崩壊熱を除去する。 充てんポンプによる炉心注水及び1次冷却系保有水確保の操作に必要な計装設備は、加圧器水位等である。</p> <p>f. アンユラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動 原子炉格納容器圧力指示が上昇し0.025MPa[gage]になれば、アンユラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策としてアンユラス空気浄化ファンを起動する。 また、中央制御室の作業環境確保のため、中央制御室非常用循環系を起動する。</p>	<p>【大阪、高浜】 設備名称の相違 【大阪、高浜】 記載表現の相違(伊方と同様)</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違 【大阪、高浜】 設計の相違</p>

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

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

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所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>大阪発電所3/4号炉</p> <p>アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動に必要な計装設備は、格納容器圧力（広域）である。</p> <p>g. 代替再循環運転又は高圧再循環運転による1次冷却系の冷却</p> <p>長期対策として、燃料取替用水ピットを水源とした充てんポンプによる炉心冷却を継続して実施する。</p> <p>また、余熱除去機能が回復しない状態で燃料取替用水ピット水位計指示が再循環切替水位（3号炉：12.5%、4号炉：16.0%）到達及び格納容器再循環サンプル水位（広域）計指示が56%以上であることを確認し、格納容器再循環サンプルからA格納容器スプレイポンプを経てA格納容器スプレイ冷却器で冷却した水をA余熱除去系統及びA格納容器スプレイ系統に整備している連絡ラインより炉心注水する代替再循環運転又は高圧注入ポンプを経て炉心注水する高圧再循環運転に切り替えることで、継続的な炉心冷却を行う。</p> <p>代替再循環運転による1次冷却系の冷却操作に必要な計装設備は、余熱除去流量等であり、高圧再循環運転による1次冷却系の冷却操作に必要な計装設備は、高圧注入流量等である。</p> <p>h. 格納容器内自然対流冷却</p> <p>長期対策として、A、D格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行うことで、原子炉格納容器内の除熱を</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p> <p>アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動に必要な計装設備は、格納容器広域圧力である。</p> <p>g. 代替再循環運転による1次系の冷却</p> <p>長期対策として、燃料取替用水タンクを水源とした充てん/高圧注入ポンプによる炉心冷却を継続して実施する。</p> <p>また、余熱除去機能が回復しない状態で燃料取替用水タンク水位計指示が16%到達及び格納容器再循環サンプル広域水位計指示が67%以上であることを確認し、格納容器再循環サンプルからA格納容器スプレイポンプを経てA格納容器スプレイ冷却器で冷却した水をA余熱除去系統及びA格納容器スプレイ系統に整備している連絡ラインより炉心注水する代替再循環運転に切り替えることで、継続的な炉心冷却を行う。</p> <p>代替再循環運転による1次系の冷却操作に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。</p> <p>h. 格納容器内自然対流冷却</p> <p>長期対策として、A、B格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行うことで、原子炉格納容器内の除熱を</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動に必要な計装設備は、原子炉格納容器圧力である。</p> <p>g. 代替再循環運転又は高圧再循環運転による1次冷却系の冷却</p> <p>燃料取替用水ピットを水源とした充てんポンプによる炉心注水を継続して実施する。</p> <p>また、余熱除去機能が回復しない状態で、燃料取替用水ピット水位指示が再循環切替水位16.5%到達及び格納容器再循環サンプル水位（広域）指示が71%以上であることを確認し、格納容器再循環サンプルからB-格納容器スプレイポンプを経てB-格納容器スプレイ冷却器で冷却した水をB-余熱除去系統及びB-格納容器スプレイ系統に整備している連絡ラインより炉心注水する代替再循環運転又は高圧注入ポンプを経て炉心注水する高圧再循環運転に切り替えることで、継続的な炉心冷却を行う。</p> <p>代替再循環運転による1次冷却系の冷却操作に必要な計装設備は、低圧注入流量等であり、高圧再循環運転による1次冷却系の冷却操作に必要な計装設備は、高圧注入流量等である。</p> <p>h. 格納容器内自然対流冷却</p> <p>C、D-格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を通水し、格納容器内自然対流冷却を行うことで、原子炉格納容器内の除熱を継続的に実施す</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【高浜】 設計の相違</p> <p>・泊は非アニュラスピットであり、高圧再循環に余熱除去系を使用しないため、余熱除去系が機能喪失している本事業において高圧再循環を実施することが可能である（大阪と同様）</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違</p> <p>・燃料取替用水ピットの切替水位設定の差異</p> <p>【大阪、高浜】 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）

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所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>継続的に実施する。</p> <p>格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。</p> <p>なお、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じてB格納容器スプレイポンプにより、格納容器スプレイ再循環運転を継続的に行う。</p>	<p>継続的に実施する。</p> <p>格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。</p> <p>なお、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じてB格納容器スプレイポンプにより、格納容器スプレイ系再循環運転を継続的に行う。</p>		<p>る。</p> <p>格納容器内自然対流冷却に必要な計装設備は、格納容器内温度等である。</p> <p>なお、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じてA格納容器スプレイポンプにより、格納容器スプレイ再循環運転を継続的に行う。</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）

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所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>5.3.2 燃料損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、1次冷却材の流出流量の観点から代表性があり、1次冷却系保有水の確保の観点から、炉心崩壊熱が高く、1次冷却系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」である。</p>	<p>5.3.2 燃料損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、1次冷却材の流出流量の観点から代表性があり、1次系保有水の確保の観点から、崩壊熱が高く、1次系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」である。</p>	<p>5.3.2 燃料損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、事象認知までに要する時間（点検作業に伴う原子炉冷却材の流出事象は検知が容易）及び原子炉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」である^{※1}。残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）は通常、2系統あるうち1系統を用いて、崩壊熱除去を実施しており、作業や点検等に伴い系統切替えを実施する場面がある。系統切替えに当たって、原子炉冷却材が系外に流出しないように系統構成を十分に確認して行いが、操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外に流出する事象を想定している。</p> <p>「RHR切替時の冷却材流出」は原子炉冷却材流出事象発生時の検知が他の作業等よりも困難な事象であり、原子炉压力容器の上蓋が開放されている「PO-S-B 原子炉ウエル滴水状態」が検知性及び放射線遮蔽の考慮の観点で最も厳しい想定である。なお、燃料有効長頂部まで原子炉水位が低下するまでの時間余裕という観点では原子炉未開放状態が厳しくなるが、その場合であっても1時間以上の時間余裕^{※2}があり、かつ、原子炉水位（広帯域）による警報発生、緩和設備の起動、運転員による圧力抑制室水位の監視等に期待出来るため、原子炉開放時と比べて速やかな検知と注水が可能であり、評価項目を満足できる。したがって、当該プラント状態を基本と</p>	<p>7.4.3.2 燃料損傷防止対策の有効性評価</p> <p>(1) 有効性評価の方法</p> <p>本事故シーケンスグループを評価する上で選定した重要事故シーケンスは、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、1次冷却材の流出流量の観点から代表性があり、1次冷却系保有水の確保の観点から、崩壊熱が高く、1次冷却系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」である。</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて想定するプラント状態においては、炉心崩壊熱及び1次冷却系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転時の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して最も厳しい想定である。したがって、当該プラント状態を基本とし、他のプラント状態も考慮した想定において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、評価項目を満足できる。</p> <p>(添付資料 7.4.1.10, 7.4.1.11, 7.4.3.6)</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載箇所の相違 ・本重要事故シーケンスにおいて想定するプラント状態が最も厳しい想定であることを記載（女川と同様） ・泊と同様の記載を大阪、高浜は「(3)有効性評価結果」の最後に記載</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）

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所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>本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次冷却系における冷却材流出及びECCS強制注入が重要な現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードM-RELAP5により1次冷却材圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。</p> <p>また、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、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、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。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第5.3.2表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。 (添付資料5.3.2)</p>	<p>本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次冷却系における冷却材流出及びECCS強制注入が重要な現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードM-RELAP5により1次冷却材圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。</p> <p>また、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、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、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。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第5.3.2.1表に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。 (添付資料5.3.2)</p>	<p>し、他のプラント状態も考慮した想定において評価項目を満足することを確認することにより、運転停止中の他のプラント状態においても、評価項目を満足できる。</p> <p>本重要事故シーケンスでは、操作の誤り等による原子炉冷却材の系外流出により原子炉水位が低下するが、燃料有効長頂部の冠水及び未臨界を維持できることを評価する。さらに、原子炉水位が放射線の遮蔽が維持される水位を確保できることを評価する。</p> <p>また、評価条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける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。</p> <p>※1 残留熱除去系系統切替時のLOCAは他の原子炉冷却材流出事象と比べて事象検知の観点で厳しい。</p> <p>※2 原子炉冷却材の流出により原子炉水位が通常運転水位から燃料有効長頂部まで低下するまでの時間 (添付資料5.3.1, 5.3.2, 5.3.3)</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な評価条件を第5.3.2表に示す。また、主要な評価条件について、本重要事故シーケンス特有の評価条件を以下に示す。</p> <p>a. 初期条件 (a) 原子炉圧力容器の状態</p>	<p>本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流並びに1次冷却系における冷却材流出及びECCS強制注入が重要な現象となる。よって、これらの現象を適切に評価することが可能であるプラント過渡解析コードM-RELAP5により、1次冷却材圧力、燃料被覆管温度等の過渡応答を求める。</p> <p>また、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、本重要事故シーケンスにおける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。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.4.3.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。 (添付資料7.4.3.2)</p> <p>a. 初期条件</p>	<p>【大阪、高浜】 記載表現の相違 → 泊では他シーケンスに合わせて「重要現象」と記載（伊方と同様）</p> <p>【大阪、高浜】 評価方針の相違（女川実線の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女</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）

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所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. 事故条件</p> <p>(a) 起回事象</p> <p>起回事象として、余熱除去系統からの1次冷却材の流出を想定する。ミッドループ運転中に1次冷却系と接続されている系統には余熱除去系統と化学体積制御系統等があるが、1次冷却系保有水の早期流出の観点で流量の多い余熱除去系統からの流出とする。</p> <p>また、流出流量は余熱除去ポンプ1台による浄化運転時の最大流量として、450m³/hとする。</p> <p>さらに、余熱除去機能喪失後も誤操作等による系外の漏えいの復旧を見込まず、流出が継続するものとし、流出する口径は余熱除去系統の最大口径である燃料取替用水ピット戻り配管の約0.2m（8インチ）相</p>	<p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起回事象</p> <p>起回事象として、余熱除去系統からの1次冷却材の流出を想定する。ミッドループ運転中に1次系と接続されている系統には余熱除去系と化学体積制御系等があるが、1次系保有水の早期流出の観点で流量の多い余熱除去系からの流出とする。</p> <p>また、流出流量は余熱除去ポンプ1台による浄化運転時の最大流量として、380m³/hとする。</p> <p>さらに、余熱除去機能喪失後も誤操作等による系外の漏えいの復旧を見込まず、流出が継続するものとし、流出する口径は余熱除去系統の最大口径である燃料取替用水タンク戻り配管の約0.2m（8インチ）相</p>	<p>原子炉圧力容器の開放時について評価する。原子炉未開放時には原子炉水位（広帯域）による警報発生、緩和設備の起動、運転員による圧力抑制室水位の監視等に期待できる。</p> <p>(b) 原子炉初期水位及び原子炉初期水温</p> <p>事象発生前の原子炉の初期水位は、原子炉ウェル満水の水位とし、保有水量を厳しく見積もるため、燃料プールと原子炉ウェルの間に設置されているプールゲートは閉を仮定する。また、原子炉初期水温は52℃とする。</p> <p>b. 事故条件</p> <p>(a) 起回事象</p> <p>起回事象として、残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）の系統切替時に原子炉冷却材が流出するものとする。具体的には、最小流量バイパス弁（以下「残留熱除去系ポンプミニマムフロー弁」という。）の開防止措置忘れの人的過誤による原子炉冷却材のサブプレッションチェンバへの流出を想定し、流出流量は100m³/hとする。</p> <p>(b) 崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発</p> <p>本想定事象では、崩壊熱除去機能喪失を仮定した場合も、炉心冠水が維持できるまで約2.2時間であるのに対して、原子炉水温が100℃に到</p>	<p>泊発電所3号炉</p> <p>(a) 1次冷却材高温側温度</p> <p>ミッドループ運転時の運転モード（モード5）の上限值として、1次冷却材高温側温度の初期値は93℃とする。</p> <p>(b) 1次冷却材水位</p> <p>プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転中の水位として、1次冷却材の初期水位は、原子炉容器出入口配管の中心高さを100mm上回る高さとする。</p> <p>b. 事故条件</p> <p>(a) 起回事象</p> <p>起回事象として、余熱除去系統からの1次冷却材の流出を想定する。ミッドループ運転中に1次冷却系と接続されている系統には余熱除去系統と化学体積制御系統等があるが、1次冷却系保有水の早期流出の観点で流量の多い余熱除去系統からの流出とする。</p> <p>また、流出流量は余熱除去ポンプ1台による浄化運転時の最大流量として、400m³/hとする。</p> <p>さらに、余熱除去機能喪失後も誤操作等による系外の漏えいの復旧を見込まず、流出が継続するものとし、流出する口径は余熱除去系統の最大口径である燃料取替用水ピット戻り配管の約0.2m（8インチ）相</p>	<p>相違理由</p> <p>【実績の反映】</p> <p>【大阪、高浜】設計の相違</p>

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

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

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所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>当とする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 余熱除去ポンプ入口側の1次冷却材が喪失した時点として、1次冷却系水位が1次冷却材管の下端に到達した時点で浄化運転中の余熱除去系が機能喪失し、その後さらに待機中の余熱除去系も機能喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源はないものとする。</p> <p>外部電源がない場合、ディーゼル発電機にて充てんポンプによる炉心注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の確保の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 充てんポンプの原子炉への注水流量 原子炉停止 72 時間後を事象開始として、「5.3.2(2)c. 重大事故等対策に関連する操作条件」の(a)で設定した時点の崩壊熱の蒸散量に、流出により低下した水位を回復させるための水量を見込み、45m³/h とする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対す</p>	<p>当とする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 余熱除去ポンプ入口側の1次冷却材が喪失した時点として、1次冷却系水位が1次冷却材配管の下端に到達した時点で浄化運転中の余熱除去系が機能喪失し、その後さらに待機中の余熱除去系も機能喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源はないものとする。</p> <p>外部電源がない場合、ディーゼル発電機にて充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の確保の観点から厳しくなる外部電源がない場合を想定する。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 充てん/高圧注入ポンプの原子炉への注水流量 原子炉停止 55 時間後を事象開始として、c. (a)で設定した時点の崩壊熱の蒸散量に、流出により低下した水位を回復させるための水量を見込み、31m³/h とする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3(5) 運転員等の操作時間に対す</p>	<p>達するまでの時間が事象発生から約3.6時間と長いと、崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発については、考慮しない。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水流量は、1,136m³/h とする。</p> <p>d. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「1.3.5 運転員等の操作時間に対す</p>	<p>当とする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 余熱除去ポンプ入口側の1次冷却材が喪失した時点として、1次冷却系水位が1次冷却材配管の下端に到達した時点で浄化運転中の余熱除去系が機能喪失し、その後さらに待機中の余熱除去系も機能喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源は使用できないものとする。</p> <p>外部電源が使用できない場合においても、ディーゼル発電機にて充てんポンプによる炉心注水が可能であり、外部電源がある場合と事象進展は同等となるが、資源の評価の観点で厳しい評価条件となる外部電源が使用できない場合を想定する。</p> <p>c. 重大事故等対策に関連する機器条件 (a) 充てんポンプの原子炉への注水流量 原子炉停止 72 時間後を事象開始として、「7.4.3.2(2) d. 重大事故等対策に関連する操作条件」の(a)で設定した時点の崩壊熱の蒸散量に、流出により低下した水位を回復させるための水量を見込み、29m³/h とする。</p> <p>d. 重大事故等対策に関連する操作条件 運転員等操作に関する条件として、「6.3.5 運転員等の操作時間に対す</p>	<p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川支線の反映） ・元の記載を活かしつつ女川の崩壊熱除去機能喪失と合わせた記載とした</p> <p>【高浜】 解析条件の相違 ・定検運用を考慮し、適切な評価時間を設定 【大阪、高浜】 解析条件の相違</p>

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

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

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所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>る仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 充てんポンプによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間として、余熱除去機能喪失の20分後に開始するものとする。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事故シーケンスの事象進展を第5.3.2図に、1次冷却材圧力、加圧器水位、燃料被覆管温度等の1次冷却系パラメータの推移を第5.3.4図から第5.3.13図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後、1次冷却材の流出に伴い、1次冷却系水位が低下し約3分で余熱除去系が機能喪失することで流出流量が減少する。事象発生約23分後、充てんポンプによる炉心注水を開始し、加圧器開口部及び余熱除去系抽出口からの流出流量と炉心への注</p>	<p>る仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間として、余熱除去機能喪失の20分後に開始するものとする。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事故シーケンスの事象進展を第5.3.1.2図に、1次冷却材圧力、加圧器水位、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの推移を第5.3.2.1図から第5.3.2.10図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後、1次冷却材の流出に伴い、1次系水位が低下し約3分で余熱除去系が機能喪失することで流出流量が減少する。事象発生約23分後、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水を開始し、加圧器からの流出流量と炉心への注水流量が釣り合うこと</p>	<p>る仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）運転中の残留熱除去系ポンプミニマムフロー弁閉止及び待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水は、原子炉水位低下確認後、原因調査を開始し、事象発生から2時間後に実施するものとする。</p> <p>なお、本評価事象においては漏えい箇所の隔離が容易であるため、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作は残留熱除去系ポンプミニマムフロー弁閉止操作完了後に実施するものとしている。ただし、両操作とも水位低下を認知して実施する操作であり、事象によっては原子炉注水操作を残留熱除去系ポンプミニマムフロー弁閉止操作完了前に実施することもある。</p> <p>(添付資料5.3.2)</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事故シーケンスにおける原子炉水位の推移を第5.3.5図に、原子炉水位と線量率の関係を第5.3.6図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後、原子炉冷却材が流出することにより、原子炉水位は低下し始めるが、原子炉水位の低下により異常事象を認知し、事象発生から2時間経過した時点で、原子炉冷却材流出口を隔離することによって流出を止め、その後待機中の残留熱除去系（低圧注水</p>	<p>る仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 充てんポンプの炉心注水操作は、事象発生を検知及び判断並びに充てんポンプによる炉心注水操作に要する時間を上回る時間として、余熱除去機能喪失の20分後に開始するものとする。</p> <p>(3) 有効性評価の結果</p> <p>本重要事故シーケンスの事象進展を第7.4.3.2図に、1次冷却材圧力、加圧器水位、燃料被覆管温度等の1次冷却系パラメータの推移を第7.4.3.4図から第7.4.3.13図に示す。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後、1次冷却材の流出に伴い、1次冷却系水位が低下し約2分で余熱除去系が機能喪失することで流出流量が減少する。事象発生約22分後、充てんポンプによる炉心注水を開始し、加圧器開口部及び余熱除去系抽出口からの流出流量と炉心への注</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊は他事象と記載を整合させた (伊方と同様)</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</p>

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

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

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所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>水流量が釣り合うことにより1次冷却系保有水量を確保することができる。</p> <p>(添付資料 5.3.3)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>炉心上端ボイド率は第 5.3.5 図に示すとおりであり、充てんポンプによる炉心注水によって、炉心は露出することなく燃料有効長頂部は冠水している。</p> <p>また、燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたが閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができるため、燃料取替時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値 0.15mSv/h を上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できる。</p> <p>(添付資料 5.1.5)</p> <p>炉心崩壊熱に伴う1次冷却材のボイド発生により、1次冷却材の密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果と、1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転時の炉心が高濃度のほう酸水で満たされている場合は、ほう素密度の低下による正の反応度帰還効果の方が大きくなることにより、一時的に反応度</p>	<p>により1次系保有水量を確保することができる。</p> <p>(添付資料 5.3.3)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>炉心上端ボイド率は第5.3.2.2図に示すとおりであり、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水によって、炉心は露出することなく燃料有効長頂部は冠水している。</p> <p>また、燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたが閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができるため、燃料取替時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮蔽を維持できる。</p> <p>(添付資料 5.1.5)</p> <p>炉心崩壊熱に伴う1次冷却材のボイド発生により、1次冷却材の密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果と、1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転時の炉心が高濃度のほう酸水で満たされている場合は、ほう素密度の低下による正の反応度帰還効果の方が大きくなることにより、一時的に反応度</p>	<p>モード)による原子炉注水を行う。</p> <p>その後は、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)により崩壊熱除去機能を回復する。</p> <p>線量率の評価点は、原子炉建屋燃料取替床の床付近としており、燃料有効長頂部の約 14m 上の水位での線量率は 1.0×10^{-6} mSv/h 以下であり、この水位において放射線の遮蔽は維持されている。</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>原子炉水位は、第 5.3.5 図に示すとおり、燃料有効長頂部の約 14m 上まで低下することとなり、燃料は冠水維持される。</p> <p>第 5.3.6 図に示すとおり、必要な遮蔽^{※3}が維持できる水位である燃料有効長頂部の約 3.0m 上を下回ることがないため、放射線の遮蔽は維持される。</p> <p>なお、線量率の評価点は原子炉建屋燃料取替床の床付近としている。</p> <p>また、全制御棒全挿入状態が維持されているため、未臨界は確保されている。</p>	<p>水流量が釣り合うことにより1次冷却系保有水量を確保することができる。</p> <p>(添付資料 7.4.3.3)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>炉心上端ボイド率は第7.4.3.5図に示すとおりであり、充てんポンプによる炉心注水によって、炉心は露出することなく燃料は冠水維持される。</p> <p>また、燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器蓋は閉止されている状態であり、炉心上部の遮蔽物により被ばく低減を図ることができるため、燃料取替時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値0.15mSv/hを上回ることはなく、放射線の遮蔽は維持される。</p> <p>(添付資料 7.4.1.5)</p> <p>炉心崩壊熱に伴う1次冷却材のボイド発生により、1次冷却材の密度の低下に伴う中性子減速効果の減少による負の反応度帰還効果と1次冷却材中のほう素密度の低下に伴う中性子吸収効果の減少による正の反応度帰還効果が生じる。ミッドループ運転時の炉心が高濃度のほう酸水で満たされている場合は、ほう素密度の低下による正の反応度帰還効果の方が大きくなることにより、一時的に反応度</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）

