

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE743-9 r.3.0
提出年月日	令和3年10月1日

泊発電所3号炉

重大事故等の有効性評価

比較表

令和3年10月

北海道電力株式会社

目次

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

- 6.1 概要
- 6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定
- 6.3 評価にあたって考慮する事項
- 6.4 有効性評価に使用する計算プログラム
- 6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針
- 6.6 解析の実施方針
- 6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針
- 6.8 必要な要員及び資源の評価方針
- 6.9 参考文献

7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価

7.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- 7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失
- 7.1.2 全交流動力電源喪失
- 7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失
- 7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失
- 7.1.5 原子炉停止機能喪失
- 7.1.6 ECCS注水機能喪失
- 7.1.7 ECCS再循環機能喪失
- 7.1.8 格納容器バイパス

7.2 重大事故

- 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
 - 7.2.1.1 格納容器過圧破損
 - 7.2.1.2 格納容器過温破損
- 7.2.2 高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
- 7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用
- 7.2.4 水素燃焼
- 7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用

7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

- 7.3.1 想定事故1
- 7.3.2 想定事故2

7.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- 7.4.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
- 7.4.2 全交流動力電源喪失
- 7.4.3 原子炉冷却材の流出
- 7.4.4 反応度の誤投入

7.5 必要な要員及び資源の評価

- 7.5.1 必要な要員及び資源の評価条件
- 7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果
- 7.5.3 重大事故等対策時に必要な水源、燃料及び電源の評価結果

付録

- 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について
- 付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
比較結果等を取りまとめた資料			
1. 最新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事項			
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事項			
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			
1-4) その他			
女川2号炉まとめ資料に合わせて記載ぶりを修正した箇所はない。			
2. 女川2号炉まとめ資料との比較結果の概要			
2-1) 比較表の構成及び資料構成について			
・比較表 : 女川原子力発電所2号炉はまとめ資料、泊発電所3号炉は設置変更許可申請書補正書案、大飯発電所3/4号炉はまとめ資料を記載しているため、記載表現が異なる箇所があるが文意に差異なし			
・資料構成 : 項目は女川/泊/大飯すべて同一であり、項目単位では各プラント横並びで比較可能			
・プラント型式や事故シーケンスグループ等の相違により記載表現・内容が異なる箇所があるが、基準適合の観点から大きな過不足は見られなかった			
2-2) 有効性評価の主な項目 (1/2)			
事故シーケンスグループの特徴	女川原子力発電所2号炉 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。	泊発電所3号炉 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、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 、燃料損傷に至る。	差異なし (記載表現は異なるが、運転員等の誤操作等によって1次冷却材の漏えいが発生し、1次系保有水量が減少することで炉心が露出し燃料損傷に至る特徴は、泊も女川も同様)
燃料損傷防止対策 (概略系統図参照)	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。 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。	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、高圧注入ポンプによる高圧再循環及び格納容器スプレイポンプによる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。	設備の相違 ・設備は異なるが、短期対策として炉心注水手段を整備する点は、泊も女川も同様 ・長期対策として除熱手段 (女川は原子炉除熱手段、泊は格納容器除熱手段) を整備する点は、泊も女川も同様

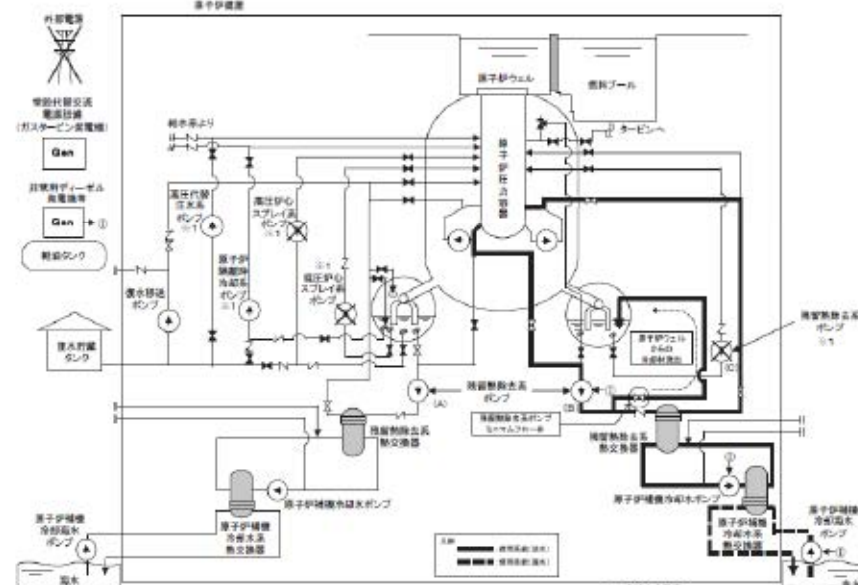
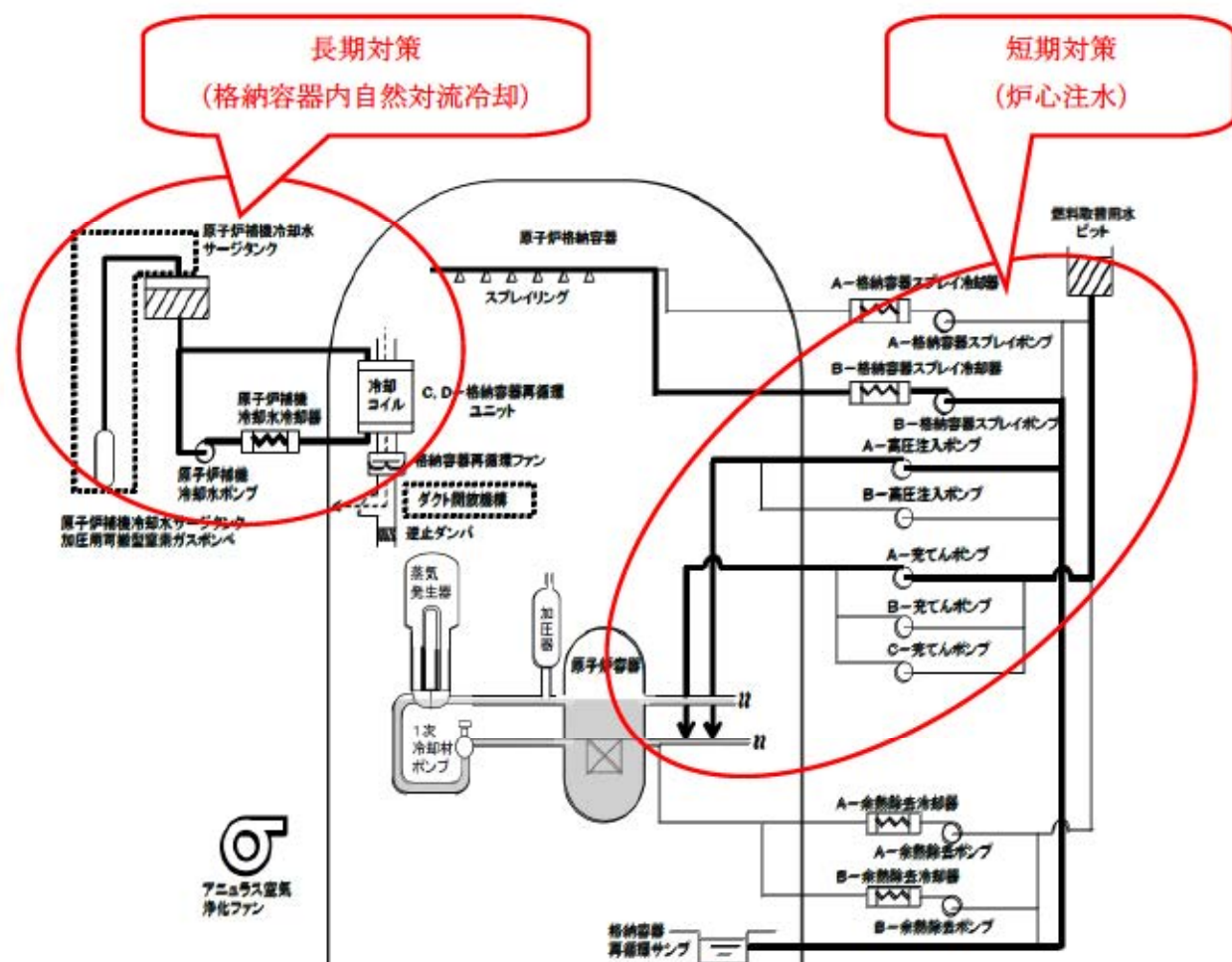
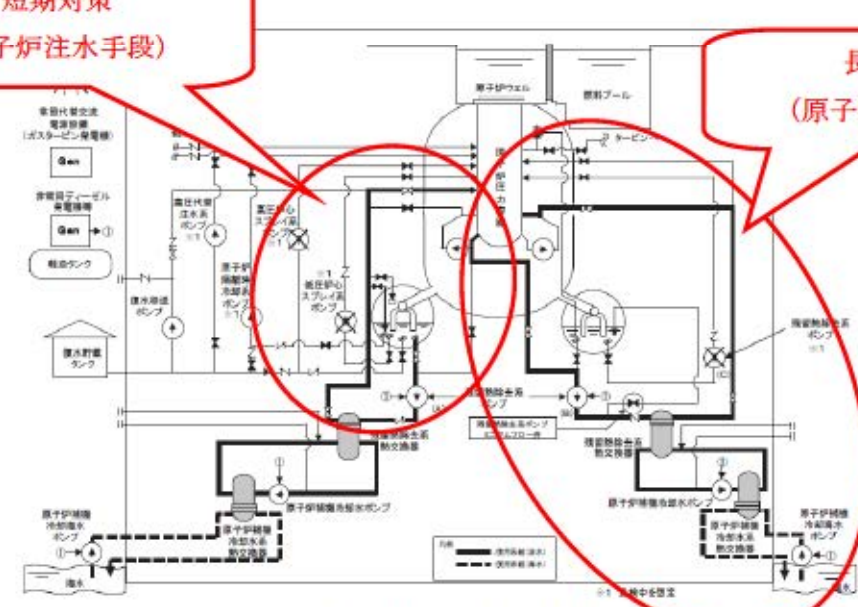
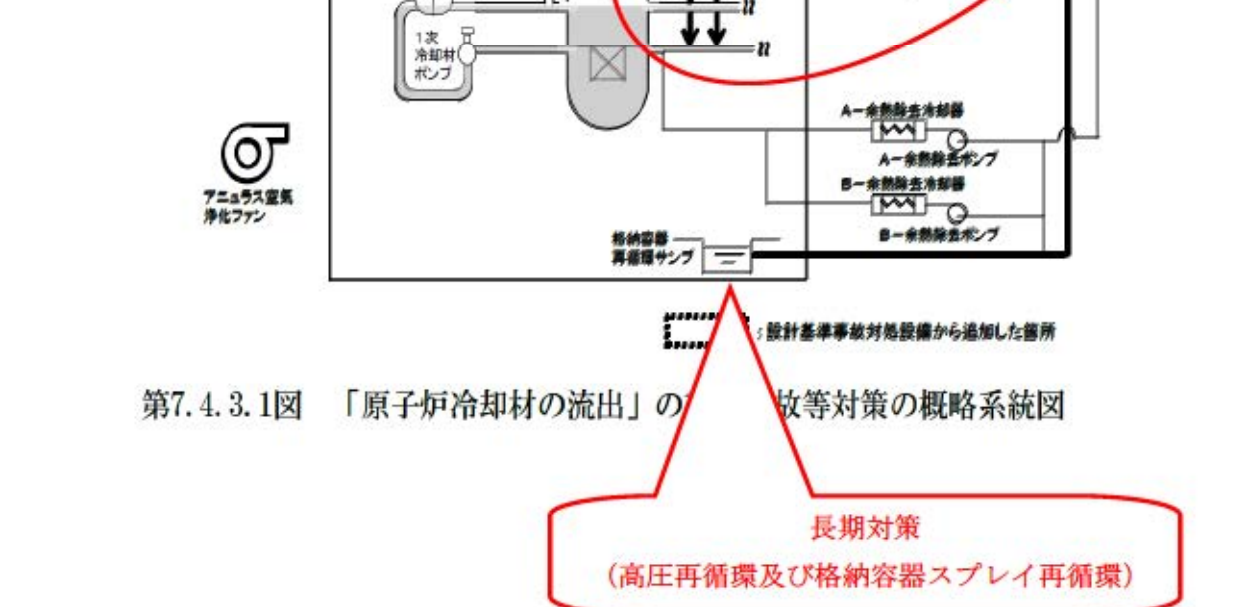
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.4.3 原子炉冷却材の流出

