

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE716-9 r.5.0
提出年月日	令和4年12月9日

## 泊発電所3号炉

### 重大事故等対策の有効性評価 比較表

#### 7.1.6 ECCS注水機能喪失

令和4年12月  
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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
<b>比較結果等をとまとめた資料</b>				
<b>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)</b>				
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. 大阪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. 大阪3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし				
b. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : 下記1件				
・女川の審査会合の指摘事項への対応として、水素化物再配向による有効性評価への影響に関する添付資料を追加（添付資料7.1.6.13）【比較表 P20,24,27】				
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				
<b>2. 大阪3/4号炉・高浜3/4号炉まとめ資料との比較結果の概要</b>				
2-1) 比較表の構成について				
・泊と大阪、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」欄に差異理由を記載しているプラントを【大阪】【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	大阪発電所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	原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、非常用炉心冷却設備による炉心への注水機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、1次冷却系保有水量が減少することで炉心の冷却能力が低下し、炉心損傷に至る。			相違なし

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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
<b>2-3) 有効性評価の主な項目 (2/2)</b>				
項目	大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
炉心損傷防止対策	炉心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、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次冷却系強制冷却、余熱除去ポンプによる低圧注入、並びに恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を整備する。 また、長期的な冷却を可能とするため、余熱除去ポンプによる低圧再循環及び格納容器スプレイポンプによる代替再循環を整備する。	炉心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、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却、余熱除去ポンプによる低圧注入、並びに恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を整備する。 また長期的な冷却を可能とするため、余熱除去ポンプによる低圧再循環及び格納容器スプレイポンプによる代替再循環を整備する。	炉心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、 <b>初期の対策として補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次冷却系強制冷却</b> 、余熱除去ポンプによる低圧注入を整備し、安定状態に向けた対策として、 <b>余熱除去ポンプを用いた低圧再循環による炉心冷却を継続する</b> 。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器除熱手段を整備する。	記載方針の相違 ・泊も同様の手順を整備しているが優先度が低く、有効性評価としては炉心損傷防止対策として優先度の最も高い余熱除去系を用いた評価を行っているため、大阪・高浜のような記載は行わない（伊方・玄海と同様）
重要事故シーケンス	「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」			差異なし
有効性評価の結果 (評価項目等) a. 6インチ破断 (上段) b. 4インチ破断 (中段) c. 2インチ破断 (下段)	<b>燃料被覆管温度</b> ：事象発生約 22 分後に約 581℃に到達した後に再冠水することで低下することから、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は 0.1%未満にとどまることから、15%以下となる。	<b>燃料被覆管温度</b> ：炉心は冠水状態にあることから初期値 (約 380℃) 以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。	<b>燃料被覆管温度</b> ：炉心は冠水状態にあることから初期値 (約 380℃) を上回ることなく、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり、15%以下となる。	解析結果の相違 ・大阪は炉心が一時的に露出するため燃料被覆管温度が上昇する
	<b>燃料被覆管温度</b> ：事象発生約 16 分後に約 891℃に到達した後に再冠水することで低下することから、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は約 1.7%にとどまることから、15%以下となる。	<b>燃料被覆管温度</b> ：事象発生約 14 分後に約 731℃に到達した後に再冠水することで低下することから、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は約 0.1%にとどまることから、15%以下となる。	<b>燃料被覆管温度</b> ：事象発生約 17 分後に約 688℃に到達した後に再冠水することで低下することから、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり、15%以下となる。	解析結果の相違
	<b>燃料被覆管温度</b> ：炉心は冠水状態にあることから初期値 (約 390℃) 以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。	<b>燃料被覆管温度</b> ：事象発生約 58 分後に約 496℃に到達した後に再冠水することで低下することから、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は 0.1%未満にとどまることから、15%以下となる。	<b>燃料被覆管温度</b> ：炉心は冠水状態にあることから初期値 (約 380℃) を上回ることなく、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり、15%以下となる。	解析結果の相違 ・高浜は炉心が一時的に露出するため燃料被覆管温度が上昇する

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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
------------	------------	-------------	---------	------

2-4) 主な相違

項目	大阪発電所3/4号炉	高浜発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
炉心露出に至る破断サイズ	6インチ破断及び4インチ破断	4インチ破断及び2インチ破断	4インチ破断	解析結果の相違 ・泊の低圧注入系は注入初期の1次冷却材圧力が比較的高い状態での注入流量が多い特性であるため、2、6インチ破断のケースは炉心露出しない

2-5) 相違理由の省略

相違理由	大阪発電所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	高圧注入ポンプ	充てん/高圧注入ポンプ	高圧注入ポンプ	-
	燃料取替用水ビット	燃料取替用水タンク	燃料取替用水ビット	-
	格納容器スプレイ設備	格納容器スプレイ設備	原子炉格納容器スプレイ設備	-
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)
	2次冷却系	2次系	2次冷却系	(大飯と同様)
	閉操作	閉止	閉操作	(大飯と同様)
	開操作	開放	開操作	(大飯と同様)
	低下	低下	減少	1次冷却系の保有"水量"に対して低下ではなく減少がより適正と判断
	蒸散	蒸散	蒸発	泊では「蒸発」で統一

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>2.6 ECCS 注水機能喪失</p> <p>2.6.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策</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「ECCS 注水機能喪失」において、炉心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、「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」及び「小破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心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「ECCS 注水機能喪失」では、原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、非常用炉心冷却設備による炉心への注水機能が喪失する。このため、緩和措置がとられない場合には、1 次冷却系保有水量が減少することで炉心の冷却能力が低</p>	<p>2.6 ECCS 注水機能喪失</p> <p>2.6.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策</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「ECCS 注水機能喪失」において、炉心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、「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」、「小破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」及び「極小 LOCA 時に充てん注入機能又は高圧注入機能が喪失する事故」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心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「ECCS 注水機能喪失」では、原子炉の出力運転中に、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生するとともに、非常用炉心冷却設備による炉心への注水機能が喪失する。このため、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の冷却能力が低下し、</p>	<p>2.6 LOCA 時注水機能喪失</p> <p>2.6.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策</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「LOCA 時注水機能喪失」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「小破断 LOCA + 高圧注水失敗 + 低圧 ECCS 失敗」、②「小破断 LOCA + 高圧注水失敗 + 原子炉自動減圧失敗」、③「中破断 LOCA + HPCS 失敗 + 低圧 ECCS 失敗」及び④「中破断 LOCA + HPCS 失敗 + 原子炉自動減圧失敗」である。</p> <p>また、事故シーケンスグループ「崩壊熱除去機能喪失」からも LOCA を起因とする事故シーケンスとして、⑤「小破断 LOCA + 崩壊熱除去失敗」、⑥「中破断 LOCA + 崩壊熱除去失敗」及び⑦「大破断 LOCA + 崩壊熱除去失敗」が抽出された。</p> <p>なお、大破断 LOCA のように破断規模が一定の大きさを超える場合は、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止対策の有効性が確認できないため、格納容器破損防止対策を講じて、その有効性を確認する。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心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「LOCA 時注水機能喪失」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失することを想定する。このため、破断箇所から原子炉冷却材が流出し、原子炉水位が低下することから、緩和措置がとられない場</p>	<p>7.1.6 ECCS 注水機能喪失</p> <p>7.1.6.1 事故シーケンスグループの特徴、炉心損傷防止対策</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「ECCS 注水機能喪失」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、「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」及び「小破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」である。</p> <p>(2) 事故シーケンスグループの特徴及び炉心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「ECCS 注水機能喪失」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後、高圧注入機能が喪失することを想定する。このため、破断箇所から1 次冷却材が流出し、原子炉容器内水位が低下することから、緩和措置がとられない場合には、原子炉</p>	<p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映）</p> <p>【高浜】 設計の相違 ・泊は高圧注入ポンプと充てんポンプが独立しており、極小 LOCA を起因事象とした事故シーケンスは想定しないため事故シーケンスが異なる（大阪と同様）</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

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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="235 172 448 194">下し、炉心損傷に至る。</p> <p data-bbox="235 1193 589 1350">したがって、本事故シナシグループでは、2次冷却系を強制的に減圧することにより、1次冷却系を減温、減圧し、炉心注水を行うことにより、炉心損傷を防止する。</p> <p data-bbox="235 1394 589 1453">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り除熱を行</p>	<p data-bbox="698 172 848 194">炉心損傷に至る。</p> <p data-bbox="698 1193 1052 1350">したがって、本事故シナシグループでは、2次系を強制的に減圧することにより、1次系を減温、減圧し、炉心注水を行うことにより、炉心損傷を防止する。</p> <p data-bbox="698 1394 1052 1453">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り除熱を行</p>	<p data-bbox="1164 172 1518 328">合には、原子炉水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。また、低圧注水機能喪失を想定することから、併せて残留熱除去系機能喪失に伴う崩壊熱除去機能喪失等を想定する。</p> <p data-bbox="1164 341 1518 635">本事故シナシグループは、小破断LOCA又は中破断LOCAが発生し、同時に高圧及び低圧の注水機能を喪失したことによって炉心損傷に至る事故シナシグループである。このため、重大事故等対策の有効性評価には、小破断LOCA又は中破断LOCA発生時の低圧注水機能又は低圧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。</p> <p data-bbox="1164 647 1518 1177">ここで、小破断LOCA又は中破断LOCA発生後に高圧・低圧注水機能喪失が生じた際の状態を想定すると、事象発生後、重大事故等対処設備によって高圧注水を実施して炉心損傷を防止する場合よりも、高圧注水に期待せず、原子炉を減圧し、低圧注水に移行して炉心損傷を防止する場合の方が、原子炉の減圧により原子炉圧力容器内の保有水量が減少し、原子炉水位がより早く低下することから、事故対応として厳しいと考えられる。このことから、本事故シナシグループにおいては、高圧注水機能に期待せず、原子炉の減圧後、低圧注水に移行して炉心損傷を防止する対策の有効性を評価することとする。</p> <p data-bbox="1164 1190 1518 1382">したがって、本事故シナシグループでは、逃がし安全弁の手动開操作により原子炉を減圧し、原子炉減圧後に低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。</p> <p data-bbox="1164 1394 1518 1453">また、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却、原</p>	<p data-bbox="1630 172 1984 231">容器内水位の低下により炉心が露出し、炉心損傷に至る。</p> <p data-bbox="1630 341 1984 635">本事故シナシグループは、小破断LOCA又は中破断LOCAが発生し、同時に高圧注水機能を喪失したことによって炉心損傷に至る事故シナシグループである。このため、重大事故等対策の有効性評価には、小破断LOCA又は中破断LOCA発生時の低圧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。</p> <p data-bbox="1630 1193 1984 1385">したがって、本事故シナシグループでは、2次冷却系を強制的に減圧することにより、1次冷却系を減温、減圧し、余熱除去ポンプを用いた炉心注水により炉心を冷却することによって炉心損傷の防止を図る。</p> <p data-bbox="1630 1398 1984 1453">また、原子炉格納容器の圧力が上昇した場合は原子炉格納容器スプレイ作動</p>	<p data-bbox="2002 341 2132 432">【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p data-bbox="2002 1294 2132 1385">【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p data-bbox="2002 1398 2132 1453">【大阪、高浜】 記載方針の相違（女</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>う。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」における機能喪失に対して、炉心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、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次冷却系強制冷却、余熱除去ポンプによる低圧注入、並びに恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を整備する。また、長期的な冷却を可能とするため、余熱除去ポンプによる低圧再循環及び格納容器スプレイポンプによる代替再循環を整備する。</p> <p>対策の概略系統図を第2.6.1図に、対応手順の概要を第2.6.2図から第2.6.5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2.6.1表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループのうち、「2.6.2(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18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>う。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」における機能喪失に対して、炉心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、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却、余熱除去ポンプによる低圧注入、並びに恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を整備する。また長期的な冷却を可能とするため、余熱除去ポンプによる低圧再循環及び格納容器スプレイポンプによる代替再循環を整備する。</p> <p>対策の概略系統図を第2.6.1.1図に、対応手順の概要を第2.6.1.2図から第2.6.1.5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2.6.1.1表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループのうち、「2.6.2(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18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>子炉格納容器フィルタベント系及び耐圧強化ベント系による格納容器除熱を実施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」における機能喪失に対して、炉心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、初期の対策として低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉注水手段を整備し、安定状態に向けた対策として、逃がし安全弁（自動減圧機能）を維持することで、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による炉心冷却を継続する。また、格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却手段、原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱手段を整備する。</p> <p>これらの対策の概略系統図を第2.6.1図から第2.6.3図に、手順の概要を第2.6.4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2.6.1表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループの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策要員で構成され、合計30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5名</p>	<p>信号により、原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器除熱を実施する。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」における機能喪失に対して、炉心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、初期の対策として補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次冷却系強制冷却、余熱除去ポンプによる低圧注入を整備し、安定状態に向けた対策として、余熱除去ポンプを用いた低圧再循環による炉心冷却を継続する。また、原子炉格納容器の健全性を維持するため、安定状態に向けた対策として原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器除熱手段を整備する。</p> <p>これらの対策の概略系統図を第7.1.6.1図に、手順の概要を第7.1.6.2図から第7.1.6.4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7.1.6.1表に示す。</p> <p>本事故シーケンスグループの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・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</p>	<p>【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】 記載方針の相違 ・泊も同様の手順を整備しているが優先度が低く、有効性評価としては炉心損傷防止対策として優先度の最も高い冷却系を用いた評価を行っているため、大阪・高浜のような記載は行わない（伊方・玄海と同様）</p> <p>【大阪、高浜】 体制の相違 ・要員体制の差異</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）