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所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>は上昇する場合もある。</p> <p>これらの効果を考慮し、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象進展中の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において約-6.2% $\Delta k/k$ であり、未臨界であることを確認した。このとき、事象発生前の初期未臨界度は、取替炉心による反応度の変動を考慮して浅く設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、ほう素価値が取替炉心で大きく変わらないことから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で大きく変わらない。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を維持できる。</p> <p>(添付資料 5.1.6)</p> <p>燃料被覆管温度は第5.3.13図に示すとおり、初期温度から大きく上昇することはなく1次冷却材の飽和温度と同等の温度に維持できる。</p> <p>第5.3.10図及び第5.3.12図に示すとおり、事象発生約30分後に、1次冷却系保有水量及び1次冷却材温度は安定しており、安定状態を維持できる。</p> <p>その後は、1次冷却材流出系統の隔離を行った上で、燃料取替用水ビット水位及び格納容器再循環サンプ水位が再循環切替値に到達後、A格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転に切り替え、炉心冷却を継続すること、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、また、必要に応じてB格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイにより原子炉</p>	<p>は上昇する場合もある。</p> <p>これらの効果を考慮し、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象進展中の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において約-4.6% $\Delta k/k$ であり、未臨界であることを確認した。このとき、事象発生前の初期未臨界度は、取替炉心による反応度の変動を考慮して浅く設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、ほう素価値が取替炉心で大きく変わらないことから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で大きく変わらない。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を維持できる。</p> <p>(添付資料 5.1.6)</p> <p>燃料被覆管温度は第5.3.2.10図に示すとおり、初期温度から大きく上昇することはなく飽和温度と同等の温度に維持できる。</p> <p>第5.3.2.7図及び第5.3.2.9図に示すとおり、事象発生約30分後に、1次系保有水量及び1次冷却材温度は安定しており、原子炉は安定状態に維持できる。</p> <p>その後は、1次冷却材流出系統の隔離を行った上で、燃料取替用水タンク水位及び格納容器再循環サンプ水位が再循環切替値に到達後、A格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転に切り替え、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により除熱を継続すること、また、必要に応じてB格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイにより除熱</p>	<p>原子炉水位回復後、残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)運転による原子炉圧力容器除熱を行うことで、安定状態を維持できる。</p>	<p>は上昇する場合もある。</p> <p>これらの効果を考慮し、事象発生後の1次冷却材密度の低下に伴う炉心反応度の変化を評価した。その結果、事象進展中の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心において約-7.1% $\Delta k/k$ であり、未臨界であることを確認した。このとき、事象発生前の初期未臨界度は、取替炉心による反応度の変動を考慮して浅く設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、ほう素価値が取替炉心で大きく変わらないことから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で大きく変わらない。したがって、取替炉心を考慮した場合でも未臨界を維持できる。</p> <p>(添付資料 7.4.1.6)</p> <p>燃料被覆管温度は第7.4.3.13図に示すとおり、初期温度から大きく上昇することはなく飽和温度と同等の温度に維持できる。</p> <p>第7.4.3.10図及び第7.4.3.12図に示すとおり、事象発生約30分後に、1次冷却系保有水量及び1次冷却材温度は安定しており、安定状態を維持できる。</p> <p>その後は、1次冷却材流出系統の隔離を行った上で、燃料取替用水ビット水位及び格納容器再循環サンプ水位が再循環切替値に到達後、B一格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転に切り替え、炉心冷却を継続すること、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、また、必要に応じてA一格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイにより原</p>	<p>【大阪、高浜】 評価結果の相違</p> <p>【高浜】 記載方針の相違 【高浜】 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）

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>格納容器の除熱を継続することで、燃料の健全性を維持できる。</p> <p>(添付資料5.3.4、5.3.5、5.1.10)</p> <p>なお、余熱除去系による冷却を行っているプラント状態においては、炉心崩壊熱及び1次冷却系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転時の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して最も厳しい想定であり、運転停止中の他のプラント状態においてもすべての評価項目を満足できる。</p> <p>また、余熱除去系による冷却を行っているプラント状態以外の部分出力運転や高温停止状態においては、燃料取出前のミッドループ運転時と比べて、期待できる蓄圧タンク等の緩和機能の台数が増えることから、1次冷却系保有水が確保される状況にあり、炉心崩壊熱を考慮してもすべての評価項目を満足できる。</p> <p>(添付資料5.1.11、5.1.12、5.3.6)</p>	<p>を継続することで、燃料の健全性を維持できる。</p> <p>(添付資料5.3.4、5.3.5、5.1.9)</p> <p>なお、余熱除去系による冷却を行っているプラント状態においては、炉心崩壊熱及び1次系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転時の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して最も厳しい想定であり、運転停止中の他のプラント状態においてもすべての評価項目を満足できる。</p> <p>(添付資料5.1.10、5.3.6)</p> <p>また、余熱除去系による冷却を行っているプラント状態以外の部分出力運転や高温停止状態においては、燃料取出前のミッドループ運転時と比べて、期待できる蓄圧タンク等の緩和機能の台数が増えることから、1次系保有水が確保される状況にあり、炉心崩壊熱を考慮してもすべての評価項目を満足できる。</p>	<p>本評価では、「1.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p>※3 必要な遮蔽の目安とした線量率は10mSv/hとする。原子炉冷却材流出における原子炉建屋燃料取替床での運転員及び重大事故等対応要員による作業時間は3.5時間であり、その被ばく量は最大で35mSvとなる。また、現場作業員の退避は1時間以内であり、その被ばく量は</p>	<p>子炉格納容器の除熱を継続することで、燃料の健全性を維持できる。</p> <p>(添付資料7.4.1.9、7.4.3.4、7.4.3.5)</p> <p>本評価では、「6.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(3)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p>	<p>【大阪、高浜】 記載箇所の相違（女川実績の反映） ・泊は同様の記載を「(1)有効性評価の方法」に記載</p> <p>【大阪、高浜】 評価方針の相違（女川実績の反映）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大飯発電所3/4号炉	高浜発電所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>10mSv以下となる。よって、被ばく量は最大でも35mSvとなるため、緊急作業時における被ばく限度の100mSvに対して余裕がある。</p> <p>本事故に応じた燃料損傷防止対策において原子炉建屋燃料取替床での操作を必要な作業としていないが、燃料プール代替注水系（可搬型）を使用した燃料プールへの注水について仮に考慮し、ホースの設置にかかる作業時間を想定した。</p> <p>必要な遮蔽の目安とした線量率10mSv/hは、定期検査作業時での原子炉建屋燃料取替床における線量率を考慮した値である。</p> <p>この線量率となる水位は燃料有効長頂部の約3.0m上（原子炉ウエル満水から約13m下）の位置である。</p> <p>（添付資料4.1.3, 5.1.7, 5.3.4）</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）

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所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>5.3.3 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、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である充てんポンプによる炉心注水操作により、1次冷却系保有水を確保することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、1次冷却系水位低下による余熱除去機能喪失を起点とする充てんポンプによる炉心注水とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、Winfrith/THETISの試験結果から、大気圧程度の低圧時における炉心水位について±0.4m程度の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の炉心水位は解析結果に比べて低くなり、余熱除去機能喪失が早くなることで、1次冷却</p>	<p>5.3.3 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、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水操作により、1次系保有水を確保することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、1次系水位低下による余熱除去機能喪失を起点とする充てん／高圧注入ポンプによる炉心注水とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「1.7 解析コード及び条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、Winfrith/THETISの試験結果から、大気圧程度の低圧時における炉心水位について±0.4m程度の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の炉心水位は解析結果に比べて低くなり、余熱除去機能喪失が早くなることで、1次系水</p>	<p>5.3.3 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>評価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>本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）により、水位を回復させることが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水操作とする。</p>	<p>7.4.3.3 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評価するものとする。</p> <p>本重要事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である充てんポンプによる炉心注水操作により、1次冷却系保有水を確保することが特徴である。</p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、1次冷却系水位低下による余熱除去機能喪失を起点とする充てんポンプによる炉心注水とする。</p> <p>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>本重要事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「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」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。</p> <p>a. 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、Winfrith/THETISの試験結果から、大気圧程度の低圧時における炉心水位について±0.4m程度の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の炉心水位は解析結果に比べて低くなり、余熱除去機能喪失が早くなることで、1次冷却</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（安） 川表紙の反映</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）

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所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>系水位低下による余熱除去機能喪失を起点とする充てんポンプによる炉心注水の操作開始が早くなるが、操作開始が早まる時間は数十秒であり、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>1次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken 試験解析の結果から、二相臨界流での漏えい量について-10%~+50%の不確かさを持つが、ほとんどの質量流束領域で多く評価することを確認している。よって、漏えい量を多く評価する不確かさを考慮した場合、実際の漏えい量は解析結果に比べて少なくなり、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることにより、炉心露出に対する事象進展が遅くなることから、1次冷却系水位低下による余熱除去機能喪失を起点とする操作の開始が遅くなる。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、Winfrith/THEtisの試験結果から、大気圧程度の低圧時における炉心水位について±0.4m 程度の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の炉心水位は解析結果に比べて低くなり、評価項目</p>	<p>位低下による余熱除去機能喪失を起点とする充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水の操作開始が早くなるが、操作開始が早まる時間は数十秒であり、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>1次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken 試験解析の結果から、二相臨界流での漏えい量について-10%~+50%の不確かさを持つが、ほとんどの質量流束領域で多く評価することを確認している。よって、漏えい量を多く評価する不確かさを考慮すると、実際の漏えい量は解析結果に比べて少なくなり、1次系保有水量の減少が抑制されることにより、炉心露出に対する事象進展が遅くなることから、1次系水位低下による余熱除去機能喪失を起点とする操作の開始が遅くなる。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、Winfrith/THEtisの試験結果から、大気圧程度の低圧時における炉心水位について±0.4m 程度の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の炉心水位は解析結果に比べて低くなり、評価項目</p>	<p>系水位低下による余熱除去機能喪失を起点とする充てんポンプによる炉心注水の操作開始が早くなるが、操作開始が早まる時間は数十秒であり、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>1次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken 試験解析の結果から、二相臨界流での漏えい量について-10%~+50%の不確かさを持つが、ほとんどの質量流束領域で多く評価することを確認している。よって、漏えい量を多く評価する不確かさを考慮した場合、実際の漏えい量は解析結果に比べて少なくなり、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることにより、炉心露出に対する事象進展が遅くなることから、1次冷却系水位低下による余熱除去機能喪失を起点とする操作の開始が遅くなるが、操作手順（1次冷却系水位低下による余熱除去機能喪失の判断後に炉心注水操作を開始）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、Winfrith/THEtisの試験結果から、大気圧程度の低圧時における炉心水位について±0.4m 程度の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の炉心水位は解析結果に比べて低くなり、評価項目</p>	<p>系水位低下による余熱除去機能喪失を起点とする充てんポンプによる炉心注水の操作開始が早くなるが、操作開始が早まる時間は数十秒であり、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>1次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken 試験解析の結果から、二相臨界流での漏えい量について-10%~+50%の不確かさを持つが、ほとんどの質量流束領域で多く評価することを確認している。よって、漏えい量を多く評価する不確かさを考慮した場合、実際の漏えい量は解析結果に比べて少なくなり、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることにより、炉心露出に対する事象進展が遅くなることから、1次冷却系水位低下による余熱除去機能喪失を起点とする操作の開始が遅くなるが、操作手順（1次冷却系水位低下による余熱除去機能喪失の判断後に炉心注水操作を開始）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>b. 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心における沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流に係るボイドモデル及び流動様式の解析モデルは、Winfrith/THEtisの試験結果から、大気圧程度の低圧時における炉心水位について±0.4m 程度の不確かさを持つことを確認している。よって、厳しめに想定した場合、実際の炉心水位は解析結果に比べて低くなり、評価項目</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・運転員等操作時間に与える影響について詳細に記載</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）

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所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>となるパラメータに対する余裕は小さくなるが、第 5.3.9 図に示すとおり、最も低くなる原子炉容器内水位は、炉心上端から約 1.3m の高さ位置であるため、炉心の冠水は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 5.1.14)</p> <p>1 次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken 試験解析の結果から、二相臨界流での漏えい量について-10%~+50%の不確かさを持つが、ほとんどの質量流束領域で多く評価することを確認している。よって、漏えい量を多く評価する不確かさを考慮した場合、実際の漏えい量は解析結果に比べて少なくなり、1 次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 5.3.2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び 1 次冷却材流出流量に関する影響評価の結果</p>	<p>となるパラメータに対する余裕は小さくなるが、第 5.3.2.6 図に示すとおり、最も低くなる原子炉容器内水位は、炉心上端から約 1.1m の高さ位置であるため、解析コードにおける炉心水位の不確かさを考慮しても炉心の冠水は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 5.1.13)</p> <p>1 次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken 試験解析の結果から、二相臨界流での漏えい量について-10%~+50%の不確かさを持つが、ほとんどの質量流束領域で多く評価することを確認している。よって、漏えい量を多く評価する不確かさを考慮すると、実際の漏えい量は解析結果に比べて少なくなり、1 次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 5.3.2.1 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等の最確値とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としている。その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱(標準値)及び 1 次冷却材流出流量に関する</p>	<p>(1) 評価条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 5.3.2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を確認する。また、評価条件の設定に当たっては、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる項目に関する影響評価の結果を以下に示す。</p>	<p>となるパラメータに対する余裕は小さくなるが、第 7.4.3.9 図に示すとおり、最も低くなる原子炉容器内水位は、炉心上端から約 1.2m の高さ位置であるため、炉心の冠水は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(添付資料 7.4.1.13)</p> <p>1 次冷却系における冷却材放出に係る破断流モデルは、Marviken 試験解析の結果から、二相臨界流での漏えい量について-10%~+50%の不確かさを持つが、ほとんどの質量流束領域で多く評価することを確認している。よって、漏えい量を多く評価する不確かさを考慮した場合、実際の漏えい量は解析結果に比べて少なくなり、1 次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 7.4.3.2 表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び 1 次冷却材流出流量に関する影響評価</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 【高浜】 記載方針の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違(女川実装の反映)</p> <p>【高浜】 記載内容の相違</p>

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

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

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所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>を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響 炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が低下し、1次冷却系保有水量の減少が抑制されるが、余熱除去機能喪失までの期間においては、1次冷却系保有水の減少量のうち余熱除去系統からの1次冷却材の流出量が支配的であることから、1次冷却系水位低下による余熱除去機能喪失を起点とする操作に与える影響は小さい。</p> <p>1次冷却材流出流量を最確値とした場合、解析条件で設定している1次冷却材流出流量より減少し、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、1次冷却系水位低下が遅くなることで、余熱除去機能喪失に対する事象進展は遅くなるが、余熱除去機能喪失以降に1次冷却系水位を起点に開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>影響評価の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響 炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が低下し、1次系保有水量の減少が抑制されることから、1次系水位低下による余熱除去機能喪失を起点とする操作の開始が遅くなる。</p> <p>1次冷却材流出流量を最確値とした場合、解析条件で設定している1次冷却材流出流量より減少し、1次系保有水量の減少が抑制されることから、1次系水位低下が遅くなることで、余熱除去機能喪失に対する事象進展は遅くなるが、余熱除去機能喪失以降に1次系水位を起点に開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>(a) 運転員等操作時間に与える影響 初期条件の原子炉水位は、評価条件の原子炉ウェル満水に対して最確条件とした場合は、事故事象ごとに異なり、原子炉ウェル水張り実施中においては、評価条件よりも原子炉初期水位は低くなるが、既に原子炉注水を実施しており、また原子炉冷却材流出の停止のための隔離操作は、原子炉冷却材流出の認知を起点とする操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件のプールゲートの状態は、評価条件のプールゲート閉に対して最確条件はプールゲート開であり、評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している保有水量より多くなるため、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は長くなるが、原子炉冷却材流出の停止及び注水操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とする操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉圧力容器の状態は、評価条件の原子炉圧力容器の開放に対して最確条件は事故事象ごとに異なる。原子炉圧力容器の未開放時は、原子炉水位（広帯域）による警報発生、緩和設備の起動、運転員による圧力抑制室水位の監視</p>	<p>の結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響 初期条件の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率は低下し、1次冷却系保有水量の減少が抑制されるが、余熱除去機能喪失までの期間においては、1次冷却系保有水の減少量のうち余熱除去系統からの1次冷却材の流出量が支配的であることから、1次冷却系水位低下による余熱除去機能喪失を起点とする操作に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の1次冷却材流出流量を最確条件とした場合、解析条件で設定している1次冷却材流出流量より減少し、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから1次冷却系水位低下が遅くなることで、余熱除去機能喪失に対する事象進展は遅くなるが、余熱除去機能喪失以降に1次冷却系水位を起点に開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>相違理由</p> <p>・泊は個別評価のため、標準値に係る記載をしない（大概と同様）</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【高浜】 記載内容の相違</p> <p>【大阪、高浜】 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）

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所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) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が低下し、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。</p> <p>1次冷却材流出流量を最確値とした場合、解析条件で設定している1次冷却材流出流量より減少し、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>炉心崩壊熱を最確値とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率が低下し、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。</p> <p>1次冷却材流出流量を最確値とした場合、解析条件で設定している1次冷却材流出流量より減少し、1次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。</p>	<p>等により原子炉冷却材流出の認知が早まるため、運転員等操作時間が早くなり、原子炉圧力容器の開放時は、評価条件と同様となるが、原子炉冷却材流出の停止及び注水操作は原子炉冷却材流出の認知を起点とする操作であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉水位及び原子炉圧力容器の状態について、評価条件の原子炉圧力容器の開放及び原子炉ウェル満水に対して最確条件は事故事象ごとに異なる。原子炉圧力容器の開放時は、原子炉ウェルの水張りを実施しているため初期水位が原子炉ウェル満水と高い位置となるが、原子炉圧力容器等の遮蔽に期待できず、また原子炉水位計の警報による運転員の認知に期待できないため、速やかな認知が困難である。一方、原子炉圧力容器の未開放時は、原子炉圧力容器の開放時と比べて、初期水位が低い位置であるが、原子炉圧力容器等の遮蔽に期待でき、かつ、原子炉水位計による警報発生、緩和設備の起動、運転員による圧力抑制室水位の監視等により原子炉冷却材流出の認知が早まる。</p> <p>なお、放射線の遮蔽を維持できる燃料有効長頂部の約2.0m上に到達するまでの時間（約43分）は評価条件における認知の時間（1時間）より早いものの、原子炉水位計によ</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材の蒸散率は低下し、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。</p> <p>事故条件の1次冷却材流出流量を最確条件とした場合、解析条件で設定している1次冷却材流出流量より減少し、1次冷却系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 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）

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3 / 4号炉	高浜発電所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. 操作条件 操作条件の不確かさとして、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</p>	<p>b. 操作条件 操作条件の不確かさとして、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</p>	<p>る警報発生、緩和設備の起動等により原子炉冷却材流出の認知が早まり、さらに残留熱除去系ポンプ起動操作後のプラント状態確認（運転員による圧力抑制室水位の監視等）に期待できるため、事象発生2分後に認知が可能であり、事象発生30分後に原子炉注水が可能となる。このため、現場作業員の退避時の被ばくを考慮した際も必要な放射線の遮蔽は維持されることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は約68分と長く、認知後すぐに隔離による原子炉冷却材流出の停止操作及び原子炉注水操作を行えるため、操作時間が十分あることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>初期条件のプールゲートの状態において、評価条件のプールゲート閉に対して、最確条件はプールゲート開であり、本評価条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、評価条件で設定している保有水量より多くなるため、原子炉水位が燃料有効長頂部まで低下する時間は長くなることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>(添付資料5.3.3)</p> <p>b. 操作条件 操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作</p>	<p>b. 操作条件 操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作</p>	<p>【大阪、高浜】 評価方針の相違（女川実線の反映）</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）

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所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>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時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。</p> <p>(a) 要員の配置による他の操作に与える影響</p> <p>充てんポンプによる炉心注水は、第5.3.3図に示すとおり、中央制御室からの操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p>	<p>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時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。</p> <p>(a) 要員の配置による他の操作に与える影響</p> <p>充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水は、第5.3.1.3図に示すとおり、中央制御室からの操作であり、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p>	<p>有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が、運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の原子炉冷却材流出の停止操作は、評価上の操作開始時間として、事象発生から2時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の運転操作においては、運転員の残留熱除去系系統切替時のプラント状態確認による早期の認知に期待できるため、評価の想定と比べ早く事象を認知できる可能性があり、評価上の操作開始時間に対し、実態の原子炉冷却材流出の停止操作が早くなることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の待機中の残留熱除去系(低圧注水モード)の注水操作は、評価上の操作開始時間として、原子炉水位の低下に伴う異常の認知及び現場操作の時間を考慮し、事象発生から2時間後を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、原子炉水位低下時に原子炉注水の必要性を認知することは容易であり、評価では事象発生から2時間後の原子炉注水操作開始を設定しているが、実態は運転員の残留熱除去系系統切替時のプラント状態確</p>	<p>有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の充てんポンプによる炉心注水操作は、解析上の操作開始時間として、余熱除去ポンプ機能喪失後20分を設定している。運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、運転員等操作時間に与える影響はない。当該操作は、解析コード及び解析条件(操作条件を除く。)の不確かさにより操作開始時間は早まる若しくは遅くなる可能性があるが、中央制御室で行う操作であり、他の操作との重複もないことから、他の操作に与える影響はない。</p>	<p>【大阪 高圧】 評価方針の相違(女川) 設備/表現</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）