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
2-2) 有効性評価の主な項目 (2/2)			
	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	差異の説明
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」	「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」	重要事故シーケンスの相違
有効性評価の結果 (評価項目等)	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。		差異なし
2-3) 主な差異			
	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	差異の説明
事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスの相違	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」	「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「オーパードレンとなる事故」	・PWRとBWRでは事故シーケンス選定の考え方が異なる
原子炉冷却材流出の停止の想定	事象発生から2時間後に原子炉冷却材流出の停止を想定する	原子炉冷却材の流出の停止を想定しない	・泊は原子炉冷却材流出の停止を解析上考慮しない
解析コードの使用の有無（差異①）	解析コードを使用しない このため、条件については「評価条件」と記載	解析コードM-RELAP5を使用して解析を実施 このため、条件については「解析条件」と記載	・評価方法の相違
解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価	(記載なし)	(記載有り)	・同上
解析（評価）条件の不確かさの影響評価	—	—	・プラント型式の相違により解析（評価）条件・項目や運転員等操作が異なるため、不確かさの影響評価の記載が異なる
2-4) 差異の識別の省略			
<ul style="list-style-type: none"> ➢ 余熱除去系（泊） ⇔ 残留熱除去系（女川） ➢ 蒸発（泊） ⇔ 蒸散（大飯） ➢ 炉心注水（泊） ⇔ 原子炉注水（女川） ➢ 炉心注水（泊） ⇔ 代替炉心注水（大飯） ➢ 解析条件（泊） ⇔ 評価条件（女川） 			

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
2-5) 重大事故等対策の概略系統図			
<p style="text-align: center;">女川原子力発電所2号炉</p>  <p style="text-align: center;">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 (1/2) (原子炉停止時冷却系統構成失敗)</p>	<p style="text-align: center;">泊発電所3号炉</p>  <p style="text-align: center;">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</p>		
<p style="text-align: center;">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 (2/2) (原子炉注水及び原子炉停止時冷却)</p> 	<p style="text-align: center;">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</p> 		
<p>短期対策：残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水手段 長期対策：残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）による原子炉除熱手段</p>	<p>短期対策：充てんポンプによる炉心注水 長期対策：高圧注入ポンプによる高圧再循環及び格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイ 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<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 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 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。 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ることが考えられる。 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、</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 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、「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 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、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、燃料損傷に至る。</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>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 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 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>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>事故シーケンスの相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違 ・女川は具体的な手段を記載している</p>

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

7.4.3 原子炉冷却材の流出

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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 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。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>(3) 燃料損傷防止対策 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、高圧注入ポンプによる高圧再循環及び格納容器スプレイポンプによる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。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のうち、「7.4.3.2(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。具体的には、初動に必要な要員として、中央制御室の運転員は、中央監視・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。この必要な要員と作業項目について第7.4.3.3図に示す。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次系の水位低下による余熱除去機能喪失の判断</p>	<p>(3) 燃料損傷防止対策 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。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。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>(泊は(3)燃料損傷防止対策に具体的な手段を記載)</p> <p>対策の相違 ・設備は異なるが炉心注水を行う点では、泊も女川も同様 ・女川は流出の停止に期待しているが、泊は冷却材の流出停止に解析上期待していない 記載方針の相違 ・泊は長期対策についても記載している</p> <p>体制の相違 ・要員体制の差異</p> <p>体制の相違 ・要員体制の差異</p> <p>記載表現の相違 ・記載は異なるが、</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<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。</p> <p style="text-align: right;">(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え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>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。</p> <p>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>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、余熱除去ポンプが停止する。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。</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 style="text-align: right;">(添付資料 7.4.3.1)</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</p> <p>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。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 7.4.1.1)</p> <p>d. 原子炉格納容器隔離操作</p> <p>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>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。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 5.3.1)</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</p> <p>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。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 5.1.1)</p> <p>d. 原子炉格納容器隔離操作</p> <p>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>1次冷却材の流出が発生する点は、泊も女川も同様</p> <p>・泊は1次冷却材の流出に伴い、余熱除去ポンプが停止し、余熱除去機能喪失を判断する</p> <p>記載表現の相違</p> <p>・記載は異なるが、1次冷却材の流出原因の調査を行い隔離操作を行う点は、泊も女川も同様</p> <p>・泊は余熱除去機能回復操作も実施する</p> <p>PWRとBWRの相違</p> <p>・以降の手順はPWRとBWRで異なるため大飯と比較する</p> <p>【大飯】</p> <p>設備名称の相違</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>c. 残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水</p> <p>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。</p> <p>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>e. 充てんポンプによる炉心注水及び1次系保有水確保</p> <p>炉心水位を回復させるため、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。</p> <p>充てん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</p> <p>原子炉格納容器圧力指示が上昇し0.025MPa[gage]になれば、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策としてアニュラス空気浄化ファンを起動する。</p> <p>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>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. 高圧再循環運転による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16.5%到達及び格納容器再循環サンプ水位（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から高圧注入ポンプにより炉心へ注水する高圧再循環運転に切替えることで、継続的な炉心冷却を行う。</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</p> <p>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。</p> <p>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</p> <p>格納容器圧力（広域）計指示が上昇し39.0kPa[gage]になれば、アニュラス部の水素滞留防止及び被ばく低減対策としてアニュラス空気浄化ファンを起動する。</p> <p>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。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</p>	<p>【大飯】 設備名称の相違 設計の相違</p> <p>【大飯】 設備名称の相違</p> <p>【大飯】 設計の相違 ・大飯は代替再循環も整備している</p> <p>【大飯】 設計の相違</p> <p>【大飯】 設計の相違</p>

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

7.4.3 原子炉冷却材の流出

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	<p>高圧再循環運転による1次系の冷却操作に必要な計装設備は、1次冷却材温度（広域－高温側）等である。</p> <p>h. 格納容器内自然対流冷却 長期対策として、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る。 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。 なお、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて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>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 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継続的に実施する。 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。 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>・大飯は代替再循環も整備している</p> <p>【大飯】 記載方針の相違</p> <p>【大飯】 設備名称の相違</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<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}。</p> <p>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合がある。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うが、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、原子炉圧力容器の上蓋が開放されている「POS-B 原子炉ウェル満水状態」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。</p> <p>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</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>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>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7.4.1.10, 7.4.1.11, 7.4.3.6)</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>本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊</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>本重要事故シーケンスでは、炉心における崩壊</p>	<p>重要事故シーケンスの相違</p> <p>記載方針の相違 ・女川は重要事故シーケンスの想定について記載している（泊もどこかにきさいしているか確認）</p> <p>記載表現の相違 ・記載は異なるが、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点は、泊も女川も同様</p> <p>記載表現の相違 ・同上</p> <p>評価方法の相違</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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 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 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。 (b) 原子炉初期水位及び原子炉初期水温 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</p>	<p>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 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 7.4.3.2)</p>	<p>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 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>・泊は解析コードを使用するのに対して、女川は解析コードは使用しないで評価を行う（差異①）</p> <p>差異①</p> <p>記載内容の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>・泊は「6.5.2 共通解析条件」に記載している条件は各事故シーケンスグループ等では記載しない方針のため記載していない</p>

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

7.4.3 原子炉冷却材の流出

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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) 起因事象 起因事象として、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 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℃に到達するまでの時間が事象発生から約3.6時間と長いため、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</p>	<p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象 起因事象として、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、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、400m³/hとする。 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。 外部電源がない場合、ディーゼル発電機によ</p>	<p>a. 事故条件</p> <p>(a) 起因事象 起因事象として、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。 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。 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。 外部電源がない場合、ディーゼル発電機にて</p>	<p>流出想定との相違 ・流出想定は異なるが、最大の流出流量を想定しているという点では、泊も女川も同様</p> <p>事故条件の相違 ・女川は崩壊熱による原子炉水温の上昇及び蒸発について考慮しないが、泊は1次冷却材温度を高めに設定し解析的に評価している</p> <p>事故条件の相違 ・泊は安全機能の喪失に対する仮定として余熱除去機能の喪失を仮定する ・女川は機能喪失するものがない</p> <p>記載表現の相違 ・記載は異なるが、</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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） 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る仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。 (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。 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。 (添付資料 5.3.2)</p> <p>(3) 有効性評価の結果 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>り充てんポンプによる炉心注水が可能であることから、外部電源がある場合と事象進展は同等となるものの、資源の評価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、c.(a)で設定した炉心注水開始時点の炉心崩壊熱に相当する蒸発量を上回る流量に、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>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、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。 (a) 充てんポンプの原子炉への注水操作は、事象発生の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 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次系パラメータの推移を第7.4.3.4図</p>	<p>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る仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。 (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 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</p>	<p>外電喪失しDGの起動を想定する点では、泊も女川も同様</p> <p>機器条件の相違</p> <p>操作条件の相違 ・設備は異なるが余裕時間を見込んで炉心注水開始時間を設定している点は、泊も女川も同様</p> <p>記載方針の相違 ・泊は事象進展と解析結果を示してい</p>

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

7.4.3 原子炉冷却材の流出

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<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$1.0 \times 10^{-3} \text{mSv/h}$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上まで低下するとどまり、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</p>	<p>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。事象発生の約22分後、充てんポンプによる炉心注水を開始し、余熱除去系及び加圧器開口部からの流出流量と炉心への注水流量が釣り合うことにより1次系保有水量を確保することができる。</p> <p>(添付資料7.4.3.3)</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>炉心上端ポイド率は第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、放射線の遮蔽を維持できる。</p> <p>(添付資料7.4.1.5)</p> <p>炉心崩壊熱に伴う1次冷却材のポイド発生に</p>	<p>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。事象発生の約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>炉心上端ポイド率は第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次冷却材のポイド発生に</p>	<p>るのに対して、女川は原子炉水位の推移と水位と線量率の関係を示している</p> <p>事象進展の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・事象進展は異なるが、異常を認知し炉心注水を行い水位が安定する点は、泊も女川も同様 ・女川は隔離操作により流出が停止する想定だが、泊は隔離に期待せず流出が継続する想定 <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川は放射線の遮蔽の維持について記載しているが、泊は「b. 評価項目等」に放射線の遮蔽の維持について記載している <p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載は異なるが燃料有効長頂部の冠水、放射線の遮蔽が維持できる水位に関して記載している点は同様であり、泊も女川も放射線の遮蔽を維持できる <p>記載表現の相違</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>ため、未臨界は確保されている。</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）運転による原子炉压力容器除熱を行うことで、安定状態を維持できる。</p>	<p>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、一時的に反応度は上昇する場合もある。</p> <p>この効果は、ほう素価値が大きいほど顕著となることから、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷炉心に比べてほう素価値が大きいウラン炉心の評価対象に、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、事象発生後の炉心反応度の最大値は、代表的な取替炉心であるウラン平衡炉心において約-7.1% Δk/k であり、未臨界を確保できる。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、その絶対値を小さめに設定している。また、事象進展中の反応度変化量は、評価対象となる取替炉心のほう素価値により変化するが、取替炉心のほう素価値はウラン炉心で同程度であり、ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料装荷により小さくなる方向であることから、ほう素密度の変化に伴う反応度変化量も取替炉心で同程度又は小さくなる。</p> <p>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、事象発生の約 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、原子炉は安定状態を維持できる。</p>	<p>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% Δk/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。</p> <p>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、事象発生の約 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>・記載は異なるが未臨界性の確保に関して記載している点は同様であり、泊も女川も未臨界の維持が可能</p> <p>記載方針の相違</p> <p>記載表現の相違</p> <p>・記載は異なるが安定状態を維持できる点は同様</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<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</p>	<p>その後は、1次冷却材流出システムの隔離を行った上で、燃料取替用水ピ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、高圧注入ポンプによる高圧再循環運転に切替え、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>その後は、1次冷却材流出システムの隔離を行った上で、燃料取替用水ピ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>記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違 ・女川の作業員の被ばく量は被ばく限度 100mSv に比較的近い値となるが、泊の必要な遮蔽の目</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>く量は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(原子炉ウェル満水から約13m下)の位置である。</p> <p>(添付資料4.1.3, 5.1.7, 5.3.4)</p>			<p>安とする線量率は0.15mSvであり女川の約1/100と低く作業員の被ばく量が問題となることはないため記載していない</p>

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

7.4.3 原子炉冷却材の流出

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<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。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、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次系保有水を確保することが特徴である。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</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。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</p>	<p>差異①</p> <p>記載内容の相違</p> <p>解析コードの使用の有無の相違</p> <p>・女川は解析コードを使用していないため記載がない(差異①)</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>(1) 評価条件の不確かさの影響評価 a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関</p>	<p>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 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 a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関</p>	<p>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 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 a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連</p>	<p>差異①</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>連する機器条件 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られる項目に関する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</p> <p>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</p>	<p>連する機器条件 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次冷却材の蒸発率は低下し、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>する機器条件 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システムからの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>差異①</p> <p>記載表現の相違 ・泊は具体的な項目名を記載している</p> <p>記載方針の相違 ・泊は炉心崩壊熱に関する影響評価を実施</p> <p>記載方針の相違 ・女川は原子炉水位を最確条件とした場合の影響を評価しているが、泊の水位は影響が軽微と考えられるため添付資料でのみ考察をしている（添付資料7.4.3.8）</p> <p>記載方針の相違 ・女川はプールゲートの状態について考察しているが、泊だと1次冷却材水</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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</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>(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次冷却材の蒸発率は低下し、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>(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>位に該当すると考えられるが、影響が軽微と考えられるため添付資料でのみ考察をしている（添付資料7.4.3.8）</p> <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊の解析条件は原子炉容器蓋が閉止されている状態だが、蓋取外し時はキャピティに水張をしており多量の水があることから本重要事故シーケンスに包絡されることを添付資料7.4.3.6に記載 <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊では1次冷却材流出流量を保守的な設定としているため、最確値とした場合の影響について考察をしている <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は炉心崩壊熱に関する影響評価を実施 <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川は原子炉水位を最確条件とした