7.1.6 ECCS注水機能喪失

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10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2.6.6図から第2.6.8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、18名で対処可能である。</p> <p>a. プラントトリップの確認                  事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。                  また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。</p> <p>プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。</p> <p>b. 安全注入シーケンス作動状況の確認                  「安全注入作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。</p> <p>安全注入シーケンス作動状況の確認に必要な計装設備は、高圧注入流量等である。</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10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2.6.1.6図から第2.6.1.8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、18名で対処可能である。</p> <p>a. プラントトリップの確認                  事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。                  また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。</p> <p>プラントトリップの確認に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。</p> <p>b. 安全注入シーケンス作動状況の確認                  「安全注入作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。</p> <p>安全注入シーケンス作動状況の確認に必要な計装設備は、高圧安全注入流量等である。</p>	<p>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名及び現場操作を行う重大事故等対応要員は17名である。必要な要員と作業項目について第2.6.5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、30名で対処可能である。</p> <p>a. 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認                  原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生と同時に外部電源喪失及び非常用ディーゼル発電機等が全て機能喪失し全交流動力電源喪失となり、原子炉がスクラムしたことを確認する。                  原子炉のスクラムを確認するために必要な計装設備は、平均出力領域モニターである。</p> <p>b. 高圧・低圧注水機能喪失確認                  原子炉スクラム後、原子炉水位は低下し続け、原子炉水位低（レベル2）で原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系、原子炉水位低（レベル1）で低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）の自動起動信号が発生するが全て機能喪失していることを確認する。                  高圧・低圧注水機能喪失を確認するために必要な計装設備は、各系統のポンプ出口流量等である。</p>	<p>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7.1.6.5図から第7.1.6.7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. プラントトリップの確認                  事象の発生に伴い、原子炉トリップ及びタービントリップを確認する。                  また、非常用母線及び常用母線の電圧を確認し、所内電源及び外部電源喪失の有無を判断する。</p> <p>プラントトリップを確認するために必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。</p> <p>b. 安全注入シーケンス作動状況の確認                  「ECCS 作動」警報により非常用炉心冷却設備作動信号が発信し、安全注入シーケンスが作動していることを確認する。</p> <p>安全注入シーケンス作動状況を確認するために必要な計装設備は、高圧注入流量等である。</p>	<p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【高浜】 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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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. 1次冷却材の漏えいの判断</p> <p>加圧器圧力及び水位の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エリアモニタの上昇等により1次冷却材の漏えいの判断を行う。</p> <p>1次冷却材の漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。</p> <p>d. 高圧注入系の機能喪失の判断</p> <p>高圧注入ポンプトリップ等による運転不能又は、高圧注入流量が確認できない場合は、高圧注入系の機能喪失と判断する。</p> <p>非常用炉心冷却設備作動を伴う1次冷却材漏えい時に、すべての高圧注入系が動作しない場合は、2次冷却系強制冷却を行う。</p> <p>高圧注入系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、高圧注入流量等である。</p> <p>e. 高圧注入系の機能喪失時の対応</p> <p>高圧注入系の機能喪失時の対応操作として、高圧注入系回復操作、充て</p>	<p>c. 1次冷却材の漏えいの判断</p> <p>加圧器圧力・水位の低下、原子炉格納容器圧力・温度の上昇、格納容器サンプ・格納容器再循環サンプ水位の上昇及び格納容器内エリアモニタの上昇等により1次冷却材の漏えいの判断を行う。</p> <p>1次冷却材の漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。</p> <p>d. 高圧注入系の機能喪失の判断</p> <p>充てん/高圧注入ポンプトリップ等による運転不能又は、高圧安全注入流量が確認できない場合は、高圧注入系の機能喪失と判断する。</p> <p>非常用炉心冷却設備作動を伴う1次冷却材漏えい時に、すべての高圧注入系が動作しない場合は、2次系強制冷却を行う。</p> <p>高圧注入系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、高圧安全注入流量等である。</p> <p>e. 高圧注入系の機能喪失時の対応</p> <p>高圧注入系の機能喪失時の対応操作として、高圧注入系回復操作、充て</p>	<p>c. 早期の電源回復不能判断及び対応準備</p> <p>中央制御室からの操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用高圧母線(6.9kV)の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。これにより、常設代替交流電源設備、大容量送水ポンプ(タイプI)、原子炉補機代替冷却水系及び低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)の準備を開始する。</p> <p>d. 逃がし安全弁による原子炉急速減圧</p> <p>高圧・低圧注水機能喪失の確認及び常設代替交流電源設備による交流電源供給後、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水の準備として、中央制御室からの遠隔操作により必要な電動弁操作(復水貯蔵タンク常用、非常用給水管連絡ライン止め弁の開操作及びバイパス流防止のため緊急時隔離弁等の閉操作)による系統構成及び復水移送ポンプ2台の起動を行う。また、原子炉注水に必要な電動弁(残留熱除去系注入隔離弁等)が開動作可能であることを確認する。</p> <p>低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水の準備が完了後、中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁(自動減圧機能)6個を手動開操作し原子炉を急速減圧する。</p> <p>原子炉急速減圧を確認するために必要な計装設備は、原子炉圧力等である。</p> <p>e. 低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による原子炉注水</p> <p>逃がし安全弁による原子炉急速減圧</p>	<p>c. 1次冷却材の漏えいの判断</p> <p>加圧器圧力及び水位の低下、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇、格納容器サンプ及び格納容器再循環サンプ水位の上昇、格納容器内エリアモニタの上昇等により1次冷却材の漏えいの判断を行う。</p> <p>1次冷却材の漏えいの判断に必要な計装設備は、加圧器水位等である。</p> <p>d. 高圧注入系の機能喪失の判断</p> <p>高圧注入ポンプトリップ等による運転不能又は高圧注入流量が確認できない場合は、高圧注入系の機能喪失と判断する。</p> <p>非常用炉心冷却設備作動を伴う1次冷却材漏えい時に、すべての高圧注入系が動作しない場合は、2次冷却系強制冷却を行う。</p> <p>高圧注入系の機能喪失の判断に必要な計装設備は、高圧注入流量等である。</p> <p>e. 高圧注入系の機能喪失時の対応</p> <p>高圧注入系の機能喪失時の対応操作として、高圧注入系回復操作、充て</p>	<p>相違理由</p> <p>【高浜】 設備名称の相違</p> <p>【高浜】 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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>ん系による注水操作及び恒設代替低圧注水ポンプの準備を行う。</p> <p>f. 蒸気発生器2次側による炉心冷却                      1次冷却系からの漏えい量低減、蓄圧注入の促進及び余熱除去ポンプによる低圧注入開始を期待して、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器2次側による1次冷却系の減温、減圧を行う。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却</p>	<p>ん系による注水操作及び恒設代替低圧注水ポンプの準備を行う。                      （添付資料 2.6.1）</p> <p>f. 蒸気発生器2次側による炉心冷却                      1次系からの漏えい量低減、蓄圧注入の促進及び余熱除去ポンプによる低圧注入開始を期待して、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を全開にし、蒸気発生器2次側による1次系の減温、減圧を行う。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却</p>	<p>により、原子炉圧力が低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の系統圧力を下回ると、原子炉注水が開始され、原子炉水位が回復する。</p> <p>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水を確認するために必要な計装設備は、原子炉水位（広帯域）、原子炉水位（燃料域）、残留熱除去系洗浄ライン流量（残留熱除去系ヘッドスプレイライン洗浄流量）等である。</p> <p>原子炉水位回復後は、原子炉水位を原子炉水位低（レベル3）から原子炉水位高（レベル8）の間で維持する。</p> <p>f. 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却                      崩壊熱除去機能を喪失しているため、格納容器圧力及び温度が上昇する。                      格納容器圧力が0.384MPa[gage]に到達した場合又はドライウェル雰囲気温度が171℃に接近した場合は、中央制御室からの遠隔操作により格納容器へのスプレイ開始に必要な電動弁（残留熱除去系格納容器スプレイ隔離弁）の開操作及び屋外での手動操作にて格納容器へのスプレイ流量調整に必要な手動弁（格納容器スプレイ弁）の流量調整操作により大容量送水ポンプ（タイプI）を用いた原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却を実施する。</p> <p>原子炉格納容器代替スプレイ冷却系</p>	<p>ん系による注水操作及び格納容器水素イグナイタの起動を行う。</p> <p>f. 格納容器水素イグナイタの動作状況確認                      格納容器水素イグナイタの運転状態を、格納容器水素イグナイタ温度の温度指示の上昇により確認する。</p> <p>g. 蒸気発生器2次側による炉心冷却                      1次冷却系からの漏えい量低減、蓄圧注入の促進及び余熱除去ポンプによる低圧注入開始を期待して、中央制御室にて主蒸気逃がし弁を開操作し、蒸気発生器2次側による1次冷却系の減温、減圧を行う。</p> <p>蒸気発生器2次側による炉心冷却</p>	<p>【大阪、高浜】                      設計の相違                      ・大阪、高浜はイグナイタが自動起動するが、泊は起動操作が必要であるため動作状況の確認内容を記載（伊方と同様）                      ・大阪・高浜の恒設代替低圧注水ポンプの準備に関する相違理由は伊方のとおり</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。</p> <p>g. 蓄圧注入系動作の確認及び蓄圧タンク出口弁閉操作                      1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。                      蓄圧注入開始後、1次冷却材圧力計指示が 0.6MPa[gage]となれば蓄圧タンクから1次冷却系への窒素流入防止の為、蓄圧タンク出口弁を閉操作する。                      蓄圧注入系動作の確認及び蓄圧タンク出口弁閉操作に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。                      （添付資料2.2.5）</p> <p>h. 炉心注水開始の確認                      1次冷却材圧力の低下に伴い、余熱除去ポンプによる低圧注入が開始されることを確認する。                      余熱除去ポンプによる低圧注入開始の確認に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。                      低圧注入系動作不能を確認した場合は、恒設代替低圧注水ポンプの準備が完了次第、燃料取替用水ビットを水</p>	<p>に必要な計装設備は、1次冷却材高温側温度（広域）等である。</p> <p>g. 蓄圧注入系動作の確認及び蓄圧タンク出口弁閉止                      1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。                      蓄圧注入開始後、1次冷却材圧力計指示が 0.6MPa[gage]となれば蓄圧タンクから1次系への窒素流入防止の為、蓄圧タンク出口弁を閉止する。                      蓄圧注入系動作の確認及び蓄圧タンク出口弁閉止に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。                      （添付資料2.2.6）</p> <p>h. 炉心注水開始の確認                      1次冷却材圧力の低下に伴い、余熱除去ポンプによる低圧注入が開始されることを確認する。                      余熱除去ポンプによる低圧注入開始の確認に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。                      低圧注入系動作不能を確認した場合は、恒設代替低圧注水ポンプの準備が完了次第、燃料取替用水タンクを水</p>	<p>（可搬型）による格納容器冷却を確認するために必要な計装設備は、ドライウエル圧力、圧力抑制室圧力、原子炉格納容器代替スプレイ流量等である。                      原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却時に、格納容器圧力が0.284MPa[gage]まで降下した場合又は外部水源注水量限界（サブプレッションプール水位が通常運転水位+約2m）に到達した場合は、中央制御室からの遠隔操作により格納容器冷却を停止する。</p> <p>g. 原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱                      原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱の準備として、格納容器圧力 0.384MPa[gage] (0.9Pd) 到達により原子炉格納容器第二隔離弁（FCYSベントライン隔離弁）を中央制御室からの遠隔操作により開操作する。                      外部水源注水量限界（サブプレッションプール水位が通常運転水位+約2m）に到達した場合、中央制御室からの遠隔操作により原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却を停止する。原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却の停止後、格納容器圧力は徐々に上昇する。格納容器圧力が 0.427MPa[gage] (1Pd) に到達した場合、原子炉格納容器第一隔離弁（S/C ベント用出口隔離弁）を中央制御室からの遠隔操作によって全開操作することで、サブプレッションチェンバ側からの原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱を実施する。                      原子炉格納容器フィルタベント系等</p>	<p>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. 蓄圧注入系動作の確認及び蓄圧タンク出口弁閉操作                      1次冷却材圧力の低下に伴い、蓄圧注入系が動作することを確認する。                      蓄圧注入開始後、1次冷却材圧力（広域）指示が 0.6MPa[gage]となれば蓄圧タンクから1次冷却系への窒素流入防止のため、蓄圧タンク出口弁を閉操作する。                      蓄圧注入系動作の確認及び蓄圧タンク出口弁閉操作に必要な計装設備は、1次冷却材圧力（広域）等である。                      （添付資料7.1.2.6）</p> <p>i. 炉心注水開始の確認                      1次冷却材圧力の低下に伴い、余熱除去ポンプによる低圧注入が開始されることを確認する。                      余熱除去ポンプによる低圧注入開始を確認するために必要な計装設備は、低圧注入流量等である。</p>	<p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 設備名称の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違</p> <p>・相違理由について</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>源とした恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を行う。</p> <p>i. 燃料取替用水ピット補給操作                      低圧注入の開始により、燃料取替用水ピットの水位が低下し補給が必要であれば、燃料取替用水ピットの補給操作を行う。</p> <p>j. 再循環自動切換の確認                      燃料取替用水ピット水位低下により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%）以下になれば、非常用炉心冷却設備作動信号との一致で再循環自動切換信号が発信し、格納容器再循環サンプから余熱除去ポンプを経て余熱除去冷却器で冷却した水を炉心注水する低圧再循環運転へ移行する。また、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する。</p> <p>以降、長期対策として低圧再循環運転による炉心冷却を継続して行う。</p> <p>再循環自動切換の確認に必要な計装設備は、燃料取替用水ピット水位等であり、低圧再循環運転による炉心冷却に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。</p> <p>なお、低圧注入系作動不能の場合は、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水から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、炉心冷却を継続して行う。</p> <p>原子炉格納容器の冷却については、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再循環運転を継続的に行う。</p>	<p>源とした恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水を行う。</p> <p>i. 燃料取替用水タンク補給操作                      低圧注入の開始により、燃料取替用水タンクの水位が低下し補給が必要であれば、燃料取替用水タンクの補給操作を行う。</p> <p>j. 再循環自動切換の確認                      燃料取替用水タンク水位低下により16%以下になれば、非常用炉心冷却設備作動信号との一致で再循環自動切換信号が発信し、格納容器再循環サンプから余熱除去ポンプを経て余熱除去冷却器で冷却した水を炉心へ注水する低圧再循環運転へ移行する。また、格納容器再循環サンプ広域水位計指示が67%以上であることを確認する。</p> <p>以降、長期対策として低圧再循環運転による炉心冷却を継続して行う。</p> <p>再循環自動切換の確認に必要な計装設備は、燃料取替用水タンク水位等であり、低圧再循環運転による炉心冷却に必要な計装設備は、余熱除去流量等である。</p> <p>なお、低圧注入系作動不能の場合は、恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水から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して行う。</p> <p>原子炉格納容器の冷却については、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系再循環運転を継続的に行う。</p>	<p>による格納容器除熱を確認するために必要な計装設備は、圧力抑制室圧力等である。</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱を実施している間に炉心損傷していないことを確認するために必要な計装設備は、格納容器内雰囲気放射線モニタ（D/W）等である。</p> <p>サブプレッションチェンバ側からの原子炉格納容器フィルタベント系等のベントラインが水没しないことを確認するために必要な計装設備は、圧力抑制室水位である。</p> <p>以降、炉心冷却は、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水により継続的に行い、また、格納容器除熱は、原子炉格納容器フィルタベント系等により継続的に行う。</p>	<p>j. 燃料取替用水ピット補給操作                      低圧注入の開始により、燃料取替用水ピットの水位が低下し補給が必要であれば、燃料取替用水ピットの補給操作を行う。</p> <p>k. 再循環運転への切替                      燃料取替用水ピット水位指示16.5%到達及び格納容器再循環サンプ水位（広域）指示71%以上を確認し、低圧再循環運転へ切替え、格納容器再循環サンプから余熱除去ポンプを経て余熱除去冷却器で冷却した水を炉心へ注水する低圧再循環運転へ移行する。</p> <p>低圧再循環運転への切替えに必要な計装設備は、燃料取替用水ピット水位等であり、低圧再循環運転による炉心冷却に必要な計装設備は、低圧注入流量等である。</p> <p>以降、炉心冷却は、低圧再循環運転による注水により継続的に行い、また、原子炉格納容器除熱は、原子炉格納容器雰囲気の状態に応じて格納容</p>	<p>はP3参照</p> <p>【大阪、高浜】                      設計の相違                      ・泊は再循環運転へ自動切替しない設計となっている（伊方と同様）</p> <p>【高浜】                      設備名称の相違                      【大阪、高浜】                      記載方針の相違                      ・相違理由について                      はP3参照</p> <p>【大阪、高浜】                      記載方針の相違（伊方と同様の理由）</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>(添付資料2.6.1)</p>			<p>器スプレイ再循環運転により継続的に行う。</p>	<p>【大阪】                      添付資料の相違                      ・相違理由についてはP3参照</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>2.6.2 炉心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、破断口径の大きさによる1次冷却材の流出流量が多く、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しい「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」である。</p> <p>なお、破断口径が小さい場合は、高圧注入機能喪失時の対策として余熱除去ポンプによる低圧注入の他に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水も有効となるが、2 インチ破断、4 インチ破断及び 6 インチ破断において破断口径の差異が解析結果に与える影響を同じ対策で確認するという観点から、本重要事故シーケンスにおいては余熱除去ポンプによる低圧注入の有効性を確認することとする。</p> <p>(添付資料 2.6.2、2.6.3、2.6.4、2.6.5)</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、燃料被覆管酸化、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、1次冷却系における冷却材放出、沸騰・凝縮・ボイド率変化、ECCS 強制注入及び ECCS 蓄圧タンク注入、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側給水が重要現象となる。よって、これらの現象</p>	<p>2.6.2 炉心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、破断口径の大きさによる1次冷却材の流出流量が多く、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しい「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」である。</p> <p>なお、破断口径が小さい場合は、高圧注入機能喪失時の対策として余熱除去ポンプによる低圧注入の他に恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水も有効となるが、恒設代替低圧注水ポンプより余熱除去ポンプの方が炉心注水が開始される1次冷却材圧力が低いことから、1次系保有水量の回復が遅くなる。このため、本重要事故シーケンスにおいては余熱除去ポンプによる低圧注入の有効性を確認することとする。</p> <p>(添付資料 2.6.2、2.6.3、2.6.4、2.6.5)</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、燃料被覆管酸化、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、1次冷却系における冷却材放出、沸騰・凝縮・ボイド率変化、ECCS 強制注入及び ECCS 蓄圧タンク注入、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側給水が重要現象となる。よって、これらの現象</p>	<p>2.6.2 炉心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、中破断 LOCA を起因事象とし、全ての注水機能が喪失する「中破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗」である。</p> <p>なお、中破断 LOCA は、破断口からの格納容器への蒸気の流出に伴う原子炉圧力の低下により、原子炉隔離時冷却系の運転に期待できない規模の LOCA と定義していることから、本評価では原子炉隔離時冷却系の運転にも期待しないものとする。</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、気液熱非平衡、沸騰遷移、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流及び三次元効果、原子炉圧力容器における沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、冷却材放出（臨界流・差圧流）及び ECCS 注水（給水系・代替注</p>	<p>7.1.6.2 炉心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、破断口径の大きさによる1次冷却材の流出流量が多く、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しい「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」である。</p> <p>(添付資料 7.1.6.1、7.1.6.2、7.1.6.3)</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、燃料被覆管酸化、沸騰・ボイド率変化及び気液分離・対向流、1次冷却系における冷却材放出、沸騰・凝縮・ボイド率変化、ECCS 強制注入及び ECCS 蓄圧タンク注入、並びに蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出及び2次側給水が重要現象となる。よって、これらの現象</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川以降の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・相違理由（この項目はP3参照）</p> <p>【女川】 重要現象の相違 ・重要事故シーケンス及び使用する解析コードの相違により重要現象が異なる</p>

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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、本重要事故シナリオ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                      本重要事故シナリオに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第2.6.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シナリオ特有の解析条件を以下に示す。                      (添付資料2.6.6)</p> <p>a. 事故条件                      (a) 起因事象                      起因事象として、中破断 LOCA が発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低温側配管とし、原子炉容器と非常用炉</p>	<p>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、本重要事故シナリオ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                      本重要事故シナリオに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第2.6.2.1表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シナリオ特有の解析条件を以下に示す。                      (添付資料2.6.6)</p> <p>a. 事故条件                      (a) 起因事象                      起因事象として、中破断 LOCA が発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低温側配管とし、原子炉容器と非常用炉</p>	<p>水設備含む)並びに原子炉格納容器における格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレイ冷却及び格納容器ベントが重要現象となる。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長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER、シビアアクシデント総合解析コード MAAP 及び炉心ヒートアップ解析コード CHASTE により原子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管温度、格納容器圧力、格納容器温度等の過渡応答を求める。</p> <p>本重要事故シナリオでは、炉心露出時間が長く、燃料被覆管の最高温度が高くなるため、輻射による影響が詳細に考慮される CHASTE により燃料被覆管の最高温度を詳細に評価する。</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、本重要事故シナリオ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                      本重要事故シナリオに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第2.6.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シナリオ特有の解析条件を以下に示す。</p> <p>a. 事故条件                      (a) 起因事象                      破断箇所は、原子炉再循環配管(以下「再循環配管」という。)(出口ノズル)(最大破断面積約2,100cm<sup>2</sup>)とし、破断面積を1.4cm<sup>2</sup></p>	<p>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、本重要事故シナリオ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                      本重要事故シナリオに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.1.6.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シナリオ特有の解析条件を以下に示す。                      (添付資料7.1.6.4)</p> <p>a. 事故条件                      (a) 起因事象                      起因事象として、中破断 LOCA が発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低温側配管とし、原子炉容器と非常用炉</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪、高浜】                      評価方針の相違(女川実績の反映)</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>心冷却設備の注入配管との間において破断するものとする。また、破断口径は、高圧注入系が機能喪失した際に低圧注入を行うための1次冷却系の減圧が必要な範囲として破断口径の不確かさを考慮し、約0.15m（以下「6インチ破断」という。）、約0.1m（以下「4インチ破断」という。）及び約0.05m（以下「2インチ破断」という。）とする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 高圧注入機能が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、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設の作動遅れの観点から、炉心冷却上厳しくなる。</p>	<p>心冷却設備の注入配管との間において破断するものとする。また、破断口径は、高圧注入系が機能喪失した際に低圧注入を行うための1次系の減圧が必要な範囲として破断口径の不確かさを考慮し、約0.15m（以下「6インチ破断」という。）、約0.1m（以下「4インチ破断」という。）及び約0.05m（以下「2インチ破断」という。）とする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 高圧注入機能が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、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設の作動遅れの観点から、炉心冷却上厳しくなる。</p>	<p>とする。 (添付資料 2.6.1)</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系、低圧注水機能として低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）の機能が喪失するものとする。また、原子炉減圧機能として自動減圧系の機能が喪失するものとする。 さらに LOCA 時に崩壊熱除去機能が喪失する事故シーケンスを考慮して原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能が喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源なしの場合は、給復水系による給水がなく、原子炉水位の低下が早くなることから、外部電源は使用できないものと仮定する。また、原子炉補機冷却水系（原子炉補機冷却海水系を含む。）の機能喪失を想定し、非常用所内電源設備（交流）は使用できないことから、常設代替交流電源設備によって給電を行うものとする。また、原子炉スクラムまでの原子炉出力が高く維持</p>	<p>心冷却設備の注入配管との間において破断するものとする。また、破断口径は、高圧注入系が機能喪失した際に低圧注入を行うための1次冷却系の減圧が必要な範囲として破断口径の不確かさを考慮し、約0.15m（以下「6インチ破断」という。）、約0.1m（以下「4インチ破断」という。）及び約0.05m（以下「2インチ破断」という。）とする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定 高圧注入機能として高圧注入系の機能が喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源 外部電源なしの場合<sup>注</sup>、常用系機器の機能喪失及び工学的安全施設の作動遅れの観点から、炉心冷却上厳しくなることから、外部電源は使用できないものと仮定する。</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>