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所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) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>充てんポンプによる炉心注水の操作開始時間については、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の差異等によって操作開始が早くなる場合には、1次冷却系保有水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、操作開始が遅くなる場合は、炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散及び1次冷却材流出に伴う1次冷却系保有水量の減少と操作遅れ時間の程度により評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなると考えられるが、「5.3.3(3) 操作時間余裕の把握」において、充てんポンプによる炉心注水が遅れた場合の操作時間余裕を評価しており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作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、対策の有効性を確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。</p> <p>充てんポンプによる炉心注水の操作</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水の操作開始時間については、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の差異等によって操作開始が早くなる場合には、1次系保有水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、操作開始が遅くなる場合は、炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散及び1次冷却材流出に伴う1次系保有水量の減少と操作遅れ時間の程度により評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなると考えられるが、「(3) 操作時間余裕の把握」において、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水が遅れた場合の操作時間余裕を評価しており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作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、対策の有効性を確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。</p> <p>充てん/高圧注入ポンプによる炉心</p>	<p>認による早期の認知に期待でき、速やかに原子炉注水操作を実施するため、その開始時間は早くなることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の原子炉冷却材流出の停止操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間が早まり、原子炉水位の低下を緩和する可能性があることから、評価項目となるパラメータに与える余裕は大きくなる。</p> <p>操作条件の待機中の残留熱除去系(低圧注水モード)の注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、実態の操作開始時間が早まり、原子炉水位の低下を緩和する可能性があることから、評価項目となるパラメータに与える余裕は大きくなる。</p> <p>(添付資料5.3.5)</p> <p>(2) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間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し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の原子炉冷却材流出の停止</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の充てんポンプによる炉心注水操作は、運転員等操作時間に与える影響として、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の差異等によって操作開始が早くなる場合には、1次冷却系保有水量の減少が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。また、操作開始が遅くなる場合は、炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸散及び1次冷却材流出に伴う1次冷却系保有水量の減少と操作遅れ時間の程度により評価項目となるパラメータに対する余裕は小さくなると考えられるが、「7.4.3.3(3) 操作時間余裕の把握」において、充てんポンプによる炉心注水が遅れた場合の操作時間余裕を評価しており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握</p> <p>操作開始時間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し、その結果を以下に示す。</p> <p>操作条件の充てんポンプによる炉心</p>	<p>【大阪、高浜】 記載表現の相違(女川、高浜反映)</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違(女川実績の反映)</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）

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所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>時間余裕としては、第5.3.14図に示すとおり、充てんポンプによる炉心注水開始時点の1次冷却系からの流出量を維持するものとして概算した結果、炉心が露出する可能性がある1次冷却系保有水量となるまで事象発生の約23分後から約46分の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(添付資料5.3.7)</p> <p>(4) まとめ</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た。その結果、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等を考慮した場合においても、運転員による充てんポンプを用いた炉心注水により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>この他、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において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(添付資料5.3.8)</p>	<p>注水の操作時間余裕としては、第5.3.3.1図に示すとおり、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水開始時点の1次系からの流出量を維持するものとして概算した結果、炉心が露出する可能性がある1次系保有水量となるまで約27分の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(添付資料5.3.7)</p> <p>(4) まとめ</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た。その結果、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等を考慮した場合においても、運転員による充てん/高圧注入ポンプを用いた炉心注水により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>この他、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において操作時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</p> <p>(添付資料5.3.8)</p>	<p>操作について、必要な遮蔽が確保される最低水位に到達するまでに約8時間であり、事故を認知して原子炉注水を開始するまでの時間は2時間であることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の待機中の残留熱除去系（低圧注水モード）の注水操作について、必要な遮蔽が確保される最低水位に到達するまで約8時間であり、事故を認知して原子炉注水を開始するまでの時間は2時間であることから、時間余裕がある。</p> <p>(添付資料5.3.5)</p> <p>(3) まとめ</p> <p>評価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た。その結果、評価条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>この他、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において、操作時間には時間余裕がある。</p>	<p>注水の操作時間余裕としては、第7.4.3.14図に示すとおり、充てんポンプによる炉心注水開始時点の1次冷却系からの流出量を維持するものとして概算した結果、炉心が露出する可能性がある1次冷却系保有水量となるまで約26分の時間余裕がある。</p> <p>(添付資料7.4.3.7)</p> <p>(4) まとめ</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た。その結果、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等を考慮した場合においても、運転員による充てんポンプを用いた炉心注水により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>この他、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において、操作時間には時間余裕がある。</p> <p>(添付資料7.4.3.8)</p>	<p>【大阪、高浜】 評価結果の相違</p> <p>【大阪】 記載表現の相違 ・泊は他事象と整合を図った記載とした</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 評価方針の相違（女川実績の反映）</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）

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所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>5.3.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「5.3.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり12名である。したがって、「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す重大事故等対策要員74名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>また、水源、燃料及び電源については、3号炉及び4号炉でそれぞれ独立した供給源を有することより、号炉間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号炉ごとに資源の供給が可能であることを確認する。</p> <p>a. 水源</p> <p>燃料取替用水ビット（1,860m³：有効水量）を水源とする充てんポンプによる炉心注水については、燃料取替用水ビット水位が再循環切替水位（3号炉：12.5%、4号炉：16.0%）に到達後、代替再循環へ切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水ビットへの補給は不要である。</p>	<p>5.3.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策時に必要な要員は、「5.3.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり12名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している重大事故等対策要員118名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>また、水源、燃料及び電源については、3号炉及び4号炉でそれぞれ独立した供給源を有することより、号炉間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号炉ごとに資源の供給が可能であることを確認する。</p> <p>a. 水源</p> <p>燃料取替用水タンク（1,600m³：有効水量）を水源とする充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水については、燃料取替用水タンク水位が再循環切替水位（16%）に到達後、代替再循環へ切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水タンクへの補給は不要である。</p>	<p>5.3.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「5.3.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり11名である。「6.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している中央制御室の運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員の28名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>(添付資料 5.3.6)</p> <p>a. 水源</p> <p>残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水については、必要な注水量が少なく、また、サブプレッションチェンパ内のプール水を水源とし、循環することから、水源が枯渇することはないため、7日間の継続実施が可能である。</p>	<p>7.4.3.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において、重大事故等対策時における必要な要員は「7.4.3.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり9名である。「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」で説明している中央制御室の運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）の33名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.5.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価している。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</p> <p>燃料取替用水ビット（1,700m³：有効水量）を水源とする充てんポンプによる炉心注水については、燃料取替用水ビット水位が再循環切替水位（16.5%）に到達後、代替再循環へ切り替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水ビットへの補給は不要である。</p>	<p>【大阪、高浜】 体制の相違 ・要員体制の差異</p> <p>【大阪、高浜】 評価条件の相違 ・泊3シングルプラント評価のためツインプラントでの評価である大阪、高浜とは評価条件が異なる（女川と同様）</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違 ・有効水量の相違 ・燃料取替用水ビット（炉心）切替水位設定の差異</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）

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所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. 燃料</p> <p>ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合、約594.7kℓの重油が必要となる。</p> <p>電源車（緊急時対策所用）による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.1kℓの重油が必要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要な重油はこれらを合計して約597.8kℓとなるが、「6.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯蔵タンク及び重油タンクの合計油量(620kℓ)にて供給可能である。</p> <p>c. 電源</p>	<p>b. 燃料</p> <p>ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合、約450.9kℓの重油が必要となる。</p> <p>電源車（緊急時対策所用）による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約2.8kℓの重油が必要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要な重油はこれらを合計して約453.7kℓとなるが、「6.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり燃料油貯蔵タンク及び重油タンクの合計油量(460kℓ)にて供給可能である。</p> <p>c. 電源</p>	<p>b. 燃料</p> <p>非常用ディーゼル発電機等による電源供給については、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、約735kℓの軽油が必要となる。</p> <p>常設代替交流電源設備については、重大事故等対応に必要な電源供給は行わないものの、外部電源喪失により自動起動することから、保守的に事象発生後24時間、緊急用電気品建屋への電源供給を想定した場合、約25kℓの軽油が必要となる。</p> <p>軽油タンク（約755kℓ）及びガスタービン発電設備軽油タンク（約300kℓ）にて合計約1,055kℓの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、非常用ディーゼル発電機等による電源供給について、7日間の継続が可能である。</p> <p>緊急時対策所への電源供給については、保守的に事象発生直後からの電源車（緊急時対策所用）の運転を想定すると、7日間の運転継続に約17kℓの軽油が必要となるが、緊急時対策所軽油タンク（約18kℓ）の使用が可能であることから、7日間の継続が可能である（合計使用量 約777kℓ）。</p> <p>【再掲】</p> <p>軽油タンク（約755kℓ）及びガスタービン発電設備軽油タンク（約300kℓ）にて合計約1,055kℓの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、非常用ディーゼル発電機等による電源供給について、7日間の継続が可能である。</p> <p>c. 電源</p>	<p>b. 燃料</p> <p>ディーゼル発電機による電源供給については、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合、約527.1kℓの軽油が必要となる。</p> <p>緊急時対策所への電源供給については、保守的に事象発生直後からの緊急時対策所用発電機の運転を想定すると、7日間の運転継続に約7.4kℓの軽油が必要となる。</p> <p>ディーゼル発電機燃料油貯油槽にて約540kℓの軽油を保有しており、これらの使用が可能であることから、ディーゼル発電機による電源供給及び緊急時対策所への電源供給について、7日間の継続が可能である（合計使用量約534.5kℓ）。</p> <p>c. 電源</p>	<p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違 ・必要な燃料量の相違 ・泊は軽油のみを使用する（島根と同様）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

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

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所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>ディーゼル発電機の電源負荷について、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p> <p>(添付資料 2.1.12)</p>	<p>ディーゼル発電機の電源負荷について、重大事故等対策時に必要な負荷は設計基準事故時に想定している非常用炉心冷却設備作動信号により作動する負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p>	<p>外部電源は使用できないものと仮定し、非常用ディーゼル発電機等によって給電を行うものとする。重大事故等対策時に必要な負荷は、非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから、非常用ディーゼル発電機等による電源供給が可能である。</p> <p>また、緊急時対策所への電源供給を行う電源車（緊急時対策所用）についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p>	<p>外部電源は使用できないものと仮定し、ディーゼル発電機によって給電を行うものとする。重大事故等対策時に必要な負荷は、ディーゼル発電機の負荷に含まれることから、ディーゼル発電機による電源供給が可能である。</p> <p>また、緊急時対策所への電源供給を行う緊急時対策所用発電機についても、必要負荷に対しての電源供給が可能である。</p> <p>(添付資料 7.4.3.9)</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（実質的な相違なし）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（実質的な相違なし） 緊急時対策所の評価結果についても記載</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）

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所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>5.3.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、原子炉の運転停止中に、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、誤操作等によって系外への漏えいが発生する。このため、1次冷却材が流出することで、余熱除去機能が喪失し、1次冷却系保有水量が減少することで炉心損傷に至ることが特徴である。</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対する燃料損傷防止対策は、短期対策として充てんポンプによる炉心注水、長期対策として格納容器スプレイポンプによる代替再循環及び格納容器スプレイ並びに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を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」の重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、充てんポンプによる炉心注水により炉心は露出することではなく燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、放射線の遮蔽を維持でき、また、炉心崩壊熱により1次冷却材にボイドが発生した場合においても未臨界を維持できる。</p> <p>その結果、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽は維持され、未臨界が確保されており、評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさ並</p>	<p>5.3.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、原子炉の運転停止中に、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、誤操作等によって系外への漏えいが発生する。このため、1次冷却材が流出することで、余熱除去機能が喪失し、1次系保有水量が減少することで炉心損傷に至ることが特徴である。</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対する燃料損傷防止対策は、短期対策として充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水、長期対策として格納容器スプレイポンプによる代替再循環及び格納容器スプレイ並びに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を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」の重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、充てん/高圧注入ポンプによる炉心注水により炉心は露出することではなく燃料有効長頂部は冠水している。燃料有効長上端まで水位が低下しても、原子炉容器ふたは閉止されている状態であり、放射線の遮蔽を維持でき、また、炉心崩壊熱により1次冷却材にボイドが発生した場合においても未臨界を維持できる。</p> <p>その結果、燃料有効長頂部は冠水し、放射線の遮蔽は維持され、未臨界が確保されており、評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件並びにそれら</p>	<p>5.3.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、系統切替操作の誤り等によって原子炉冷却材が系外に流出することで原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、燃料損傷に至ることが特徴である。</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対する燃料損傷防止対策としては、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」の重要事故シーケンス「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」について有効性評価を実施した。</p> <p>上記の場合においても、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を行うことにより、燃料は露出することなく燃料有効長頂部は冠水しているため、燃料損傷することはない。</p> <p>その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽の維持及び制御棒の全挿入状態が維持されており未臨界の確保ができることから、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>評価条件の不確かさについて確認した</p>	<p>7.4.3.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、原子炉の運転停止中に、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、誤操作等によって系外への漏えいが発生する。このため、1次冷却材が流出することで、余熱除去機能が喪失し、1次冷却系保有水量が減少することで燃料損傷に至ることが特徴である。</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」に対する燃料損傷防止対策としては、初期の対策として、充てんポンプによる炉心注水、安定状態に向けた対策として、格納容器スプレイポンプによる代替再循環及び格納容器スプレイ並びに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を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」の重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」について有効性評価を行った。</p> <p>上記の場合においても、充てんポンプによる炉心注水を行うことにより、燃料は露出することなく燃料有効長頂部は冠水しているため、燃料損傷することはない。</p> <p>その結果、燃料有効長頂部の冠水、放射線遮蔽の維持及び未臨界の確保ができることから、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさに</p>	<p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 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）

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所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>びにそれらが運転員等操作に与える影響を考慮しても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>重大事故等対策要員は、本事故シナシナグループにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。</p> <p>以上のことから、事故シナシナグループ「原子炉冷却材の流出」において、充てんポンプを用いた炉心注水による燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シナシナに対して有効であり、事故シナシナグループ「原子炉冷却材の流出」に対して有効である。</p>	<p>が運転員等操作に与える影響を考慮しても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>重大事故等対策要員は、本事故シナシナグループにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失時においても供給可能である。</p> <p>以上のことから、事故シナシナグループ「原子炉冷却材の流出」において、充てん／高圧注入ポンプを用いた炉心注水による燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シナシナグループ「原子炉冷却材の流出」に対して有効である。</p>	<p>結果、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は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員、発電所対策本部要員及び重大事故等対応要員にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水等の燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シナシナに対して有効であることが確認でき、事故シナシナグループ「原子炉冷却材の流出」に対して有効である。</p>	<p>ついて確認した結果、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は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は、運転員、災害対策本部要員、災害対策要員及び災害対策要員（支援）にて確保可能である。また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>以上のことから、充てんポンプによる炉心注水等の燃料損傷防止対策は、選定した重要事故シナシナに対して有効であることが確認でき、事故シナシナグループ「原子炉冷却材の流出」に対して有効である。</p>	<p>記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・ 治では文書内で重複する表現のため記載していない（伊方と同様）</p>

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

7.4.3 原子炉冷却材の流出

第 5.3.1.1 表 「原子炉冷却材の流出」における重大事故等対策について（1/3）

判断及び操作	手順	重大事故等対応設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
a. 1次冷却系の水位低下による余熱除去機能喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材流出により1次冷却系の水位が低下し、余熱除去ポンプの運転に必要な水頭圧が確保できなくなり、余熱除去ポンプがトリップする。余熱除去系2系統の運転不能により、余熱除去機能喪失と判断する。 	-	-	計装設備 余熱除去流量
b. 余熱除去機能喪失時の対応	<ul style="list-style-type: none"> 余熱除去機能回復操作を実施するとともに、1次冷却材の流出原因調査及び復旧操作を行う。 	【余熱除去ポンプ】	-	-
c. 原子炉格納容器からの送還指示及び格納容器エアロックの閉止	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバクエーションアラーム又はベージング装置により送還の指示を行う。 作業員が所定の送還場所へ送還したことを確認すれば、格納容器エアロックを閉止する。 	-	-	-
d. 原子炉格納容器隔離操作	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込めるため、原子炉格納容器隔離操作を行う。 	-	-	-

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対応設備

第 5.3.1.1.1 表 「原子炉冷却材の流出」における重大事故等対策について（1/3）

判断及び操作	手順	重大事故等対応設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
a. 1次冷却系の水位低下による余熱除去機能喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材流出により1次冷却系の水位が低下し、余熱除去ポンプの運転に必要な水頭圧が確保できなくなり、余熱除去ポンプがトリップする。余熱除去系2系統の運転不能により、余熱除去機能喪失と判断する。 	-	-	計装設備 余熱除去流量
b. 余熱除去機能喪失時の対応	<ul style="list-style-type: none"> 余熱除去機能回復操作を実施するとともに、1次冷却材の流出原因調査及び復旧操作を行う。 	【余熱除去ポンプ】	-	-
c. 原子炉格納容器からの送還指示及び格納容器エアロックの閉止	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内にいる作業員に対してエバクエーションアラーム又はベージング装置により送還の指示を行う。 作業員が所定の送還場所へ送還したことを確認すれば、格納容器エアロックを閉止する。 	-	-	-
d. 原子炉格納容器隔離操作	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込めるため、原子炉格納容器隔離操作を行う。 	-	-	-

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対応設備

第 5.3.1.1 表 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策について

判断及び操作	手順	重大事故等対応設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
a. 1次冷却系の水位低下による余熱除去機能喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> 運転停止中に原子炉格納容器圧力パワントラップが作動したため、運転員の操作により、原子炉格納容器からの送還指示が実行される。 原子炉格納容器圧力パワントラップに接続された系統から漏洩している箇所を確認を行うことで、原子炉格納容器からの送還指示が実行されることを確認する。 	【格納容器エアロック】 格納容器	-	計装設備 原子炉水位 (S.A.D.監視) 原子炉水位 (S.A.D.監視) 圧力監視装置
b. 余熱除去機能喪失時の対応	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器圧力により低下した原子炉水位を回復するため、特備している中央制御室からの送還指示により格納容器 (格納容器エアロック) 送還による原子炉水位を上げる。 	-	-	計装設備 原子炉水位 (S.A.D.監視) 【格納容器エアロック】 【サブシステムチャンネル】*

※：既許可の対象となっていない設備を重大事故等対応設備に仮設しているもの
 【 】：既許可の対象となっていない設備を重大事故等対応設備に仮設しているもの
 *：1. 重大事故等対応設備 (設計基調書)

第 7.4.3.1 表 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策について（1/3）

判断及び操作	手順	重大事故等対応設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
a. 1次冷却系の水位低下による余熱除去機能喪失の判断	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材流出により1次冷却系の水位が低下し、余熱除去ポンプの運転に必要な水頭圧が確保できなくなり、余熱除去ポンプがトリップする。余熱除去系2系統の運転不能により、余熱除去機能喪失と判断する。 	-	-	計装設備 低圧注入流量
b. 余熱除去機能喪失時の対応	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材の流出原因調査及び復旧操作を行う。 	余熱除去ポンプ	-	-
c. 原子炉格納容器からの送還指示及び格納容器エアロックの閉止	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内にいる作業員に対して格納容器内送還指示又は所内通話設備により送還の指示を行う。 作業員が原子炉格納容器外へ送還したことを確認すれば、格納容器エアロックを閉止する。 	-	-	-
d. 原子炉格納容器隔離操作	<ul style="list-style-type: none"> 放射性物質を原子炉格納容器内に閉じ込めるため、原子炉格納容器隔離操作を行う。 	-	-	-