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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</p>			<p>場合の影響を評価しているが、泊の水位は影響が軽微と考えられるため添付資料でのみ考察をしている(添付資料7.4.3.8)</p> <p>・泊の解析条件は原子炉容器蓋が閉止されている状態だが、蓋取外し時はキャビティに水張をしており多量の水があることから本重要事故シーケンスに包絡されることを添付資料7.4.3.6に記載</p> <p>記載方針の相違</p> <p>・女川はプールゲートの状態について考察しているが、泊だと1次冷却材水</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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。 (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 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</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>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並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作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 7.4.3.3</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. 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</p>	<p>位に該当すると考えられるが、影響が軽微と考えられるため添付資料でのみ考察をしている (添付資料 7.4.3.8)</p> <p>記載方針の相違 ・泊では1次冷却材流出流量を保守的な設定としているため、最確値とした場合の影響について考察をしている</p> <p>記載表現の相違</p> <p>記載内容の相違 操作条件の相違 ・女川は流出の停止に期待しているが、泊は冷却材の流出停止に期待していない</p> <p>記載表現の相違</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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 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。 (添付資料 5.3.5)</p>	<p>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>(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次冷却材の蒸発及び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>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>(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>・記載は異なるが炉心注水操作に関して影響を考察している点は泊も女川も同様</p> <p>操作条件の相違 ・女川は流出の停止に期待しているが、泊は冷却材の流出停止に期待していない</p> <p>記載表現の相違 ・記載は異なるが炉心注水操作に関して影響を考察している点は泊も女川も同様</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<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) 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、対策の有効性が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26分の操作時間余裕があることを確認した。</p> <p>(添付資料 7.4.3.7)</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>操作条件の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川は流出の停止に期待しているが、泊は冷却材の流出停止に期待していない <p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・記載は異なるが、炉心注水操作の操作時間余裕を考察している点は、泊も女川も同様
<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>(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 7.4.3.8)</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>差異①</p> <p>記載内容の相違</p> <p>差異①</p> <p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は具体的な操作を記載している <p>記載内容の相違</p>

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

7.4.3 原子炉冷却材の流出

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<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 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 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。 (添付資料 5.3.6)</p> <p>a. 水源 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バ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>b. 燃料 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。常設代替交流電源設備については、重大事故等対応に</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 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必要な初動の要員は「7.4.3.1(3) 燃料損傷防止対策」に示すとおり9名である。したがって「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す発電所災害対策要員33名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価 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」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源 燃料取替用水ピット（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、燃料取替用水ピット水位が再循環切替水位（16.5%）に到達後、高圧再循環へ切替え、以降は格納容器再循環サンプを水源とするため、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。</p> <p>b. 燃料 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527.1kLの軽油が必要となる。</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 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 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。 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 燃料取替用水ピット（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、燃料取替用水ピ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、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。</p> <p>b. 燃料 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>体制の相違 ・要員体制の相違</p> <p>水源の相違 ・泊は燃料取替用水ピットを取水源とするが、女川はサブプレッションチェンバ内のプール水を水源としている ・泊も女川も7日間の注水継続が可能なのは同様</p> <p>燃料の相違 ・燃料の消費量や貯蔵量は異なるがDG、緊対所に関して評価し7日間の運転</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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>c. 電源</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。</p> <p>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>緊急時対策所用発電機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7.4kLの軽油が必要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要な軽油は、これらを合計して約534.5kLとなるが「7.5.1(2)資源の評価条件」に示すとおりディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量（540kL）にて供給可能である。</p> <p>c. 電源</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>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>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 style="text-align: right;">(添付資料 2.1.12)</p>	<p>継続が可能な点は泊も女川も同様</p> <p>記載方針の相違 ・緊急時対策所への電源共有に関してはSA61条で評価しており、有効性評価内で評価する方針としていないことから泊は記載していないが、女川同様必要な負荷に対して電源供給が可能</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<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。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（RH R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>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。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、長期対策として高圧注入ポンプによる高圧再循環及び格納容器スプレイポンプによる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、原子炉容器蓋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>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。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>記載方針の相違</p> <p>重大事故等対策の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備及び手順は異なるが、冷却材の流出の認知を起点に炉心注水を実施する点は、泊も女川も同様 ・泊は長期対策についても記載 <p>重要事故シーケンスの相違</p> <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・女川は燃料損傷しないことを記載しており、泊は評価項目に関して記載している <p>差異①</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<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リオに対して有効であることが確認でき、事故シナリオグループ「原子炉冷却材の流出」に対して有効である。</p>	<p>発電所災害対策要員は、本事故シナリオ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、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リオに対して有効であり、事故シナリオグループ「原子炉冷却材の流出」に対して有効である。</p>	<p>重大事故等対策要員は、本事故シナリオ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、事故シナリオグループ「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リオに対して有効であり、事故シナリオグループ「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 ・記載は異なるが、内容は同等</p> <p>重大事故等対策の相違</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

第5.3.1表 「原子炉冷却材の流出」の重大事故等対策について

操作及び確認	手順	重大事故等対応設備	
		常設設備	可搬型設備
原子炉冷却材圧力バウダンダリ外への原子炉冷却材流出確認	運転停止中に原子炉冷却材圧力バウダ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統への原子炉冷却材の流出が疑われる	【非常用ディーゼル発電機】* 軽油タンク	原子炉本位（広帯域）* 原子炉本位（S.A広帯域） 圧力制御本位
原子炉冷却材圧力バウダンダリ外への原子炉冷却材流出防止確認	原子炉冷却材圧力バウダンダリに接続された系統から漏れたいしている箇所の隔離を行うことで、原子炉冷却材の流出が防止される	—	原子炉本位（広帯域）* 原子炉本位（S.A広帯域）
残留熱除去系（低圧注水モード）運転による原子炉注水	原子炉冷却材の流出により低下した原子炉冷却材水位を回復するため、併働していた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）運転による原子炉注水を実施する	【残留熱除去系（低圧注水モード）】* 【サブプレッシャジョンシステム】*	原子炉本位（広帯域）* 原子炉本位（S.A広帯域） 【残留熱除去系ポンプ出口流量】* 圧力制御本位

*：既評価の対象となっていない設備を画大等誤等対応設備に位置付けるもの
 【 】：画大等誤等対応設備（設計基準範囲）

女川原子力発電所2号炉

泊発電所3号炉

大飯発電所3/4号炉

差異の説明

第7.4.3.1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、余熱除去ポンプが停止する。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。 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。 	—	—	低圧注水流量
b. 余熱除去機能喪失時の対応	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内にある作業員に対して格納容器内逃避警報又は所内通話設備により逃避の指示を行う。 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。 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。 	【余熱除去ポンプ】	—	—
c. 原子炉格納容器からの逃避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ある作業員に対して格納容器内逃避警報又は所内通話設備により逃避の指示を行う。 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。 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。 	—	—	—
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次冷却材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次冷却材の流出により1次冷却材の水位が低下し、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。 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。 	—	—	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"> 原子炉格納容器内にある作業員に対してエアロックインアラーム又はベレーシング装置により逃避の指示を行う。 作業員が所定の逃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。 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。 	【余熱除去ポンプ】	—	—
c. 原子炉格納容器からの逃避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ある作業員に対してエアロックインアラーム又はベレーシング装置により逃避の指示を行う。 作業員が所定の逃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。 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。 	—	—	—
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

設計方針の相違
 ・手順や設備は異なるが、冷却材の流出を確認し、原子炉へ注水するという点では、泊も女川も同様

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明																														
	<p>第7.4.3.1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. 充てんポンプによる炉心注水及び1次系保水確保</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 炉心水位を回復させるため、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次系保水維持するとともに、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。 </td> <td> 充てんポンプ 燃料取替用水ピット デイジーセル発電機 デイジーセル発電機燃料油貯油槽 </td> <td>-</td> <td> 加圧器水位 1次冷却材温度(広域-高温側) 1次冷却材温度(広域-低温側) 燃料取替用水ピット水位 原子炉格納容器圧力 </td> </tr> <tr> <td>f. アニユラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器圧力指示が上昇し0.025MPa [gage]になれば、アニユラス部の水蒸気滞留防止及び破ばく低減対策としてアニユラス空気浄化ファンを起動する。 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。 </td> <td> アニユラス空気浄化ファン アニユラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室給気ファン 中央制御室給気ユニット 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環ファン ルタユニット デイジーセル発電機 デイジーセル発電機燃料油貯油槽 </td> <td>-</td> <td></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. 充てんポンプによる炉心注水及び1次系保水確保	<ul style="list-style-type: none"> 炉心水位を回復させるため、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次系保水維持するとともに、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 燃料取替用水ピット デイジーセル発電機 デイジーセル発電機燃料油貯油槽	-	加圧器水位 1次冷却材温度(広域-高温側) 1次冷却材温度(広域-低温側) 燃料取替用水ピット水位 原子炉格納容器圧力	f. アニユラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器圧力指示が上昇し0.025MPa [gage]になれば、アニユラス部の水蒸気滞留防止及び破ばく低減対策としてアニユラス空気浄化ファンを起動する。 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。 	アニユラス空気浄化ファン アニユラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室給気ファン 中央制御室給気ユニット 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環ファン ルタユニット デイジーセル発電機 デイジーセル発電機燃料油貯油槽	-		<p>第5.3.1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. 充てんポンプによる炉心注水及び1次冷却系保水確保</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 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次冷却系保水維持するとともに、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。 </td> <td> 充てんポンプ 燃料取替用水ピット デイジーセル発電機 燃料油貯蔵タンク 重油タンク </td> <td>-</td> <td> 加圧器水位 1次冷却材温度側温度(広域) 1次冷却材温度側温度(広域) 燃料取替用水ピット水位 </td> </tr> <tr> <td>f. アニユラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動</td> <td> <ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力(広域)計指示が上昇し30.0kPa(gage)になれば、アニユラス部の水蒸気滞留防止及び破ばく低減対策としてアニユラス空気浄化ファンを起動する。 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。 </td> <td> アニユラス空気浄化ファン アニユラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室給気ファン 中央制御室給気ユニット 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環ファン フィルタユニット デイジーセル発電機 燃料油貯蔵タンク 重油タンク </td> <td>-</td> <td> 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. 充てんポンプによる炉心注水及び1次冷却系保水確保	<ul style="list-style-type: none"> 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次冷却系保水維持するとともに、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 燃料取替用水ピット デイジーセル発電機 燃料油貯蔵タンク 重油タンク	-	加圧器水位 1次冷却材温度側温度(広域) 1次冷却材温度側温度(広域) 燃料取替用水ピット水位	f. アニユラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力(広域)計指示が上昇し30.0kPa(gage)になれば、アニユラス部の水蒸気滞留防止及び破ばく低減対策としてアニユラス空気浄化ファンを起動する。 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。 	アニユラス空気浄化ファン アニユラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室給気ファン 中央制御室給気ユニット 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環ファン フィルタユニット デイジーセル発電機 燃料油貯蔵タンク 重油タンク	-	格納容器圧力(広域)	<p>設計方針の相違 ・手順や設備は異なるが、冷却材の流出を確認し、原子炉へ注水するという点では、泊も女川も同様</p>
判断及び操作	手順	常設設備	可搬設備	計装設備																													
e. 充てんポンプによる炉心注水及び1次系保水確保	<ul style="list-style-type: none"> 炉心水位を回復させるため、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次系保水維持するとともに、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 燃料取替用水ピット デイジーセル発電機 デイジーセル発電機燃料油貯油槽	-	加圧器水位 1次冷却材温度(広域-高温側) 1次冷却材温度(広域-低温側) 燃料取替用水ピット水位 原子炉格納容器圧力																													
f. アニユラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器圧力指示が上昇し0.025MPa [gage]になれば、アニユラス部の水蒸気滞留防止及び破ばく低減対策としてアニユラス空気浄化ファンを起動する。 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。 	アニユラス空気浄化ファン アニユラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室給気ファン 中央制御室給気ユニット 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環ファン ルタユニット デイジーセル発電機 デイジーセル発電機燃料油貯油槽	-																														
判断及び操作	手順	常設設備	可搬設備	計装設備																													
e. 充てんポンプによる炉心注水及び1次冷却系保水確保	<ul style="list-style-type: none"> 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次冷却系保水維持するとともに、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 燃料取替用水ピット デイジーセル発電機 燃料油貯蔵タンク 重油タンク	-	加圧器水位 1次冷却材温度側温度(広域) 1次冷却材温度側温度(広域) 燃料取替用水ピット水位																													
f. アニユラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器圧力(広域)計指示が上昇し30.0kPa(gage)になれば、アニユラス部の水蒸気滞留防止及び破ばく低減対策としてアニユラス空気浄化ファンを起動する。 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。 	アニユラス空気浄化ファン アニユラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室給気ファン 中央制御室給気ユニット 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環ファン フィルタユニット デイジーセル発電機 燃料油貯蔵タンク 重油タンク	-	格納容器圧力(広域)																													