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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 余熱除去ポンプ                      炉心注水に余熱除去ポンプ 2 台を使用するものとし、炉心冷却の観点から、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性（低圧注入特性：0m<sup>3</sup>/h～約 1,010m<sup>3</sup>/h、OMPa[gage]～約 0.9MPa[gage]）を用いるものとする。</p> <p>(b) 補助給水ポンプ                      電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台が自動起動し、非常用炉心冷却設備作動限界値到達の 60 秒後に 4 基の蒸気発生器に合計 370m<sup>3</sup>/h の流量で注水するものとする。</p> <p>(c) 主蒸気逃がし弁                      2 次冷却系強制冷却に主蒸気逃</p>	<p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 余熱除去ポンプ                      炉心注水に余熱除去ポンプ 2 台を使用するものとし、炉心冷却の観点から、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性（低圧注入特性（標準値：0m<sup>3</sup>/h～約 830m<sup>3</sup>/h、OMPa[gage]～約 0.7MPa[gage]））を用いるものとする。</p> <p>(b) 補助給水ポンプ                      電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台が自動起動し、解析上は非常用炉心冷却設備作動限界値到達の 60 秒後に 3 基の蒸気発生器に合計 280m<sup>3</sup>/h の流量で注水するものとする。</p> <p>(c) 主蒸気逃がし弁                      2 次系強制冷却に主蒸気逃がし</p>	<p>され、原子炉水位の低下が大きくなることで、炉心の冷却の観点で厳しくなり、外部電源がある場合を包含する条件として、原子炉スクラムは、原子炉水位低（レベル 3）信号にて発生し、再循環ポンプトリップは、原子炉水位低（レベル 2）信号にて発生するものとする。</p> <p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉スクラム信号                      原子炉スクラムは、外部電源がある場合を包含する条件として、原子炉水位低（レベル 3）信号によるものとする。</p> <p>(b) 逃がし安全弁                      逃がし安全弁（逃がし弁機能）にて、原子炉冷却材圧力バウンダリの過度の圧力上昇を抑えるものとする。また、原子炉減圧には逃がし安全弁（自動減圧機能）（6 個）を使用するものとし、容量として、1 個当たり定格主蒸気流量の約 8%を処理するものとする。</p> <p>(c) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）                      逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧後に、最大 199m<sup>3</sup>/h にて原子炉注水し、その後は炉心を冠水維持するように注水する。</p> <p>(d) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）                      格納容器圧力及び温度抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、88m<sup>3</sup>/h にて格納容器内にスプレイする。</p>	<p>b. 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>(a) 原子炉トリップ信号                      原子炉トリップは、原子炉圧力低信号によるものとする。</p> <p>(b) 余熱除去ポンプ                      炉心注水に余熱除去ポンプ 2 台を使用するものとし、炉心冷却の観点から、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性（低圧注入特性：0m<sup>3</sup>/h～約 770m<sup>3</sup>/h、OMPa[gage]～約 0.8MPa[gage]）を用いるものとする。</p> <p>(c) 補助給水ポンプ                      電動補助給水ポンプ 2 台及びタービン動補助給水ポンプ 1 台が自動起動し、非常用炉心冷却設備作動限界値到達の 60 秒後に 3 基の蒸気発生器に合計 150m<sup>3</sup>/h の流量で注水するものとする。</p> <p>(d) 主蒸気逃がし弁                      2 次冷却系強制冷却に主蒸気逃</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪、高浜】                      記載方針の相違（女性実装の反映）</p> <p>【高浜】                      記載内容の相違                      ・泊は個別解析のため、標準値に係る記載をしない（大阪と同様）</p> <p>【大阪、高浜】                      設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】                      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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>がし弁4個を使用するものとし、容量は設計値として、各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理するものとする。</p> <p>(d) 蓄圧タンク 蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力については、蓄圧注入のタイミングを遅くすることで1次冷却系保有水量の回復が遅れることから最低保持圧力を用いる。また、初期保有水量については、最低保有水量を用いる。</p> <p>蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力） 4.04MPa [gage]</p> <p>蓄圧タンクの保有水量（最低保有水量） 26.9m<sup>3</sup>（1基当たり） （添付資料2.6.7）</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」示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 2次冷却系強制冷却は、非常用炉心冷却設備作動信号発信の10分後に主蒸気逃がし弁開操作を開始し、開操作に1分を要するものとする。</p> <p>(b) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することで、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。</p>	<p>弁3個を使用するものとし、容量は設計値として、各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理するものとする。</p> <p>(d) 蓄圧タンク 蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力については、蓄圧注入のタイミングを遅くすることで1次系保有水量の回復が遅れることから最低保持圧力を用いる。また、初期保有水量については、評価項目となるパラメータに与える影響を確認した上で、最低保有水量を用いる。</p> <p>蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力） 4.04MPa [gage]</p> <p>蓄圧タンクの保有水量（最低保有水量） 29.0m<sup>3</sup>（1基当たり） （添付資料2.6.7）</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」示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 2次系強制冷却は、非常用炉心冷却設備作動信号発信の10分後に主蒸気逃がし弁開操作を開始し、開操作に1分を要するものとする。</p> <p>(b) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することで、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持するものとする。</p>	<p>(e) 原子炉格納容器フィルタベント系等 原子炉格納容器フィルタベント系等により、格納容器圧力0.427MPa [gage] における排出流量10.0kg/s に対して、原子炉格納容器第一隔離弁（S/Cベント用出口隔離弁）を全開<sup>※1</sup>にて格納容器除熱を実施する。</p> <p>※1 耐圧強化ベント系を用いた場合は、原子炉格納容器フィルタベント系を用いた場合と比較して、排出流量は大きくなり、格納容器圧力の低下傾向は大きくなることから、原子炉格納容器フィルタベント系を用いた場合の条件に包絡される。</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」示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 交流電源は、事象発生15分後に常設代替交流電源設備によって供給を開始する。</p> <p>(b) 低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の起動及び中央制御室における系統構成は、高圧・低圧注水機能喪失確認及び常設代替交流電源設備からの受電操作時間を考慮して、事象発生から15分後に開始するものとし、操作時間は5分間とする。</p>	<p>がし弁3個を使用するものとし、容量は設計値として、各ループに設置している主蒸気逃がし弁1個当たり定格主蒸気流量（ループ当たり）の10%を処理するものとする。</p> <p>(e) 蓄圧タンク 蓄圧注入系のパラメータとして初期保持圧力については、蓄圧注入のタイミングを遅くすることで1次冷却系保有水量の回復が遅れることから最低保持圧力を用いる。また、初期保有水量については、最小保有水量を用いる。</p> <p>蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力） 4.04MPa [gage]</p> <p>蓄圧タンクの保有水量（最小保有水量） 29.0m<sup>3</sup>（1基当たり） （添付資料7.1.6.5）</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」示す分類に従って以下のとおり設定する。</p> <p>(a) 2次冷却系強制冷却は、非常用炉心冷却設備作動信号発信の10分後に主蒸気逃がし弁開操作を開始し、開操作に1分を要する。</p> <p>(b) 補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水流量を調整することで、蒸気発生器水位を狭域水位内に維持する。</p>	<p>【大阪】 設計の相違</p> <p>【高浜】 記載方針の相違 ・高浜基準値を使用している</p> <p>【大阪】 設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載表現の相違（女川実績の反映） ・操作条件の記載の語尾を「する」に統一</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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) 逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作は、中央制御室操作における低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の準備時間を考慮して、事象発生から20分後に開始する。</p> <p>(d) 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作は、格納容器圧力が0.384MPa[gage]に到達した場合に実施する。</p> <p>なお、格納容器スプレイは、外部水源注水量限界（サブプレッションプール水位が真空破壊装置下端-0.4m（通常運転水位+約2m））に到達した場合に停止する。</p> <p>(e) 原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱操作は、格納容器圧力が0.427MPa[gage]に到達した場合に実施する。</p> <p>(3) 有効性評価（敷地境界での実効線量評価）の条件</p> <p>本重要事故シーケンスでは炉心損傷は起こらず、燃料被覆管の破裂も発生していないため、放射性物質の放出を評価する際は、設計基準事故時の評価手法を採用することで保守性が確保される。このため、敷地境界での実効線量評価に当たっては、「発電用軽水型原子炉施設の安全評価に関する審査指針（原子力安全委員会、平成2年8月30日）」に示されている評価手法を参照した。具体的な評価条件を以下に示す。</p> <p>a. 事象発生時の原子炉冷却材中の核分裂生成物の濃度は、運転上許容されるI-131の最大濃度とし、その組成を拡散組成とする。これにより、事象発生時に原子炉冷却材中に</p>		<p>【女川】</p> <p>評価条件の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・女川では有効性評価ガイドに従い、本事故シーケンスグループは格納容器圧力逃がし装置を使用するため敷地境界での実効線量を評価する</li> </ul>

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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>存在するよう素は、I-131 等価量で約 <math>1.3 \times 10^{13}</math>Bq となる。</p> <p>b. 原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの核分裂生成物の追加放出量は、I-131 については先行炉等での実測値の平均値に適切な余裕をみた値<sup>※</sup>である <math>3.7 \times 10^{13}</math>Bq とし、その他の核分裂生成物についてはその組成を平衡組成として求め、希ガスについてはよう素の 2 倍の放出があるものとする。</p> <p>これにより、原子炉圧力の低下に伴う燃料棒からの追加放出量は、希ガスについてはガンマ線実効エネルギー0.5MeV 換算値で約 <math>1.0 \times 10^{13}</math>Bq、よう素については I-13 等価量で約 <math>6.6 \times 10^{13}</math>Bq となる。</p> <p>※2 過去に実測された I-131 追加放出量から、全希ガス漏えい率(f 値) 1mCi/s (<math>3.7 \times 10^7</math>Bq/s) 当たりの追加放出量を用いて算出している。全希ガス漏えい率が <math>3.7 \times 10^8</math>Bq/s (100mCi/s) の場合、全希ガス漏えい率当たりの I-131 の追加放出量の平均値にあたる値は <math>1.4 \times 10^{12}</math>Bq (37Ci) であり、女川 2 号炉の線量評価で用いる I-131 追加放出量は、これに余裕を見込んだ <math>3.7 \times 10^{13}</math>Bq (1,000Ci) を条件としている (1Ci=<math>3.7 \times 10^{10}</math>Bq)。</p> <p>出典元</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>「沸騰水型原子力発電所事故時の被ばく評価手法について」(TLR-032)</li> </ul> <p>c. 燃料棒から追加放出されるよう素のうち、有機よう素は 4%とし、残りの 96%は無機よう素とする。</p>		