※：既許可の対象となっている設備を重大事故等対応設備に仮設しているもの
 【 】：重大事故等対応設備 (設計基調書)
 【 】：有効性評価上考慮しない操作

相違理由

【大飯、高浜】
 名称等の相違
 ・設備仕様等の差異により「手動」重大事故等対応設備の記載、名称が異なる

【大飯、高浜】
 記載方針の相違 (女川表紙の反映)
 ・冷でも女川運転、重大事故等対応設備 (設計基調書) の分類を導入する予定であり、影響評価へ反映する

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

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所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 5.3.1.1 表 「原子炉冷却材の流出」における重大事故等対策について（2/3）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>判断及び操作</th> <th>手順</th> <th>常設設備</th> <th>可搬設備</th> <th>計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>e. 売てんポンプによる炉心注水及び1次冷却系保有水確保</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 売てん/高圧注入ポンプにより燃料取扱用ピペット水を炉心注水し、1次冷却系保有水を維持するとともに、加圧器安全弁（3個取外し中）からの蒸気を除去する。 </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 売てん/高圧注入ポンプ 燃料取扱用ピペット アイーゼル発電機 燃料取扱タンク 蒸気タンク </td> <td>-</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 加圧器水位 1次冷却系高温側温度（広域） 1次冷却系低温側温度（広域） 燃料取扱用ピペット水位 </td> </tr> <tr> <td>f. アニウラス空気浄化系及び中央制御室非常用機器の起動</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器広域圧力計指示が上昇し、0.02MPa(gage)になれば、アニウラス部の水素滞留防止及び蒸気発生を抑制する。 中央制御室の作業確保のため、中央制御室非常用機器を起動する。 </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> アニウラス空気浄化ファン アニウラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室非常用ファン 中央制御室非常用機器 アイーゼル発電機 燃料取扱タンク 蒸気タンク </td> <td>-</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力（広域） </td> </tr> </tbody> </table> <p>【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対応設備</p>	判断及び操作	手順	常設設備	可搬設備	計装設備	e. 売てんポンプによる炉心注水及び1次冷却系保有水確保	<ul style="list-style-type: none"> 売てん/高圧注入ポンプにより燃料取扱用ピペット水を炉心注水し、1次冷却系保有水を維持するとともに、加圧器安全弁（3個取外し中）からの蒸気を除去する。 	<ul style="list-style-type: none"> 売てん/高圧注入ポンプ 燃料取扱用ピペット アイーゼル発電機 燃料取扱タンク 蒸気タンク 	-	<ul style="list-style-type: none"> 加圧器水位 1次冷却系高温側温度（広域） 1次冷却系低温側温度（広域） 燃料取扱用ピペット水位 	f. アニウラス空気浄化系及び中央制御室非常用機器の起動	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器広域圧力計指示が上昇し、0.02MPa(gage)になれば、アニウラス部の水素滞留防止及び蒸気発生を抑制する。 中央制御室の作業確保のため、中央制御室非常用機器を起動する。 	<ul style="list-style-type: none"> アニウラス空気浄化ファン アニウラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室非常用ファン 中央制御室非常用機器 アイーゼル発電機 燃料取扱タンク 蒸気タンク 	-	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力（広域） 	<p>第 5.3.1.1.1 表 「原子炉冷却材の流出」における重大事故等対策について（2/3）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>判断及び操作</th> <th>手順</th> <th>常設設備</th> <th>可搬設備</th> <th>計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>a. 売てん/高圧注入ポンプによる炉心注水及び1次冷却系保有水確保</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 売てん/高圧注入ポンプにより燃料取扱用ピペット水を炉心注水し、1次冷却系保有水を維持するとともに、加圧器安全弁（3個取外し中）からの蒸気を除去する。 </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 売てん/高圧注入ポンプ 燃料取扱用ピペット アイーゼル発電機 燃料取扱タンク </td> <td>-</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 加圧器水位 1次冷却系高温側温度（広域） 1次冷却系低温側温度（広域） 燃料取扱用ピペット水位 格納容器広域圧力 </td> </tr> <tr> <td>f. アニウラス空気浄化系及び中央制御室非常用機器の起動</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器広域圧力計指示が上昇し、0.02MPa(gage)になれば、アニウラス部の水素滞留防止及び蒸気発生を抑制する。 中央制御室の作業確保のため、中央制御室非常用機器を起動する。 </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> アニウラス空気浄化ファン アニウラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室非常用ファン 中央制御室非常用機器 アイーゼル発電機 燃料取扱タンク 蒸気タンク </td> <td>-</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器広域圧力 </td> </tr> </tbody> </table> <p>【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対応設備</p>	判断及び操作	手順	常設設備	可搬設備	計装設備	a. 売てん/高圧注入ポンプによる炉心注水及び1次冷却系保有水確保	<ul style="list-style-type: none"> 売てん/高圧注入ポンプにより燃料取扱用ピペット水を炉心注水し、1次冷却系保有水を維持するとともに、加圧器安全弁（3個取外し中）からの蒸気を除去する。 	<ul style="list-style-type: none"> 売てん/高圧注入ポンプ 燃料取扱用ピペット アイーゼル発電機 燃料取扱タンク 	-	<ul style="list-style-type: none"> 加圧器水位 1次冷却系高温側温度（広域） 1次冷却系低温側温度（広域） 燃料取扱用ピペット水位 格納容器広域圧力 	f. アニウラス空気浄化系及び中央制御室非常用機器の起動	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器広域圧力計指示が上昇し、0.02MPa(gage)になれば、アニウラス部の水素滞留防止及び蒸気発生を抑制する。 中央制御室の作業確保のため、中央制御室非常用機器を起動する。 	<ul style="list-style-type: none"> アニウラス空気浄化ファン アニウラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室非常用ファン 中央制御室非常用機器 アイーゼル発電機 燃料取扱タンク 蒸気タンク 	-	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器広域圧力 	<p>第 7.4.3.1 表 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策について（2/3）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>判断及び操作</th> <th>手順</th> <th>常設設備</th> <th>可搬設備</th> <th>計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>e. 売てんポンプによる炉心注水及び1次冷却系保有水確保</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 炉心水位を回復させるため、売てんポンプにより燃料取扱用ピペット水を炉心注水し、1次冷却系保有水を維持するとともに、加圧器安全弁（3個取外し中）からの蒸気を除去する。 </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 売てんポンプ 燃料取扱用ピペット アイーゼル発電機 燃料取扱タンク </td> <td>-</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 加圧器水位 1次冷却系高温側温度（広域） 1次冷却系低温側温度（広域） 燃料取扱用ピペット水位 </td> </tr> <tr> <td>f. アニウラス空気浄化系及び中央制御室非常用機器の起動</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器圧力指示が上昇し、0.02MPa(gage)になれば、アニウラス部の水素滞留防止及び蒸気発生を抑制する。 中央制御室の作業確保のため、中央制御室非常用機器を起動する。 </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> アニウラス空気浄化ファン アニウラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室非常用ファン 中央制御室非常用機器 アイーゼル発電機 燃料取扱タンク 蒸気タンク </td> <td>-</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器圧力 </td> </tr> </tbody> </table> <p>※：蒸気タンクの対策となっている設備を重大事故等対応設備に分類しているもの【 】：重大事故等対応設備（設計基準外設備）</p>	判断及び操作	手順	常設設備	可搬設備	計装設備	e. 売てんポンプによる炉心注水及び1次冷却系保有水確保	<ul style="list-style-type: none"> 炉心水位を回復させるため、売てんポンプにより燃料取扱用ピペット水を炉心注水し、1次冷却系保有水を維持するとともに、加圧器安全弁（3個取外し中）からの蒸気を除去する。 	<ul style="list-style-type: none"> 売てんポンプ 燃料取扱用ピペット アイーゼル発電機 燃料取扱タンク 	-	<ul style="list-style-type: none"> 加圧器水位 1次冷却系高温側温度（広域） 1次冷却系低温側温度（広域） 燃料取扱用ピペット水位 	f. アニウラス空気浄化系及び中央制御室非常用機器の起動	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器圧力指示が上昇し、0.02MPa(gage)になれば、アニウラス部の水素滞留防止及び蒸気発生を抑制する。 中央制御室の作業確保のため、中央制御室非常用機器を起動する。 	<ul style="list-style-type: none"> アニウラス空気浄化ファン アニウラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室非常用ファン 中央制御室非常用機器 アイーゼル発電機 燃料取扱タンク 蒸気タンク 	-	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器圧力 	<p>相違理由</p> <p>【大阪、高浜】 名称等の相違 ・設備仕様等の差異により「手順」「重大事故等対応設備」の記載、名称が異なる</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映） ・泊でも女川同様、重大事故等対応設備（設計基準外設備）の分類を導入する予定であり、影里出納へ反映する</p>
判断及び操作	手順	常設設備	可搬設備	計装設備																																												
e. 売てんポンプによる炉心注水及び1次冷却系保有水確保	<ul style="list-style-type: none"> 売てん/高圧注入ポンプにより燃料取扱用ピペット水を炉心注水し、1次冷却系保有水を維持するとともに、加圧器安全弁（3個取外し中）からの蒸気を除去する。 	<ul style="list-style-type: none"> 売てん/高圧注入ポンプ 燃料取扱用ピペット アイーゼル発電機 燃料取扱タンク 蒸気タンク 	-	<ul style="list-style-type: none"> 加圧器水位 1次冷却系高温側温度（広域） 1次冷却系低温側温度（広域） 燃料取扱用ピペット水位 																																												
f. アニウラス空気浄化系及び中央制御室非常用機器の起動	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器広域圧力計指示が上昇し、0.02MPa(gage)になれば、アニウラス部の水素滞留防止及び蒸気発生を抑制する。 中央制御室の作業確保のため、中央制御室非常用機器を起動する。 	<ul style="list-style-type: none"> アニウラス空気浄化ファン アニウラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室非常用ファン 中央制御室非常用機器 アイーゼル発電機 燃料取扱タンク 蒸気タンク 	-	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力（広域） 																																												
判断及び操作	手順	常設設備	可搬設備	計装設備																																												
a. 売てん/高圧注入ポンプによる炉心注水及び1次冷却系保有水確保	<ul style="list-style-type: none"> 売てん/高圧注入ポンプにより燃料取扱用ピペット水を炉心注水し、1次冷却系保有水を維持するとともに、加圧器安全弁（3個取外し中）からの蒸気を除去する。 	<ul style="list-style-type: none"> 売てん/高圧注入ポンプ 燃料取扱用ピペット アイーゼル発電機 燃料取扱タンク 	-	<ul style="list-style-type: none"> 加圧器水位 1次冷却系高温側温度（広域） 1次冷却系低温側温度（広域） 燃料取扱用ピペット水位 格納容器広域圧力 																																												
f. アニウラス空気浄化系及び中央制御室非常用機器の起動	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器広域圧力計指示が上昇し、0.02MPa(gage)になれば、アニウラス部の水素滞留防止及び蒸気発生を抑制する。 中央制御室の作業確保のため、中央制御室非常用機器を起動する。 	<ul style="list-style-type: none"> アニウラス空気浄化ファン アニウラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室非常用ファン 中央制御室非常用機器 アイーゼル発電機 燃料取扱タンク 蒸気タンク 	-	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器広域圧力 																																												
判断及び操作	手順	常設設備	可搬設備	計装設備																																												
e. 売てんポンプによる炉心注水及び1次冷却系保有水確保	<ul style="list-style-type: none"> 炉心水位を回復させるため、売てんポンプにより燃料取扱用ピペット水を炉心注水し、1次冷却系保有水を維持するとともに、加圧器安全弁（3個取外し中）からの蒸気を除去する。 	<ul style="list-style-type: none"> 売てんポンプ 燃料取扱用ピペット アイーゼル発電機 燃料取扱タンク 	-	<ul style="list-style-type: none"> 加圧器水位 1次冷却系高温側温度（広域） 1次冷却系低温側温度（広域） 燃料取扱用ピペット水位 																																												
f. アニウラス空気浄化系及び中央制御室非常用機器の起動	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器圧力指示が上昇し、0.02MPa(gage)になれば、アニウラス部の水素滞留防止及び蒸気発生を抑制する。 中央制御室の作業確保のため、中央制御室非常用機器を起動する。 	<ul style="list-style-type: none"> アニウラス空気浄化ファン アニウラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室非常用ファン 中央制御室非常用機器 アイーゼル発電機 燃料取扱タンク 蒸気タンク 	-	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器圧力 																																												

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

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大飯発電所3/4号炉	
項目	主要解析条件
解析コード	M-RHELAPS
原子炉停止後の状態	詳細解析
1次冷却回路圧力 (初期)	大気圧 (0MPa/gage)
1次冷却回路温度 (初期)	93℃ (保安規定モード)
1次冷却回路水位 (初期)	原子炉停炉後出入口 配管中心高さ+200mm
炉心加熱熱	FP: 日本原子力学会標準値 アクチニド: ORIGEN2 (サノケル未燃を仮定)
1次冷却回路出口部	加圧器圧弁を閉鎖し 加圧器弁からの冷却なし
2次冷却回路の状態	2次冷却系からの冷却なし

高浜発電所3/4号炉	
項目	主要解析条件
解析コード	M-RHELAPS
原子炉停止後の状態	0.5時間
1次冷却回路圧力 (初期)	大気圧 (0MPa/gage)
1次冷却回路温度 (初期)	93℃ (保安規定モード)
1次冷却回路水位 (初期)	原子炉停炉後出入口 配管中心高さ+50mm
炉心加熱熱	FP: 日本原子力学会標準値 アクチニド: ORIGEN2 (サノケル未燃を仮定)
1次冷却回路出口部	加圧器圧弁を閉鎖し 加圧器弁からの冷却なし
2次冷却回路の状態	2次冷却系からの冷却なし

第5.3.2.1表 「原子炉冷却材の流出」の主要解析条件（燃料取出前のミッドループ運転中）
 原子炉冷却材圧力バウナリ機能が喪失する事故）（1/2）

女川原子力発電所2号炉	
項目	主要解析条件
解析コード	M-RHELAPS
原子炉停止後の状態	0.5時間
1次冷却回路圧力 (初期)	大気圧 (0MPa/gage)
1次冷却回路温度 (初期)	93℃ (保安規定モード)
1次冷却回路水位 (初期)	原子炉停炉後出入口 配管中心高さ+50mm
炉心加熱熱	FP: 日本原子力学会標準値 アクチニド: ORIGEN2 (サノケル未燃を仮定)
1次冷却回路出口部	加圧器圧弁を閉鎖し 加圧器弁からの冷却なし
2次冷却回路の状態	2次冷却系からの冷却なし

泊発電所3号炉	
項目	主要解析条件
解析コード	M-RHELAPS
原子炉停止後の状態	72時間
1次冷却回路圧力 (初期)	大気圧 (0MPa/gage)
1次冷却回路温度 (初期)	93℃ (保安規定モード)
1次冷却回路水位 (初期)	原子炉停炉後出入口 配管中心高さ+100mm
炉心加熱熱	FP: 日本原子力学会標準値 アクチニド: ORIGEN2 (サノケル未燃を仮定)
1次冷却回路出口部	加圧器圧弁を閉鎖し 加圧器弁からの冷却なし
2次冷却回路の状態	2次冷却系からの冷却なし

第7.4.3.2表 「原子炉冷却材の流出」の主要解析条件
 （燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウナリ機能が喪失する事故）（1/1）

第5.3.2.2表 主要解析条件（原子炉冷却材の流出）		
項目	主要解析条件	最終設定の考え方
原子炉冷却材の温度	原子炉冷却材の温度	最終設定を考慮する。原子炉冷却材温度の最終設定を考慮
原子炉冷却材水位	原子炉冷却材水位	原子炉冷却材水位が最終設定の水位を想定
原子炉冷却材流量	0%	最終設定を考慮（原子炉停炉後冷却水の循環が停止）での最終設定を考慮
原子炉冷却材圧力	大気圧	原子炉冷却材圧力が最終設定の圧力を想定
プールの水位	満	最終設定を考慮（プールの水位が最終設定の水位を想定）
電源喪失	原子炉冷却材の温度	最終設定を考慮（電源喪失時の原子炉冷却材温度を想定）
原子炉冷却材のサプレッションチャンベールの温度	100℃	最終設定を考慮（サプレッションチャンベールの温度が最終設定の温度を想定）
原子炉冷却材の圧力	大気圧	最終設定を考慮（原子炉冷却材の圧力が最終設定の圧力を想定）
冷却水の温度	冷却水なし	冷却水の温度は最終設定を考慮しない。冷却水の温度が最終設定の温度を想定

相違理由

【大飯、高浜】
 設計の相違
 ・泊発電所解析であり、設備仕様も異なることから「主要解析条件」及び「条件設定の考え方」の記載が一部異なる

【大飯、高浜】
 名称等の相違

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

7.4.3 原子炉冷却材の流出

第 6.3.2 表 「原子炉冷却材の流出」の主要解析条件（燃料取出側のミッドロープ運転中に、原子炉冷却材圧力パカバクダリ機能喪失する事故）（2/2）

項目	主要解析条件	解析結果	解析条件
起回事象	余熱除去ポンプ1台以上の停止による冷却材の流出（ミッドロープ運転中に、冷却材の流出が1台以上の停止による冷却材の流出に比べて顕著な増加を伴う場合） 余熱除去ポンプ1台以上の停止による冷却材の流出（ミッドロープ運転中に、冷却材の流出が1台以上の停止による冷却材の流出に比べて顕著な増加を伴う場合）	480m ³ /h (冷却材の流出) (流出まで放出)	冷却材の流出 1台以上の停止による冷却材の流出
安全機能の喪失に対する設定	冷却材の流出が1台以上の停止による冷却材の流出に比べて顕著な増加を伴う場合	冷却材の流出が1台以上の停止による冷却材の流出に比べて顕著な増加を伴う場合	冷却材の流出が1台以上の停止による冷却材の流出に比べて顕著な増加を伴う場合
外部電源	外部電源なし	外部電源なし	外部電源なし
蒸気ポンプの 原子炉への注水流量	480m ³ /h	480m ³ /h	蒸気ポンプの注水流量
蒸気ポンプの 注水流量	冷却材の流出が1台以上の停止による冷却材の流出に比べて顕著な増加を伴う場合	冷却材の流出が1台以上の停止による冷却材の流出に比べて顕著な増加を伴う場合	冷却材の流出が1台以上の停止による冷却材の流出に比べて顕著な増加を伴う場合

第 6.3.2.1 表 「原子炉冷却材の流出」の主要解析条件（燃料取出側のミッドロープ運転中に、原子炉冷却材圧力パカバクダリ機能喪失する事故）（2/2）

項目	主要解析条件	解析結果	解析条件
起回事象	余熱除去ポンプ1台以上の停止による冷却材の流出（ミッドロープ運転中に、冷却材の流出が1台以上の停止による冷却材の流出に比べて顕著な増加を伴う場合） 余熱除去ポンプ1台以上の停止による冷却材の流出（ミッドロープ運転中に、冷却材の流出が1台以上の停止による冷却材の流出に比べて顕著な増加を伴う場合）	280m ³ /h (冷却材の流出) (流出まで放出)	冷却材の流出 1台以上の停止による冷却材の流出
安全機能の喪失に対する設定	冷却材の流出が1台以上の停止による冷却材の流出に比べて顕著な増加を伴う場合	冷却材の流出が1台以上の停止による冷却材の流出に比べて顕著な増加を伴う場合	冷却材の流出が1台以上の停止による冷却材の流出に比べて顕著な増加を伴う場合
外部電源	外部電源なし	外部電源なし	外部電源なし
蒸気ポンプの 原子炉への注水流量	280m ³ /h	280m ³ /h	蒸気ポンプの注水流量
蒸気ポンプの 注水流量	冷却材の流出が1台以上の停止による冷却材の流出に比べて顕著な増加を伴う場合	冷却材の流出が1台以上の停止による冷却材の流出に比べて顕著な増加を伴う場合	冷却材の流出が1台以上の停止による冷却材の流出に比べて顕著な増加を伴う場合

第 7.1.3.2 表 「原子炉冷却材の流出」の主要解析条件（燃料取出側のミッドロープ運転中に、原子炉冷却材圧力パカバクダリ機能喪失する事故）（2/2）

項目	主要解析条件	解析結果	解析条件
起回事象	余熱除去ポンプ1台以上の停止による冷却材の流出（ミッドロープ運転中に、冷却材の流出が1台以上の停止による冷却材の流出に比べて顕著な増加を伴う場合） 余熱除去ポンプ1台以上の停止による冷却材の流出（ミッドロープ運転中に、冷却材の流出が1台以上の停止による冷却材の流出に比べて顕著な増加を伴う場合）	400m ³ /h (冷却材の流出) (流出まで放出)	冷却材の流出 1台以上の停止による冷却材の流出
安全機能の喪失に対する設定	冷却材の流出が1台以上の停止による冷却材の流出に比べて顕著な増加を伴う場合	冷却材の流出が1台以上の停止による冷却材の流出に比べて顕著な増加を伴う場合	冷却材の流出が1台以上の停止による冷却材の流出に比べて顕著な増加を伴う場合
外部電源	外部電源なし	外部電源なし	外部電源なし
蒸気ポンプの 原子炉への注水流量	400m ³ /h	400m ³ /h	蒸気ポンプの注水流量
蒸気ポンプの 注水流量	冷却材の流出が1台以上の停止による冷却材の流出に比べて顕著な増加を伴う場合	冷却材の流出が1台以上の停止による冷却材の流出に比べて顕著な増加を伴う場合	冷却材の流出が1台以上の停止による冷却材の流出に比べて顕著な増加を伴う場合

第 7.1.3.2 表 「原子炉冷却材の流出」の主要解析条件（燃料取出側のミッドロープ運転中に、原子炉冷却材圧力パカバクダリ機能喪失する事故）（2/2）

項目	主要解析条件	解析結果	解析条件
起回事象	余熱除去ポンプ1台以上の停止による冷却材の流出（ミッドロープ運転中に、冷却材の流出が1台以上の停止による冷却材の流出に比べて顕著な増加を伴う場合） 余熱除去ポンプ1台以上の停止による冷却材の流出（ミッドロープ運転中に、冷却材の流出が1台以上の停止による冷却材の流出に比べて顕著な増加を伴う場合）	400m ³ /h (冷却材の流出) (流出まで放出)	冷却材の流出 1台以上の停止による冷却材の流出
安全機能の喪失に対する設定	冷却材の流出が1台以上の停止による冷却材の流出に比べて顕著な増加を伴う場合	冷却材の流出が1台以上の停止による冷却材の流出に比べて顕著な増加を伴う場合	冷却材の流出が1台以上の停止による冷却材の流出に比べて顕著な増加を伴う場合
外部電源	外部電源なし	外部電源なし	外部電源なし
蒸気ポンプの 原子炉への注水流量	400m ³ /h	400m ³ /h	蒸気ポンプの注水流量
蒸気ポンプの 注水流量	冷却材の流出が1台以上の停止による冷却材の流出に比べて顕著な増加を伴う場合	冷却材の流出が1台以上の停止による冷却材の流出に比べて顕著な増加を伴う場合	冷却材の流出が1台以上の停止による冷却材の流出に比べて顕著な増加を伴う場合

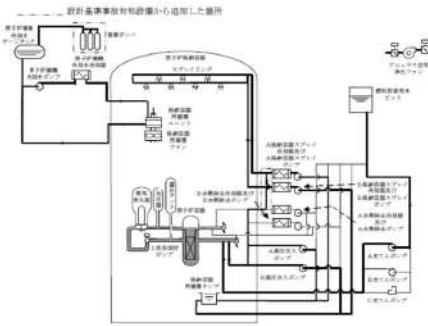
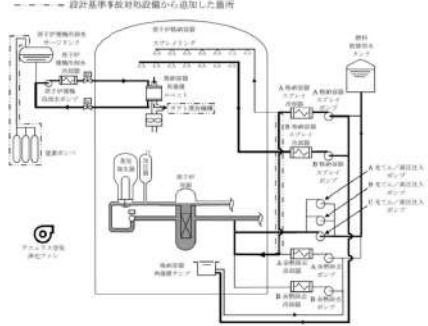
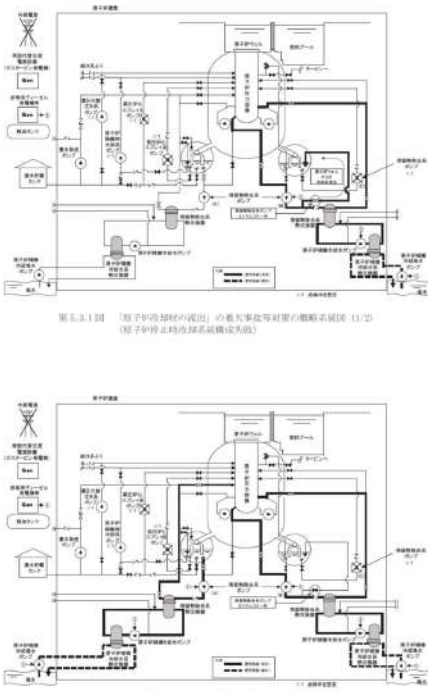
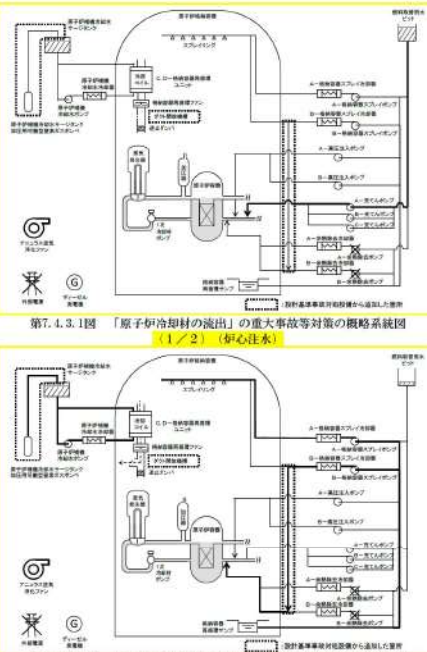
相違理由