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明																														
	<p>第7.4.3.1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（3/3）</p> <p>重大事故等対応設備</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>可動設備</th> <th>計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1062 1266 1320 1476"> g. 高圧再循環運転又は高圧再循環運転による1次系の冷却 </td> <td data-bbox="1062 909 1320 1255"> <ul style="list-style-type: none"> 長期対策として、燃料冷却用水ピペットを水漏とした英てんポンプによる炉心注水を継続して実施する。 余熱除去機能が回復しない状態で、燃料冷却用水ピペット水位指示が16.5%到達及び格納容器再循環サンプ水位が71%以上であることを確認し、格納容器再循環サンプから高圧注入ポンプにより炉心へ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。 </td> <td data-bbox="1062 699 1320 898"> 英てんポンプ 燃料冷却用水ピペット ディーゼル発電機 ディーゼル発電機燃料油貯槽 高圧注入ポンプ 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン </td> <td data-bbox="1062 489 1320 688"> 原子炉補機冷却水サージスタ シンク加圧用可搬型蒸気発生ガスポンプ 可搬型温度計測装置 </td> <td data-bbox="1062 279 1320 478"> 高圧注入流量 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 1次冷却材温度（広域・狭域） 1次冷却材温度（広域・狭域） 燃料冷却用水ピペット水位 燃料冷却用水ピペット水位 格納容器内温度 原子炉格納容器圧力 格納容器圧力（AM用） 格納容器再循環ユニット入口温度・出口温度 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） </td> </tr> <tr> <td data-bbox="1320 1266 1715 1476"> h. 格納容器内自然対流冷却 </td> <td data-bbox="1320 909 1715 1255"> <ul style="list-style-type: none"> 長期対策として、C、D-格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を注入し、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る。 原子炉格納容器再循環ユニットの稼働に応じて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。 </td> <td data-bbox="1320 699 1715 898"> C、D-格納容器再循環ユニット ニット C、D-原子炉補機冷却水ポンプ C、D-原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージスタ C、D-原子炉補機冷却水ポンプ ディーゼル発電機 ディーゼル発電機燃料油貯槽 【格納容器スプレイポンプ】 【格納容器スプレイ冷却器】 【格納容器再循環サンプ】 【格納容器再循環サンプスクリーン】 </td> <td data-bbox="1320 489 1715 688"> 原子炉補機冷却水サージスタ シンク加圧用可搬型蒸気発生ガスポンプ 可搬型温度計測装置 </td> <td data-bbox="1320 279 1715 478"> 高圧注入流量 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 1次冷却材温度（広域・狭域） 燃料冷却用水ピペット水位 燃料冷却用水ピペット水位 格納容器内温度 原子炉格納容器圧力 格納容器圧力（AM用） 格納容器再循環ユニット入口温度・出口温度 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） </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	可動設備	計装設備	g. 高圧再循環運転又は高圧再循環運転による1次系の冷却	<ul style="list-style-type: none"> 長期対策として、燃料冷却用水ピペットを水漏とした英てんポンプによる炉心注水を継続して実施する。 余熱除去機能が回復しない状態で、燃料冷却用水ピペット水位指示が16.5%到達及び格納容器再循環サンプ水位が71%以上であることを確認し、格納容器再循環サンプから高圧注入ポンプにより炉心へ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。 	英てんポンプ 燃料冷却用水ピペット ディーゼル発電機 ディーゼル発電機燃料油貯槽 高圧注入ポンプ 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン	原子炉補機冷却水サージスタ シンク加圧用可搬型蒸気発生ガスポンプ 可搬型温度計測装置	高圧注入流量 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 1次冷却材温度（広域・狭域） 1次冷却材温度（広域・狭域） 燃料冷却用水ピペット水位 燃料冷却用水ピペット水位 格納容器内温度 原子炉格納容器圧力 格納容器圧力（AM用） 格納容器再循環ユニット入口温度・出口温度 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域）	h. 格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> 長期対策として、C、D-格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を注入し、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る。 原子炉格納容器再循環ユニットの稼働に応じて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。 	C、D-格納容器再循環ユニット ニット C、D-原子炉補機冷却水ポンプ C、D-原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージスタ C、D-原子炉補機冷却水ポンプ ディーゼル発電機 ディーゼル発電機燃料油貯槽 【格納容器スプレイポンプ】 【格納容器スプレイ冷却器】 【格納容器再循環サンプ】 【格納容器再循環サンプスクリーン】	原子炉補機冷却水サージスタ シンク加圧用可搬型蒸気発生ガスポンプ 可搬型温度計測装置	高圧注入流量 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 1次冷却材温度（広域・狭域） 燃料冷却用水ピペット水位 燃料冷却用水ピペット水位 格納容器内温度 原子炉格納容器圧力 格納容器圧力（AM用） 格納容器再循環ユニット入口温度・出口温度 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域）	<p>第5.3.1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（3/3）</p> <p>重大事故等対応設備</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>可動設備</th> <th>計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1878 1266 2136 1476"> g. 代替再循環運転又は高圧再循環運転による1次冷却材の冷却 </td> <td data-bbox="1878 909 2136 1255"> <ul style="list-style-type: none"> 長期対策として、燃料冷却用水ピペットを水漏とした英てんポンプによる炉心注水を継続して実施する。 余熱除去機能が回復しない状態で燃料冷却用水ピペット水位指示が再循環サンプ水位（3号炉：22.5%、4号炉：16.0%）到達及び格納容器再循環サンプ水位（広域）が50%以上であることを確認し、格納容器再循環サンプから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へ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。 </td> <td data-bbox="1878 699 2136 898"> 英てんポンプ 燃料冷却用水ピペット ディーゼル発電機 燃料油貯槽 高圧注入ポンプ A格納容器スプレイポンプ A格納容器スプレイ冷却器 A格納容器再循環サンプスクリーン 格納容器再循環サンプスクリーン </td> <td data-bbox="1878 489 2136 688"> 原子炉補機冷却水サージスタ シンク加圧用可搬型蒸気発生ガスポンプ 可搬型温度計測装置 </td> <td data-bbox="1878 279 2136 478"> 高圧注入流量 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 1次冷却材温度（広域・狭域） 燃料冷却用水ピペット水位 燃料冷却用水ピペット水位 格納容器内温度 原子炉格納容器圧力 AN(AM)格納容器圧力 可搬型温度計測装置 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度（S/A用） 原子炉補機冷却水サージスタ 高圧注入流量 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） </td> </tr> <tr> <td data-bbox="2136 1266 2513 1476"> h. 格納容器内自然対流冷却 </td> <td data-bbox="2136 909 2513 1255"> <ul style="list-style-type: none"> 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注入し、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る。 原子炉格納容器再循環サンプの稼働に応じて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。 </td> <td data-bbox="2136 699 2513 898"> A、D格納容器再循環ユニット 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージスタ 海水ポンプ ディーゼル発電機 燃料油貯槽 高圧注入ポンプ A格納容器スプレイポンプ A格納容器スプレイ冷却器 A格納容器再循環サンプスクリーン 格納容器再循環サンプスクリーン </td> <td data-bbox="2136 489 2513 688"> 原子炉補機冷却水サージスタ シンク加圧用可搬型蒸気発生ガスポンプ 可搬型温度計測装置 </td> <td data-bbox="2136 279 2513 478"> 高圧注入流量 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 1次冷却材温度（広域・狭域） 燃料冷却用水ピペット水位 燃料冷却用水ピペット水位 格納容器内温度 原子炉格納容器圧力 AN(AM)格納容器圧力 可搬型温度計測装置 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度（S/A用） 原子炉補機冷却水サージスタ 高圧注入流量 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） </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	可動設備	計装設備	g. 代替再循環運転又は高圧再循環運転による1次冷却材の冷却	<ul style="list-style-type: none"> 長期対策として、燃料冷却用水ピペットを水漏とした英てんポンプによる炉心注水を継続して実施する。 余熱除去機能が回復しない状態で燃料冷却用水ピペット水位指示が再循環サンプ水位（3号炉：22.5%、4号炉：16.0%）到達及び格納容器再循環サンプ水位（広域）が50%以上であることを確認し、格納容器再循環サンプから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へ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。 	英てんポンプ 燃料冷却用水ピペット ディーゼル発電機 燃料油貯槽 高圧注入ポンプ A格納容器スプレイポンプ A格納容器スプレイ冷却器 A格納容器再循環サンプスクリーン 格納容器再循環サンプスクリーン	原子炉補機冷却水サージスタ シンク加圧用可搬型蒸気発生ガスポンプ 可搬型温度計測装置	高圧注入流量 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 1次冷却材温度（広域・狭域） 燃料冷却用水ピペット水位 燃料冷却用水ピペット水位 格納容器内温度 原子炉格納容器圧力 AN(AM)格納容器圧力 可搬型温度計測装置 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度（S/A用） 原子炉補機冷却水サージスタ 高圧注入流量 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域）	h. 格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> 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注入し、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る。 原子炉格納容器再循環サンプの稼働に応じて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。 	A、D格納容器再循環ユニット 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージスタ 海水ポンプ ディーゼル発電機 燃料油貯槽 高圧注入ポンプ A格納容器スプレイポンプ A格納容器スプレイ冷却器 A格納容器再循環サンプスクリーン 格納容器再循環サンプスクリーン	原子炉補機冷却水サージスタ シンク加圧用可搬型蒸気発生ガスポンプ 可搬型温度計測装置	高圧注入流量 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 1次冷却材温度（広域・狭域） 燃料冷却用水ピペット水位 燃料冷却用水ピペット水位 格納容器内温度 原子炉格納容器圧力 AN(AM)格納容器圧力 可搬型温度計測装置 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度（S/A用） 原子炉補機冷却水サージスタ 高圧注入流量 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域）	<p>設計方針の相違 ・手順や設備は異なるが、冷却材の流出を確認し、原子炉へ注水するという点では、泊も女川も同様</p>
判断及び操作	手順	常設設備	可動設備	計装設備																													
g. 高圧再循環運転又は高圧再循環運転による1次系の冷却	<ul style="list-style-type: none"> 長期対策として、燃料冷却用水ピペットを水漏とした英てんポンプによる炉心注水を継続して実施する。 余熱除去機能が回復しない状態で、燃料冷却用水ピペット水位指示が16.5%到達及び格納容器再循環サンプ水位が71%以上であることを確認し、格納容器再循環サンプから高圧注入ポンプにより炉心へ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。 	英てんポンプ 燃料冷却用水ピペット ディーゼル発電機 ディーゼル発電機燃料油貯槽 高圧注入ポンプ 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプスクリーン	原子炉補機冷却水サージスタ シンク加圧用可搬型蒸気発生ガスポンプ 可搬型温度計測装置	高圧注入流量 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 1次冷却材温度（広域・狭域） 1次冷却材温度（広域・狭域） 燃料冷却用水ピペット水位 燃料冷却用水ピペット水位 格納容器内温度 原子炉格納容器圧力 格納容器圧力（AM用） 格納容器再循環ユニット入口温度・出口温度 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域）																													
h. 格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> 長期対策として、C、D-格納容器再循環ユニットへ原子炉補機冷却水を注入し、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る。 原子炉格納容器再循環ユニットの稼働に応じて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。 	C、D-格納容器再循環ユニット ニット C、D-原子炉補機冷却水ポンプ C、D-原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージスタ C、D-原子炉補機冷却水ポンプ ディーゼル発電機 ディーゼル発電機燃料油貯槽 【格納容器スプレイポンプ】 【格納容器スプレイ冷却器】 【格納容器再循環サンプ】 【格納容器再循環サンプスクリーン】	原子炉補機冷却水サージスタ シンク加圧用可搬型蒸気発生ガスポンプ 可搬型温度計測装置	高圧注入流量 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 1次冷却材温度（広域・狭域） 燃料冷却用水ピペット水位 燃料冷却用水ピペット水位 格納容器内温度 原子炉格納容器圧力 格納容器圧力（AM用） 格納容器再循環ユニット入口温度・出口温度 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域）																													
判断及び操作	手順	常設設備	可動設備	計装設備																													
g. 代替再循環運転又は高圧再循環運転による1次冷却材の冷却	<ul style="list-style-type: none"> 長期対策として、燃料冷却用水ピペットを水漏とした英てんポンプによる炉心注水を継続して実施する。 余熱除去機能が回復しない状態で燃料冷却用水ピペット水位指示が再循環サンプ水位（3号炉：22.5%、4号炉：16.0%）到達及び格納容器再循環サンプ水位（広域）が50%以上であることを確認し、格納容器再循環サンプから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へ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。 	英てんポンプ 燃料冷却用水ピペット ディーゼル発電機 燃料油貯槽 高圧注入ポンプ A格納容器スプレイポンプ A格納容器スプレイ冷却器 A格納容器再循環サンプスクリーン 格納容器再循環サンプスクリーン	原子炉補機冷却水サージスタ シンク加圧用可搬型蒸気発生ガスポンプ 可搬型温度計測装置	高圧注入流量 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 1次冷却材温度（広域・狭域） 燃料冷却用水ピペット水位 燃料冷却用水ピペット水位 格納容器内温度 原子炉格納容器圧力 AN(AM)格納容器圧力 可搬型温度計測装置 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度（S/A用） 原子炉補機冷却水サージスタ 高圧注入流量 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域）																													
h. 格納容器内自然対流冷却	<ul style="list-style-type: none"> 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注入し、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る。 原子炉格納容器再循環サンプの稼働に応じて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。 	A、D格納容器再循環ユニット 原子炉補機冷却水ポンプ 原子炉補機冷却水冷却器 原子炉補機冷却水サージスタ 海水ポンプ ディーゼル発電機 燃料油貯槽 高圧注入ポンプ A格納容器スプレイポンプ A格納容器スプレイ冷却器 A格納容器再循環サンプスクリーン 格納容器再循環サンプスクリーン	原子炉補機冷却水サージスタ シンク加圧用可搬型蒸気発生ガスポンプ 可搬型温度計測装置	高圧注入流量 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 1次冷却材温度（広域・狭域） 燃料冷却用水ピペット水位 燃料冷却用水ピペット水位 格納容器内温度 原子炉格納容器圧力 AN(AM)格納容器圧力 可搬型温度計測装置 格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度（S/A用） 原子炉補機冷却水サージスタ 高圧注入流量 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域）																													