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>d. 燃料棒から追加放出される核分裂生成物のうち、希ガスは、全て瞬時に気相部に移行するものとする。有機よう素のうち、10%は瞬時に気相部に移行するものとし、残りは分解するものとする。有機よう素から分解したよう素及び無機よう素が気相部にキャリーオーバーされる割合は2%とする。</p> <p>e. 原子炉圧力容器気相部の核分裂生成物は、崩壊熱相当の蒸気に同伴し、逃がし安全弁を通して格納容器内に移行するものと、破断口より格納容器内に直接排出されるものの両方を考慮する。この場合、希ガス及び有機よう素は全量が、無機よう素は格納容器ベント開始までに発生する崩壊熱相当の蒸気に伴う量が移行するものとする。</p> <p>f. サプレッションチェンバ内の無機よう素は、スクラビング等により除去されなかったものが格納容器気相部に移行するものとする。破断口より格納容器内に直接排出された無機よう素は、格納容器内での自然沈着や格納容器スプレーで除去されなかったものが格納容器気相部に残留するものとする。希ガス及び有機よう素については、スクラビング等の効果を考えない。また、核分裂生成物の自然減衰は、格納容器ベント開始までの期間について考慮する。</p> <p>g. 敷地境界における実効線量は、内部被ばくによる実効線量及び外部被ばくによる実効線量の和として計算し、よう素の内部被ばくによる実効線量は、主蒸気隔離弁閉止後のよ</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>(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2.6.3図から第2.6.5図に示す。</p> <p>a. 6インチ破断</p> <p>1次冷却材圧力、1次冷却系保有水量、燃料被覆管温度等の1次冷却系パラメータの推移を第2.6.9図から第2.6.15図に、2次冷却系圧力、補助給水流量等の2次冷却系パラメータ</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2.6.1.3図から第2.6.1.5図に示す。</p> <p>a. 6インチ破断</p> <p>1次冷却材圧力、1次系保有水量、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの推移を第2.6.2.1図から第2.6.2.7図に、2次系圧力、補助給水流量等の2次系パラメータの推移を</p>	<p>う素の内部被ばくによる実効線量を求める以下の式(1)で、また、希</p> $H_{in} = K \cdot B \cdot Q \cdot Q_0 \dots \dots \dots (1)$ <p>H<sub>in</sub> : 呼吸率 (m<sup>3</sup>/h)              H : 呼吸率 H は、事故期間が比較的短いことを考慮し、小児の活動時の呼吸率 0.3m<sup>3</sup>/h を妥当なりに換算して用いる。              B : 1 号素 (1-131) を 1 回 吸入した場合の小児の実効線量 (1.4 × 10<sup>-18</sup> Sv/Bq)              Q : 相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)              Q<sub>0</sub> : 事故期間中の 1 号素の大気放出量 (Bq) (1-131 等価量-小児実効線量係数換算)              H<sub>in</sub> = K · B · Q · Q<sub>0</sub> …………… (2)              K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (1.5s/Gy)              B/Q : 相対線量 (Gy/Bq)              Q<sub>0</sub> : 事故期間中の 1 号素の大気放出量 (Bq) (γ線実効エネルギー=0.35MeV 換算値)</p> <p>納容器フィルタベント系を用いる場合は、地上放出、実効放出継続時間 1 時間の値として、相対濃度 (χ/Q) を 5.9 × 10<sup>-4</sup> (s/m<sup>3</sup>)、相対線量 (D/Q) を 2.8 × 10<sup>-18</sup> (Gy/Bq) とし、耐圧強化ベント系を用いる場合は、排気筒放出、実効放出継続時間 1 時間の値として、相対濃度 (χ/Q) は 5.5 × 10<sup>-6</sup> (s/m<sup>3</sup>)、相対線量 (D/Q) は 1.3 × 10<sup>-19</sup> (Gy/Bq) とする。</p> <p>i. 無機よう素に対するサブプレッションチェンバ内のプール水によるスクラビングによる除染係数並びに格納容器内での自然沈着及び格納容器スプレイによる除染係数は 5 とする。また、原子炉格納容器フィルタベント系による無機よう素に対する除染係数は 500、有機よう素に対する除染係数は 50 とする。</p> <p>(添付資料 2.6.2)</p> <p>(4) 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圧力、原子炉水位（シュラウド内及びシュラウド内外）<sup>※3</sup>、注水流量、逃がし安全弁からの蒸気流量及び原子炉圧力容器内保有水量の推移を第 2.6.6 図から第 2.6.11 図に、燃料被覆管温度、燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数、燃料被覆管の最高温度発生</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 7.1.6.2 図から第 7.1.6.4 図に示す。</p> <p>a. 6インチ破断</p> <p>1次冷却材圧力、1次冷却系保有水量、燃料被覆管温度等の1次冷却系パラメータの推移を第 7.1.6.8 図から第 7.1.6.14 図に、2次冷却系圧力、補助給水流量等の2次冷却系パラメ</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>の推移を第2.6.16図から第2.6.18図に示す。</p> <p>(a) 事象進展</p> <p>事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出により、1次冷却材圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。</p> <p>事象発生の約16秒後に「原子炉圧力低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。また、高圧注</p>	<p>第2.6.2.8図から第2.6.2.10図に示す。</p> <p>(a) 事象進展</p> <p>事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出により、1次冷却材圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。</p> <p>事象発生の約11秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。また、高</p>	<p>位置におけるボイド率、高出力燃料集合体のボイド率、炉心下部プレナム部のボイド率、破断流量の推移及び燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係を第2.6.12図から第2.6.18図に、格納容器圧力、格納容器温度、サブプレッションプール水位及びサブプレッションプール水温の推移を第2.6.19図から第2.6.22図に示す。</p> <p>※3 炉心露出から再冠水の過程を示すという観点で、シュラウド内の水位を示す。シュラウド内は、炉心部から発生するボイドを含んだ二相水位を示しているため、シュラウド外の水位より、見かけ上高めの水位となる。一方、ECCSの起動信号となる原子炉水位計（広帯域）の水位及び運転員が炉心冠水状態において主に確認する原子炉水位計（広帯域・狭帯域）の水位は、シュラウド外の水位であることから、シュラウド内外の水位を併せて示す。なお、水位が有効燃料棒頂部付近となった場合には、原子炉水位計（燃料域）にて監視する。原子炉水位計（燃料域）は、シュラウド内を計測している。</p> <p>a. 事象進展</p> <p>事象発生後に外部電源喪失となり、原子炉水位低（レベル3）信号が発生して原子炉はスクラムするが、原子炉水位低（レベル2）で原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の自動起動に失敗し、原子炉水位低（レベル1）で低圧炉心スプレイ系及び残留熱除去系（低圧注水モード）の自動起動に失敗する。</p> <p>これにより、低圧炉心スプレイ系及</p>	<p>一夕の推移を第7.1.6.15図から第7.1.6.17図に示す。</p> <p>(a) 事象進展</p> <p>事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出により、1次冷却材圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。</p> <p>事象発生の約14秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。また、高</p>	<p>相違理由</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>入系の機能喪失を仮定することから、1次冷却系保有水量が低下することで、炉心が一時的に露出し、燃料被覆管温度が上昇する。事象発生の約 5.9 分後に1次冷却材圧力が蓄圧注入タンクの保持圧力以下となることで自動的に蓄圧タンクからの注水が開始され、炉心は再び冠水することで燃料被覆管温度は低下する。</p> <p>さらに、事象発生の約 10 分後に主蒸気逃がし弁の開放による2次冷却系強制冷却を開始し、約 11 分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了するが、約 13 分後に炉心が再び露出し、燃料被覆管温度は上昇する。</p> <p>その後、燃料被覆管温度は約 22 分後に約 581℃に到達した後、再冠水することで急速に低下し、1次冷却材圧力が低下することで、事象発生の約 23 分後に低圧注入が開始され、1次冷却系保有水量が回復に転じる。</p> <p>(添付資料 2.6.8)</p>	<p>圧注入系の機能喪失を仮定することから、1次系保有水量が低下するが、事象発生の約 4.5 分後に1次冷却材圧力が蓄圧注入タンクの保持圧力以下となることで自動的に蓄圧タンクからの注水が開始され、1次系保有水量は回復する。</p> <p>その後、事象発生の約 10 分後に主蒸気逃がし弁の開放による2次系強制冷却を開始し、約 11 分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。さらに、1次冷却材圧力が低下することで、事象発生の約 23 分後に低圧注入が開始され、1次系保有水量が回復に転じる。この期間、炉心が露出することはない。</p> <p>(添付資料 2.6.8)</p>	<p>び残留熱除去系（低圧注水モード）の吐出圧力が確保されないため、自動減圧系についても作動しない。</p> <p>再循環ポンプについては、原子炉水位低（レベル2）で2台全てがトリップする。主蒸気隔離弁は、原子炉水位低（レベル2）で全閉する。</p> <p>事象発生から 20 分後に中央制御室からの遠隔操作によって逃がし安全弁（自動減圧機能）6個を手動開することで、原子炉急速減圧を実施し、原子炉減圧後に、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水を開始する。</p> <p>原子炉急速減圧を開始すると、原子炉冷却材の流出により原子炉水位は低下し、有効燃料棒頂部を下回るが、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水が開始すると原子炉水位が回復し、炉心は再冠水する。</p> <p>燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率は、原子炉減圧により、原子炉水位が低下し、炉心が露出することから上昇する。その結果、燃料被覆管の伝熱様式は核沸騰冷却から噴霧流冷却となり熱伝達係数は低下する。その後、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水により、燃料の露出と冠水を繰り返すため、燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率及び熱伝達係数は増減する。炉心が再冠水すると、ボイド率が低下し、熱伝達係数が上昇することから、燃料被覆管温度は低下する。</p> <p>高出力燃料集合体及び炉心下部プレナム部のボイド率については、原子炉水位及び原子炉圧力の変化に伴い</p>	<p>圧注入系の機能喪失を仮定することから、1次冷却系保有水量が減少するが、事象発生の約 4.7 分後に1次冷却材圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることで自動的に蓄圧タンクからの注水が開始され、1次冷却系保有水量は回復する。</p> <p>その後、事象発生の約 10 分後に主蒸気逃がし弁の開操作による2次冷却系強制冷却を開始し、約 11 分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。さらに、1次冷却材圧力が低下することで、事象発生の約 26 分後に低圧注入が開始され、1次冷却系保有水量が回復に転じる。この期間、炉心が露出することはない。</p> <p>(添付資料 7.1.6.6, 7.1.6.13)</p>	<p><b>【大阪、高浜】</b>                  解析結果の相違                  ・大阪は炉心が一時的に露出するため燃料被覆管温度が上昇する                  ・泊及び高浜は炉心露出しないため、解析結果時間の相違のみ</p> <p><b>【大阪、高浜】</b>                  解析結果の相違                  ・大阪は炉心が一時的に露出するため燃料被覆管温度が上昇する                  ・泊及び高浜は炉心露出しないため、解析結果時間の相違のみ</p> <p><b>【大阪、高浜】</b>                  添付資料の相違                  ・女川の審査状況を受けて水素化物内配向に関する考察を追加</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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) 評価項目等</p> <p>燃料被覆管温度は第 2.6.15 図に示すとおり、事象発生の約 22 分後に約 581℃に到達した後、再冠水することで低下することから、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は 0.1%未満にとどまることから、15%以下となる。</p> <p>1次冷却材圧力は第 2.6.9 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約 16.3MPa[gage]に</p>	<p>(b) 評価項目等</p> <p>燃料被覆管温度は第 2.6.2.7 図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約 380℃）以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。</p> <p>1次冷却材圧力は第 2.6.2.1 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約 16.2MPa[gage]に</p>	<p>変化する。</p> <p>崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が格納容器内に流入することで、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却及び原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱を行う。格納容器除熱は、事象発生から約 44 時間経過した時点で実施する。</p> <p>なお、格納容器除熱時のサブプレッションプール水位は、約 5.7m であり、真空破壊装置（約 5.9m）及びベントライン（約 8.7m）に対して、低く推移するため、真空破壊装置の健全性は維持される。</p> <p>(b) 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の最高温度は、第 2.6.12 図に示すとおり、原子炉水位が回復するまでの間に炉心が一時的に露出するため燃料被覆管の温度が上昇し、約 872℃に到達するが、1,200℃以下となる。燃料被覆管の最高温度は、高出力燃料集合体にて発生している。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり、15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は、第 2.6.6 図に示すとおり、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により、約 7.39MPa[gage] 以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力</p>	<p>原子炉格納容器内に漏えいした 1次冷却材により、原子炉格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、原子炉格納容器の圧力が上昇した場合は原子炉格納容器スプレイ作動信号により、原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器除熱を行う。</p> <p>(b) 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の最高温度は第 7.1.6.14 図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約 380℃）を上回ることなく、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり、15%以下となる。</p> <p>1次冷却材圧力は第 7.1.6.8 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次冷却材圧力と</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映） ・原子炉格納容器の事象進展に関して記載</p> <p>【大阪】 解析結果の相違 ・大阪が炉心が一時的に露出するため燃料被覆管温度が上昇する ・泊及び高浜が炉心露出しないため初期値以下にとどまる</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪】</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>とどまり、最高使用圧力の 1.2 倍 (20.59MPa[gage]) を下回る。</p> <p>また、原子炉格納容器内に漏えいした 1 次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、格納容器スプレイ設備により抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉設置許可申請書「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における 1 次冷却材管の完全両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.308MPa[gage] 及び約 132℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力 (0.392MPa[gage]) 及び最高使用温度 (144℃) を下回る。</p> <p>第 2.6.11 図に示すように、事象発生後の 60 分後においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生後の約 2.8 時間後に低圧再循環に切り替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。さらに、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。</p> <p>(添付資料 2.6.9、2.6.10)</p>	<p>とどまり、最高使用圧力の 1.2 倍 (20.59MPa[gage]) を下回る。</p> <p>また、原子炉格納容器内に漏えいした 1 次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、格納容器スプレイ設備により抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、設計基準事故「原子炉冷却材喪失」における 1 次冷却材管の完全両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.249MPa[gage] 及び約 125℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力 (0.283MPa[gage]) 及び最高使用温度 (132℃) を下回る。</p> <p>第 2.6.2.3 図に示すように、事象発生後の 60 分後においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生後の約 2.7 時間後に低圧再循環に切り替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。さらに、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。</p> <p>(添付資料 2.6.9、2.6.10)</p>	<p>と原子炉圧力容器底部圧力との差 (高々約 0.3MPa) を考慮しても、約 7.69MPa[gage] 以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍 (10.34MPa[gage]) を十分下回る。</p> <p>また、崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が格納容器内に流入することによって、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇するが、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) による格納容器冷却及び原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約 0.427MPa[gage] 及び約 155℃に抑えられ、格納容器の限界圧力及び限界温度を下回る。</p> <p>第 2.6.7 図に示すとおり、低圧代替注水系 (常設) (復水移送ポンプ) による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、約 44 時間後に原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料 2.6.3)</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系</p>	<p>1 次冷却材ポンプ吐出部との差 (高々約 0.3MPa) を考慮しても、約 16.2MPa[gage] 以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍 (20.592MPa[gage]) を十分下回る。</p> <p>また、原子炉格納容器内に漏えいした 1 次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、原子炉格納容器スプレイ設備により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉設置許可申請書「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における 1 次冷却材管の完全両端破断を想定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.241MPa[gage] 及び約 124℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力 (0.283MPa[gage]) 及び最高使用温度 (132℃) を下回る。</p> <p>第 7.1.6.10 図に示すように、事象発生後の 60 分後においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生後の約 2.8 時間後に低圧再循環に切り替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。その後も低圧再循環を継続することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料 7.1.6.7、7.1.6.8)</p>	<p>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> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊は既許可の設置変更許可申請書記載値の増減が多い</p> <p>【高浜】 記載表現の相違</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・既許可添付十章の解析結果の相違</p> <p>【大阪】 設計の相違</p> <p>【高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 (女川実績の反映)</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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. 4インチ破断</p> <p>1次冷却材圧力、1次冷却系保有水量、燃料被覆管温度等の1次冷却系パラメータの推移を第2.6.19図から第2.6.25図に、2次冷却系圧力、補助給水流量等の2次冷却系パラメータの推移を第2.6.26図から第2.6.28図に示す。</p> <p>(a) 事象進展</p> <p>事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出により、1次冷却材圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。</p> <p>事象発生の約24秒後に「原子炉圧力低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。また、高圧注入系の機能喪失を仮定することから、1次冷却系保有水量が低下することで、事象発生の約7.0分後に炉心が露出し、燃料被覆管温度は上昇</p>	<p>b. 4インチ破断</p> <p>1次冷却材圧力、1次系保有水量、燃料被覆管温度等の1次系パラメータの推移を第2.6.2.11図から第2.6.2.17図に、2次系圧力、補助給水流量等の2次系パラメータの推移を第2.6.2.18図から第2.6.2.20図に示す。</p> <p>(a) 事象進展</p> <p>事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出により、1次冷却材圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。</p> <p>事象発生の約18秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。また、高圧注入系の機能喪失を仮定することから、1次系保有水量が低下することで、事象発生の約8.5分後に炉心が露出し、燃料被覆管温度は上昇</p>	<p>による格納容器ベント時の敷地境界での実効線量の評価結果は、約<math>8.3 \times 10^{-2}</math>mSvであり、5mSvを下回る。また、耐圧強化ベント系による格納容器ベント時の敷地境界での実効線量の評価結果は約<math>7.9 \times 10^{-2}</math>mSvであり、5mSvを下回る。いずれの場合も、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目及び周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことについて、対策の有効性を確認した。</p>	<p>b. 4インチ破断</p> <p>1次冷却材圧力、1次冷却系保有水量、燃料被覆管温度等の1次冷却系パラメータの推移を第7.1.6.18図から第7.1.6.24図に、2次冷却系圧力、補助給水流量等の2次冷却系パラメータの推移を第7.1.6.25図から第7.1.6.27図に示す。</p> <p>(a) 事象進展</p> <p>事象発生後、破断口からの1次冷却材の流出により、1次冷却材圧力が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。</p> <p>事象発生の約21秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。また、高圧注入系の機能喪失を仮定することから、1次冷却系保有水量が減少することで、事象発生の約9.8分後に炉心が露出し、燃料被覆管温度は</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実証の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>するが、再び炉心が冠水することで燃料被覆管温度は低下する。事象発生から約 9.8 分後に再び炉心が露出する。</p> <p>その後、事象発生の約 10 分後に主蒸気逃がし弁の開操作による 2 次冷却系強制冷却を開始し、約 11 分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。また、事象発生の約 14 分後に、1 次冷却材圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることで自動的に蓄圧タンクからの注水が開始され、燃料被覆管温度は約 16 分後に約 891℃に到達した後、約 19 分後に再冠水することで、急速に低下する。さらに、1 次冷却材圧力が低下することで、事象発生の約 31 分後に低圧注入が開始され、1 次冷却系保有水量が回復に転じる。</p> <p>(添付資料 2.6.8)</p> <p>(b) 評価項目等</p> <p>燃料被覆管温度は第 2.6.25 図に示すとおり、事象発生の約 16 分後に約 891℃に到達した後に再冠水す</p>	<p>する。</p> <p>その後、事象発生の約 10 分後に主蒸気逃がし弁の開放による 2 次系強制冷却を開始し、約 11 分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。また、事象発生の約 11 分後に、1 次冷却材圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることで自動的に蓄圧タンクからの注水が開始され、燃料被覆管温度は約 14 分後に約 731℃に到達した後、約 17 分後に再冠水することで、急速に低下する。さらに、1 次冷却材圧力が低下することで、事象発生の約 31 分後に低圧注入が開始され、1 次系保有水量が回復に転じる。</p> <p>(添付資料 2.6.8)</p> <p>(b) 評価項目等</p> <p>燃料被覆管温度は第 2.6.2.17 図に示すとおり、事象発生の約 14 分後に約 731℃に到達した後に再冠水</p>	<p>女川原子力発電所2号炉</p> <p>【評価項目等のみ再掲】</p> <p>(b) 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の最高温度は、第 2.6.12 図に示すとおり、原子炉水位が回復するまでの間に炉心が一時的に露出す</p>	<p>上昇する。</p> <p>その後、事象発生の約 10 分後に主蒸気逃がし弁の開操作による 2 次冷却系強制冷却を開始し、約 11 分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。また、事象発生の約 12 分後に、1 次冷却材圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることで自動的に蓄圧タンクからの注水が開始され、燃料被覆管温度は約 17 分後に約 688℃に到達した後、約 18 分後に再冠水することで、急速に低下する。さらに、1 次冷却材圧力が低下することで、事象発生の約 33 分後に低圧注入が開始され、1 次冷却系保有水量が回復に転じる。</p> <p>(添付資料 7.1.6.6, 7.1.6.13)</p> <p>原子炉格納容器内に漏えいした 1 次冷却材により、原子炉格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、原子炉格納容器の圧力が上昇した場合は原子炉格納容器スプレイ作動信号により、原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器冷却を行う。</p> <p>(b) 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の最高温度は第 7.1.6.24 図に示すとおり、事象発生の約 17 分後に約 688℃に到達し</p>	<p>・大飯炉心が露出し再冠水した後に再び炉心が露出する</p> <p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大飯、高浜】 添付資料の相違 ・女川の審査状況を受けて水素化物再配向に関する考察を追加</p> <p>【大飯、高浜】 記載方針の相違（女川文書の反映） ・原子炉格納容器の事象進展に関して記載</p> <p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>ることで低下することから、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は約1.7%にとどまることから、15%以下となる。</p> <p>1次冷却材圧力は第2.6.19図に示すとおり、初期値（約15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約16.3MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の1.2倍（20.59MPa[gage]）を下回る。</p> <p>また、原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、格納容器スプレイ設備により抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉設置許可申請書「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.308MPa[gage]及び約132℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力（0.392MPa[gage]）及び最高使用温度（144℃）を下回る。</p> <p>第2.6.21図に示すように、事象</p>	<p>ることで低下することから、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は約0.1%にとどまることから、15%以下となる。</p> <p>1次冷却材圧力は第2.6.2.11図に示すとおり、初期値（約15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は約16.2MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の1.2倍（20.59MPa[gage]）を下回る。</p> <p>また、原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、格納容器スプレイ設備により抑制できる。格納容器スプレイ設備の性能は、設計基準事故「原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.249MPa[gage]及び約125℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力（0.283MPa[gage]）及び最高使用温度（132℃）を下回る。</p> <p>第2.6.2.13図に示すように、事</p>	<p>るため燃料被覆管の温度が上昇し、約872℃に到達するが、1,200℃以下となる。燃料被覆管の最高温度は、高出力燃料集合体にて発生している。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり、15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は、第2.6.6図に示すとおり、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により、約7.39MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約0.3MPa）を考慮しても、約7.69MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の1.2倍（10.34MPa[gage]）を十分下回る。</p> <p>また、崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が格納容器内に流入することによって、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇するが、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却及び原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱を行うことによって、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約0.427MPa[gage]及び約155℃に抑えられ、格納容器の限界圧力及び限界温度を下回る。</p> <p>第2.6.7図に示すとおり、低圧代替</p>	<p>た後に再冠水することで低下することから、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの1%以下であり、15%以下となる。</p> <p>1次冷却材圧力は第7.1.6.18図に示すとおり、初期値（約15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力は、1次冷却材圧力と1次冷却材ポンプ吐出部との差（高々約0.3MPa）を考慮しても、約16.2MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の1.2倍（20.592MPa[gage]）を十分下回る。</p> <p>また、原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、原子炉格納容器スプレイ設備により抑制できる。原子炉格納容器スプレイ設備の性能は、原子炉設置許可申請書「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.241MPa[gage]及び約124℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力（0.283MPa[gage]）及び最高使用温度（132℃）を下回る。</p> <p>第7.1.6.20図に示すように、事</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川員議の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川員議の反映）</p> <p>【大阪】 設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊は既許可の設置変更許可申請書記載値の相違が多い</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・既許可添付十章の解析結果の相違</p> <p>【大阪】 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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>発生 の 60 分後においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生 の約 3.6 時間後に低圧再循環に切り替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。さらに、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。</p> <p>(添付資料2.6.9、2.6.10)</p> <p>c. 2 インチ破断</p> <p>1 次冷却材圧力、1 次冷却系保有水量、燃料被覆管温度等の 1 次冷却系パラメータの推移を第 2.6.29 図から第 2.6.35 図に、2 次冷却系圧力、補助給水流量等の 2 次冷却系パラメータの推移を第 2.6.36 図から第 2.6.38 図に示す。</p> <p>(a) 事象進展</p> <p>事象発生後、破断口からの 1 次冷却材の流出により、1 次冷却材圧力</p>	<p>象発生 の 60 分後においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生 の約 3.7 時間後に低圧再循環に切り替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。さらに、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。</p> <p>(添付資料2.6.9、2.6.10)</p> <p>c. 2 インチ破断</p> <p>1 次冷却材圧力、1 次系保有水量、燃料被覆管温度等の 1 次系パラメータの推移を第 2.6.2.21 図から第 2.6.2.27 図に、2 次系圧力、補助給水流量等の 2 次系パラメータの推移を第 2.6.2.28 図から第 2.6.2.30 図に示す。</p> <p>(a) 事象進展</p> <p>事象発生後、破断口からの 1 次冷却材の流出により、1 次冷却材圧力</p>	<p>注水系（常設）（復水移送ポンプ）による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、約 44 時間後に原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料2.6.3)</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器ベント時の敷地境界での実効線量の評価結果は、約 <math>8.3 \times 10^{-2}</math> mSv であり、5mSv を下回る。また、耐圧強化ベント系による格納容器ベント時の敷地境界での実効線量の評価結果は約 <math>7.9 \times 10^{-2}</math> mSv であり、5mSv を下回る。いずれの場合も、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えない。</p> <p>本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目及び周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことについて、対策の有効性を確認した。</p>	<p>象発生 の 60 分後においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生約 3.3 時間後に低圧再循環に切り替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。その後も低圧再循環を継続することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料7.1.6.7、7.1.6.8)</p> <p>本評価では、「6.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p> <p>c. 2 インチ破断</p> <p>1 次冷却材圧力、1 次冷却系保有水量、燃料被覆管温度等の 1 次冷却系パラメータの推移を第 7.1.6.28 図から第 7.1.6.34 図に、2 次冷却系圧力、補助給水流量等の 2 次冷却系パラメータの推移を第 7.1.6.35 図から第 7.1.6.37 図に示す。</p> <p>(a) 事象進展</p> <p>事象発生後、破断口からの 1 次冷却材の流出により、1 次冷却材圧力</p>	<p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</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