【大阪、高浜】
 設計の相違
 ・泊は明確解析であり、設備仕様も異なることから「主要解析条件」及び「条件設定の考え方」の記載が一部異なる

【大阪、高浜】
 名称等の相違

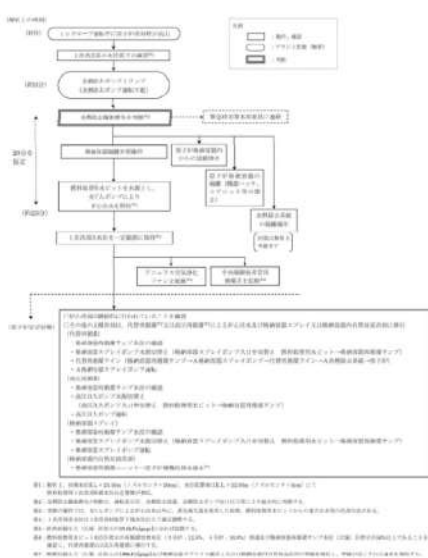
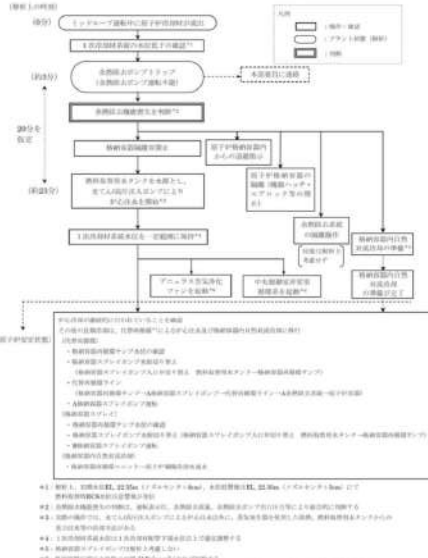
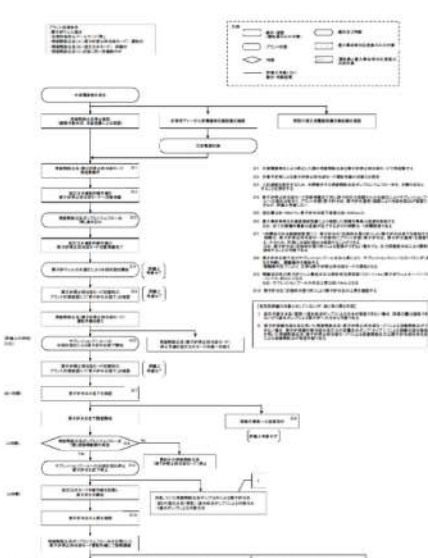
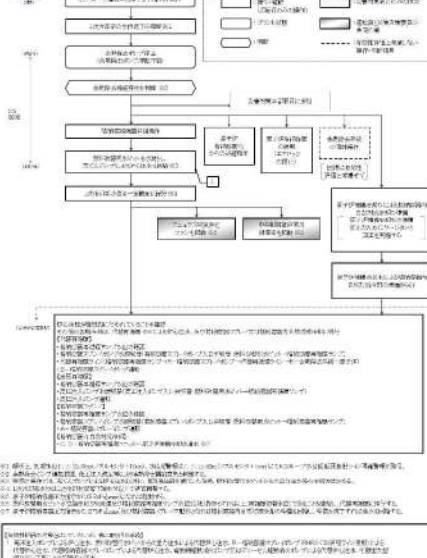
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所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>設計基準事故時状態から過渡した箇所</p> <p>第 5.3.1 図 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策の概略系統図</p>	 <p>設計基準事故時状態から過渡した箇所</p> <p>第 5.3.1.1 図 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策の概略系統図</p>	 <p>第 5.3.1 図 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策の概略系統図 (1) (原子炉停止時冷却系統構成関係)</p> <p>第 5.3.2 図 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策の概略系統図 (2) (原子炉注水及び原子炉が停止時状態)</p>	 <p>設計基準事故時状態から過渡した箇所</p> <p>第 7.4.3.1 図 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策の概略系統図 (1/2) (炉心注水)</p> <p>第 7.4.3.1 図 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策の概略系統図 (2/2) (代替再循環、格納容器スプレイ再循環及び格納容器内自然対流冷却)</p>	<p>【大阪、高浜】 設計の相違 【大阪、高浜】 名称等の相違 【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川兵装の反映） ・対応手段に二辺した関係系統図とし、図のタイトルで識別 ・外部電源、ディーゼル発電機を記載</p>

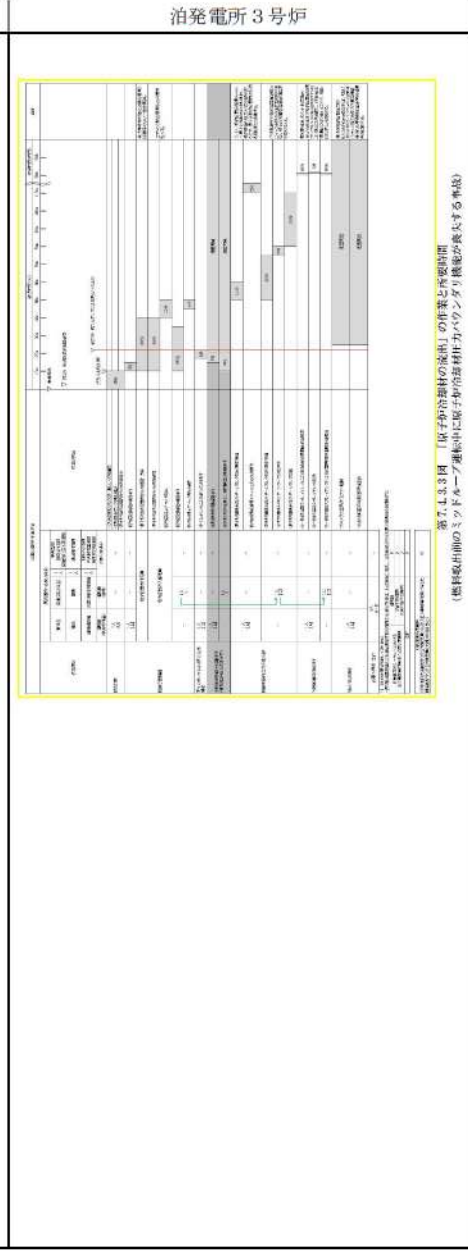
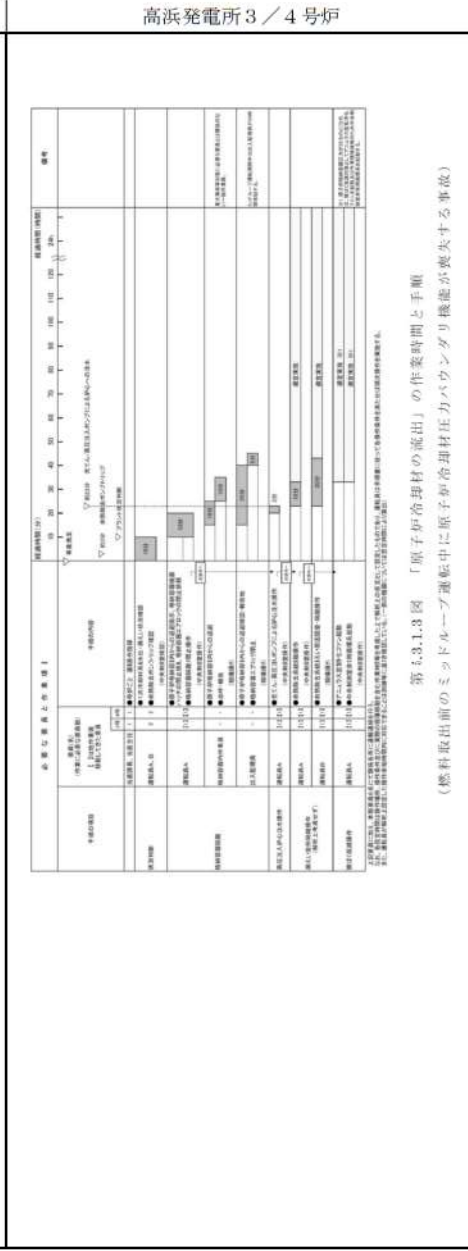
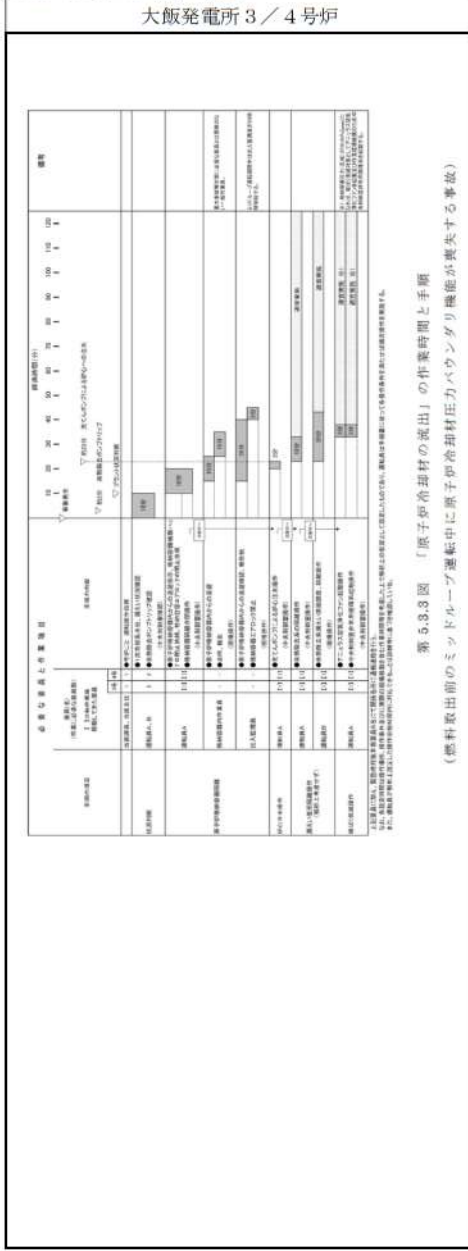
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所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>大阪発電所3/4号炉</p>  <p>第5.3.2図 「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要 (「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」の事象進展)</p>	<p>高浜発電所3/4号炉</p>  <p>第5.3.1.2図 「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要 (「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」の事象進展)</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p>  <p>第5.3.3図 「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要</p>	<p>泊発電所3号炉</p>  <p>第7.4.3.2図 「原子炉冷却材の流出」の対応手順の概要 (「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」の事象進展)</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違(女川表紙の反対) ・凡例に記載のとおり運転員及び災害対策要員が行う作業を併せて記載 ・有効性評価上考慮しない操作・手順結果を破線で記載</p> <p>【大阪、高浜】 設計の相違 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 名称等の相違</p>

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

7.4.3 原子炉冷却材の流出



相違理由

- 【大阪、高浜】
 記載方針の相違 (女川支援が良め)
 ・運転員を中央制御室と現場に分けて記載
- ・有効性評価上考慮しない作業を色分けして記載
- 【大阪、高浜】
 設計の相違
 解析結果の相違
- 【大阪、高浜】
 名称等の相違

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

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所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 5.3.4 図 1次冷却材圧力の推移</p>	<p>第 5.3.2.1 図 1次冷却材圧力の推移</p>	<p>第7.4.3.4図 1次冷却材圧力の推移</p>	<p>第7.4.3.5図 1次冷却材圧力の推移</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 5.3.5 図 炉心上端ボイド率の推移</p>	<p>第 5.3.2.2 図 炉心上端ボイド率の推移</p>	<p>第7.4.3.5図 炉心上端ボイド率の推移</p>	<p>第7.4.3.5図 炉心上端ボイド率の推移</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

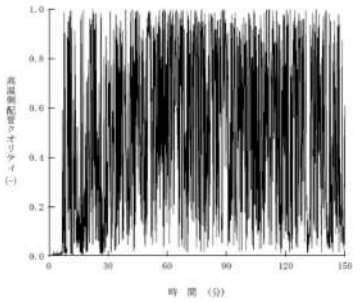
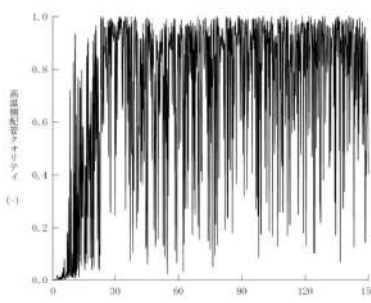
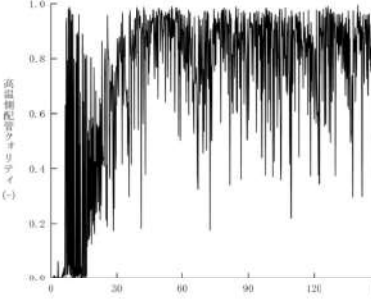
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所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 5.3.6 図 開口部からの流出流量と注水流量の推移</p>	<p>第 5.3.2.3 図 開口部からの流出流量と注入流量の推移</p>		<p>第7.4.3.6 図 開口部からの流出流量と注水流量の推移</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 5.3.7 図 加圧器頂部クオリティの推移</p>	<p>第 5.3.2.4 図 加圧器頂部クオリティの推移</p>		<p>第7.4.3.7 図 加圧器頂部クオリティの推移</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）

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p data-bbox="145 837 571 861">第3.3.8図 高温側配管クオリティ（余熱除去系抽出口）の推移</p>	 <p data-bbox="616 853 1041 877">第5.3.2.5図 高温側配管クオリティ（余熱除去系抽出口）の推移</p>		 <p data-bbox="1545 869 1971 893">第7.4.3.8図 高温側配管クオリティ（余熱除去系抽出口）の推移</p>	<p data-bbox="1993 542 2116 606">【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

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

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所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 5.3.9 図 原子炉容器内水位の推移</p> <p>時間 (分) * : 気泡炉心水位を表示</p>	<p>第 5.3.2.6 図 原子炉容器内水位の推移</p> <p>時間 (分) * : 気泡炉心水位を表示</p>		<p>第 7.4.3.9 図 原子炉容器内水位の推移</p> <p>時間 (分) * : 気泡炉心水位を表示</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 5.3.10 図 1次冷却系保有水量の推移</p> <p>時間 (分)</p>	<p>第 5.3.2.7 図 1次冷却系保有水量の推移</p> <p>時間 (分)</p>		<p>第 7.4.3.10 図 1次冷却系保有水量の推移</p> <p>時間 (分)</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

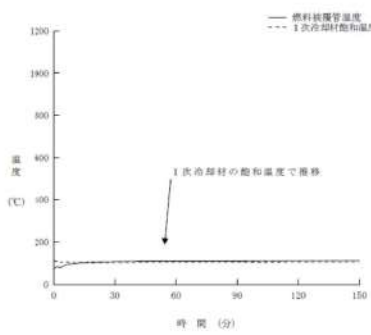
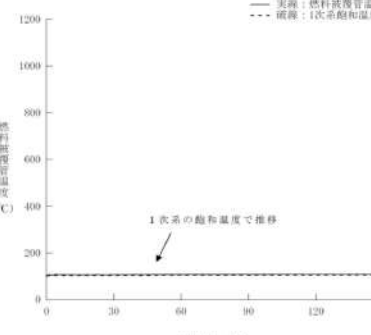
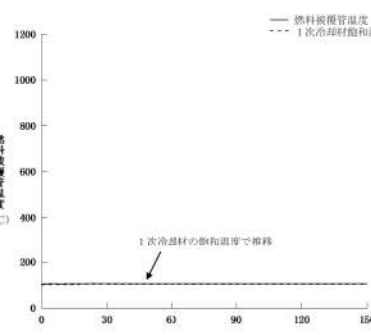
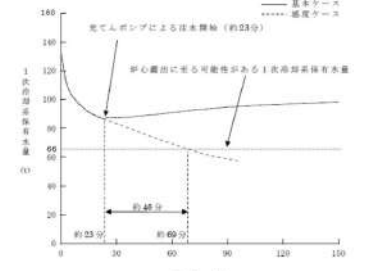
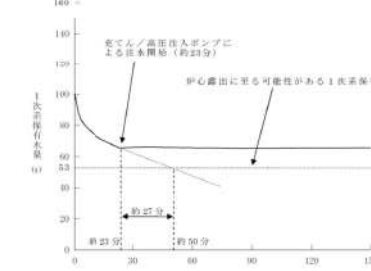
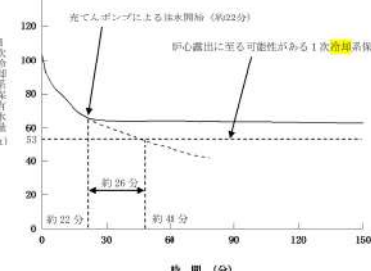
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所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 5.3.11 図 加圧器水位の推移</p>	<p>第 5.3.2.8 図 加圧器水位の推移</p>		<p>第7.4.3.11図 加圧器水位の推移</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 5.3.12 図 1次冷却材温度の推移</p>	<p>第 5.3.2.9 図 1次冷却材温度の推移</p>		<p>第 7.4.3.12 図 1次冷却材温度の推移</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

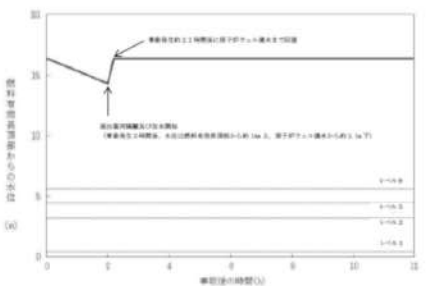
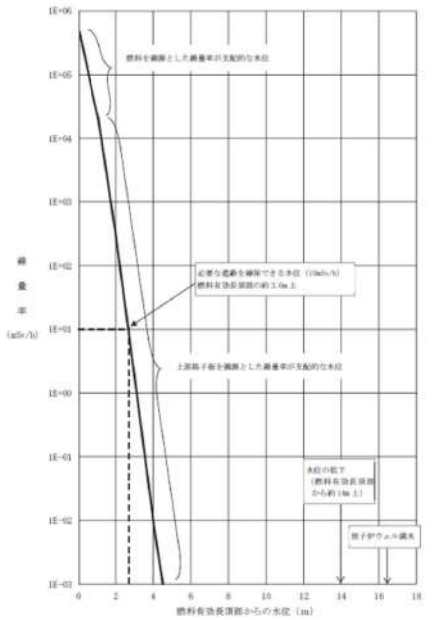
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所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5.3.13図 燃料被覆管温度の推移</p>	 <p>第5.3.2.10図 燃料被覆管温度の推移</p>		 <p>第7.4.3.13図 燃料被覆管温度の推移</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>
 <p>第5.3.14図 1次冷却系保有水量の推移（炉心注水操作開始の時間余裕）</p>	 <p>第5.3.3.1図 1次系保有水量の推移（炉心注水操作開始の時間余裕）</p>		 <p>第7.4.3.14図 1次冷却系保有水量の推移（炉心注水操作開始の時間余裕確認）</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p>

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

7.4.3 原子炉冷却材の流出

大阪発電所3/4号炉	高浜発電所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 5.3.5 図 原子炉水位の推移</p>  <p>第 5.3.6 図 原子炉水位と線量率</p>	<p>泊発電所3号炉</p>	<p>相違理由</p> <p>【女川】 評価方法の相違 ・線量率については女川は水位が一番低下した状態での線量率を示し目標線量率を下回っていることを示している ・泊は炉心が露出することはなく燃料有効長頂部は冠水しているため、燃料取替時の原子炉格納容器内の遮蔽設計基準値 0.15mSv/h を上回ることがないことを説明している（大阪、高浜と同様）</p>

7.4.3 原子炉冷却材の流出 (添付資料 7.4.3.1 ミッドループ運転中における冷却材流出の想定と対応について)

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

大飯発電所3 / 4号炉

添付資料 5.3.1

ミッドループ運転中における冷却材流出の想定と対応について

ミッドループ運転中に想定される漏えい箇所、それぞれに対する異常の検知の方法及び対応処置について次頁以降に示す。

大飯発電所3 / 4号炉

添付資料 5.3.1

ミッドループ運転中における冷却材流出の想定と対応について

ミッドループ運転中に想定される漏えい箇所、それぞれに対する異常の検知の方法及び対応処置について次頁以降に示す。

泊発電所3号炉

添付資料 7.4.3.1

ミッドループ運転中における冷却材流出の想定と対応について

ミッドループ運転中に想定される漏えい箇所、それぞれに対する異常の検知の方法及び対応処置について次頁以降に示す。

泊発電所3号炉

添付資料 7.4.3.1

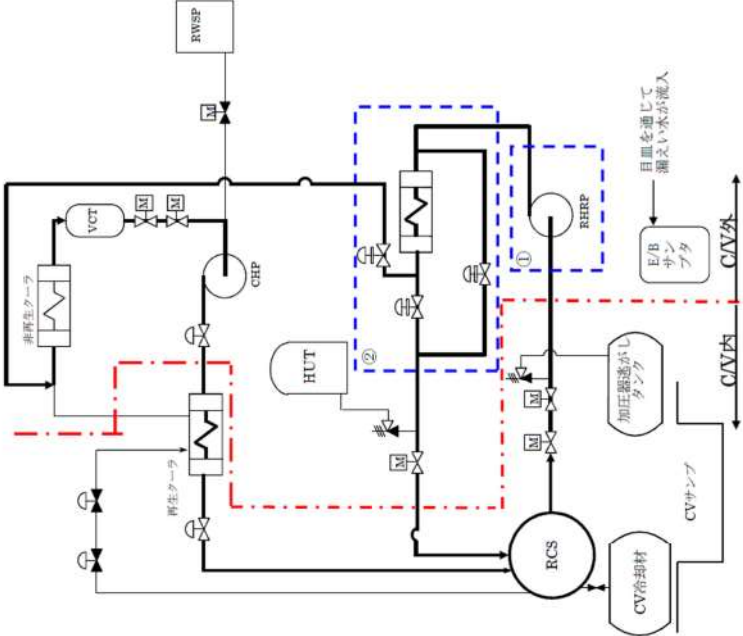
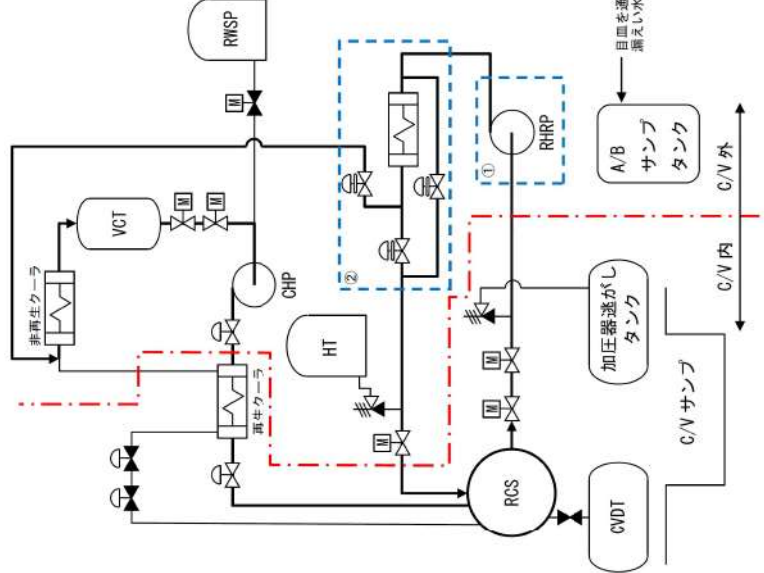
ミッドループ運転中における冷却材流出の想定と対応について