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

女川原子力発電所2号炉			泊発電所3号炉			大飯発電所3/4号炉			差異の説明
第5.3.2表 主要評価条件（原子炉冷却材の流出）									
初期条件			主要評価条件			条件設定の考え方			
原子炉圧力容器の位置	原子炉圧力容器の開放	蒸気率の影響を考慮するため、原子炉圧力容器開放状態を想定							
原子炉初期水位	原子炉ウェル満水	原子炉圧力容器が開放状態での水位を想定							
原子炉初期水量	92℃	残留熱除去系（原子炉停止時冷却モード）での炉水側の設定温度を想定							
原子炉圧力	大気圧	原子炉圧力容器の開放を想定							
プールゲートの状態	閉	保有水が少ないプールゲート閉を想定							
事故条件			原因事象			原子炉冷却材の流出			
原子炉冷却材のサブプレッションチェンバーへの流出流量	100m ³ /h	残留熱除去系の系統切替時の原子炉冷却材流出を想定 ニニウムフローラインに残留熱除去系ポンプ出口圧力が上がった場合の最大流出想定量							
崩壊熱による原子炉水量の上昇及び蒸発	考慮しない	原子炉水量が100℃に到達するまでの時間が長く、事象進展に影響しないことから設定							
外部電源	外部電源なし	外部電源の有無は事象進展に影響しないことから、資源の観点で厳しい外部電源なしを設定							
重大事象発生時の冷却材流出	残留熱除去系（低圧注水モード）	1, 136m ³ /hで注水							
重大事象発生時の冷却材流出	残留熱除去系（低圧注水モード）による原子炉注水	事象発生から2時間後							
重大事象発生時の冷却材流出	原子炉冷却材流出の停止	事象発生から2時間後							
第7.4.3.2表 「原子炉冷却材の流出」の主要解析条件（燃料取出前ミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故）（1/2）									
項目			主要解析条件			条件設定の考え方			
解析コード	M-RELAP5	本重要事故シナリオの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気泡分離・方向分離を適切に評価することが可能であるコード。							
原子炉停止後の時間	72時間	評価結果を厳しくするよう、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材本抜き開始までの時間として考えられる最長時間に余裕を見ながら設定。原子炉停止後の時間が短いと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸発率も大きくなることから、1次系保有水量を確保しにくく厳しい設定。							
1次冷却材圧力（初期）	大気圧（OMP(gauge)）	ミッドループ運転時は1次系を大気開放状態として設定。							
1次冷却材高温側温度（初期）	93℃（保安規定モード5）	評価結果を厳しくするよう、ミッドループ運転時の運転モード（モード5）の上限値として設定。1次冷却材温度が高いと1次系の保有熱が大きくなり、1次系保有水量を確保しにくく厳しい設定。							
1次冷却材水位（初期）	原子炉容器出入口配管中心高さ+100mm	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時の水位として設定。							
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	17×17型燃料集合体を装着した3ループプラントを包摂するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合燃料の燃料の装荷を考慮している。							
1次系開口部	加圧器安全弁3個取り外し 加圧器ベント弁1個開放	ミッドループ運転時の蒸気放出経路として、確保している蒸気放出経路を設定。							
2次系の状態	2次系からの冷却なし	炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸発に伴い、1次系保有水量の減少を早める観点から2次系からの冷却は想定しない。							
第5.3.2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ンダリ機能が喪失する事故）（1/2）									
項目			主要解析条件			条件設定の考え方			
解析コード	M-RELAP5	本重要事故シナリオの重要現象である炉心における沸騰・ボイド率変化、気泡分離・方向分離を適切に評価することが可能であるコード。							
原子炉停止後の時間	72時間	評価結果を厳しくするよう、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材本抜き開始までの時間として考えられる最長時間に余裕を見ながら設定。原子炉停止後の時間が短いと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸発率も大きくなることから、1次系保有水量を確保しにくく厳しい設定。							
1次冷却材圧力（初期）	大気圧（OMP(gauge)）	ミッドループ運転時は1次系を大気開放状態として設定。							
1次冷却材高温側温度（初期）	93℃（保安規定モード5）	評価結果を厳しくするよう、ミッドループ運転時の運転モード（モード5）の上限値として設定。1次冷却材温度が高いと1次系の保有熱が大きくなり、1次系保有水量を確保しにくく厳しい設定。							
1次冷却材水位（初期）	原子炉容器出入口配管中心高さ+200mm	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時の水位として設定。							
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	17×17型燃料集合体を装着した3ループプラントを包摂するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。							
1次冷却材開口部	加圧器安全弁3個取り外し	ミッドループ運転時の蒸気放出経路として、確保している蒸気放出経路を設定。							
2次冷却材の状態	2次冷却材からの冷却なし	炉心崩壊熱による1次冷却材の蒸発に伴い、1次系保有水量の減少を早める観点から2次冷却材からの冷却は想定しない。							
条件の相違 ・泊は解析を実施しているため解析条件 ・女川は解析コードを使用せずに評価しているため評価条件 ・条件は異なるものの、設計値や実績を基に一部保守的な設定としている点は、泊も女川も同様									

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明																								
	<p style="text-align: center;">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) (2/2)</p> <table border="1" data-bbox="1083 294 1736 1396"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>事故条件</td> <td> 400m³/h (余熱除去機能喪失まで流出) 余熱除去系から燃料取扱用ホックからの1次冷却材の流出 1次系水位が1次冷却材配管の下端に到達した時点で余熱除去機能喪失 外部電源なし </td> <td> 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設定(ミッドループ運転中に1次系と接続されている系には余熱除去系と化学体積制御系があるが、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を想定)。 潤滑した弁の漏洩を見込みます。余熱除去機能喪失後も流出が継続するものとして設定。また、流出する口径は余熱除去系の最大口径を設定。 余熱除去ポンプ1台の1次冷却材が喪失した時点で、浄化運転中の余熱除去系が機能喪失し、さらにこれに伴い浄化中の余熱除去系も機能喪失を設定。 外部電源がない場合、ディーゼル発電機により充てんポンプによる炉心注水が可能であることから、外部電源がある場合と事故進展は同等となるもの、質量の観点から厳しくなる外部電源がない場合を設定。 </td> </tr> <tr> <td>重大事故等に対する評価条件</td> <td> 充てんポンプの原子炉への注水流量 29m³/h </td> <td> 原子炉停止の72時間後を事故開始として、充てんポンプの起動時間約22分時点における損壊による蒸気発生約28.4m³/hを上回る値として設定。 </td> </tr> <tr> <td>重大事故等に対する操作条件</td> <td> 余熱除去ポンプ機能喪失後 20分 </td> <td> 運転員等操作時間余裕として、事故の検知・判断及び充てんポンプによる炉心注水操作に計20分を想定して設定。 </td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	事故条件	400m ³ /h (余熱除去機能喪失まで流出) 余熱除去系から燃料取扱用ホックからの1次冷却材の流出 1次系水位が1次冷却材配管の下端に到達した時点で余熱除去機能喪失 外部電源なし	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設定(ミッドループ運転中に1次系と接続されている系には余熱除去系と化学体積制御系があるが、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を想定)。 潤滑した弁の漏洩を見込みます。余熱除去機能喪失後も流出が継続するものとして設定。また、流出する口径は余熱除去系の最大口径を設定。 余熱除去ポンプ1台の1次冷却材が喪失した時点で、浄化運転中の余熱除去系が機能喪失し、さらにこれに伴い浄化中の余熱除去系も機能喪失を設定。 外部電源がない場合、ディーゼル発電機により充てんポンプによる炉心注水が可能であることから、外部電源がある場合と事故進展は同等となるもの、質量の観点から厳しくなる外部電源がない場合を設定。	重大事故等に対する評価条件	充てんポンプの原子炉への注水流量 29m ³ /h	原子炉停止の72時間後を事故開始として、充てんポンプの起動時間約22分時点における損壊による蒸気発生約28.4m ³ /hを上回る値として設定。	重大事故等に対する操作条件	余熱除去ポンプ機能喪失後 20分	運転員等操作時間余裕として、事故の検知・判断及び充てんポンプによる炉心注水操作に計20分を想定して設定。	<p style="text-align: center;">第5.3.2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ンダリ機能が喪失する事故) (2/2)</p> <table border="1" data-bbox="1884 294 2567 1396"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>事故条件</td> <td> 450m³/h (余熱除去機能喪失まで流出) 燃料取扱用ホックからの1次冷却材の流出 1次系水位が1次冷却材配管の下端に到達した時点で余熱除去機能喪失 外部電源なし </td> <td> 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設定(ミッドループ運転中に1次冷却材と接続されている系には余熱除去系と化学体積制御系があるが、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を想定)。 潤滑した弁の漏洩を見込みます。余熱除去機能喪失後も流出が継続するものとして設定。また、流出する口径は余熱除去系の最大口径を設定。 余熱除去ポンプ1台の1次冷却材が喪失した時点で、浄化運転中の余熱除去系が機能喪失し、さらにこれに伴い浄化中の余熱除去系も機能喪失を設定。 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故進展は同等となるが、損壊機体の観点から厳しくなる外部電源がない場合を設定。 </td> </tr> <tr> <td>重大事故等に対する評価条件</td> <td> 充てんポンプの原子炉への注水流量 45m³/h </td> <td> 原子炉停止の72時間後を事故開始として、充てんポンプの起動時間約23分時点における炉心蒸気発生による蒸気発生約27.8m³/hを上回る値として設定。 </td> </tr> <tr> <td>重大事故等に対する操作条件</td> <td> 余熱除去ポンプ機能喪失後 20分 </td> <td> 運転員等操作時間余裕として、事故の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計20分を想定して設定。 </td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	事故条件	450m ³ /h (余熱除去機能喪失まで流出) 燃料取扱用ホックからの1次冷却材の流出 1次系水位が1次冷却材配管の下端に到達した時点で余熱除去機能喪失 外部電源なし	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設定(ミッドループ運転中に1次冷却材と接続されている系には余熱除去系と化学体積制御系があるが、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を想定)。 潤滑した弁の漏洩を見込みます。余熱除去機能喪失後も流出が継続するものとして設定。また、流出する口径は余熱除去系の最大口径を設定。 余熱除去ポンプ1台の1次冷却材が喪失した時点で、浄化運転中の余熱除去系が機能喪失し、さらにこれに伴い浄化中の余熱除去系も機能喪失を設定。 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故進展は同等となるが、損壊機体の観点から厳しくなる外部電源がない場合を設定。	重大事故等に対する評価条件	充てんポンプの原子炉への注水流量 45m ³ /h	原子炉停止の72時間後を事故開始として、充てんポンプの起動時間約23分時点における炉心蒸気発生による蒸気発生約27.8m ³ /hを上回る値として設定。	重大事故等に対する操作条件	余熱除去ポンプ機能喪失後 20分	運転員等操作時間余裕として、事故の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計20分を想定して設定。	<p>条件の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・泊は解析を実施しているため解析条件 ・女川は解析コードを使用せずに評価しているため評価条件 ・条件は異なるものの、設計値や実績を基に一部保守的な設定としている点は、泊も女川も同様
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																									
事故条件	400m ³ /h (余熱除去機能喪失まで流出) 余熱除去系から燃料取扱用ホックからの1次冷却材の流出 1次系水位が1次冷却材配管の下端に到達した時点で余熱除去機能喪失 外部電源なし	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設定(ミッドループ運転中に1次系と接続されている系には余熱除去系と化学体積制御系があるが、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を想定)。 潤滑した弁の漏洩を見込みます。余熱除去機能喪失後も流出が継続するものとして設定。また、流出する口径は余熱除去系の最大口径を設定。 余熱除去ポンプ1台の1次冷却材が喪失した時点で、浄化運転中の余熱除去系が機能喪失し、さらにこれに伴い浄化中の余熱除去系も機能喪失を設定。 外部電源がない場合、ディーゼル発電機により充てんポンプによる炉心注水が可能であることから、外部電源がある場合と事故進展は同等となるもの、質量の観点から厳しくなる外部電源がない場合を設定。																									
重大事故等に対する評価条件	充てんポンプの原子炉への注水流量 29m ³ /h	原子炉停止の72時間後を事故開始として、充てんポンプの起動時間約22分時点における損壊による蒸気発生約28.4m ³ /hを上回る値として設定。																									
重大事故等に対する操作条件	余熱除去ポンプ機能喪失後 20分	運転員等操作時間余裕として、事故の検知・判断及び充てんポンプによる炉心注水操作に計20分を想定して設定。																									
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																									
事故条件	450m ³ /h (余熱除去機能喪失まで流出) 燃料取扱用ホックからの1次冷却材の流出 1次系水位が1次冷却材配管の下端に到達した時点で余熱除去機能喪失 外部電源なし	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設定(ミッドループ運転中に1次冷却材と接続されている系には余熱除去系と化学体積制御系があるが、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を想定)。 潤滑した弁の漏洩を見込みます。余熱除去機能喪失後も流出が継続するものとして設定。また、流出する口径は余熱除去系の最大口径を設定。 余熱除去ポンプ1台の1次冷却材が喪失した時点で、浄化運転中の余熱除去系が機能喪失し、さらにこれに伴い浄化中の余熱除去系も機能喪失を設定。 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故進展は同等となるが、損壊機体の観点から厳しくなる外部電源がない場合を設定。																									
重大事故等に対する評価条件	充てんポンプの原子炉への注水流量 45m ³ /h	原子炉停止の72時間後を事故開始として、充てんポンプの起動時間約23分時点における炉心蒸気発生による蒸気発生約27.8m ³ /hを上回る値として設定。																									
重大事故等に対する操作条件	余熱除去ポンプ機能喪失後 20分	運転員等操作時間余裕として、事故の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計20分を想定して設定。																									