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。</p> <p>事象発生の約 65 秒後に「原子炉圧力低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。その後、事象発生の約 11 分後に主蒸気逃がし弁の開操作による2次冷却系強制冷却を開始し、約 12 分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。また、事象発生の約 19 分後に、1次冷却材圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることで自動的に蓄圧タンクからの注水が開始されるとともに、事象発生の約 49 分後に低圧注入が開始され、1次冷却系保有水量が回復に転じる。この期間中、炉心が露出することはない。</p> <p>(添付資料 2.6.8)</p>	<p>が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。</p> <p>事象発生の約 56 秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。その後、事象発生の約 11 分後に主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を開始し、約 12 分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。また、事象発生の約 17 分後に、1次冷却材圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることで自動的に蓄圧タンクからの注水が開始されるとともに、事象発生の約 53 分後に低圧注入が開始されるが、高圧注入系の機能喪失を想定していることから、1次系保有水量が低下することで、事象発生の約 54 分後に炉心が露出し、燃料被覆管温度は上昇する。</p> <p>その後、燃料被覆管温度は約 58 分後に約 496℃に到達した後、再冠水することで急速に低下し、低圧注入により1次系保有水量が回復に転じる。</p> <p>(添付資料 2.6.8)</p>		<p>が低下することで、「原子炉圧力低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。</p> <p>事象発生の約 61 秒後に「原子炉圧力異常低」信号の非常用炉心冷却設備作動限界値に到達した後、補助給水ポンプが自動起動し、蒸気発生器への注水が開始される。その後、事象発生の約 11 分後に主蒸気逃がし弁の開操作による2次冷却系強制冷却を開始し、約 12 分後に主蒸気逃がし弁開操作を完了する。また、事象発生の約 18 分後に、1次冷却材圧力が蓄圧タンクの保持圧力以下となることで自動的に蓄圧タンクからの注水が開始されるとともに、事象発生の約 52 分後に低圧注入が開始され1次冷却系保有水量は回復に転じる。この期間炉心が露出することはない。</p> <p>(添付資料7.1.6.6, 7.1.6.13)</p> <p>原子炉格納容器内に漏えいした1次冷却材により、原子炉格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、原子炉格納容器の圧力が上昇した場合は原子炉格納容器スプ</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・高浜炉心が一時的に露出するため燃料被覆管温度が上昇する</p> <p>・泊及び大阪炉心が露出せず、解析結果時間の相違のみ</p> <p>【大阪、高浜】 添付資料の相違 ・女川の審査状況を受けて水素化物再配向に関する考察を追加</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川良議の反映） ・原子炉格納容器の事象進展に関して</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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) 評価項目等</p> <p>燃料被覆管温度は第 2.6.35 図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約 390℃）以下にとどまり、1,200℃以下となる。当該温度条件では、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない。</p> <p>1次冷却材圧力は第 2.6.29 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力パウンダリにかかる圧力は約 16.3MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回る。</p> <p>また、原子炉格納容器内に漏えいした 1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、格納容器スプレー設備により抑制できる。格納容器スプレー設備の性能は、原子炉設置許可申請書「3.5.1 原子炉</p>	<p>(b) 評価項目等</p> <p>燃料被覆管温度は第 2.6.2.27 図に示すとおり、事象発生約 58 分後に約 496℃に到達した後に再冠水することで低下することから、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は 0.1%未満にとどまることから、15%以下となる。</p> <p>1次冷却材圧力は第 7.1.6.29 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力パウンダリにかかる圧力は約 16.2MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.59MPa[gage]）を下回る。</p> <p>また、原子炉格納容器内に漏えいした 1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、格納容器スプレー設備により抑制できる。格納容器スプレー設備の性能は、設計基準事故「原子炉冷却材喪失」に</p>	<p>【評価項目等のみ再掲】</p> <p>b. 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の最高温度は、第 2.6.12 図に示すとおり、原子炉水位が回復するまでの間に炉心が一時的に露出するため燃料被覆管の温度が上昇し、約 872℃に到達するが、1,200℃以下となる。燃料被覆管の最高温度は、高出力燃料集合体にて発生している。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり、15%以下となる。</p> <p>原子炉圧力は、第 2.6.6 図に示すとおり、逃がし安全弁（逃がし弁機能）の作動により、約 7.39MPa[gage]以下に抑えられる。原子炉冷却材圧力パウンダリにかかる圧力は、原子炉圧力と原子炉圧力容器底部圧力との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても、約 7.69MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍（10.34MPa[gage]）を十分下回る。</p> <p>また、崩壊熱除去機能を喪失しているため、原子炉圧力容器内で崩壊熱により発生する蒸気が格納容器内に流入することによって、格納容器圧力及び温度は徐々に上昇するが、原子炉格納容器代替スプレー冷却系（可搬型）</p>	<p>レイ作動信号により、原子炉格納容器スプレー設備による原子炉格納容器冷却を行う。</p> <p>(b) 評価項目等</p> <p>燃料被覆管の最高温度は第 7.1.6.34 図に示すとおり、炉心は冠水状態にあることから初期値（約 380℃）を上回ることなく、1,200℃以下となる。また、燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の燃料被覆管厚さの 1%以下であり、15%以下となる。</p> <p>1次冷却材圧力は第 7.1.6.28 図に示すとおり、初期値（約 15.9MPa[gage]）以下となる。このため、原子炉冷却材圧力パウンダリにかかる圧力は、1次冷却材ポンプ吐出部との差（高々約 0.3MPa）を考慮しても、約 16.2MPa[gage]以下であり、最高使用圧力の 1.2 倍（20.592MPa[gage]）を十分下回る。</p> <p>また、原子炉格納容器内に漏えいした 1次冷却材による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は、原子炉格納容器スプレー設備により抑制できる。原子炉設置許可申請書</p>	<p>記載</p> <p>【高浜】          解析結果の相違          ・高浜炉心が一時的に露出するため燃料被覆管温度が上昇する          ・泊及び大阪炉心が露出しないため初期値以下にとどまる          【大阪、高浜】          記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪】          設計の相違          【大阪、高浜】          記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【大阪、高浜】          記載方針の相違          ・泊は既許可の設置変更許可申請書記載値の相違が多い</p> <p>【高浜】          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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約 0.308MPa[gage]及び約 132℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.392MPa[gage])及び最高使用温度(144℃)を下回る。</p> <p>第2.6.31図に示すように、事象発生後の60分後においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生後の約9.2時間後に低圧再循環に切り替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。さらに、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。</p> <p>(添付資料2.6.9、2.6.10)</p>	<p>おける1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.249MPa[gage]及び約125℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.283MPa[gage])及び最高使用温度(132℃)を下回る。</p> <p>第2.6.2.13図に示すように、事象発生後の60分後においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生後の約11.4時間後に低圧再循環に切り替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。さらに、低圧再循環を継続することにより、安定停止状態を維持できる。</p> <p>(添付資料2.6.9、2.6.10)</p>	<p>による格納容器冷却及び原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱を行うことにより、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度の最大値は、約0.427MPa[gage]及び約155℃に抑えられ、格納容器の限界圧力及び限界温度を下回る。</p> <p>第2.6.7図に示すとおり、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持される。その後は、約44時間後に原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱を開始することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料2.6.3)</p> <p>原子炉格納容器フィルタベント系による格納容器ベント時の敷地境界での実効線量の評価結果は、約<math>8.3 \times 10^{-2}</math>mSvであり、5mSvを下回る。また、耐圧強化ベント系による格納容器ベント時の敷地境界での実効線量の評価結果は約<math>7.9 \times 10^{-2}</math>mSvであり、5mSvを下回る。いずれの場合も、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>本評価では、「1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目及び周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないことについて、対策の有効性を確認した。</p>	<p>3.5.1 原子炉冷却材喪失」における1次冷却材管の完全両端破断を仮定した解析で評価しており、この場合でも原子炉格納容器圧力及び温度の最高値はそれぞれ約0.241MPa[gage]及び約124℃にとどまる。このため、本事象においても原子炉格納容器の最高使用圧力(0.283MPa[gage])及び最高使用温度(132℃)を下回る。</p> <p>第7.1.6.30図に示すように、事象発生後の60分後においても余熱除去ポンプによる注水流量は確保されていることから、炉心は安定して冷却されている。その後は、事象発生後の約5.5時間後に低圧再循環に切り替えることで低温停止状態に移行でき、安定停止状態に至る。その後も低圧再循環を継続することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p>(添付資料7.1.6.7、7.1.6.8)</p> <p>本評価では、「6.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)から(4)の評価項目について、対策の有効性を確認した。</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違 ・既評可添付十章の 解析結果の相違</p> <p>【大阪】 設計の相違</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</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】 記載方針の相違(女 川実績の反映)</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>2.6.3 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、<b>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。</b></p> <p>本重要事故シーケンスは、事象進展が比較的早く、現象が複雑であるとともに、<b>高圧注入系の機能喪失を仮定することから、運転員等操作である2次冷却系強制冷却により1次冷却系を減温、減圧し、蓄圧注入及び低圧注入を促進させることにより炉心冷却を行うことが特徴である。</b></p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、<b>非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点とする2次冷却系強制冷却とする。</b></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>炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、</p>	<p>2.6.3 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、<b>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。</b></p> <p>本重要事故シーケンスは、事象進展が比較的早く、現象が複雑であるとともに、<b>高圧注入系の機能喪失を仮定することから、運転員等操作である2次系強制冷却により1次系を減温、減圧し、蓄圧注入及び低圧注入を促進させることにより炉心冷却を行うことが特徴である。</b></p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、<b>非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点とする2次系強制冷却とする。</b></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>炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL</p>	<p>2.6.3 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>LOCA 時注水機能喪失では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後、<b>高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、かつ、自動減圧系が機能喪失することが特徴である。</b></p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、<b>事象発生から12時間程度までの短期間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水操作（原子炉急速減圧操作を含む）、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作及び原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱操作とする。</b></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ける解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価については、「2.1.3(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価」と同じ。</p> <p>(添付資料 2.6.4)</p>	<p>7.1.6.3 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>ECCS 注水機能喪失では、<b>原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後、高圧注入機能が喪失することが特徴である。</b></p> <p>また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、<b>事象発生から12時間程度までの短期間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えると考えられる操作として、非常用炉心冷却設備作動信号の発信を起点とする2次冷却系強制冷却とする。</b></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>炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、</p>	<p>【大阪、高浜】                  評価方針の相違（女川実績の反映）                  【大阪、高浜】                  記載方針の相違（女川実績の反映）                  ・操作の特徴ではなく事故の特徴について記載                  【大阪、高浜】                  記載方針の相違（女川実績の反映）</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>ORNL/THTF 試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で40%程度小さく評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、炉心露出後の燃料被覆管温度が低くなるが、燃料被覆管温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化に係るジルコニウム-水反応モデルは、酸化量を大きく評価するジルコニウム-水反応式を採用している。よって、実際の酸化発熱は解析結果に比べて小さくなり、燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>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、ORNL/THTF 試験解析等の結果から、炉心水位について最大で0.3m 低く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、炉心水位を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>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、サブクール領域での漏えい量について±10%の不確かさを持つことを確認している。よって、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多くなる場合と少なくなる場合があるが、破断口径として、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析を実施するこ</p>	<p>／THTF 試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で40%程度小さく評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、炉心露出後の燃料被覆管温度が低くなるが、燃料被覆管温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化に係るジルコニウム-水反応モデルは、酸化量を大きく評価するジルコニウム-水反応式を採用している。よって、実際の酸化発熱は解析結果に比べて小さくなり、燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>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は、ORNL/THTF 試験解析の結果から、炉心水位について最大で0.3m 低く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、炉心水位を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>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、サブクール領域での漏えい量について±10%の不確かさを持つことを確認している。よって、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多くなる場合と少なくなる場合があるが、破断口径として、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析を実施するこ</p>		<p>ORNL/THTF 試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で40%程度小さく評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、炉心露出後の燃料被覆管温度が低くなるが、燃料被覆管温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>炉心における燃料被覆管酸化に係るジルコニウム-水反応モデルは、酸化量を大きく評価するジルコニウム-水反応式を採用している。よって、実際の酸化発熱は解析結果に比べて小さくなり、燃料被覆管温度は低くなるが、燃料被覆管温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>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、ORNL/THTF 試験解析等の結果から、炉心水位について最大で0.3m 低く評価する不確かさを持つことを確認している。しかし、炉心水位を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>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、サブクール領域での漏えい量について±10%の不確かさを持つことを確認している。よって、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多くなる場合と少なくなる場合があるが、破断口径として、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析を実施するこ</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>とにより、破断流量の不確かさの影響を考慮していることから、事象初期の運転員等操作時間に与える影響はない。一方、破断流モデルは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次冷却系の温度及び圧力の低下が抑制されるが、1次冷却材圧力の低下による非常用炉心冷却設備作動信号はサブクール臨界流の時点で発信することから、この信号を起点とする2次冷却系強制冷却の開始に与える影響はない。</p> <p>1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化に係る2流体モデル及び壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、2次冷却系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で0.5MPa 高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなるが、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号は2次冷却系強制冷却より前に発信することから、この信号を起点とする2次冷却系強制冷却の開始に与える影響はない。</p> <p>蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、2次冷却系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で0.5MPa 高く評価する不確かさを持つ</p>	<p>とにより、破断流量の不確かさの影響を考慮していることから、事象初期の運転員等操作時間に与える影響はない。一方、破断流モデルは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次系の温度及び圧力の低下が抑制されるが、1次冷却材圧力の低下による非常用炉心冷却設備作動信号はサブクール臨界流の時点で発信することから、この信号を起点とする2次系強制冷却の開始に与える影響はない。</p> <p>1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化に係る2流体モデル及び壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、2次系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で0.5MPa 高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなるが、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号は2次系強制冷却より前に発信することから、この信号を起点とする2次系強制冷却の開始に与える影響はない。</p> <p>蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、2次系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で0.5MPa 高く評価する不確かさを持つ</p>	<p>とにより、破断流量の不確かさの影響を考慮していることから、事象初期の運転員等操作時間に与える影響はない。一方、破断流モデルは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次冷却系の温度及び圧力の低下が抑制されるが、1次冷却材圧力の低下による非常用炉心冷却設備作動信号はサブクール臨界流の時点で発信することから、この信号を起点とする2次冷却系強制冷却の開始に与える影響はない。</p> <p>1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化に係る2流体モデル及び壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、2次冷却系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で0.5MPa 高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなるが、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号は2次冷却系強制冷却より前に発信することから、この信号を起点とする2次冷却系強制冷却の開始に与える影響はない。</p> <p>蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、2次冷却系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で0.5MPa 高く評価する不確かさを持つ</p>	<p>とにより、破断流量の不確かさの影響を考慮していることから、事象初期の運転員等操作時間に与える影響はない。一方、破断流モデルは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次冷却系の温度及び圧力の低下が抑制されるが、1次冷却材圧力の低下による非常用炉心冷却設備作動信号はサブクール臨界流の時点で発信することから、この信号を起点とする2次冷却系強制冷却の開始に与える影響はない。</p> <p>1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化に係る2流体モデル及び壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、2次冷却系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で0.5MPa 高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなるが、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号は2次冷却系強制冷却より前に発信することから、この信号を起点とする2次冷却系強制冷却の開始に与える影響はない。</p> <p>蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、2次冷却系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で0.5MPa 高く評価する不確かさを持つ</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>ことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなるが、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号は<b>2次冷却系強制冷却</b>より前に発信することから、この信号を起点とする<b>2次冷却系強制冷却</b>の開始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>炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL/THTF 試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で40%程度小さく評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、炉心露出後の燃料被覆管温度が低くなることから、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>炉心における燃料被覆管酸化に係るジルコニウム-水反応モデルは、酸化量を大きく評価するジルコニウム-水反応式を採用している。よって、実際の酸化発熱は解析結果に比べて小さくなり、燃料被覆管温度は低くなることから、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>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<b>解析モデル</b>は、ORNL/THTF 試験解析等の結果から、炉心水位について最大で0.3m 低く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、</p>	<p>ことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなるが、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号は<b>2次系強制冷却</b>より前に発信することから、この信号を起点とする<b>2次系強制冷却</b>の開始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>炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL/THTF 試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で40%程度小さく評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、炉心露出後の燃料被覆管温度が低くなることから、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>炉心における燃料被覆管酸化に係るジルコニウム-水反応モデルは、酸化量を大きく評価するジルコニウム-水反応式を採用している。よって、実際の酸化発熱は解析結果に比べて小さくなり、燃料被覆管温度は低くなることから、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>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は、ORNL/THTF 試験解析の結果から、炉心水位について最大で0.3m 低く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の炉心水位は</p>	<p>ことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなるが、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号は<b>2次冷却系強制冷却</b>より前に発信することから、この信号を起点とする<b>2次冷却系強制冷却</b>の開始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>炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL/THTF 試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で40%程度小さく評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、炉心露出後の燃料被覆管温度が低くなることから、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>炉心における燃料被覆管酸化に係るジルコニウム-水反応モデルは、酸化量を大きく評価するジルコニウム-水反応式を採用している。よって、実際の酸化発熱は解析結果に比べて小さくなり、燃料被覆管温度は低くなることから、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>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<b>解析モデル</b>は、ORNL/THTF 試験解析等の結果から、炉心水位について最大で0.3m 低く評価する不確かさを持つことを確認して</p>	<p>ことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなるが、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号は<b>2次冷却系強制冷却</b>より前に発信することから、この信号を起点とする<b>2次冷却系強制冷却</b>の開始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>炉心における燃料棒表面熱伝達に係る燃料棒表面熱伝達モデルは、ORNL/THTF 試験解析の結果から、燃料棒表面熱伝達について最大で40%程度小さく評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の燃料棒表面熱伝達は解析結果に比べて大きくなり、炉心露出後の燃料被覆管温度が低くなることから、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>炉心における燃料被覆管酸化に係るジルコニウム-水反応モデルは、酸化量を大きく評価するジルコニウム-水反応式を採用している。よって、実際の酸化発熱は解析結果に比べて小さくなり、燃料被覆管温度は低くなることから、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>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<b>解析モデル</b>は、ORNL/THTF 試験解析等の結果から、炉心水位について最大で0.3m 低く評価する不確かさを持つことを確認して</p>	<p></p>