ミッドループ運転中に想定される漏えい箇所、それぞれに対する異常の検知の方法及び対応処置について次頁以降に示す。

図1 「原子炉冷却材の流出」の作業時間と手順 (燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故)

7.4.3 原子炉冷却材の流出 (添付資料 7.4.3.1 ミッドループ運転中における冷却材流出の想定と対応について)

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

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																								
<p>RCSミッドループ運転中における運転系統の概要と漏水監視の範囲の概念</p>  <table border="1" data-bbox="358 183 571 726"> <thead> <tr> <th colspan="2">中央制御室警報</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>RCS</td> <td>1次系補機作動注意 (炉内計装用シンブル配管室)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>漏水注意 (炉内計装用シンブル配管室)</td> </tr> <tr> <td>RHRS</td> <td>1次系補機作動注意 (余熱除去ポンプ室)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>漏水注意 (余熱除去ポンプ室)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>漏水注意 (余熱除去ポンプ室から目皿をクローラ室、バルブ室から目皿を通じてポンプ室へ流れ込むため)</td> </tr> </tbody> </table>	中央制御室警報		RCS	1次系補機作動注意 (炉内計装用シンブル配管室)		漏水注意 (炉内計装用シンブル配管室)	RHRS	1次系補機作動注意 (余熱除去ポンプ室)		漏水注意 (余熱除去ポンプ室)		漏水注意 (余熱除去ポンプ室から目皿をクローラ室、バルブ室から目皿を通じてポンプ室へ流れ込むため)	 <table border="1" data-bbox="1265 183 1545 678"> <thead> <tr> <th colspan="2">中央制御室差信号警報</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>RCS</td> <td>C/Vサンプリング水位上昇率高, 異常高</td> </tr> <tr> <td></td> <td>C/Vサンプリング水位高</td> </tr> <tr> <td></td> <td>漏えい検知警報 (余熱除去ポンプ室漏えい)</td> </tr> <tr> <td>RHRS</td> <td>漏えい検知警報 (余熱除去ポンプ室漏えい)</td> </tr> <tr> <td></td> <td>クローラ室, バルブ室から目皿を通じてポンプ室へ流れ込むため</td> </tr> </tbody> </table>	中央制御室差信号警報		RCS	C/Vサンプリング水位上昇率高, 異常高		C/Vサンプリング水位高		漏えい検知警報 (余熱除去ポンプ室漏えい)	RHRS	漏えい検知警報 (余熱除去ポンプ室漏えい)		クローラ室, バルブ室から目皿を通じてポンプ室へ流れ込むため	<p>相違理由</p> <p>図2 RCS ミッドループ運転中における運転系統の概要と漏水監視の範囲の概念</p>
中央制御室警報																										
RCS	1次系補機作動注意 (炉内計装用シンブル配管室)																									
	漏水注意 (炉内計装用シンブル配管室)																									
RHRS	1次系補機作動注意 (余熱除去ポンプ室)																									
	漏水注意 (余熱除去ポンプ室)																									
	漏水注意 (余熱除去ポンプ室から目皿をクローラ室、バルブ室から目皿を通じてポンプ室へ流れ込むため)																									
中央制御室差信号警報																										
RCS	C/Vサンプリング水位上昇率高, 異常高																									
	C/Vサンプリング水位高																									
	漏えい検知警報 (余熱除去ポンプ室漏えい)																									
RHRS	漏えい検知警報 (余熱除去ポンプ室漏えい)																									
	クローラ室, バルブ室から目皿を通じてポンプ室へ流れ込むため																									

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

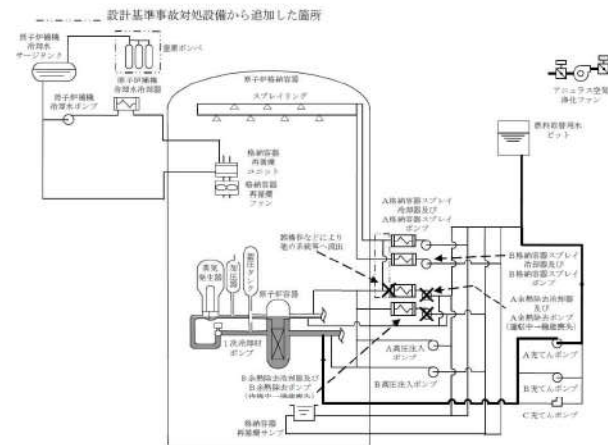
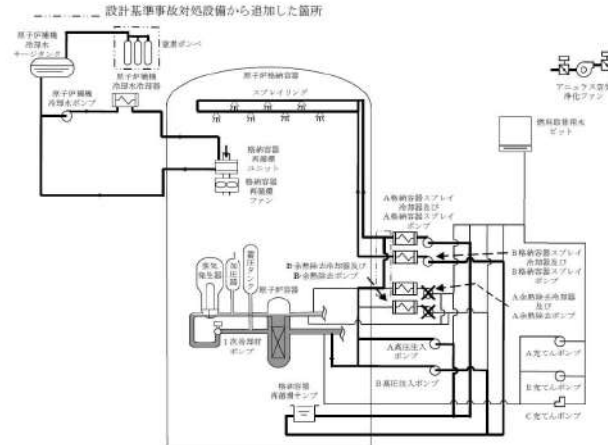
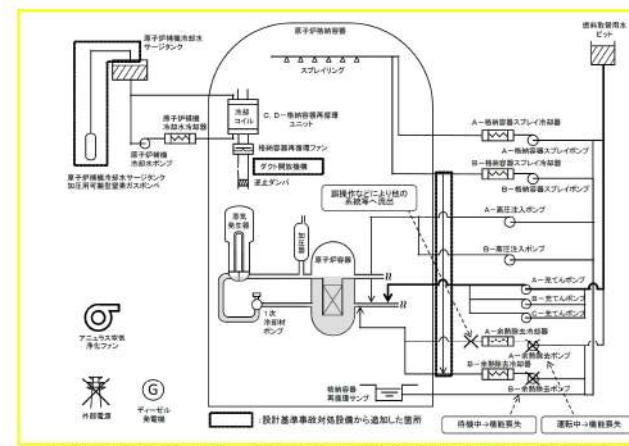
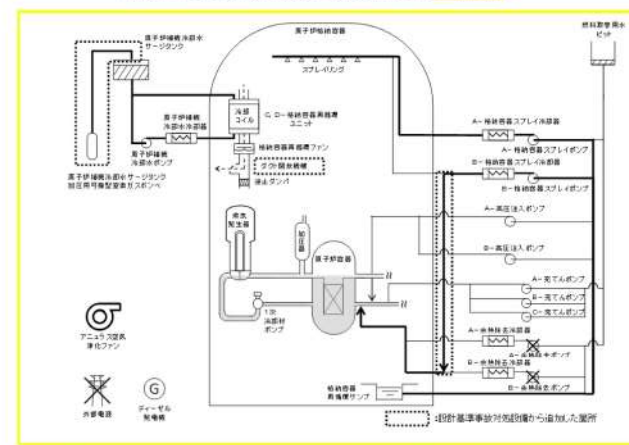
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.4.3 原子炉冷却材の流出（添付資料 7.4.3.2 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について（原子炉冷却材の流出））

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																				
<p style="text-align: right;">添付資料 5.3.2</p> <p style="text-align: center;">大飯3号及び4号炉の重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について （原子炉冷却材の流出）</p> <p>重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」における個別解析条件を第1表に示す。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.4.3.2</p> <p style="text-align: center;">重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について （原子炉冷却材の流出）</p> <p style="background-color: yellow;">重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」における個別解析条件を第1表に示す。</p>																																																																																					
<p style="text-align: center;">第1表 システム熱水力解析用データ（原子炉冷却材の流出）</p>	<p style="text-align: center;">第1表 システム熱水力解析用データ （原子炉冷却材の流出）</p>																																																																																					
<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">名 称</th> <th style="width: 30%;">数 値</th> <th style="width: 40%;">解析上の取り扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 事象収束に重要な機器・操作関連</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 充てんポンプ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 注入開始</td> <td>余熱除去機能喪失後 20分</td> <td>運転員等操作余裕の考え方</td> </tr> <tr> <td> ii 注入流量</td> <td>45m³/h</td> <td>蒸散量に余裕をみた流量</td> </tr> <tr> <td>(2) 初期条件</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 1次系圧力</td> <td>大気圧</td> <td>ミッドループ運転時の現実的な設定</td> </tr> <tr> <td>2) 1次系冷却材高温側温度</td> <td>93℃</td> <td>ミッドループ運転時の運転モード（モード5）の上限值</td> </tr> <tr> <td>3) 1次系水位</td> <td>原子炉容器出入口 ノズルセンターレベル +200mm</td> <td>ミッドループ運転時の水位</td> </tr> <tr> <td>4) 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> </tr> <tr> <td>5) 1次系開口部</td> <td>加圧器安全弁配管（3個分）</td> <td>ミッドループ運転時の現実的な設定</td> </tr> <tr> <td>6) 余熱除去ポンプ流量</td> <td>450 m³/h</td> <td>浄化運転時の最大流量</td> </tr> <tr> <td>(3) 事故条件</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 流出の想定</td> <td>450m³/h（余熱除去ポンプ停止まで） 燃料取替用水ビット戻り配管の口径である約0.2m（8インチ）口径相当（余熱除去ポンプ停止後）</td> <td>浄化運転時の最大流量 最大口径配管</td> </tr> </tbody> </table>	名 称	数 値	解析上の取り扱い	(1) 事象収束に重要な機器・操作関連			1) 充てんポンプ			i 注入開始	余熱除去機能喪失後 20分	運転員等操作余裕の考え方	ii 注入流量	45m ³ /h	蒸散量に余裕をみた流量	(2) 初期条件			1) 1次系圧力	大気圧	ミッドループ運転時の現実的な設定	2) 1次系冷却材高温側温度	93℃	ミッドループ運転時の運転モード（モード5）の上限值	3) 1次系水位	原子炉容器出入口 ノズルセンターレベル +200mm	ミッドループ運転時の水位	4) 原子炉停止後の時間	72時間	最短時間に余裕をみた時間	5) 1次系開口部	加圧器安全弁配管（3個分）	ミッドループ運転時の現実的な設定	6) 余熱除去ポンプ流量	450 m ³ /h	浄化運転時の最大流量	(3) 事故条件			1) 流出の想定	450m ³ /h（余熱除去ポンプ停止まで） 燃料取替用水ビット戻り配管の口径である約0.2m（8インチ）口径相当（余熱除去ポンプ停止後）	浄化運転時の最大流量 最大口径配管	<table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 30%;">名 称</th> <th style="width: 30%;">数 値</th> <th style="width: 40%;">解析上の取り扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 事象収束に重要な機器・操作関連</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 充てんポンプ</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td> i 注入開始</td> <td>余熱除去ポンプ機能喪失後 20分</td> <td>運転員等操作余裕の考え方</td> </tr> <tr> <td> ii 注入流量</td> <td>29m³/h</td> <td>蒸散量を上回る流量</td> </tr> <tr> <td>(2) 初期条件</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 1次冷却材圧力</td> <td>大気圧</td> <td>ミッドループ運転時の現実的な設定</td> </tr> <tr> <td>2) 1次冷却材高温側温度</td> <td>93℃</td> <td>ミッドループ運転時の運転モード（モード5）の上限值</td> </tr> <tr> <td>3) 1次冷却材水位</td> <td>原子炉容器出入口 配管中心高さ+100mm</td> <td>ミッドループ運転時の水位</td> </tr> <tr> <td>4) 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> </tr> <tr> <td>5) 1次冷却系開口部</td> <td>加圧器安全弁配管（3個） +加圧器ベント弁（1個）</td> <td>ミッドループ運転時の現実的な設定</td> </tr> <tr> <td>6) 余熱除去ポンプ流量</td> <td>400 m³/h</td> <td>浄化運転時の最大流量</td> </tr> <tr> <td>(3) 事故条件</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>1) 流出の想定</td> <td>400m³/h（余熱除去機能喪失まで） 燃料取替用水ビット戻り配管の口径である約0.2m（8インチ）口径相当（余熱除去機能喪失後）</td> <td>浄化運転時の最大流量 最大口径配管</td> </tr> </tbody> </table>	名 称	数 値	解析上の取り扱い	(1) 事象収束に重要な機器・操作関連			1) 充てんポンプ			i 注入開始	余熱除去ポンプ機能喪失後 20分	運転員等操作余裕の考え方	ii 注入流量	29m ³ /h	蒸散量を上回る流量	(2) 初期条件			1) 1次冷却材圧力	大気圧	ミッドループ運転時の現実的な設定	2) 1次冷却材高温側温度	93℃	ミッドループ運転時の運転モード（モード5）の上限值	3) 1次冷却材水位	原子炉容器出入口 配管中心高さ+100mm	ミッドループ運転時の水位	4) 原子炉停止後の時間	72時間	最短時間に余裕をみた時間	5) 1次冷却系開口部	加圧器安全弁配管（3個） +加圧器ベント弁（1個）	ミッドループ運転時の現実的な設定	6) 余熱除去ポンプ流量	400 m ³ /h	浄化運転時の最大流量	(3) 事故条件			1) 流出の想定	400m ³ /h（余熱除去機能喪失まで） 燃料取替用水ビット戻り配管の口径である約0.2m（8インチ）口径相当（余熱除去機能喪失後）	浄化運転時の最大流量 最大口径配管	<p style="color: green;">記載表現の相違 ・泊は本文第7.4.3.2表の主要解析条件の表に記載を合わせた</p>
名 称	数 値	解析上の取り扱い																																																																																				
(1) 事象収束に重要な機器・操作関連																																																																																						
1) 充てんポンプ																																																																																						
i 注入開始	余熱除去機能喪失後 20分	運転員等操作余裕の考え方																																																																																				
ii 注入流量	45m ³ /h	蒸散量に余裕をみた流量																																																																																				
(2) 初期条件																																																																																						
1) 1次系圧力	大気圧	ミッドループ運転時の現実的な設定																																																																																				
2) 1次系冷却材高温側温度	93℃	ミッドループ運転時の運転モード（モード5）の上限值																																																																																				
3) 1次系水位	原子炉容器出入口 ノズルセンターレベル +200mm	ミッドループ運転時の水位																																																																																				
4) 原子炉停止後の時間	72時間	最短時間に余裕をみた時間																																																																																				
5) 1次系開口部	加圧器安全弁配管（3個分）	ミッドループ運転時の現実的な設定																																																																																				
6) 余熱除去ポンプ流量	450 m ³ /h	浄化運転時の最大流量																																																																																				
(3) 事故条件																																																																																						
1) 流出の想定	450m ³ /h（余熱除去ポンプ停止まで） 燃料取替用水ビット戻り配管の口径である約0.2m（8インチ）口径相当（余熱除去ポンプ停止後）	浄化運転時の最大流量 最大口径配管																																																																																				
名 称	数 値	解析上の取り扱い																																																																																				
(1) 事象収束に重要な機器・操作関連																																																																																						
1) 充てんポンプ																																																																																						
i 注入開始	余熱除去ポンプ機能喪失後 20分	運転員等操作余裕の考え方																																																																																				
ii 注入流量	29m ³ /h	蒸散量を上回る流量																																																																																				
(2) 初期条件																																																																																						
1) 1次冷却材圧力	大気圧	ミッドループ運転時の現実的な設定																																																																																				
2) 1次冷却材高温側温度	93℃	ミッドループ運転時の運転モード（モード5）の上限值																																																																																				
3) 1次冷却材水位	原子炉容器出入口 配管中心高さ+100mm	ミッドループ運転時の水位																																																																																				
4) 原子炉停止後の時間	72時間	最短時間に余裕をみた時間																																																																																				
5) 1次冷却系開口部	加圧器安全弁配管（3個） +加圧器ベント弁（1個）	ミッドループ運転時の現実的な設定																																																																																				
6) 余熱除去ポンプ流量	400 m ³ /h	浄化運転時の最大流量																																																																																				
(3) 事故条件																																																																																						
1) 流出の想定	400m ³ /h（余熱除去機能喪失まで） 燃料取替用水ビット戻り配管の口径である約0.2m（8インチ）口径相当（余熱除去機能喪失後）	浄化運転時の最大流量 最大口径配管																																																																																				

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

7.4.3 原子炉冷却材の流出（添付資料 7.4.3.3 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について）

大飯発電所3/4号炉 添付資料 5.3.3	泊発電所3号炉 添付資料 7.4.3.3	相違理由
<p>重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」における重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。</p>  <p>図1 「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（短期対策）</p>  <p>図2 「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（長期対策）</p>	<p>重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」における重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。</p>  <p>図1 「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（炉心注水）</p>  <p>図2 「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図 （代替再循環、格納容器スプレイ再循環及び格納容器内自然対流冷却）</p>	<p>相違理由</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）