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

7.4.3 原子炉冷却材の流出

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<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 (1/2) (原子炉停止時冷却系統構成失敗)</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 (2/2) (原子炉注水及び原子炉停止時冷却)</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</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>重大事故等対策の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・設備は異なるが、冷却材の流出を確認し、原子炉へ注水するという点では、泊も女川も同様 ・また、長期冷却(泊は高圧再循環+自然対流冷却、女川は残留熱除去系(原子炉停止時冷却モード)による除熱)も記載している点は、泊も女川も同様

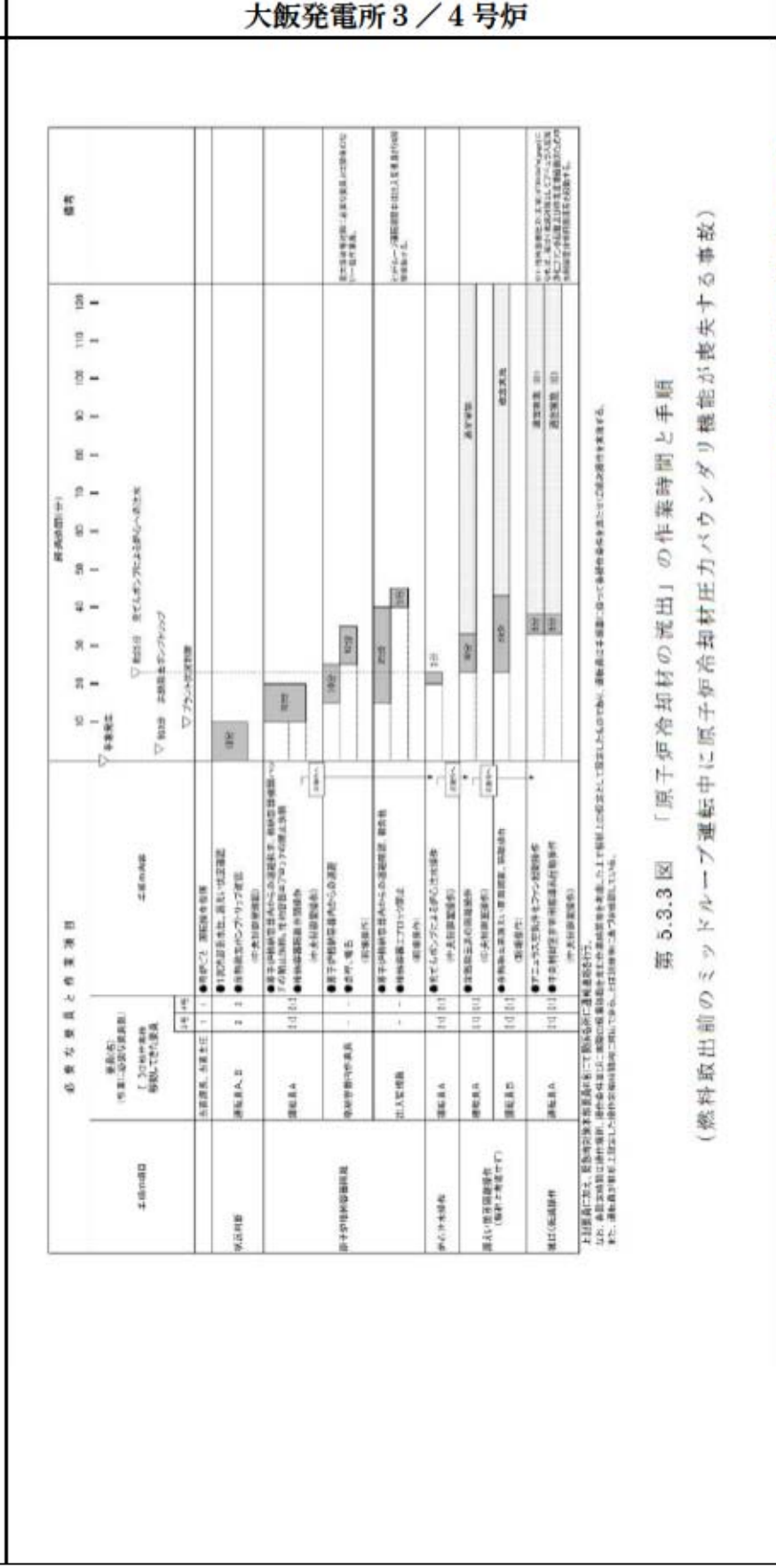
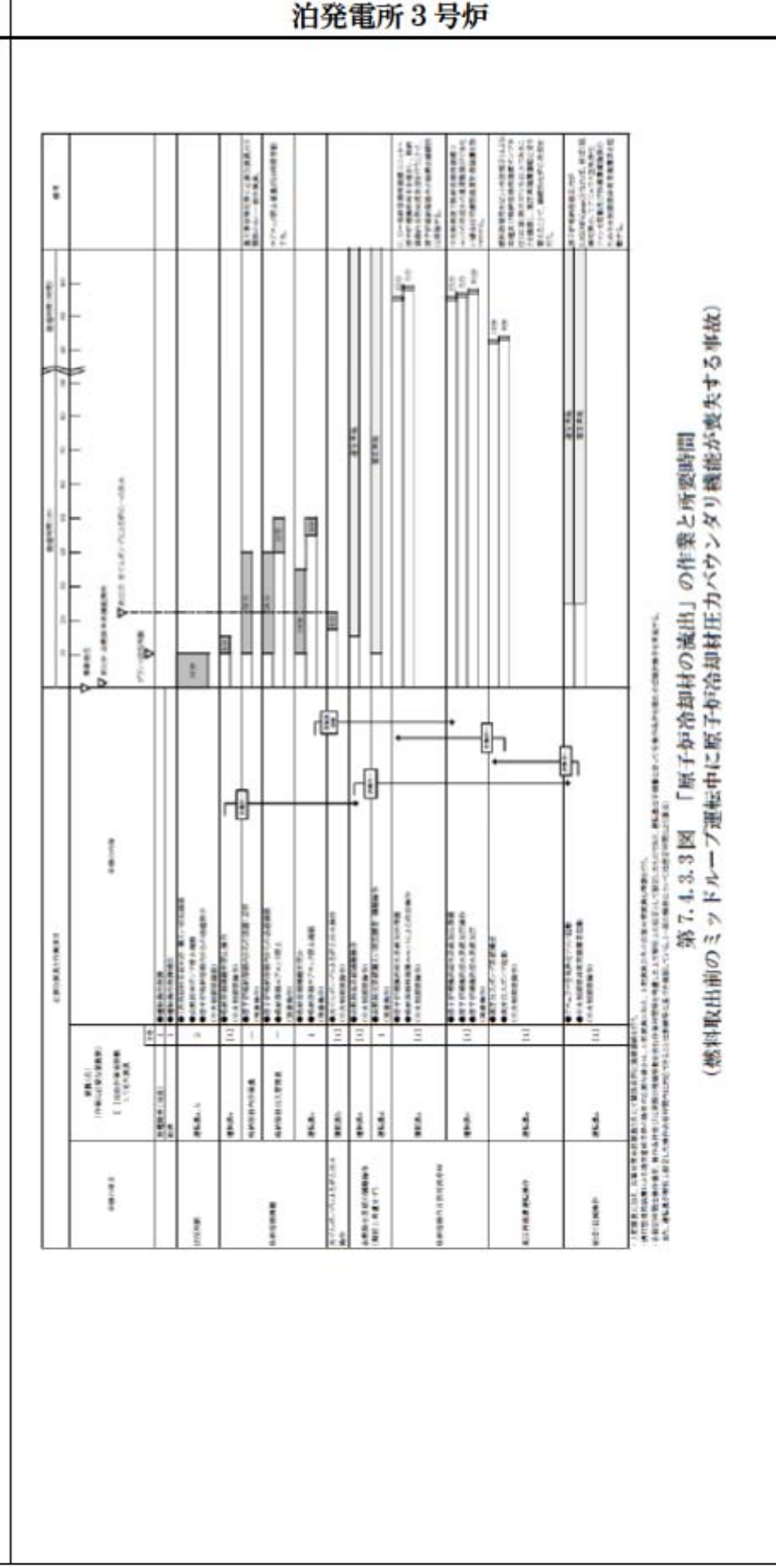
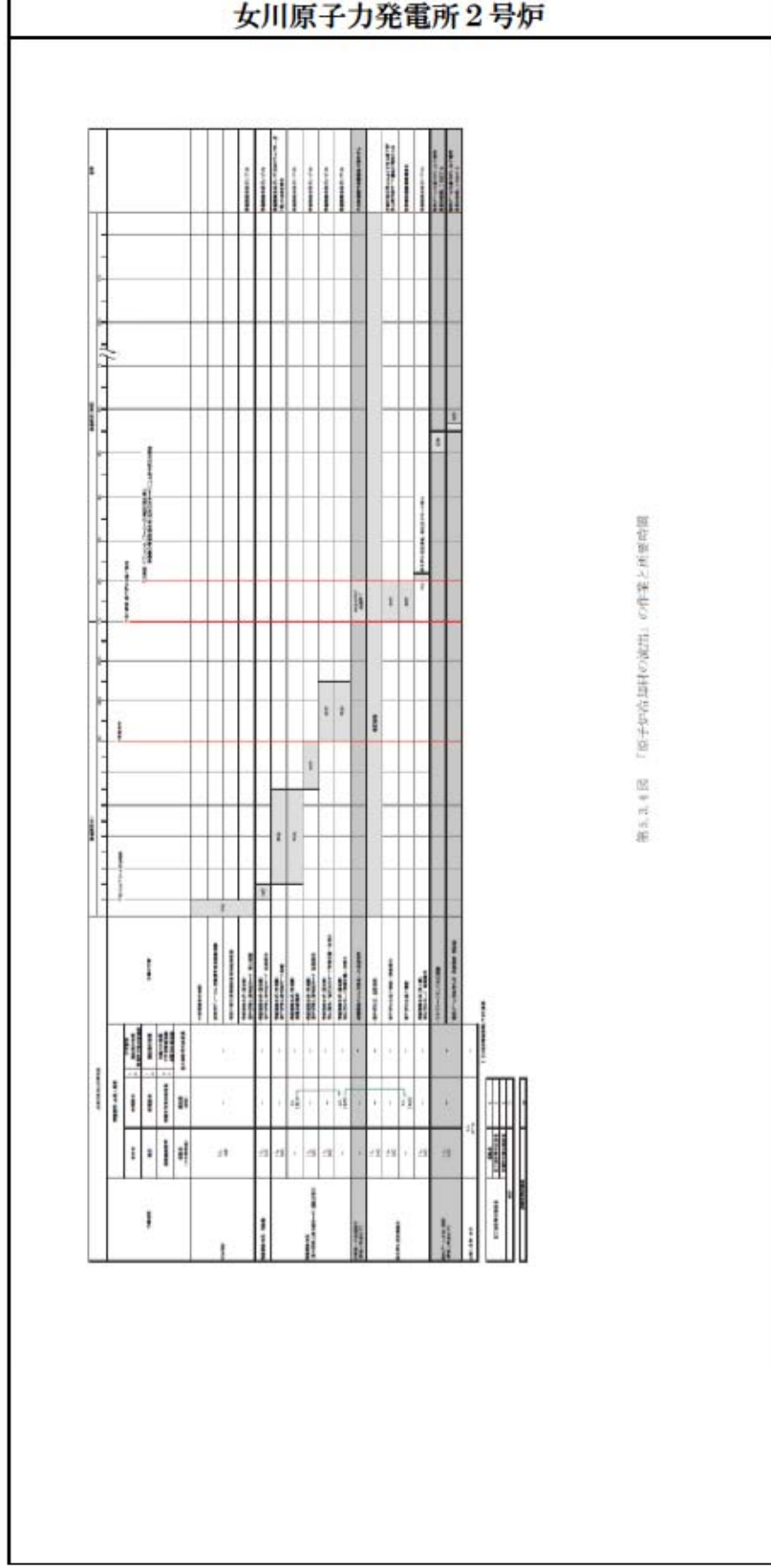
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.4.3 原子炉冷却材の流出