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>実際の炉心水位は解析結果に比べて高くなり、炉心露出に対する余裕が大きくなることから、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>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、サブクール領域での漏えい量について±10%の不確かさを持つことを確認している。よって、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多くなる場合と少なくなる場合があり、破断口径として、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析を実施することにより、破断流量の不確かさの影響を考慮している。一方、破断流モデルは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次冷却系保有水量の低下は抑制されるが、1次冷却材圧力の低下が抑制されることにより、蓄圧タンクからの注水開始が遅れることから、1次冷却系保有水量の回復は遅れる。以上より、破断流量の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響が一方向に定まらず、かつ有意な影響を有するため、破断口径として、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析を実施することにより、破断流量の不確かさの影響を考慮している。</p> <p>1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化に係る2流体モデル及び壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験</p>	<p>解析結果に比べて高くなり、炉心露出に対する余裕が大きくなることから、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>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、サブクール領域での漏えい量について±10%の不確かさを持つことを確認している。よって、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多くなる場合と少なくなる場合があり、破断口径として、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析を実施することにより、破断流量の不確かさの影響を考慮している。一方、破断流モデルは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次系保有水量の低下は抑制されるが、1次冷却材圧力の低下が抑制されることにより、蓄圧タンクからの注水開始が遅れることから、1次系保有水量の回復は遅れる。以上より、破断流量の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響が一方向に定まらず、かつ有意な影響を有するため、破断口径として、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析を実施することにより、破断流量の不確かさの影響を考慮している。</p> <p>1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化に係る2流体モデル及び壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験</p>		<p>実際の炉心水位は解析結果に比べて高くなり、炉心露出に対する余裕が大きくなることから、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>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、サブクール領域での漏えい量について±10%の不確かさを持つことを確認している。よって、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多くなる場合と少なくなる場合があり、破断口径として、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析を実施することにより、破断流量の不確かさの影響を考慮している。一方、破断流モデルは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次冷却系保有水量の減少は抑制されるが、1次冷却材圧力の低下が抑制されることにより、蓄圧タンクからの注水開始が遅れることから、1次冷却系保有水量の回復は遅れる。以上より、破断流量の不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響が一方向に定まらず、かつ有意な影響を有するため、破断口径として、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析を実施することにより、破断流量の不確かさの影響を考慮している。</p> <p>1次冷却系における沸騰・凝縮・ボイド率変化に係る2流体モデル及び壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>解析等の結果から、2次冷却系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で0.5MPa 高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなり、漏えい量が少なくなるため、1次冷却系保有水量の低下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>蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、2次冷却系強制冷却による減圧時の1次冷却材圧力について最大で0.5MPa 高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて小さくなり、漏えい量が少なくなるため、1次冷却系保有水量の低下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2.6.2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</p>	<p>解析等の結果から、2次系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で0.5MPa 高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなり、漏えい量が少なくなるため、1次系保有水量の低下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>蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、2次系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で0.5MPa 高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて小さくなり、漏えい量が少なくなるため、1次系保有水量の低下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2.6.2.1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</p>	<p>解析等の結果から、2次冷却系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で0.5MPa 高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなり、漏えい量が少なくなるため、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>蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、2次冷却系強制冷却による減圧時の1次冷却材圧力について最大で0.5MPa 高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて小さくなり、漏えい量が少なくなるため、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2.6.2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項目に</p>	<p>解析等の結果から、2次冷却系強制冷却による減圧時における1次冷却材圧力について最大で0.5MPa 高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて低くなり、漏えい量が少なくなるため、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>蒸気発生器における1次側・2次側の熱伝達に係る壁面熱伝達モデルは、ROSA/LSTF 試験解析等の結果から、2次冷却系強制冷却による減圧時の1次冷却材圧力について最大で0.5MPa 高く評価する不確かさを持つことを確認している。よって、不確かさを考慮すると、実際の1次冷却材圧力は解析結果に比べて小さくなり、漏えい量が少なくなるため、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7.1.6.2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</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

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>崩壊熱及び破断口径、並びに評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる蓄圧タンク初期保有水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</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次冷却材温度及び圧力の低下が早くなる。このため、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号を起点とする2次冷却系強制冷却の開始が早くなる。</p>	<p>崩壊熱（標準値）及び破断口径、標準値として設定している蒸気発生器2次側保有水量及び余熱除去ポンプ注入特性、並びに評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる蓄圧タンク初期保有水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</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崩壊熱より小さくなるため、1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなる。このため、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号を起点とする2次系強制冷却の開始が早くなる。</p>	<p>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>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の44.0kW/mに対して最確条件は約42.0kW/m以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、燃料被覆管温度の上昇は緩和されるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはなく、燃料被覆管温度を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/tに対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約31GWd/tであり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、また、炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなることから、格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、操作手順（速やかに注水手段を準備すること）に変わりはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p> <p>初期条件の炉心流量、原子炉水</p>	<p>壊熱及び破断口径並びに評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる蓄圧タンク初期保有水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</p> <p>初期条件の原子炉停止後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次冷却材温度及び圧力の低下が早くなる。このため、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号を起点とする2次冷却系強制冷却の開始が早くなるが、操作手順（非常用炉心冷却設備作動信号発信後速やかに事象発生を検知及び判断をし蒸気逃がし弁を開操作すること）に変わりはなく、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>【高浜】 記載内容の相違 ・泊は個別解析のため、標準値に係る記載をしない (大阪と同様)</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】 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>



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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>破断口径の変動を考慮した場合、1次冷却系からの漏えい率が変動することで、1次冷却材圧力の低下に影響を与える。このため、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号を起点とする2次冷却系強制冷却の開始時間が変動する。</p>	<p>破断口径の変動を考慮した場合、1次系からの漏えい率が変動することで、1次冷却材圧力の低下に影響を与える。このため、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号を起点とする2次系強制冷却の開始時間が変動する。</p> <p>蒸気発生器2次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、1次冷却材温度及び圧力の低下がわずかに早くなる。このため、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号を起点とする2次系強制冷却の開始がわずかに早くなる。</p> <p>余熱除去ポンプの最小注入特性を最確値とした場合、解析条件で設定している最小注入特性より小さくなり、1次系への注水流量は少なくなるため、1次系保有水量の回復が遅くなるが、操作開始の起点としているパラメータに対して影響はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</p>	<p>位、サブプレッションプール水位及び格納容器圧力は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象については、炉心冷却の観点で厳しい液相部配管の中で最大口径である再循環配管を選定し、破断面積は、炉心損傷防止対策の有効性を確認する上で、事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」の事象進展の特徴を代表できる破断面積である 1.4cm<sup>2</sup>を設定している。</p> <p>なお、第2.6.23図から第2.6.26図に示すとおり、CHASTE 解析によれば、破断面積が3.2cm<sup>2</sup>までは、燃料被覆管破裂を回避することができる。原子炉急速減圧の開始時間は、状況判断の時間、高圧・低圧注水機能喪失の確認時間及び低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の準備時間を考慮して設定しており、破断面積の違いの影響を受けないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。破断面積が大きくと、炉心損傷（燃料被覆管破裂を含む。）に至る場合については、「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応となる。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については、事象進展を厳しくする観点から、給復水系による給水がなくなり、原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を設定している。</p> <p>なお、外部電源がある場合は、給</p>	<p>事故条件の破断口径の変動を考慮した場合、1次冷却系からの漏えい率が変動することで、1次冷却材圧力の低下に影響を与える。このため、1次冷却材圧力の低下により発信する非常用炉心冷却設備作動信号を起点とする2次冷却系強制冷却の開始時間が変動するが、操作手順（非常用炉心冷却設備作動信号発信後速やかに事象発生を検知及び判断をし主蒸気逃がし弁を開操作すること）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>【大阪、高浜】 記載方針の相違（実質的な相違の反映）</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> <p>【高浜】 評価方針の相違 ・泊は個別解析のため不確かさの影響評価の対象外（大阪と同様）</p> <p>【高浜】 評価方針の相違 ・同上</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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次冷却系からの漏えい率及び1次冷却材の蒸散率が低下することで、1次冷却系保有水量の低下が抑制され、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>(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崩壊熱より小さくなるため、1次系からの漏えい率及び1次冷却材の蒸散率が低下することで、1次系保有水量の低下が抑制され、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>復水系による原子炉压力容器への給水機能は維持されることから、運転員等操作時間に与える影響はない。機器条件の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復は早くなる。冠水後の操作として冠水維持可能な注水量に制御するが、注水後の流量調整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>(添付資料 2.6.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の最大線出力密度は、解析条件の44.0kW/m に対して最確条件は約42.0kW/m 以下であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、燃料被覆管温度の上昇は緩和されることから、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>初期条件の原子炉停止後の崩壊熱は、解析条件の燃焼度33GWd/t に対応したものとしており、その最確条件は平均的燃焼度約31GWd/t であり、解析条件の不確かさとして、最確条件とした場合は、解析条件で設定している崩壊熱よりも小さくなるため、発生する蒸気量は少なくなり、原子炉水位の低下は緩和され、また、炉心露出後の燃料被覆管温度の上昇は緩和され、それに伴う原子炉冷却材の放出も少なくなるが、格納容器圧力及び温度の上昇は</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>初期条件の原子炉停止後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次冷却系からの漏えい率及び1次冷却材の蒸散率が低下することで、1次冷却系保有水量の減少が抑制され、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>【大阪、高浜】                  記載方針の相違（女川実証の反映）</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>破断口径の変動を考慮した場合、1次冷却系からの漏えい率が変動することで、1次冷却系保有水量に影響を与えることから、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析結果に基づき、評価項目となるパラメータに与える影響を評価した。その結果、以下に示すとおり、評価項目となるパラメータに対して十分な余裕があることを確認した。</p> <p>i. 6インチ破断</p> <p>破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに、1次冷却材圧力の低下が早くなり、ループシールが形成されることで炉心水位は低下するが、早期にループシールが解除されることで、炉心水位は上昇に転じ、さらに蓄圧注入が開始されることで炉心は再冠水する。その後、2次冷却系強制冷却の開始後に一時的に蓄圧注入が中断し炉心は露出するが、蓄圧注入が再開することで炉心は再冠水し、燃料被覆管温度は低下に転じる。その後、低下注入が開始される。</p> <p>ii. 4インチ破断</p>	<p>破断口径の変動を考慮した場合、1次系からの漏えい率が変動することで、1次系保有水量に影響を与えることから、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析結果に基づき、評価項目となるパラメータに与える影響を評価した。その結果、以下に示すとおり、評価項目となるパラメータに対して十分な余裕があることを確認した。</p> <p>i. 6インチ破断</p> <p>破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに、1次冷却材の圧力低下が早くなり、早期にループシールが解除されることで、蓄圧注入が開始される。その後、2次系強制冷却の開始後に低下注入が開始される。その結果、炉心が露出することはない。</p> <p>ii. 4インチ破断</p>	<p>格納容器ベントにより抑制されることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。</p> <p>初期条件の炉心流量、原子炉水位、サブプレッションプール水位及び格納容器圧力は、ゆらぎにより解析条件に対して変動を与え得るが、事象進展に与える影響は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>事故条件の起因事象については、炉心冷却の観点で厳しい液相部配管の中で最大口径である再循環配管を選定し、破断面積は、炉心損傷防止対策の有効性を確認する上で、事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」の事象進展の特徴を代表できる破断面積である 1.4cm<sup>2</sup>を設定している。</p> <p>なお、第2.6.23図から第2.6.26図に示すとおり、CHASTE 解析によれば、破断面積が3.2cm<sup>2</sup>までは、燃料被覆管破裂を回避することができ、燃料被覆管の最高温度は約875℃となる。破断面積が大きく、炉心損傷（燃料被覆管破裂を含む。）に至る場合については、「3.1 零圧気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の対応となる。</p> <p>事故条件の外部電源の有無については、事象進展を厳しくする観点から、給復水系による給水がなくなり、原子炉水位の低下が早くなる外部電源がない状態を設定している。</p> <p>なお、外部電源がある場合は、給復水系による原子炉圧力容器への給水機能は維持されるため、事象進</p>	<p>事故条件の破断口径の変動を考慮した場合、1次冷却系からの漏えい率が変動することで、1次冷却系保有水量に影響を与えることから、6インチ破断、4インチ破断及び2インチ破断の解析結果に基づき、評価項目となるパラメータに与える影響を評価した。その結果、以下に示すとおり、評価項目となるパラメータに対して十分な余裕があることを確認した。</p> <p>i. 6インチ破断</p> <p>破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに、1次冷却材圧力の低下が早くなり、早期にループシールが解除されることで、蓄圧注入が開始される。その後、2次冷却系強制冷却の開始後に低下注入が開始される。その結果、炉心が露出することはない。</p> <p>ii. 4インチ破断</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（注水機能の反映）</p> <p>【大阪】 解析結果の相違 ・大阪は炉心が一時的に露出するため燃料被覆管温度が上昇する</p>