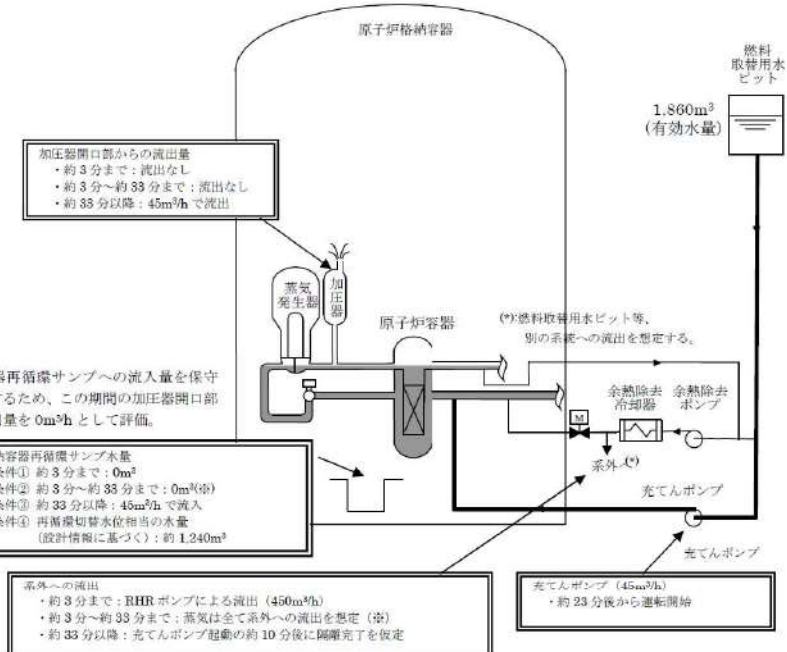
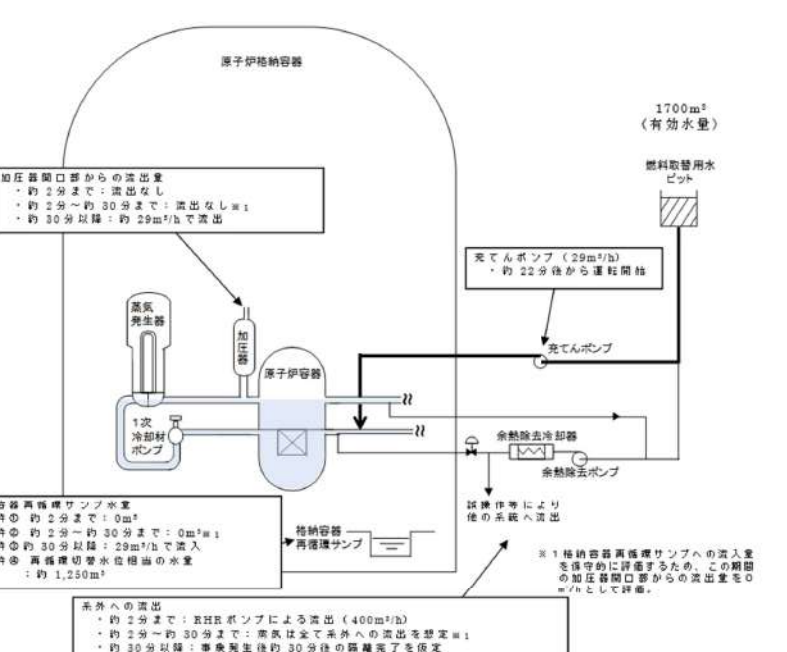
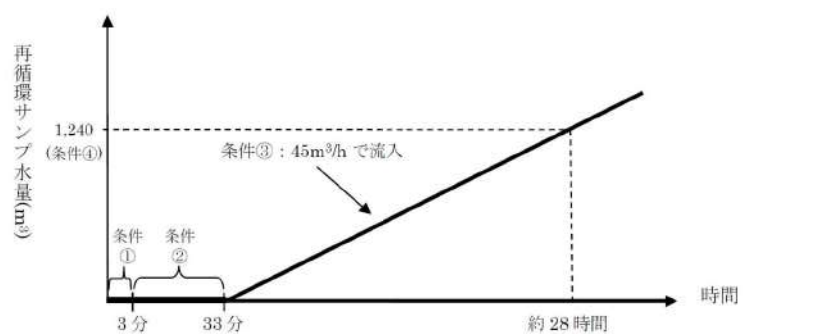
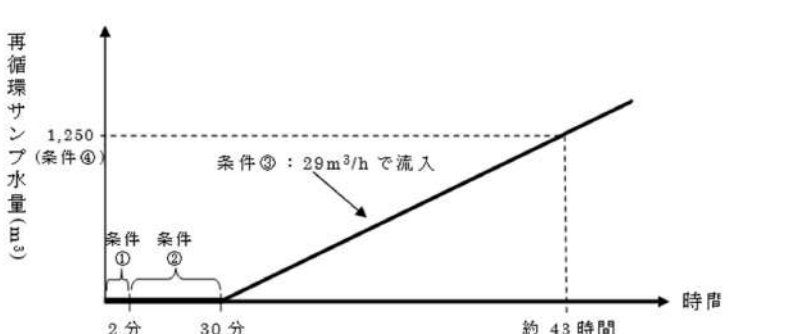
7.4.3 原子炉冷却材の流出（添付資料 7.4.3.4 格納容器再循環サンプ水位が再循環切替水位に到達するまでの時間について（原子炉冷却材の流出）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 5.3.4</p> <p>格納容器再循環サンプ水位が再循環切替水位に到達するまでの時間について</p> <p>格納容器再循環サンプ水位が再循環切替水位に到達するまでの時間を次ページの想定に基づき求めた。(図1、図2参照)</p> <p>【計算式】</p> <p>・再循環切替水位到達時間：$33/60h + (1,240m^3 \div 45m^3/h) = \text{約} 28 \text{ 時間}$</p> <p>本事象は交流電源や原子炉補機冷却水系が健全である想定としており、格納容器再循環サンプが再循環切替水位に到達した以降は速やかにA格納容器スプレィポンプによる代替再循環運転への切替が可能となることから、運転操作に対する時間余裕の観点で問題はないと考える。</p> <p>また、本事象においては流出箇所の隔離操作を実施することにより代替再循環運転への移行を想定しているが、隔離が遅れた場合には格納容器外への流出継続時間が長くなり、水源である燃料取替用水ピットの水量が不足することが考えられる。</p> <p>しかしながら、再循環切替水位に相当する水量（約 1,240m³）に対して、燃料取替用水ピットには1,860m³（有効水量）以上が確保されており、流出箇所からの流出率を解析結果に基づき約 45m³/h と見積もった場合においても、数時間の時間遅れは許容されると考える。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.4.3.4</p> <p>格納容器再循環サンプ水位が再循環切替水位に到達するまでの時間について （原子炉冷却材の流出）</p> <p>格納容器再循環サンプ水位が再循環切替水位に到達するまでの時間を次ページの想定に基づき求めた。(図1、図2参照)</p> <p>【計算式】</p> <p>・再循環切替水位到達時間：$30/60h + (1,250m^3 \div 29m^3/h) = \text{約} 43 \text{ 時間}$</p> <p>本事象は交流電源や原子炉補機冷却水系が健全である想定としており、格納容器再循環サンプが再循環切替水位に到達した以降は速やかにB格納容器スプレィポンプによる代替再循環運転への切替が可能となることから、運転操作に対する時間余裕の観点で問題はないと考える。</p> <p>また、本事象においては流出箇所の隔離操作を実施することにより代替再循環運転への移行を想定しているが、隔離が遅れた場合には格納容器外への流出継続時間が長くなり、水源である燃料取替用水ピットの水量が不足することが考えられる。</p> <p>しかしながら、再循環切替水位に相当する水量（約 1,250m³）に対して、燃料取替用水ピットには1,700m³（有効水量）以上が確保されており、流出箇所からの流出率を解析結果に基づき約 29m³/h と見積もった場合においても、数時間の時間遅れは許容されると考える。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>設計等の相違 評価結果の相違</p> <p>設計の相違</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.4.3 原子炉冷却材の流出（添付資料 7.4.3.4 格納容器再循環サンプ水位が再循環切替水位に到達するまでの時間について（原子炉冷却材の流出）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>燃料 取替用水 ピット 1,860m³ (有効水量)</p> <p>格納容器再循環サンプへの流入量を保守的に評価するため、この期間の加圧器開口部からの放出量を0m³/hとして評価。</p> <p>格納容器再循環サンプ水量 条件① 約3分まで：0m³ 条件② 約3分～約33分まで：0m³/h 条件③ 約33分以降：45m³/hで流入 条件④ 再循環切替水位相当の水量 (設計情報に基づく)：約1,240m³</p> <p>系外への流出 ・約3分まで：RHRポンプによる流出(450m³/h) ・約3分～約33分まで：蒸気は全て系外への流出を想定(※) ・約33分以降：充てんポンプ起動の約10分後に隔離完了を仮定</p> <p>充てんポンプ(45m³/h) ・約23分後から運転開始</p> <p>図1 再循環切替水位に到達するまでの時間評価の想定 (ミッドループ運転中の原子炉冷却材の流出)</p>	 <p>燃料取替用水 ピット 1700m³ (有効水量)</p> <p>格納容器再循環サンプ水量 条件① 約2分まで：0m³ 条件② 約2分～約30分まで：0m³/h 条件③ 約30分以降：29m³/hで流入 条件④ 再循環切替水位相当の水量 ：約1,250m³</p> <p>系外への流出 ・約2分まで：RHRポンプによる流出(400m³/h) ・約2分～約30分まで：蒸気は全て系外への流出を想定(※) ・約30分以降：事象発生後約30分後の隔離完了を仮定</p> <p>充てんポンプ(29m³/h) ・約22分後から運転開始</p> <p>図1 再循環切替水位に到達するまでの時間評価の想定 (ミッドループ運転中の原子炉冷却材の流出)</p>	
 <p>再循環サンプ水量(m³)</p> <p>1,240 (条件④)</p> <p>条件③：45m³/hで流入</p> <p>条件① 条件②</p> <p>3分 33分</p> <p>約28時間</p> <p>時間</p> <p>図2 時間評価結果</p>	 <p>再循環サンプ水量(m³)</p> <p>1,250 (条件④)</p> <p>条件③：29m³/hで流入</p> <p>条件① 条件②</p> <p>2分 30分</p> <p>約43時間</p> <p>時間</p> <p>図2 時間評価結果</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）

7.4.3 原子炉冷却材の流出（添付資料 7.4.3.5 安定状態について）

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 5.3.5</p> <p style="text-align: center;">安定状態について</p> <p>原子炉冷却材の流出（燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウナドリ機能が喪失する事故）時の安定状態については以下のとおり。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>原子炉安定状態：冷却材の流出が停止し、1次冷却系保有水量及び1次冷却材温度が安定した状態</p> <p>原子炉安定状態の確立について</p> <p>第5.3.10図の解析結果より、1次冷却系保有水量は事象発生約23分後から充てんポンプによる充てん注入にて水位低下から水位上昇に転じる。また、第5.3.12図より1次冷却材温度は事象発生直後に上昇するもののその後は有意な上昇はなく安定している。なお、第5.3.18図の解析結果より、燃料被覆管温度も初期温度から有意な上昇はなく安定している。以上のことから、充てんポンプによる注水を開始後、1次冷却系保有水量及び1次冷却材温度が安定する事象発生約30分後を原子炉の安定状態とした。</p> <p>代替再循環運転による長期停止状態の維持について</p> <p>1次冷却材が流出する系統の隔離を行った上で、燃料取替用水ビット水位及び格納容器再循環サンプ水位が再循環切替値に到達後、A格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転に切り替え、格納容器内自然対流冷却による除熱を継続すること、また、必要に応じてB格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイにより除熱を継続することで、燃料及び原子炉格納容器の健全性を維持可能であることから、原子炉の安定停止状態を長期にわたり維持可能である。</p> </div>	<p style="text-align: right;">添付資料 5.3.4</p> <p style="text-align: center;">安定状態について</p> <p>運転停止中の原子炉冷却材の流出の安定状態については、以下のとおり。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>原子炉安定停止状態：事象発生後、原子炉冷却材の流出が停止し、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により、炉心冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定停止状態が確立されたものとする。</p> <p>【安定状態の確立について】</p> <p>原子炉安定停止状態の確立について</p> <p>事象発生直後から原子炉冷却材の流出により原子炉水位が低下するが、約2時間後に原子炉冷却材の流出を停止させ、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を行うことで原子炉水位が回復する。その後、残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水を停止し、残留熱除去系（停止時冷却モード）にて冷却することで、冷温停止状態に移行することができ、原子炉安定停止状態が確立される。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>【安定状態の維持について】</p> <p>上記の燃料損傷防止対策により安定停止状態を維持できる。また、残留熱除去系機能を維持し、除熱を行うことにより、安定停止状態後の安定停止状態の維持が可能となる。</p> </div>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.4.3.5</p> <p style="text-align: center;">安定状態について</p> <p>原子炉冷却材の流出（燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウナドリ機能が喪失する事故）時の安定状態については以下のとおり。</p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p>原子炉安定停止状態：事象発生後、原子炉冷却材の流出が停止し、設計基準事故対処設備及び重大事故等対処設備を用いた炉心冷却により、炉心冠水が維持でき、また、冷却のための設備がその後も機能維持できると判断され、かつ、必要な要員の不足や資源の枯渇等のあらかじめ想定される事象悪化のおそれがない場合、安定停止状態が確立されたものとする。</p> <p>【安定状態の確立について】</p> <p>原子炉安定停止状態の確立について</p> <p>第7.4.3.10図の解析結果より、1次冷却系保有水量は事象発生約22分後から充てんポンプによる充てん注入にて維持可能である。また、第7.4.3.12図の解析結果より1次冷却材温度は事象発生直後に上昇するもののその後は有意な上昇はなく安定している。なお、第7.4.3.13図の解析結果より、燃料被覆管温度も初期温度から有意な上昇はなく安定している。以上のことから、充てんポンプによる注水を開始後、1次冷却系保有水量及び1次冷却材温度が安定する事象発生約30分後を原子炉の安定状態とした。</p> <p>1次冷却材が流出する系統の隔離を行った上で、燃料取替用水ビット水位及び格納容器再循環サンプ水位が再循環切替値に到達後、B格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転に切り替え炉心注水を開始することで、原子炉安定停止状態が確立される。</p> <p>重大事故等対策時に必要な要員は確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。</p> <p>【安定状態の維持について】</p> <p>上記の燃料損傷防止対策により原子炉安定停止状態を維持できる。また、代替再循環運転及び格納容器内自然対流冷却による除熱を継続することで、安定停止状態後の安定停止状態の維持が可能となる。</p> </div>	

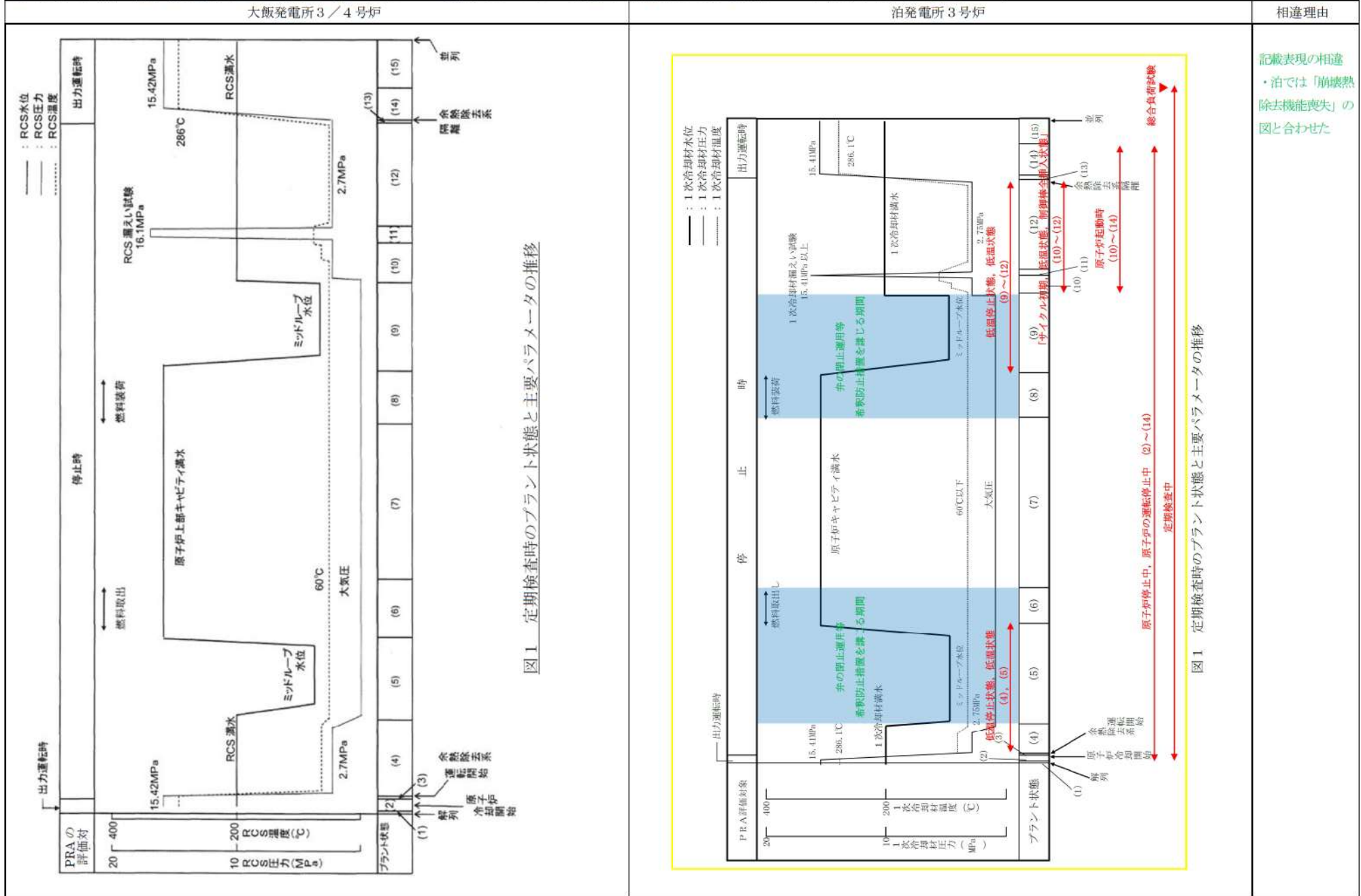
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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）

7.4.3 原子炉冷却材の流出（添付資料 7.4.3.6 燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について（原子炉冷却材の流出））

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 5.3.6</p> <p style="text-align: center;">燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について （「原子炉冷却材の流出」）</p> <p>重要事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、炉心崩壊熱及び1次冷却系保有水量の観点から、「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして有効性評価を実施し、評価項目を満足することを確認している。</p> <p>原子炉の運転停止中は主発電機の解列から並列までの期間であり、この期間中はプラントの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などに応じた緩和設備の状態等に応じて、図1に示すとおり、プラントの状態を適切に区分した上で、燃料取出前のミッドループ運転中以外の期間について、評価項目に対する影響を確認した。</p> <p>表1に示すとおり、余熱除去系による冷却を行っているプラント状態においては、炉心崩壊熱及び1次冷却系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転時の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して最も厳しい想定であり、運転停止中の他のプラント状態においても全ての評価項目を満足できる。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.4.3.6</p> <p style="text-align: center;">燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について （原子炉冷却材の流出）</p> <p>事故シーケンスグループ「原子炉冷却材の流出」では、炉心崩壊熱及び1次冷却系保有水量の観点から、「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして有効性評価を実施し、評価項目を満足することを確認している。</p> <p>原子炉の運転停止中は主発電機の解列から並列までの期間であり、この期間中はプラントの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などに応じた緩和設備の状態等に応じて、図1に示すとおり、プラントの状態を適切に区分した上で、燃料取出前のミッドループ運転中以外の期間について、評価項目に対する影響を確認した。</p> <p>表1に示すとおり、余熱除去系による冷却を行っているプラント状態においては、炉心崩壊熱及び1次冷却系保有水量の観点から、燃料取出前のミッドループ運転時の状態が評価項目である燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持される水位の確保及び未臨界の確保に対して最も厳しい想定であり、運転停止中の他のプラント状態においても全ての評価項目を満足できる。</p>	

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



7.4.3 原子炉冷却材の流出 (添付資料 7.4.3.6 燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について (原子炉冷却材の流出))

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

表1 各プラント状態における評価項目に対する影響 (原子炉冷却材の流出) (2/2)

プラント状態		燃料有効長頭部冠水		放射線の遮へいが維持できる 水位の確保*		未臨界の確保	
燃料取出状態		燃料有効長頭部冠水		放射線の遮へいが維持できる 水位の確保*		未臨界の確保	
7	燃料取出状態						
8	原子炉上部キャビティ満水状態② (燃料袋付)	・プラント状態5より前線熱が小さく、1次系保有水量も多いため、1次系保有水量の低下が速いことからプラント状態5に包絡される。	○	・プラント状態5より前線熱が小さく、1次系保有水量も多いため、1次系保有水量の低下が速いことからプラント状態5に包絡される。	○	・プラント状態5より前線熱が小さく、また、1次系保有水量が多いため、ポイドの発生が少なくなるため、1次冷却材密度低下に伴う正の反応度増進効果は小さくなることからプラント状態5に包絡される。	○
9	余熱除去系による冷却状態③ (ミッドループ運転状態)	・1次系保有水量はプラント状態5と同等であるが、プラント状態5より前線熱が小さいため、プラント状態5に包絡される。	○	・原子炉容器蓋ふたの取り付け時は前線熱がプラント状態5よりも小さく、かつ、炉心上部の広範囲に水が確保されており、1次系保有水量の低下が速いことから放射線への問題となることはない。	○	・プラント状態5より前線熱が小さいため、1次冷却材密度低下に伴う正の反応度増進効果は小さくなることからプラント状態5に包絡される。	○
10	余熱除去系による冷却状態④ (1次系は満水状態)	・プラント状態5より前線熱が小さく、1次系保有水量も多いため、1次系保有水量の低下が速いことからプラント状態5に包絡される。	○	・プラント状態5より前線熱が小さいため、プラント状態5に包絡される。	○	・プラント状態5より前線熱が小さく、また、1次系保有水量が多いため、ポイドの発生が少なくなるため、1次冷却材密度低下に伴う正の反応度増進効果は小さくなることからプラント状態5に包絡される。	○
11	1次冷却系漏れ試験		○		○		○
12	余熱除去系による冷却状態⑤ (1次系は満水状態)		○		○		○
13	余熱除去系隔離から高温停止状態 (非常用炉心冷却設備動作信号ブロック解除まで)	・プラント状態3と同じ	○	・原子炉容器蓋ふたは閉止されている状態であり、かつ、プラント状態5より1次系保有水量が多いため、プラント状態5に包絡される。	○	・燃料取扱停止時のほう蒸濃度に満たされており、蒸気発生状態である。一方、1次系は過圧されていることから、1次冷却材の密度変化はわずかなこと及びほう蒸濃度はミッドループ運転状態よりも低いことから、1次冷却材密度低下に伴う蒸気濃度の低下による正の反応度増進効果はプラント状態5での評価条件を考慮してもわずかにあり影響は小さい。	○
14	高温停止状態 (非常用炉心冷却設備動作信号ブロック解除から)	・プラント状態1~2と同じ	○		○		○
15	部分出力運転状態		○		○		○

※○：原子炉容器蓋ふたを設置している状態 ー：原子炉容器蓋ふたを取り外している状態

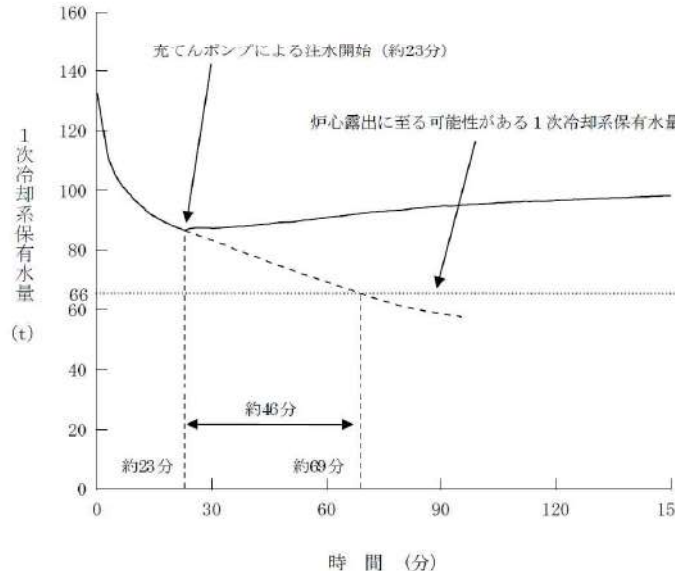
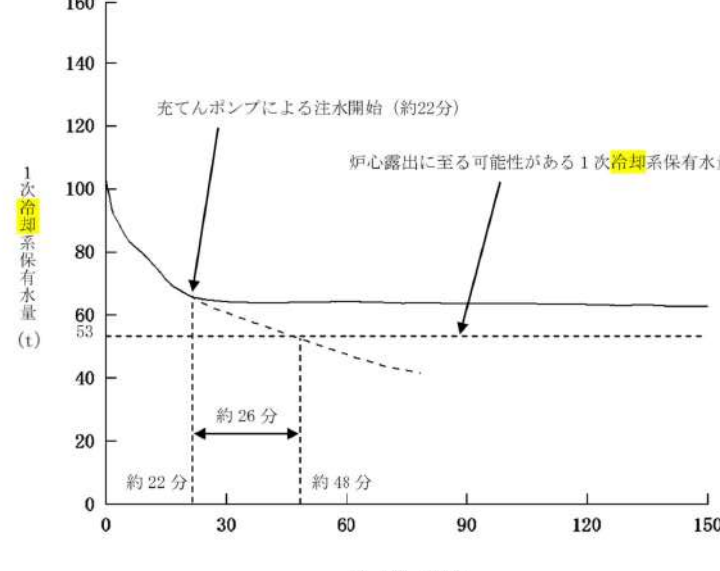
表1 各プラント状態における評価項目に対する影響 (原子炉冷却材の流出) (2/2)

プラント状態		燃料有効長頭部冠水		放射線の遮へいが維持できる 水位の確保*		未臨界の確保	
燃料取出状態		燃料有効長頭部冠水		放射線の遮へいが維持できる 水位の確保*		未臨界の確保	
7	燃料取出し状態						
8	原子炉上部キャビティ満水 (燃料袋付)	前線熱が低く、1次冷却系保有水量も多いため、1次冷却系保有水量の低下が速いことからプラント状態5に包絡される。	○	前線熱が低く、1次冷却系保有水量も多いため、1次冷却系保有水量の低下が速いことからプラント状態5に包絡される。	○	・プラント状態5より前線熱が低く、ポイドの発生が少なくなるため、1次冷却材密度低下に伴う正の反応度増進効果は小さくなることから、プラント状態5に包絡される。	○
9	RHR系による冷却状態③ (ミッドループ運転状態)	1次冷却系保有水量は同等である	○	1次冷却系保有水量は同等であるため、プラント状態5に包絡される。	○		○
10	RHR系による冷却状態④ (1次冷却系は満水状態)		○		○		○
11	1次冷却系漏れ試験 (RHR系は隔離)	前線熱が低く、1次冷却系保有水量も多いため、プラント状態5に包絡される。	○		○		○
12	RHR系による冷却状態⑤ (1次冷却系は満水状態)		○		○		○
13	RHR系隔離から高温停止状態		○		○		○
14	高温停止状態 (非常用炉心冷却設備動作信号ブロック解除)		○		○		○
15	部分出力運転状態		○		○		○