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<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>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>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>対応手順の相違 ・詳細な対応手順は異なるが、冷却材の流出を確認し、原子炉へ注水するという点では、泊も女川も同様</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）

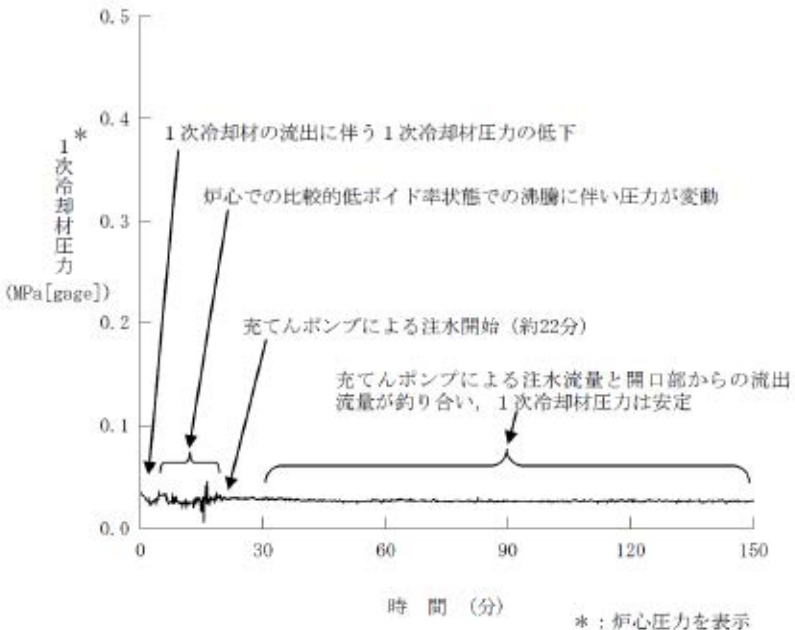
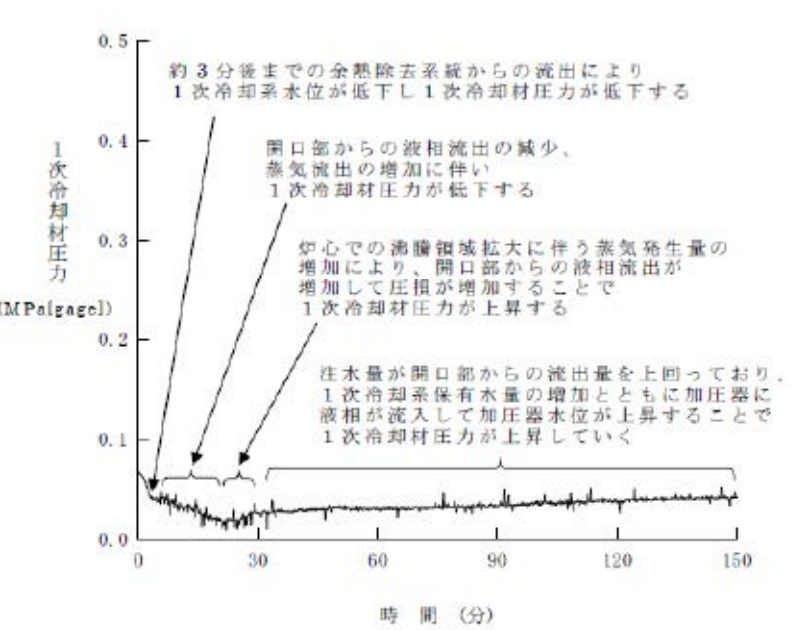
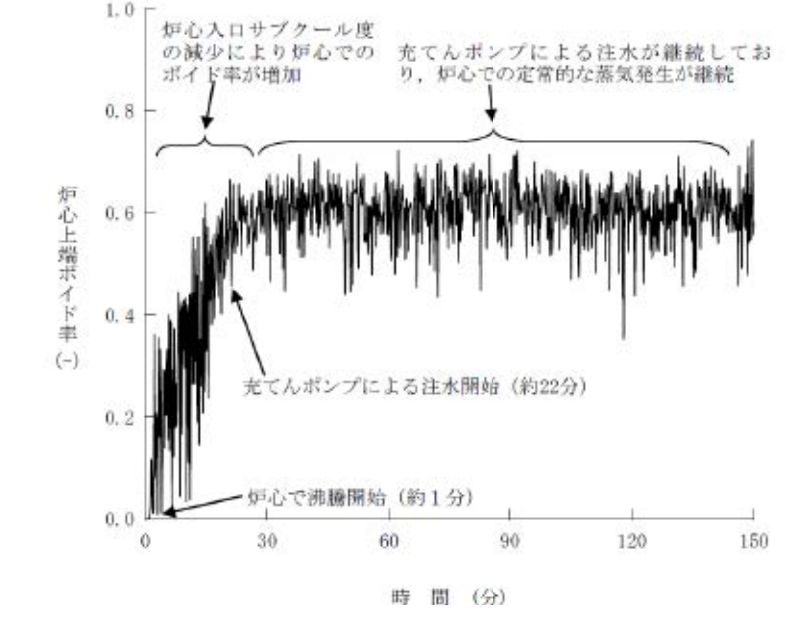
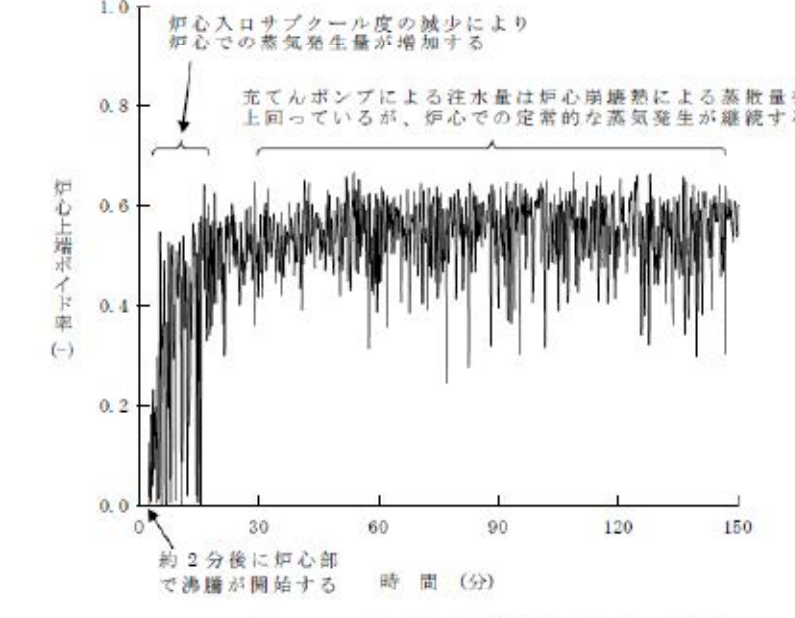
7.4.3 原子炉冷却材の流出



作業等の相違
 ・作業と所要時間は異なるが、放射線の遮蔽を維持できる水位まで水位が低下する前に注水できる点は、泊も女川も同様

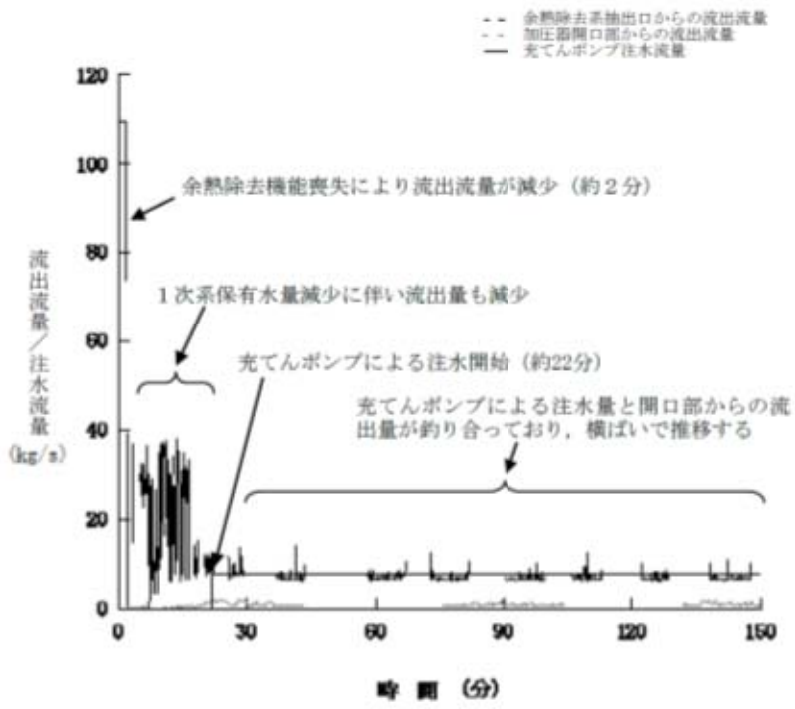
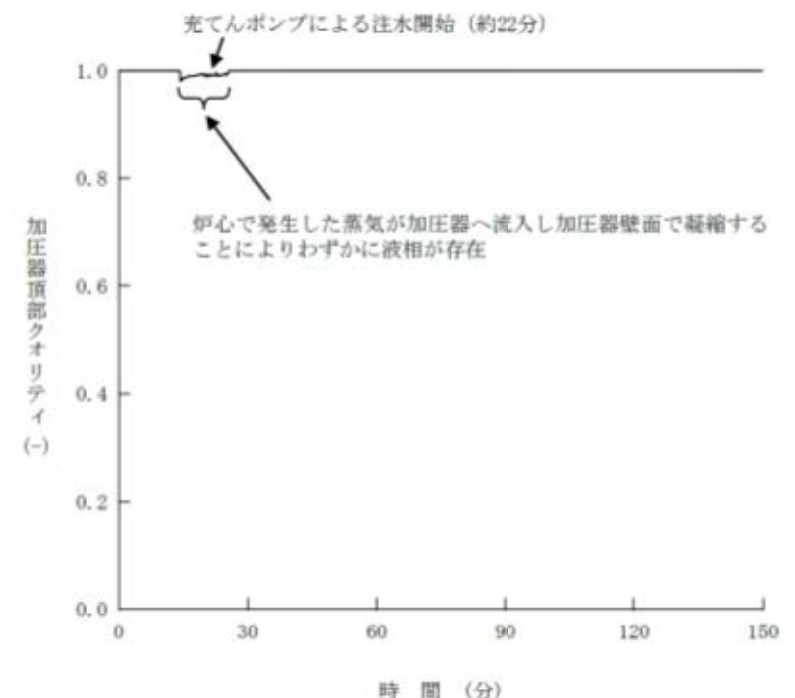
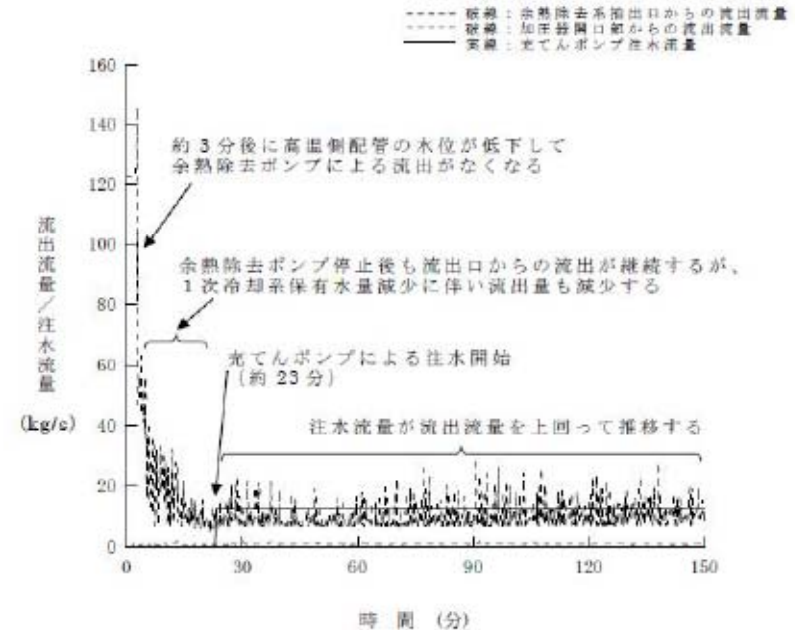
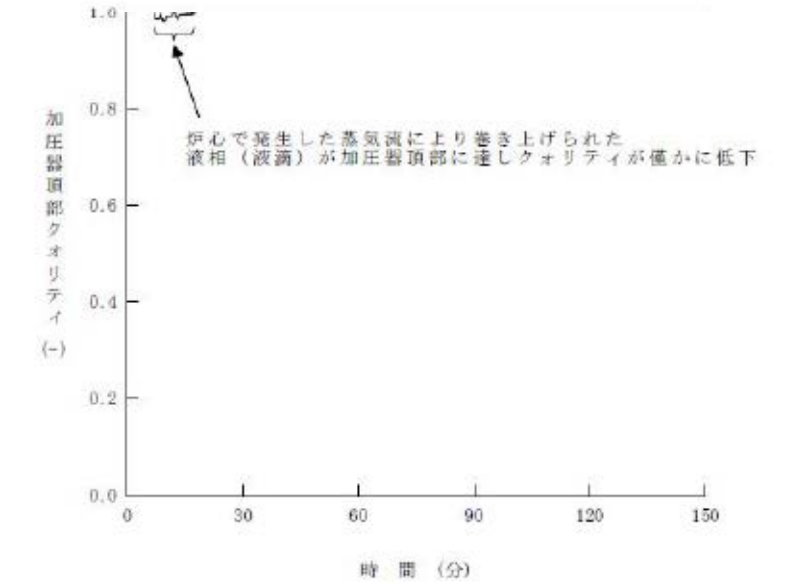
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.4.3 原子炉冷却材の流出