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>事象初期の破断流量及び1次冷却材圧力の低下は2インチ破断と6インチ破断の中間程度であり、比較的早期にループシールが解除されるが、1次冷却系保有水量の低下により一時的に炉心は露出する。その後、1次冷却材圧力の低下により蓄圧注入が開始されるとともに、2次冷却系強制冷却を開始することで炉心は再冠水し、燃料被覆管温度は低下に転じる。その後、低圧注入が開始される。</p> <p>iii. 2インチ破断</p> <p>破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに1次冷却材圧力の低下が遅くなり、2次冷却系強制冷却開始後に蓄圧注入及び低圧注入が開始される。その結果、炉心が露出することはない。</p> <p>iv. 4インチから2インチ破断の間の傾向</p> <p>破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに1次冷却材圧力の低下が遅くなり、ループシールの解除は遅くなる傾向となる。また、2次冷却系強制冷却開始後に蓄圧注入及び低圧注入が開始されるが、1次冷却系保有水量の低下が少なく、炉心が露出しにくくなることから、4インチ破断より燃料被覆管温度は低くなる傾向となる。</p>	<p>事象初期の破断流量及び1次冷却材の圧力低下は2インチ破断と6インチ破断の中間程度であり、比較的早期にループシールが解除されるが、1次系保有水量の低下により一時的に炉心は露出する。その後、1次冷却材の圧力低下により蓄圧注入が開始されるとともに、2次系強制冷却を開始することで炉心は再冠水し、燃料被覆管温度は低下に転じる。その後、低圧注入が開始される。</p> <p>iii. 2インチ破断</p> <p>破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに1次冷却材の圧力低下が遅くなり、2次系強制冷却開始後に蓄圧注入及び低圧注入が開始される。その後、一時的に炉心は露出するが、ループシールが解除されることで炉心は再冠水し、燃料被覆管温度は低下に転じる。</p> <p>iv. 4インチから2インチ破断の間の傾向</p> <p>破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに1次冷却材の圧力低下が遅くなり、ループシールの解除は遅くなる傾向となる。また、2次系強制冷却開始後に蓄圧注入及び低圧注入が開始されるが、1次系保有水量の低下が少なく、炉心が露出しにくくなることから、4インチ破断より燃料被覆管温度は低くなる傾向となる。</p>	<p>展が緩和されることから、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>機器条件の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）は、解析条件の不確かさとして、実際の注水量が解析より多い場合（注水特性（設計値）の保守性）、原子炉水位の回復が早くなることから、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 style="text-align: right;">（添付資料 2.6.4）</p>	<p>事象初期の破断流量及び1次冷却材圧力の低下は2インチ破断と6インチ破断の中間程度であり、比較的早期にループシールが解除されるが、1次冷却系保有水量の減少により一時的に炉心は露出する。その後、1次冷却材圧力の低下により蓄圧注入が開始されるとともに、2次冷却系強制冷却を開始することで炉心は再冠水し、燃料被覆管温度は低下に転じる。その後、低圧注入が開始される。</p> <p>iii. 2インチ破断</p> <p>破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに1次冷却材圧力の低下が遅くなり、2次冷却系強制冷却開始後に蓄圧注入及び低圧注入が開始される。その後、ループシールの形成により一時的な水位の低下はあるものの炉心は露出することはない。</p> <p>iv. 4インチから2インチ破断の間の傾向</p> <p>破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに1次冷却材圧力の低下が遅くなり、ループシールの解除は遅くなる傾向となる。また、2次冷却系強制冷却開始後に蓄圧注入及び低圧注入が開始されるが、1次冷却系保有水量の減少が少なく、炉心が露出しにくくなることから、4インチ破断より燃料被覆管温度は低くなる傾向となる。</p>	<p>【高浜】                  解析結果の相違                  ・泊の低圧注入系は高浜に比べて注入初期の圧力が比較的高い状態での注入流量が多い特性があり、低圧注入開始以降は炉心水位が高い状態で維持されるため炉心は露出しない</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>v. 4インチから6インチ破断の間の傾向</p> <p>破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに1次冷却材圧力の低下が早くなり、事象初期にループシールが解除される。その後、2次冷却系強制冷却開始前に蓄圧注入が開始されることにより炉心水位は回復し、低圧注入開始までの時間が比較早くなることから、4インチ破断より燃料被覆管温度は低下する傾向となる。                      (添付資料 2.6.11)</p> <p>蓄圧タンクの初期保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している初期保有水量よりも多くなることにより蓄圧タンク気相部の初期体積が小さくなり、注水に伴う</p>	<p>v. 4インチから6インチ破断の間の傾向</p> <p>破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに1次冷却材の圧力低下が早くなり、事象初期にループシールが解除される。その後、2次系強制冷却開始前に蓄圧注入が開始されることにより炉心水位は回復し、低圧注入開始までの時間が比較早くなることから、4インチ破断より燃料被覆管温度は低下する傾向となる。                      (添付資料 2.6.11)</p> <p>蒸気発生器2次側保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している保有水量より多くなるため、1次冷却材温度及び圧力の低下がわずかに早くなり、1次系からの漏れ量が少なくなるとともに、蓄圧注入、低圧注入の開始が早くなる。このため、1次系保有水量の低下が抑制され、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>余熱除去ポンプの最小注入特性を最確値とした場合、解析条件で設定している最小注入特性より小さくなるが、低圧注入開始時点で既に炉心は再冠水していること及び低圧注入開始後は蒸散量に対して十分な注入量を確保できることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>蓄圧タンクの初期保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している初期保有水量よりも多くなることにより蓄圧タンク気相部の初期体積が小さくなり、注水に伴う</p>		<p>v. 4インチから6インチ破断の間の傾向</p> <p>破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに1次冷却材圧力の低下が早くなり、事象初期にループシールが解除される。その後、2次冷却系強制冷却開始前に蓄圧注入が開始されることにより炉心水位は回復し、低圧注入開始までの時間が比較早くなることから、4インチ破断より燃料被覆管温度は低下する傾向となる。                      (添付資料7.1.6.9)</p> <p>蓄圧タンクの初期保有水量を最確値とした場合、解析条件で設定している初期保有水量よりも多くなることにより、蓄圧タンク気相部の初期体積が小さくなり、注水に伴う</p>	<p><b>相違理由</b></p> <p>【高浜】                      評価方針の相違                      ・泊は個別解析のため不確かさの影響評価の対象外（大阪と同様）</p> <p>【高浜】                      評価方針の相違                      ・同上</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>気相部圧力の低下が大きくなるため、1次冷却系への注水量及び注水流量の観点から厳しくなることから、炉心露出に至る6インチ破断及び4インチ破断のケースにおいて最高保有水量とした場合の感度解析を実施した。その結果、第2.6.39図から第2.6.41図に示すとおり、6インチ破断の場合では、蓄圧注入流量が小さくなることでループシール解除後に1次冷却材の流出により低下した水位の回復が遅くなるため、燃料被覆管温度は高く推移し、燃料被覆管最高温度は約746℃となる。また、第2.6.42図から第2.6.44図に示すとおり、4インチ破断の場合では、炉心露出後に蓄圧注入が開始されることから、蓄圧タンクからの注入流量が小さくなっており、燃料被覆管最高温度は約928℃となる。よって、燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余裕があり、蓄圧タンク初期保有水量が評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことが確認された。</p> <p>(添付資料2.6.7)</p>	<p>気相部圧力の低下が大きくなるため、1次系への注水量及び注水流量の観点から厳しくなることから、炉心露出に至る4インチ破断及び2インチ破断のケースにおいて最高保有水量とした場合の感度解析を実施した。その結果、第2.6.3.1図から第2.6.3.3図に示すとおり、4インチ破断の場合では炉心露出後に蓄圧注入が開始されることから、蓄圧タンクからの注水流量が小さくなっており、燃料被覆管最高温度は約791℃となる。また、第2.6.3.4図から第2.6.3.6図に示すとおり、2インチ破断の場合では1次系保有水量の低下が遅くなることで炉心露出が遅くなるとともに、炉心露出期間が短くなっており、燃料被覆管最高温度は約392℃となる。よって、燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余裕があり、蓄圧タンク初期保有水量が評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことが確認された。</p> <p>(添付資料2.6.7)</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</p>	<p>気相部圧力の低下が大きくなるため、1次冷却系への注水量及び注水流量の観点から厳しくなることから、炉心露出に至る4インチ破断のケースにおいて最大保有水量とした場合の感度解析を実施した。その結果、第7.1.6.38図から第7.1.6.40図に示すとおり、炉心露出後に蓄圧注入が開始されることから、蓄圧タンクからの注入流量が小さくなっており、燃料被覆管最高温度は約776℃となる。</p> <p>よって、燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余裕があり、蓄圧タンク初期保有水量が評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことが確認された。</p> <p>(添付資料7.1.6.5)</p>	<p>相違理由</p> <p>【大阪、高浜】                      解析結果の相違                      ・炉心露出する破断サイズの相違</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評価する。</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評価する。</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</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</p>	<p>【大阪、高浜】                      評価方針の相違（女川実装の反映）</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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) 要員の配置による他の操作に与える影響</p> <p>2次冷却系強制冷却の開始は、第2.6.6図から第2.6.8図に示すとおり、中央制御室での操作であり、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>(a) 要員の配置による他の操作に与える影響</p> <p>2次系強制冷却の開始は、第2.6.1.6図から第2.6.1.8図に示すとおり、中央制御室での操作であり、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>す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</p> <p>操作条件の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の原子炉注水操作（原子炉急速減圧操作を含む）は、解析上の操作開始時間として事象発生から20分後を設定している。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、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の起動及び系統構成の認知時間及び操作時間は時間余裕を含めて設定されていることから、その後に行う逃がし安全弁による原子炉急速減圧操作の操作開始時間が解析上の設定よりも早まる可能性があり、原子炉注水の開始時間も早まることから、運転員等操作時間に対する余裕は大きくなる。</p> <p>なお、この操作を行う運転員は、他の操作との重複がないことから、操作開始時間が早まっても、他の運転員等の操作時間に与える影響はない。</p> <p>操作条件の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力0.384MPa[gage]到達時を設定している。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、格納容器代替スプレイの実施基準（格納容器圧力0.384MPa[gage]）に到達するのは、事象発生約26時間後であり、運転員が格納容器圧力の上昇を認知できる時間があることから、実態の操作開始時間は、解</p>	<p>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2次冷却系強制冷却の開始は、解析上の操作開始時間として、非常用炉心冷却設備作動信号発信の10分後に開始し1分で完了する設定としている。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は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、高浜】                  評価方針の相違（女川実態の反映）</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>析上の操作開始時間とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さい。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遅れる可能性があるが、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>操作条件の原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱操作は、解析上の操作開始時間として格納容器圧力0.427MPa[gage]到達時を設定している。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、炉心損傷前の格納容器ベントの操作実施基準（格納容器圧力0.427MPa[gage]）に到達するのは、事象発生の約44時間後であり、格納容器ベントの準備操作は格納容器圧力の上昇傾向を監視しながらあらかじめ実施可能である。また、格納容器ベントの操作時間は時間余裕を含めて設定していることから、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。ただし、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は、現場操作にて対応するため、約1.5時間程度操作開始時間が遅れる可能性があるが、格納容器の限界圧力は0.854MPa[gage]であることから、格納容器の健全性という点では問題とならない。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</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>2次冷却系強制冷却は、炉心崩壊熱等の不確かさにより1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなり、非常用炉心冷却設備作動信号の発信が早くなることで、操作開始が早くなる。操作開始が早くなる場合は、1次冷却系からの漏えい率が小さくなり、1次冷却系保有水量の低下が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。一方、破断口径等の不確かさにより1次冷却材温度及び圧力の低下が遅くなり、非常用炉心冷却設備作動信号の発信が遅くなることで、操作開始が遅くなる。操作開始が遅くなる場合は、1次冷却系からの漏えい率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が小さくなることを考えられるが、「2.6.3(3) 操作時間余裕の把握」において非常用炉心冷却設備作動信号発信11分後の2次冷却系強制冷却開始の時間余裕として、操作開始を3分遅くした場合の感度解析を実施しており、同程度の遅れが生じた場合においても、燃</p>	<p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>2次系強制冷却は、炉心崩壊熱の不確かさ等により1次冷却材温度及び圧力の低下が早くなり、非常用炉心冷却設備作動信号の発信が早くなることで、操作開始が早くなる。操作開始が早くなる場合は、1次系からの漏えい率が小さくなり、1次系保有水量の低下が抑制されるため、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。一方、破断口径の不確かさにより1次系からの漏えい率が小さくなると、非常用炉心冷却設備作動信号の発信が遅くなる。操作開始が遅くなる場合は、1次系からの漏えい率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が小さくなることを考えられるが、「(3) 操作時間余裕の把握」において非常用炉心冷却設備作動信号発信11分後の2次系強制冷却開始の時間余裕として、操作開始を5分遅くした場合の感度解析を実施しており、同程度の遅れに対して、燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータ</p>	<p>開始時間は遅れる可能性があるが、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>なお、格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合においても、現場操作にて対応することから、他の操作に与える影響はない。</p> <p>(添付資料2.6.4)</p> <p>(b) 評価項目となるパラメータに与える影響</p> <p>操作条件の低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）の原子炉注水操作（原子炉急速減圧操作を含む）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は解析上の設定より早まる可能性があり、その場合には燃料被覆管温度は解析結果よりも低くなり、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>操作条件の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作は、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は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</p> <p>操作条件の原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱操作は、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は解析上の設定とほぼ同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。仮に格納容器ベント実施時に遠隔操作に失敗した場合は、現場操作にて対応す</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2次冷却系強制冷却は、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、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。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遅れる可能性があるが、その場合1次冷却系からの漏えい率が小さくなり、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が大きくなる。一方、破断口径等の不確かさにより1次冷却材温度及び圧力の低下が遅くなり、非常用炉心冷却設備作動信号の発信が遅くなることで、操作開始が遅くなる。操作開始が遅くなる場合は、1次冷却系からの漏えい率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が小さくなることを考えられるが、「(3) 操作時間余裕の把握」において、非常用炉心冷却設備作動信号発信11分後の2次冷却系強制冷却開始の時間余裕として、操作開始を5分遅くした場合</p>	<p>【大阪、高浜】                  評価方針の相違                  【女川実績の反映】</p> <p>【高浜】                  記載方針の相違</p> <p>【大阪】                  解析条件の相違</p>

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>料被覆管最高温度 1,200℃に対して十分な余裕があり、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、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。</p> <p>2次冷却系強制冷却の操作時間余裕を確認するため、2次冷却系強制冷却による蓄圧注入のタイミング等の観点から、炉心が露出することにより炉心冷却の点で最も厳しい4インチ破断及び2次冷却系強制冷却が遅くなった場合の影響が大きい2インチ破断のケースにおいて、2次冷却系強制冷却について、解析上の操作開始時間は非常用炉心冷却設備作動信号発信の11分後であるのに対し、3分遅くした14分後に開始する場合の感度解析を実施した。4インチ破断の解析結果は第2.6.45図から第2.6.50図に示すとおりであり、操作開始が遅くなることで1次冷却材圧力がわずかに高く推移し、1次冷却系からの漏えい率が大きくなるとともに蓄圧注入流量が少なくなり、燃料被覆管最高温度は約1,115℃となる。また、2インチ破断の解析結果は第2.6.51図から第</p>	<p>高浜発電所3/4号炉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、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。</p> <p>2次系強制冷却の操作時間余裕を評価するため、2次系強制冷却による蓄圧注入のタイミング等の観点から、炉心が露出することにより炉心冷却の点で最も厳しい4インチ破断及び2インチ破断のケースにおいて、2次系強制冷却について、解析上の開始時間は非常用炉心冷却設備作動信号発信の11分後であるのに対し、5分遅くした16分後に開始する場合の感度解析を実施した。4インチ破断の解析結果は第2.6.3.7図から第2.6.3.12図に示すとおりであり、操作開始が遅くなることで1次冷却材圧力がわずかに高く推移し、1次系からの漏えい率が大きくなるとともに蓄圧注入流量が少なくなり、燃料被覆管最高温度は約808℃となる。また、2インチ破断の解析結果は第2.6.3.13図から第2.6.3.18図に示すとおりであり、操作開始が遅くなることで1次系圧力がわ</p>	<p>るため、約1.5時間程度操作開始が遅れる可能性がある。格納容器ベント操作開始時間が遅くなった場合、格納容器圧力は0.427MPa[gage]より若干上昇するため、評価項目となるパラメータに影響を与えるが、格納容器の限界圧力は0.854MPa[gage]であることから、格納容器の健全性という点では問題とはならない。</p> <p>(添付資料2.6.4)</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>第2.6.27図から第2.6.29図に示すとおり、操作条件の低圧代替注水系（常設（復水移送ポンプ）の原子炉注水操作（原子炉急速減圧操作を含む）は、事象発生から25分後（操作開始時間5分程度の遅れ）までに原子炉急速減圧操作を実施できれば、燃料被覆管の最高温度は約877℃となり1,200℃以下となることから、炉心の著しい損傷は発生せず、評価項目を満足することから時間余裕がある。また、燃料被覆管の破裂も発生しないことから、格納容器ベント時の敷地境界での実効線量は「2.6.2(4) 有効性評価の結果」と同等となり、5mSvを下回る。</p> <p>操作条件の原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作については、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）の運転開始までの時間は、仮にアクセスルートの被害</p>	<p>の感度解析を実施しており、同程度の遅れが生じた場合においても、燃料被覆管最高温度 1,200℃に対して十分な余裕があり、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2次冷却系強制冷却開始について、2次冷却系強制冷却の操作時間余裕を確認するため、2次冷却系強制冷却による蓄圧注入のタイミング等の観点から、炉心が露出することにより炉心冷却の点で最も厳しい4インチ破断及び2次冷却系強制冷却が遅くなった場合の影響が大きい2インチ破断のケースにおいて、解析上の開始時間は非常用炉心冷却設備作動信号発信の11分後であるのに対し、5分遅くした16分後に開始する場合の感度解析を実施した。4インチ破断の解析結果は第7.1.6.41図から第7.1.6.46図に示すとおりであり、操作開始が遅くなることで1次冷却材圧力がわずかに高く推移し、1次冷却系からの漏えい率が大きくなるとともに蓄圧注入流量が少なくなり、燃料被覆管最高温度は約782℃となる。また、2インチ破断の解析結果は第7.1.6.47図</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】 記載方針の相違（女川実績の反映）</p> <p>【高浜】 記載方針の相違</p> <p>【大阪】 解析条件の相違</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>2.6.56 図に示すとおりであり、操作開始が遅くなることで1次冷却材圧力がわずかに高く推移し、1次冷却系からの漏えい率が大きくなるとともに蓄圧注入の開始が遅くなる。その結果、1次冷却系保有水量は減少するが、炉心は冠水状態を維持することから、燃料被覆管温度は初期値（約390℃）以下となる。いずれも燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余裕がある。よって、操作時間余裕として、非常用炉心冷却設備作動信号の発信から13分程度は確保できる。</p> <p>(添付資料2.6.12)</p>	<p>ずかに高く推移し、1次系からの漏えい率が大きくなるとともに蓄圧注入の開始が遅くなることで炉心露出が早くなり、燃料被覆管最高温度は約580℃となるが、いずれも燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余裕がある。よって、操作時間余裕として、非常用炉心冷却設備作動信号の発信から15分程度は確保できる。</p> <p>(添付資料2.6.12)</p>	<p>があった場合の復元旧操作を考慮しても、事象発生から10時間あり、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却操作開始までの時間は事象発生から約26時間あり、準備時間が確保されることから、時間余裕がある。</p> <p>操作条件の原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱操作については、格納容器ベント開始までの時間は事象発生から約44時間あり、準備時間が確保できることから、時間余裕がある。また、遠隔操作の失敗により、格納容器ベント操作開始時間が遅れる場合においても、格納容器圧力は0.427MPa[gage] から上昇するが、格納容器圧力の上昇は緩やかであるため、格納容器の限界圧力0.854MPa[gage] に至るまでの時間は、過圧の観点で厳しい「3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」においても事象発生約51時間後であり、約6時間以上の準備時間が確保できることから、時間余裕がある。</p> <p>(添付資料2.6.4, 2.6.5, 3.1.3.9)</p>	<p>から第7.1.6.52 図に示すとおりであり、操作開始が遅くなることで1次冷却材圧力がわずかに高く推移し、1次冷却系からの漏えい率が大きくなるとともに蓄圧注入の開始が遅くなる。その結果、1次冷却系保有水量は減少するが、炉心は冠水状態を維持することから、燃料被覆管温度は初期値（約380℃）以下となる。いずれも燃料被覆管最高温度1,200℃以下となることから、炉心の著しい損傷は発生せず、評価項目を満足することから時間余裕がある。よって、操作時間余裕として、非常用炉心冷却設備作動信号の発信から15分程度は確保できる。</p> <p>(添付資料7.1.6.10)</p>	<p>【高浜】 解析結果の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実証の反映）</p> <p>【大阪、高浜】 解析結果の相違</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。</p> <p>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2次冷却系強制冷却等を行うことにより、評価項目となるパラメータ</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。</p> <p>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2次系強制冷却等を行うことにより、評価項目となるパラメータに与</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。</p> <p>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、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。</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。</p> <p>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2次冷却系強制冷却等を行うことにより、評価項目となるパラメータ</p>	<p>【大阪、高浜】 評価方針の相違（女川実証の反映）</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>に与える影響は小さいことを確認した。</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。なお、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 2.6.13)</p>	<p>える影響は小さいことを確認した。</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。なお、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 2.6.13)</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>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 7.1.6.11)</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>

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>2.6.4 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>事故シナシケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」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、「2.6.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり18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>事故シナシケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」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、号炉間の事故シナシ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>2.6.4 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>事故シナシケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」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、「2.6.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり18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>事故シナシケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」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、号炉間の事故シナシ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>2.6.4 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>事故シナシケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「2.6.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり30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30名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価</p> <p>事故シナシケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」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2.6.6)</p> <p>a. 水源</p> <p>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器スプレイについては、7日間の対応を考慮すると、合計約3,770m<sup>3</sup>の水が必要である。</p> <p>水源として、復水貯蔵タンクに約1,192m<sup>3</sup>及び淡水貯水槽に約10,000m<sup>3</sup>の水を保有している。これにより、必要な水源は確保可能である。また、事</p>	<p>7.1.6.4 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>事故シナシケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」において、重大事故等対策時に<b>おける</b>必要な要員は、「7.1.6.1(3) 炉心損傷防止対策」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>事故シナシケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」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<b>している</b>。その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源</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 ・泊はシナシケンス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>【女川】 設計の相違 ・女川とPMRでは事故対応手段が異なる。PMRでは注水し続けるのではなく、燃料取替用水ビットの水位がある水位まで低下した段階で再循環運転へ移行する</p>

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>燃料取替用水ピット (1,860m<sup>3</sup>: 有効水量) を水源とする余熱除去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、低圧再循環へ切り替え、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>燃料取替用水タンク (1,600m<sup>3</sup>: 有効水量) を水源とする余熱除去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、低圧再循環へ切り替え、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>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 450.9kℓ の重油が必要となる。</p>	<p>象発生約 10 時間以降に淡水貯水槽の水を、大容量送水ポンプ (タイプ I) により復水貯蔵タンクへ給水することで、復水貯蔵タンクを枯渇させることなく復水貯蔵タンクを水源とした7日間の注水継続実施が可能となる。</p> <p>b. 燃料                      常設代替交流電源設備による電源供給については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約 414kℓ の軽油が必要となる。大容量送水ポンプ (タイプ I) による復水貯蔵タンクへの給水及び格納容器代替スプレイについては、保守的に事象発生直後からの大容量送水ポンプ (タイプ I) の運転を想定すると、7日間の運転継続に約 32kℓ の軽油が必要となる。原子炉補機代替冷却水系については、保守的に事象発生直後からの運転を想定すると、7日間の運転継続に約 42kℓ 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、常設代替交流電源設備による電源供給、大容量送水ポンプ (タイプ</p>	<p>燃料取替用水ピット (1,700m<sup>3</sup>: 有効水量) を水源とする余熱除去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、低圧再循環へ切り替え、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<b>最大負荷</b>で運転した場合、約 527.1kℓ の軽油が必要となる。</p>	<p>ため、燃料取替用水ピットへの補給は不要である。</p> <p>【大阪、高浜】                      設計の相違                      ・燃料取替用水ピット(炉心)切替水位設定の差異</p> <p>【大阪、高浜】                      記載表現の相違(女川実装の反映)</p> <p>【大阪、高浜】                      設計の相違                      ・必要な燃料の量の相違                      ・泊は軽油のみを使用する</p>