※ ○：原子炉容器蓋を設置している状態 ー：原子炉容器蓋を取り外している状態

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

7.4.3 原子炉冷却材の流出（添付資料 7.4.3.7 原子炉冷却材の流出時の炉心注水時間の時間余裕について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 5.3.7</p> <p style="text-align: center;">原子炉冷却材の流出時の炉心注水時間の時間余裕について</p> <p>1. はじめに 運転停止中に原子炉冷却材の流出が発生した場合において、1次冷却系保有水量を確保し、炉心露出を防止する観点から早期に充てんポンプによる炉心注水を実施することとしており、その操作時間余裕について確認した。</p> <p>2. 影響確認 充てんポンプによる炉心注水操作は、炉心露出までに実施すれば問題ないことから、図1の1次冷却系保有水量の推移から確認できるとおり、炉心崩壊熱の低下により1次冷却材の蒸散は減少するが、保守的に1次冷却系保有水量の減少率を炉心注水時間時点（事象発生から約23分後）のまま維持するものとして概算した結果、図1に示すとおり、運転停止中に原子炉冷却材の流出が発生した場合に炉心露出に至る可能性がある1次冷却系保有水量である約66tになるまでには、約46分の時間余裕がある。</p>  <p style="text-align: center;">時間 (分)</p> <p>図1 1次冷却系保有水量の推移（炉心注水操作開始の時間余裕確認）</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.4.3.7</p> <p style="text-align: center;">原子炉冷却材の流出時の炉心注水時間の時間余裕について</p> <p>1. はじめに 運転停止中に原子炉冷却材の流出が発生した場合において、1次冷却系保有水量を確保し、炉心露出を防止する観点から早期に充てんポンプによる炉心注水を実施することとしており、その操作時間余裕について確認した。</p> <p>2. 影響確認 充てんポンプによる炉心注水操作は、炉心露出までに実施すれば問題ないことから、図1の1次冷却系保有水量の推移から確認できるとおり、炉心崩壊熱の低下により1次冷却材の蒸散は減少するが、保守的に1次冷却系保有水量の減少率を炉心注水時間時点（事象発生から約22分後）のまま維持するものとして概算した結果、図1に示すとおり、運転停止中に原子炉冷却材の流出が発生した場合に炉心露出に至る可能性がある1次冷却系保有水量である約53[t]になるまでには、約26分の時間余裕がある。</p>  <p style="text-align: center;">時間 (分)</p> <p>図1 1次冷却系保有水量の推移（炉心注水操作開始の時間余裕確認）</p>	<p>相違理由</p> <p>解析結果の相違 評価結果の相違 ・充てんポンプによる注水開始時点で大飯の方が炉心露出に至る可能性がある保有水量に対して余裕が大きく低下割合も低いことから時間余裕が大きい（参考：伊方の時間余裕は約25分）</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）

7.4.3 原子炉冷却材の流出（添付資料 7.4.3.8 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉冷却材の流出））

大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: right;">添付資料 5.3.8</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について （原子炉冷却材の流出）</p> <p>重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」の解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表1から表3に示す。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 5.3.5</p> <p>評価条件の不確かさの影響評価について （運転停止中 原子炉冷却材の流出）</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.4.3.8</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について （原子炉冷却材の流出）</p> <p>重要事故シーケンス「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」の解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表1から表3に示す。</p>	

7.4.3 原子炉冷却材の流出 (添付資料 7.4.3.8 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (原子炉冷却材の流出))

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

大飯発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号炉	
項目	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
評価項目となるパラメータ	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
解析条件	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
結果	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響

大飯発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号炉	
項目	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
評価項目となるパラメータ	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
解析条件	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
結果	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響

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	
項目	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
評価項目となるパラメータ	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
解析条件	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
結果	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響

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	
項目	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
評価項目となるパラメータ	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
解析条件	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響
結果	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響	運転員等操作時間による影響

表1 評価条件を最悪条件とした場合の運転員操作及び評価項目となるパラメータによる影響 (運転停止中 原子炉冷却材の流出) (2/3)

表2 解析条件を最悪条件とした場合の運転員操作及び評価項目となるパラメータによる影響 (2/2)

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

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
表1 評価条件を最確条件とした場合の運転員操作及び評価項目となるパラメータを与える影響 (運転停止中 原子炉冷却材の流出) (3/3)					
項目	評価条件 (初期、事故及び機部条 件) の不確かさ		評価条件の考え方		評価項目となるパラメータを与える影響
	評価条件	最確条件	運転員等操作時間を与える影響	運転員等操作時間を与える影響	
初期 条件	燃料の容量 約1,065BL	約1,065BL以上 燃料タンク容 量使用スタン ド異常時の燃料 タンク容量)	過剰燃料の燃料タンク及び サブライミ燃料貯留槽 燃料タンクの運用と燃費 に、最確条件を超過でき る条件を設定	最確条件とした場合には、評価条件よりも燃料消費の 余裕が大きくなる。また、事故発生直後から最大高圧運 転を想定しても燃料は枯渇しないことから、運転員等 操作時間による影響はない。	—
事 故 条 件	起り事象 原子炉冷却 材のサブレ ンションチ ェンバへの 流出量	原子炉冷却材の 流出 100m ³ /h 100m ³ /h以下	残圧抑制弁の蒸気抑制 時の原子炉冷却材流出を 想定 ミニマムフローラインに 残圧抑制弁蒸気ポンプ出口 圧力がつかかった場合の最 大流出想定量	評価条件と最確条件が同等であることから、事故進展 に影響はなく、運転員等操作時間による影響はない。	評価条件と最確条件が同等であることから、事故進展 に影響はなく、運転員等操作時間による影響はない。
	融解熱によ る原子炉水 層の上昇及 び蒸発	考慮しない	原子炉水層が100℃に到 達するまでの時間が長 く、事故進展に影響しな いことから設定	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事故 進展は同じであることから、評価項目となるパラメー タによる影響はない。	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事故 進展は同じであることから、評価項目となるパラメー タによる影響はない。
機 部 条 件	外部電源 残圧抑制弁 系 (低圧注水 モード)	外部電源なし 1,136 m ³ /h で注 水 1,136 m ³ /h で注 水	外部電源の有無は事故進 展に影響しないことか ら、残圧の観点で欲しい 外部電源なしを設定 残圧注水系の設計値とし て設定	外部電源がない場合と外部電源がある場合では、事故 進展は同じであることから、運転員等操作時間による 影響はない。	外部電源と最確条件が同等であることから、事故進展 に影響はなく、運転員等操作時間による影響はない。

7.4.3 原子炉冷却材の流出 (添付資料 7.4.3.8 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (原子炉冷却材の流出))

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

表3 操作条件が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及び操作時間余裕

項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ			操作条件の考え方	他の項目に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	相違理由
	解析上の操作開始時間と要員の配置による影響	解析コードの不確かさによる影響	解析条件 (操作条件) の不確かさによる影響					
大飯発電所3/4号炉 来てんポンプ作動 運転員操作時間 約23分後 30分	解析コードの不確かさによる影響 解析上の操作開始時間と要員の配置による影響 解析条件 (操作条件) の不確かさによる影響	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分
大飯発電所3/4号炉 来てんポンプ作動 運転員操作時間 約23分後 30分	解析コードの不確かさによる影響 解析上の操作開始時間と要員の配置による影響 解析条件 (操作条件) の不確かさによる影響	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分
大飯発電所3/4号炉 来てんポンプ作動 運転員操作時間 約23分後 30分	解析コードの不確かさによる影響 解析上の操作開始時間と要員の配置による影響 解析条件 (操作条件) の不確かさによる影響	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分

表3 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

項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ			操作条件の考え方	他の項目に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	相違理由
	解析上の操作開始時間と要員の配置による影響	解析コードの不確かさによる影響	解析条件 (操作条件) の不確かさによる影響					
女川原子力発電所2号炉 運転員操作時間 約23分後 30分	解析コードの不確かさによる影響 解析上の操作開始時間と要員の配置による影響 解析条件 (操作条件) の不確かさによる影響	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分
女川原子力発電所2号炉 運転員操作時間 約23分後 30分	解析コードの不確かさによる影響 解析上の操作開始時間と要員の配置による影響 解析条件 (操作条件) の不確かさによる影響	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分
女川原子力発電所2号炉 運転員操作時間 約23分後 30分	解析コードの不確かさによる影響 解析上の操作開始時間と要員の配置による影響 解析条件 (操作条件) の不確かさによる影響	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分	運転員操作時間余裕 約23分後 30分

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

7.4.3 原子炉冷却材の流出（添付資料 7.4.3.9 燃料評価結果について）

大飯発電所3 / 4号炉		泊発電所3号炉		相違理由																																											
【「2次冷却系からの除熱機能喪失」の添付資料 2.1.12を参照しているため、参考までに添付資料 2.1.12を記載】 添付資料 2.1.12 燃料評価結果について 1. 燃料消費に関する評価（2次冷却系からの除熱機能喪失） 重要事故シーケンス【主給水流量喪失+補助給水機能喪失】 プラント状況：3、4号炉運転中。 事象：仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機から給電を想定し、事象発生後7日間ディーゼル発電機が全出力で運転した場合を想定する。		添付資料 7.4.3.9 燃料評価結果について（原子炉冷却材の流出） 1. 燃料消費に関する評価 重要事故シーケンス 【燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故】		設計の相違 記載内容の相違 ・2次冷却系からの除熱機能喪失は解析条件として外部電源有りで評価を行っているが、原子炉冷却材の流出は外部電源無しの場合のため記載不要																																											
<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">燃料種別</th> <th colspan="2">重油</th> </tr> <tr> <th colspan="2">号炉</th> <th>3号炉</th> <th>4号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">時系列</td> <td>事象発生直後～7日間（=168h）</td> <td>非常用DG（3号炉用2台）起動 （事象発生後自動起動、燃費については定格負荷を想定=事象発生後～事象発生後7日間(168h)） A-DG：燃費約 1,770ℓ/h×168h=約 297,360ℓ B-DG：燃費約 1,770ℓ/h×168h=約 297,360ℓ 合計：約 594,720ℓ</td> <td>非常用DG（4号炉用2台）起動 （事象発生後自動起動、燃費については定格負荷を想定=事象発生後～事象発生後7日間(168h)） A-DG：燃費約 1,770ℓ/h×168h=約 297,360ℓ B-DG：燃費約 1,770ℓ/h×168h=約 297,360ℓ 合計：約 594,720ℓ</td> </tr> <tr> <td>事象発生直後～7日間（=168h）</td> <td>緊急時対策所用発電機（3,4号炉用1台）起動 （保守的に事象発生後すぐの起動を想定） 燃費約 18.1ℓ/h×1台×24h×7日間=約 3,041ℓ</td> <td>緊急時対策所用発電機（3,4号炉用予備1台）起動 （保守的に事象発生後すぐの起動を想定） 燃費約 18.1ℓ/h×1台×24h×7日間=約 3,041ℓ</td> </tr> <tr> <td colspan="2">合計</td> <td>7日間 3号炉で消費する重油量 約 597,761ℓ</td> <td>7日間 4号炉で消費する重油量 約 597,761ℓ</td> </tr> <tr> <td colspan="2">結果</td> <td>3号炉に備蓄している重油量の合計は重油タンク（160kℓ、2基）燃料油貯蔵タンク（150kℓ、2基）の合計より620kℓであることから、7日間は十分に対応可能</td> <td>4号炉に備蓄している重油量の合計は重油タンク（160kℓ、2基）燃料油貯蔵タンク（150kℓ、2基）の合計より620kℓであることから、7日間は十分に対応可能</td> </tr> </tbody> </table>		燃料種別			重油		号炉		3号炉	4号炉	時系列	事象発生直後～7日間（=168h）	非常用DG（3号炉用2台）起動 （事象発生後自動起動、燃費については定格負荷を想定=事象発生後～事象発生後7日間(168h)） A-DG：燃費約 1,770ℓ/h×168h=約 297,360ℓ B-DG：燃費約 1,770ℓ/h×168h=約 297,360ℓ 合計：約 594,720ℓ	非常用DG（4号炉用2台）起動 （事象発生後自動起動、燃費については定格負荷を想定=事象発生後～事象発生後7日間(168h)） A-DG：燃費約 1,770ℓ/h×168h=約 297,360ℓ B-DG：燃費約 1,770ℓ/h×168h=約 297,360ℓ 合計：約 594,720ℓ	事象発生直後～7日間（=168h）	緊急時対策所用発電機（3,4号炉用1台）起動 （保守的に事象発生後すぐの起動を想定） 燃費約 18.1ℓ/h×1台×24h×7日間=約 3,041ℓ	緊急時対策所用発電機（3,4号炉用予備1台）起動 （保守的に事象発生後すぐの起動を想定） 燃費約 18.1ℓ/h×1台×24h×7日間=約 3,041ℓ	合計		7日間 3号炉で消費する重油量 約 597,761ℓ	7日間 4号炉で消費する重油量 約 597,761ℓ	結果		3号炉に備蓄している重油量の合計は重油タンク（160kℓ、2基）燃料油貯蔵タンク（150kℓ、2基）の合計より620kℓであることから、7日間は十分に対応可能	4号炉に備蓄している重油量の合計は重油タンク（160kℓ、2基）燃料油貯蔵タンク（150kℓ、2基）の合計より620kℓであることから、7日間は十分に対応可能	<table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">燃料種別</th> <th>軽油</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">時系列</td> <td>事象発生直後～7日間（=168h）</td> <td>ディーゼル発電機 （事象発生後、自動起動、燃費については定格出力にて、事象発生後～7日間を想定） $V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2台$ $= \frac{5,600 \times 0.2311 \times 168}{825} \times 2台$ = 約 527.1kℓ</td> </tr> <tr> <td>事象発生直後～7日間（=168h）</td> <td>緊急時対策所用発電機（指揮所用及び待機所用各1台の計2台）起動（保守的に事象発生後すぐの起動を想定） 燃費約(24.4ℓ/h×1台+19.3ℓ/h×1台)×24h×7日間=7,342ℓ = 約7.4kℓ</td> </tr> <tr> <td colspan="2">合計</td> <td>7日間で消費する軽油量の合計 約 534.5kℓ</td> </tr> <tr> <td colspan="2">結果</td> <td>ディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量（540kℓ）にて供給可能</td> </tr> </tbody> </table> <p>※ ディーゼル発電機重油消費量計算式</p> $V = \frac{N \times c \times H}{\gamma}$ <table border="1"> <tr> <td>V：重油必要容量 (kℓ)</td> <td>N：発電機定格出力 (kW) = 5,600</td> </tr> <tr> <td>H：運転時間 (h) = 168 (7日間)</td> <td>γ：燃料油の密度 (kg/kℓ) = 825</td> </tr> <tr> <td>c：燃料消費率 (kg/kW・h) = 0.2311</td> <td></td> </tr> </table>		燃料種別		軽油	時系列	事象発生直後～7日間（=168h）	ディーゼル発電機 （事象発生後、自動起動、燃費については定格出力にて、事象発生後～7日間を想定） $V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2台$ $= \frac{5,600 \times 0.2311 \times 168}{825} \times 2台$ = 約 527.1kℓ	事象発生直後～7日間（=168h）	緊急時対策所用発電機（指揮所用及び待機所用各1台の計2台）起動（保守的に事象発生後すぐの起動を想定） 燃費約(24.4ℓ/h×1台+19.3ℓ/h×1台)×24h×7日間=7,342ℓ = 約7.4kℓ	合計		7日間で消費する軽油量の合計 約 534.5kℓ	結果		ディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量（540kℓ）にて供給可能	V：重油必要容量 (kℓ)	N：発電機定格出力 (kW) = 5,600	H：運転時間 (h) = 168 (7日間)	γ：燃料油の密度 (kg/kℓ) = 825	c：燃料消費率 (kg/kW・h) = 0.2311	
燃料種別		重油																																													
号炉		3号炉	4号炉																																												
時系列	事象発生直後～7日間（=168h）	非常用DG（3号炉用2台）起動 （事象発生後自動起動、燃費については定格負荷を想定=事象発生後～事象発生後7日間(168h)） A-DG：燃費約 1,770ℓ/h×168h=約 297,360ℓ B-DG：燃費約 1,770ℓ/h×168h=約 297,360ℓ 合計：約 594,720ℓ	非常用DG（4号炉用2台）起動 （事象発生後自動起動、燃費については定格負荷を想定=事象発生後～事象発生後7日間(168h)） A-DG：燃費約 1,770ℓ/h×168h=約 297,360ℓ B-DG：燃費約 1,770ℓ/h×168h=約 297,360ℓ 合計：約 594,720ℓ																																												
	事象発生直後～7日間（=168h）	緊急時対策所用発電機（3,4号炉用1台）起動 （保守的に事象発生後すぐの起動を想定） 燃費約 18.1ℓ/h×1台×24h×7日間=約 3,041ℓ	緊急時対策所用発電機（3,4号炉用予備1台）起動 （保守的に事象発生後すぐの起動を想定） 燃費約 18.1ℓ/h×1台×24h×7日間=約 3,041ℓ																																												
合計		7日間 3号炉で消費する重油量 約 597,761ℓ	7日間 4号炉で消費する重油量 約 597,761ℓ																																												
結果		3号炉に備蓄している重油量の合計は重油タンク（160kℓ、2基）燃料油貯蔵タンク（150kℓ、2基）の合計より620kℓであることから、7日間は十分に対応可能	4号炉に備蓄している重油量の合計は重油タンク（160kℓ、2基）燃料油貯蔵タンク（150kℓ、2基）の合計より620kℓであることから、7日間は十分に対応可能																																												
燃料種別		軽油																																													
時系列	事象発生直後～7日間（=168h）	ディーゼル発電機 （事象発生後、自動起動、燃費については定格出力にて、事象発生後～7日間を想定） $V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2台$ $= \frac{5,600 \times 0.2311 \times 168}{825} \times 2台$ = 約 527.1kℓ																																													
	事象発生直後～7日間（=168h）	緊急時対策所用発電機（指揮所用及び待機所用各1台の計2台）起動（保守的に事象発生後すぐの起動を想定） 燃費約(24.4ℓ/h×1台+19.3ℓ/h×1台)×24h×7日間=7,342ℓ = 約7.4kℓ																																													
合計		7日間で消費する軽油量の合計 約 534.5kℓ																																													
結果		ディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量（540kℓ）にて供給可能																																													
V：重油必要容量 (kℓ)	N：発電機定格出力 (kW) = 5,600																																														
H：運転時間 (h) = 168 (7日間)	γ：燃料油の密度 (kg/kℓ) = 825																																														
c：燃料消費率 (kg/kW・h) = 0.2311																																															

【凡例】 ○：記載あり
 ×：記載なし
 (○)：本文の資料の他箇所に記載
 △：他本文の資料などに記載

7.4.3 原子炉冷却材の流出

プラント		泊3号炉作成状況		まとめ資料の作成を不要とした理由	まとめ資料または比較表を新たに作成することとした理由 もしくは 記載の充実を図ることとした理由	比較表を作成していない理由
女川	泊	まとめ資料	比較表			
本文	本文	○	○			
添付資料5.3.1 原子炉冷却材の流出における運転停止中の継ぎ足率評価について	添付資料 7.4.3.6 燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について（原子炉冷却材の流出）	○	×⇒○			(比較表による一言一句による比較（図表は除く）は同じPWRプラントである大飯3/4号炉の添付資料と実施)
添付資料5.3.2 原子炉冷却材流出評価におけるP.O.S選定の考え方						
添付資料5.3.3 原子炉未開放時の原子炉冷却材流出による原子炉水位の推移について		×	×	泊の場合、水位低下に伴い余熱除去ポンプがトリップするため認知が容易であること、炉心注水時間の時間余裕が約30分ある等により評価項目に対して余裕があるため、まとめ資料の作成は不要と判断		まとめ資料を作成していない
添付資料5.3.4 安定状態について	添付資料 7.4.3.5 安定状態について	○	×⇒○			(比較表による一言一句による比較（図表は除く）は同じPWRプラントである大飯3/4号炉の添付資料と実施するが、安定状態の考え方は女川を踏襲することから女川も含めた3連比較表とする)
添付資料5.3.5 評価条件の不確かさの影響評価について（運転停止中 原子炉冷却材の流出）	添付資料 7.4.3.8 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉冷却材の流出）	○	×⇒○			(比較表による一言一句による比較（図表は除く）は同じPWRプラントである大飯3/4号炉の添付資料と実施するが、操作条件の不確かさの考え方は女川を踏襲することから女川も含めた3連比較表とする)
添付資料5.3.6 7日間における燃料評価結果について（運転停止中 原子炉冷却材の流出）	添付資料 7.4.3.9 燃料評価結果について（原子炉冷却材の流出）	×⇒○	×⇒○		泊では燃料の評価結果が2次冷却系からの除熱機能喪失と同一だったため2次冷却系からの除熱機能喪失の添付資料7.1.1.12を参照していたが、本事象の添付資料とした方が適切と判断したため新規に作成する	
	添付資料 7.4.3.1 ミッドループ運転中における冷却材流出の想定と対応について	○	×⇒○			
	添付資料 7.4.3.2 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について（原子炉冷却材の流出）	○	×⇒○			(比較表による一言一句による比較（図表は除く）は同じPWRプラントである大飯3/4号炉の添付資料と実施)
	添付資料 7.4.3.3 重要事故シナリオでの重大事故等対策の概略系統図について	○	×⇒○			
	添付資料 7.4.3.4 格納容器再循環サブ水位が再循環切替水位に到達するまでの時間について（原子炉冷却材の流出）	○	×⇒○			
	添付資料 7.4.3.7 原子炉冷却材の流出時の炉心注水時間の時間余裕について	○	×⇒○			