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	 <p>第7.4.3.4図 1次冷却材圧力の推移</p>	 <p>第5.3.4図 1次冷却材圧力の推移</p>	<p>以降、炉心解析を実施していないため大飯と比較</p> <p>【大飯】 解析結果の相違</p> <p>解析結果の相違</p>
	 <p>第7.4.3.5図 炉心上端ボイド率の推移</p>	 <p>第5.3.5図 炉心上端ボイド率の推移</p>	

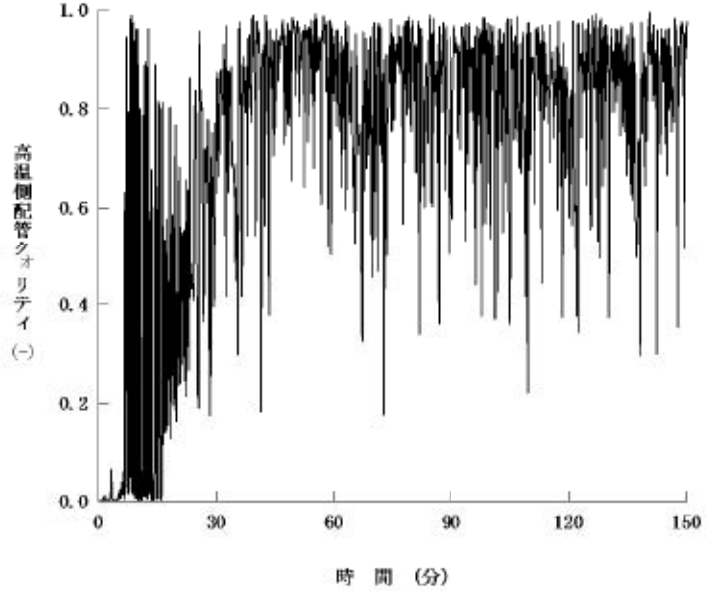
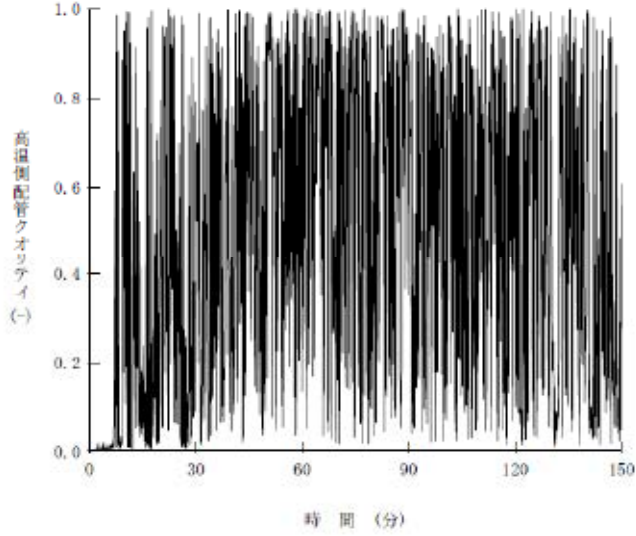
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.4.3 原子炉冷却材の流出

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	 <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>第7.4.3.7図 加圧器頂部クオリティの推移</p>	 <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5.3.7図 加圧器頂部クオリティの推移</p>	<p>【大飯】 解析結果の相違</p> <p>解析結果の相違</p>

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

7.4.3 原子炉冷却材の流出

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	 <p data-bbox="1032 1415 1745 1444">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="1843 1346 2546 1375">第5.3.8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="2614 810 2772 884">【大飯】 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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>第5.3.5図 原子炉水位の推移</p>	<p>第7.4.3.9図 原子炉容器内水位の推移</p>	<p>第5.3.9図 原子炉容器内水位の推移</p>	<p>【大飯】 解析結果の相違</p>
	<p>第7.4.3.10図 1次系保有水量の推移</p>	<p>第5.3.10図 1次冷却系保有水量の推移</p>	<p>解析結果の相違</p>

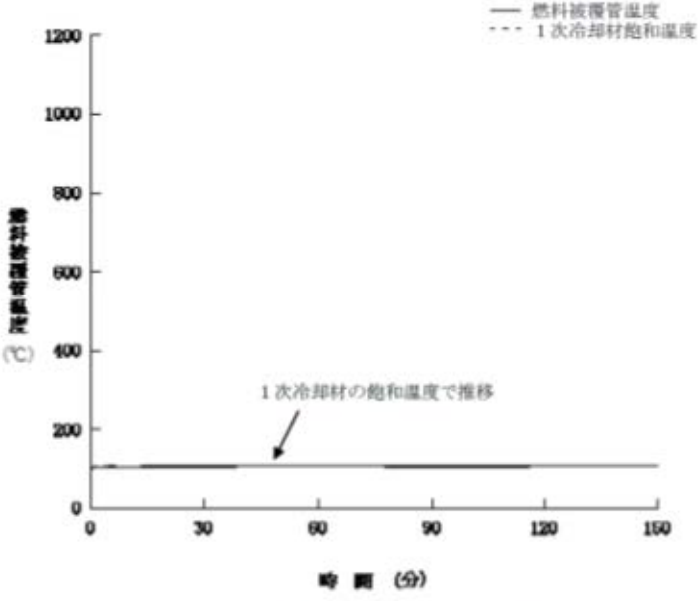
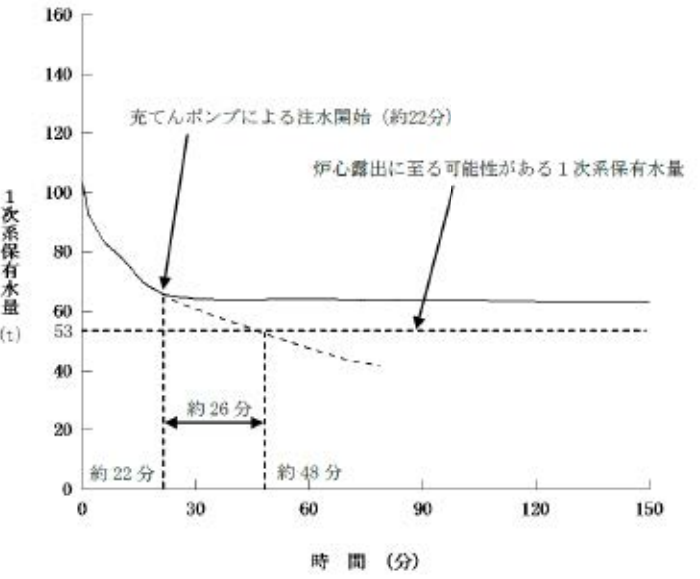
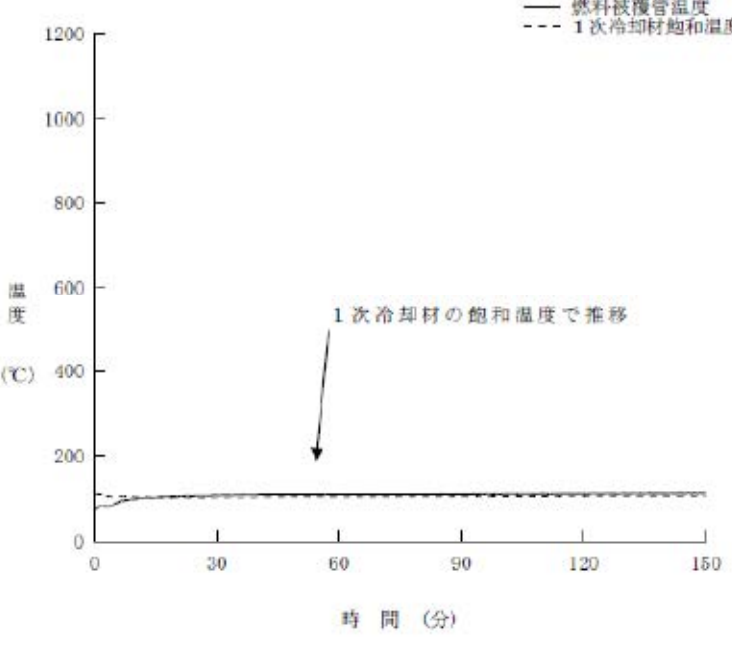
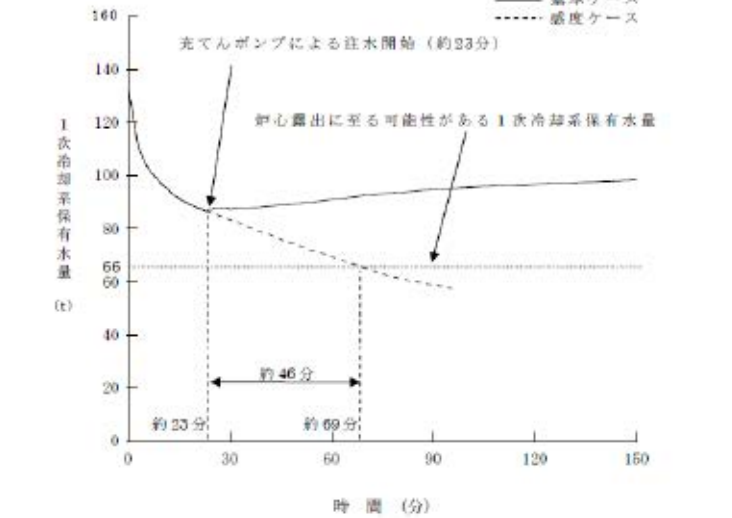
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.4.3 原子炉冷却材の流出

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	<p>第7.4.3.11図 加圧器水位の推移</p> <p>第7.4.3.12図 1次冷却材温度の推移</p>	<p>第5.3.11図 加圧器水位の推移</p> <p>第5.3.12図 1次冷却材温度の推移</p>	<p>【大飯】 解析結果の相違</p> <p>解析結果の相違</p>

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

7.4.3 原子炉冷却材の流出

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	 <p>第7.4.3.13図 燃料被覆管温度の推移</p>  <p>第7.4.3.14図 1次系保有水量の推移 (炉心注水操作開始の時間余裕確認)</p>	 <p>第5.3.13図 燃料被覆管温度の推移</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>【大飯】 解析結果の相違</p> <p>解析結果の相違</p>

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

7.4.3 原子炉冷却材の流出

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>第5.3.6図 原子炉水位と線量率</p>			<p>評価方法の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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を上回ることはないことを説明している ・評価項目を満足している点では泊も女川も同様