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>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>(添付資料 2.1.12)</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>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>I) による復水貯蔵タンクへの給水等及び原子炉補機代替冷却水系の運転について、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505kℓ）。</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、常設代替交流電源設備による電源供給、大容量送水ポンプ（タイプI) による復水貯蔵タンクへの給水等及び原子炉補機代替冷却水系の運転について、7日間の継続が可能である。</p> <p>c. 電源</p> <p>常設代替交流電源設備の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷として約4,485kW必要となるが、常用連続運用仕様である約6,000kW未満となることから、必要負荷に対しての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>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 7.1.6.12)</p>	<p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映） 【大阪、高浜】 設備名称の相違 【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） 【大阪、高浜】 設計の相違 ・貯油槽容量の相違</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映） ・外電が使用できないものと仮定している女川のIS-100Aと同様の記載 【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映） ・緊急時の評価結果についても記載</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>2.6.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生し、高圧での炉心注水ができなくなることで、1次冷却系保有水量が減少し、炉心の冷却能力が低下することにより、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「ECCS 注水機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策として補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次冷却系強制冷却、余熱除去ポンプによる低圧注入、並びに恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水、長期対策として余熱除去ポンプによる低圧再循環及び格納容器スプレイポンプによる代替再循環を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」の重要事故シーケンス「中破断 LOCA 時に高圧注入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、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水及び主蒸気逃がし弁の開操作による2次冷却系強制冷却を実施することにより、蓄圧注入及び低圧注入を促進させることで、破断口径が比較的大きい6インチ破断及び4インチ破断については、炉心が一時的に露出するものの、蓄圧注入又は低圧注入により再冠水することで燃料被覆管温度は低下する。破断口径が比較的小さい2インチ破断については、炉心が露出することはない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧</p>	<p>2.6.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断が発生し、高圧での炉心注水ができなくなることで、1次系保有水量が減少し、炉心の冷却能力が低下することにより、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「ECCS 注水機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策として補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却、余熱除去ポンプによる低圧注入、並びに恒設代替低圧注水ポンプによる代替炉心注水、長期対策として余熱除去ポンプによる低圧再循環及び格納容器スプレイポンプによる代替再循環を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」の重要事故シーケンス「中破断 LOCA 時に高圧注入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、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水及び主蒸気逃がし弁の開操作による2次系強制冷却を実施することにより、蓄圧注入及び低圧注入を促進させることで、破断口径が大きい6インチ破断については炉心が露出することはない。また、破断口径が比較的小さい2インチ破断及び4インチ破断については、炉心は一時的に露出するものの、蓄圧注入又は低圧注入により再冠水することで燃料被覆管温度は低下する。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧</p>	<p>2.6.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後、高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し、かつ、自動減圧系が機能喪失することで、破断箇所から原子炉冷却材が流出し、原子炉水位の低下により炉心が露出して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「LOCA 時注水機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉注水手段、安定状態に向けた対策として、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却手段及び原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱手段を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」の重要事故シーケンス「中破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗」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、逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）による格納容器冷却及び原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱を実施することにより、炉心損傷することはない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧</p>	<p>7.1.6.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の中小破断の発生後、高圧注入機能が喪失し、破断箇所から1次冷却材が流出し、原子炉容器内水位の低下により炉心が露出して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「ECCS 注水機能喪失」に対する炉心損傷防止対策としては、初期の対策として補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次冷却系強制冷却並びに余熱除去ポンプによる低圧注入、安定状態に向けた対策として余熱除去ポンプによる低圧再循環を整備している。</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」の重要事故シーケンス「中破断 LOCA 時に高圧注入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、補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水及び主蒸気逃がし弁の開操作による2次冷却系強制冷却を実施することにより、蓄圧注入及び低圧注入を促進させることで、炉心損傷することはない。</p> <p>その結果、燃料被覆管温度及び酸化量、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧</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】 記載方針の相違</p> <p>・相違理由について注釈参照</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違（女川実績の反映）</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>力及び温度は、評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には安定停止状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、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、本事故シーケンス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、外部電源喪失を仮定しても供給可能である。</p> <p>以上のことから、事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」において、2次冷却系強制冷却等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であり、事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」に対して有効である。</p>	<p>力及び温度は、評価項目を満足していることを確認した。また、長期的には安定停止状態を維持できる。</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて操作への影響を含めて確認した結果、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、本事故シーケンス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、外部電源喪失を仮定しても供給可能である。</p> <p>以上のことから、事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」において、2次系強制冷却等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であり、事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」に対して有効である。</p>	<p>力及び温度は、評価項目を満足している。また、安定状態を維持できる。なお、原子炉格納容器フィルタベント系等の使用による敷地境界での実効線量は、周辺の公衆に対して著しい被ばくのリスクを与えることはない。</p> <p>解析コード及び解析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>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、低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）及び逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉注水、原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」に対して有効である。</p>	<p>力及び温度は、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、補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次冷却系強制冷却、余熱除去ポンプによる低圧注入等の炉心損傷防止対策は、選定した重要事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」に対して有効である。</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） ・具体的な炉心損傷防止対策を記載</p> <p>【大阪、高浜】 記載方針の相違 ・泊では文脈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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

第2.6.1.1表 「ECCS注水機能喪失」における重大事故等対策について（2/3）

特徴及び機序	手続	重大事故等対策	対策内容	対策効果	評価結果
1. 高圧注水装置による注水機能喪失	1. 高圧注水装置の故障により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	1. 高圧注水装置の故障により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	1. 高圧注水装置の故障により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	1. 高圧注水装置の故障により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	1. 高圧注水装置の故障により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。
2. 高圧注水装置の注水機能喪失	2. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	2. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	2. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	2. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	2. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。
3. 高圧注水装置の注水機能喪失	3. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	3. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	3. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	3. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	3. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。

第2.6.1.1表 「ECCS注水機能喪失」における重大事故等対策について（2/3）

特徴及び機序	手続	重大事故等対策	対策内容	対策効果	評価結果
1. 高圧注水装置の注水機能喪失	1. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	1. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	1. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	1. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	1. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。
2. 高圧注水装置の注水機能喪失	2. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	2. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	2. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	2. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	2. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。
3. 高圧注水装置の注水機能喪失	3. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	3. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	3. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	3. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	3. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。

第2.6.1.1表 「ECCS注水機能喪失」における重大事故等対策について（2/2）

特徴及び機序	手続	重大事故等対策	対策内容	対策効果	評価結果
1. 高圧注水装置の注水機能喪失	1. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	1. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	1. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	1. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	1. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。
2. 高圧注水装置の注水機能喪失	2. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	2. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	2. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	2. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	2. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。
3. 高圧注水装置の注水機能喪失	3. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	3. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	3. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	3. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	3. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。

第2.6.1.1表 「ECCS注水機能喪失」における重大事故等対策について（2/3）

特徴及び機序	手続	重大事故等対策	対策内容	対策効果	評価結果
1. 高圧注水装置の注水機能喪失	1. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	1. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	1. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	1. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	1. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。
2. 高圧注水装置の注水機能喪失	2. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	2. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	2. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	2. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	2. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。
3. 高圧注水装置の注水機能喪失	3. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	3. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	3. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	3. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。	3. 高圧注水装置の注水機能喪失により、高圧注水装置の注水機能が喪失する。

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「手順」重大事故等対処設備の記載、名称が異なる

【大飯、高浜】  
 設計の相違  
 ・イグナイタに関して、大飯、高浜は自動起動するが、泊は起動操作が必要であるため動作状況の確認内容を「格納容器素子イグナイタの動作状況確認」に記載（伊方と同様）

【大飯、高浜】  
 記載方針の相違（安全認識の反映）  
 ・泊でも女川同様、重大事故等対処設備（設計基準動作）の分類を導入する予定であり、整理出来次第、有効性評価シートに反映する

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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

第2.6.1表 「ECCS注水機能喪失」における重大事故等対策について（3/3）

手順及び操作	手順	常設設備	可搬設備	計装設備
1. 再循環自動切替の成程	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料取扱用温水レベル水位低下により燃料取扱用温水レベル水位設計指示が再循環切替水位（3号炉：12.5%、4号炉：10.0%）以下になれば、非常用炉心冷却設備作動信号上の一段で再循環自動切替信号が発信し、格納容器再循環サンプから再循環切替サンプへ移行する。</li> <li>燃料取扱用温水レベル水位（広域）計装が50%以上であることを確認する。</li> <li>異常対策として低圧再循環運転による炉心冷却を継続して行う。</li> <li>低圧注入系動作不能の場合は、低圧代用再循環サンプによる代替炉心注水からA格納容器スプレイポンプによる仕舞再循環運転に切り替える必要点を継続して行う。</li> </ul>	燃料取扱用温水レベル 格納容器再循環サンプ スタタリー 余熱除去ポンプ ディーゼル発電機 燃料油貯蔵タンク 重油タンク 【A格納容器スプレイポンプ（RHRS-C SSS連絡ライン使用）】 【A格納容器スプレイポンプ】	-	燃料取扱用温水レベル水位 格納容器再循環サンプ水位 格納容器再循環サンプ温度 1次冷却炉高温側温度 1次冷却炉低温側温度 1次冷却炉圧力 余熱除去流量

【1】は有効性評価上期待しない重大事故等対策設備

第2.6.1.1表 「ECCS注水機能喪失」における重大事故等対策について（3/3）

手順及び操作	手順	常設設備	可搬設備	計装設備
1. 再循環自動切替の成程	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料取扱用温水レベル水位低下により10%以下になり、非常用炉心冷却設備作動信号上の一段で再循環自動切替信号が発信し、格納容器再循環サンプから余熱除去サンプへ注水する低圧再循環運転へ移行する。</li> <li>燃料取扱用温水レベル水位が67%以上であることを確認する。</li> <li>異常対策として再循環運転による炉心冷却を継続して行う。</li> <li>低圧注入系動作不能の場合は、低圧代用再循環サンプによる代替炉心注水からA格納容器スプレイポンプによる仕舞再循環運転に切り替える必要点を継続して行う。</li> </ul>	燃料取扱用温水レベル 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプ温度 余熱除去ポンプ 余熱除去作動器 燃料油貯蔵タンク 【A格納容器スプレイポンプ】 【A格納容器スプレイポンプ】 【代用再循環設備】	-	燃料取扱用温水レベル水位 格納容器再循環サンプ水位 格納容器再循環サンプ温度 1次冷却炉高温側温度 1次冷却炉低温側温度 1次冷却炉圧力 余熱除去流量

【1】は有効性評価上期待しない重大事故等対策設備

第7.1.6.1表 「ECCS注水機能喪失」における重大事故等対策について（3/3）

手順及び操作	手順	常設設備	可搬設備	計装設備
1. 再循環運転への切替	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料取扱用温水レベル水位指示が10.5%到達及び格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が1%以上を満足し、低圧再循環運転へ切替る。格納容器再循環サンプから余熱除去ポンプを経て余熱除去冷却器で冷却した水を炉心へ注水する低圧再循環運転へ移行する。</li> </ul>	燃料取扱用温水レベル 格納容器再循環サンプ 格納容器再循環サンプ温度 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 ディーゼル発電機 ディーゼル発電機燃料油貯蔵タンク	-	燃料取扱用温水レベル水位 格納容器再循環サンプ水位 格納容器再循環サンプ温度 1次冷却炉温度（広域-低圧側） 1次冷却炉温度（広域-低圧側） 1次冷却炉圧力 低圧注入流量

【1】は有効性評価上期待しない設備を重大事故等対策設備に位置付けるもの  
 【2】は重大事故等対策設備（設計基準比較）

【大阪、高岡】  
 名称等の相違  
 ・設備仕様等の差異により「手順」「重大事故等対策設備」の記載、名称が異なる  
 【大阪、高岡】  
 記載方針の相違（女川実機が反映）  
 ・泊でも女川同様、重大事故等対策設備（設計基準比較）の分類を導入する予定であり、整理出来次第、有効性評価も反映する



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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

第2.6.2表 「ECCS注水機能喪失」の主要解析条件（中破断LOCA+高圧注入失敗）（2/3）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
安全機能の喪失に対する仮定	高圧注入機能喪失	高圧注入系の機能が喪失するものとして設定。
外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合、常用設備の機能喪失及び工学的保安設備の作動遅れの影響から炉心冷却上断しとして設定。
原子炉トリップ信号	原子炉トリップなし (12.0MPa@Jaccel) (応答時間2.0秒)	トリップ信号は、炉心冷却上断しを考慮し、トリップ動作を決定。抽出遅延や信号受信遅延の影響を考慮して、応答時間を設定。
非常用炉心冷却設備作動信号	非常用炉心冷却設備作動なし (12.0MPa@Jaccel) (応答時間2.0秒)	非常用炉心冷却設備作動は、炉心冷却上断しを考慮し、トリップ動作を決定。抽出遅延や信号受信遅延の影響を考慮して、応答時間を設定。
自動除水ポンプ	自動除水ポンプなし (12.0MPa@Jaccel)～(12.0MPa@Jaccel)	炉心冷却上断しを考慮し、炉心冷却上断しを考慮して、応答時間を設定。
補助給水ポンプ	補助給水ポンプなし (150w/h) (高気圧室第3集合体)	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅延とポンプの注水速度時間に余裕を考慮して設定。

第2.6.2.1表 「ECCS注水機能喪失」の主要解析条件（中破断LOCA+高圧注入失敗）（2/3）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
安全機能の喪失に対する仮定	高圧注入機能喪失	高圧注入系の機能が喪失するものとして設定。
外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合、常用設備の機能喪失及び工学的保安設備の作動遅れの影響から炉心冷却上断しとして設定。
原子炉トリップ信号	原子炉トリップなし (12.0MPa@Jaccel) (応答時間2.0秒)	トリップ信号は、炉心冷却上断しを考慮し、トリップ動作を決定。抽出遅延や信号受信遅延の影響を考慮して、応答時間を設定。
非常用炉心冷却設備作動信号	非常用炉心冷却設備作動なし (12.0MPa@Jaccel) (応答時間2.0秒)	非常用炉心冷却設備作動は、炉心冷却上断しを考慮し、トリップ動作を決定。抽出遅延や信号受信遅延の影響を考慮して、応答時間を設定。
自動除水ポンプ	自動除水ポンプなし (12.0MPa@Jaccel)～(12.0MPa@Jaccel)	炉心冷却上断しを考慮し、炉心冷却上断しを考慮して、応答時間を設定。
補助給水ポンプ	補助給水ポンプなし (150w/h) (高気圧室第3集合体)	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅延とポンプの注水速度時間に余裕を考慮して設定。

第2.6.2表 主要解析条件（LOCA時注水機能喪失）(3/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ信号	原子炉トリップなし (12.0MPa@Jaccel)～(12.0MPa@Jaccel)	原子炉トリップ動作は、炉心冷却上断しを考慮し、トリップ動作を決定。抽出遅延や信号受信遅延の影響を考慮して、応答時間を設定。
非常用炉心冷却設備作動信号	非常用炉心冷却設備作動なし (12.0MPa@Jaccel) (応答時間2.0秒)	非常用炉心冷却設備作動は、炉心冷却上断しを考慮し、トリップ動作を決定。抽出遅延や信号受信遅延の影響を考慮して、応答時間を設定。
自動除水ポンプ	自動除水ポンプなし (12.0MPa@Jaccel)～(12.0MPa@Jaccel)	炉心冷却上断しを考慮し、炉心冷却上断しを考慮して、応答時間を設定。
補助給水ポンプ	補助給水ポンプなし (150w/h) (高気圧室第3集合体)	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅延とポンプの注水速度時間に余裕を考慮して設定。

第2.6.2表 主要解析条件（LOCA時注水機能喪失）(4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ信号	原子炉トリップなし (12.0MPa@Jaccel) (応答時間2.0秒)	トリップ信号は、炉心冷却上断しを考慮し、トリップ動作を決定。抽出遅延や信号受信遅延の影響を考慮して、応答時間を設定。
非常用炉心冷却設備作動信号	非常用炉心冷却設備作動なし (12.0MPa@Jaccel) (応答時間2.0秒)	非常用炉心冷却設備作動は、炉心冷却上断しを考慮し、トリップ動作を決定。抽出遅延や信号受信遅延の影響を考慮して、応答時間を設定。
自動除水ポンプ	自動除水ポンプなし (12.0MPa@Jaccel)～(12.0MPa@Jaccel)	炉心冷却上断しを考慮し、炉心冷却上断しを考慮して、応答時間を設定。
補助給水ポンプ	補助給水ポンプなし (150w/h) (高気圧室第3集合体)	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅延とポンプの注水速度時間に余裕を考慮して設定。

第7.1.6.2表 「ECCS注水機能喪失」の主要解析条件（中破断LOCA時に高圧注入機能喪失する事故）（2/3）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
安全機能の喪失に対する仮定	高圧注入機能喪失	高圧注入系の機能が喪失するものとして設定。
外部電源	外部電源なし	外部電源がない場合、常用設備の機能喪失及び工学的保安設備の作動遅れの影響から炉心冷却上断しとして設定。
原子炉トリップ信号	原子炉トリップなし (12.0MPa@Jaccel) (応答時間2.0秒)	トリップ信号は、炉心冷却上断しを考慮し、トリップ動作を決定。抽出遅延や信号受信遅延の影響を考慮して、応答時間を設定。
非常用炉心冷却設備作動信号	非常用炉心冷却設備作動なし (12.0MPa@Jaccel) (応答時間2.0秒)	非常用炉心冷却設備作動は、炉心冷却上断しを考慮し、トリップ動作を決定。抽出遅延や信号受信遅延の影響を考慮して、応答時間を設定。
自動除水ポンプ	自動除水ポンプなし (12.0MPa@Jaccel)～(12.0MPa@Jaccel)	炉心冷却上断しを考慮し、炉心冷却上断しを考慮して、応答時間を設定。
補助給水ポンプ	補助給水ポンプなし (150w/h) (高気圧室第3集合体)	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅延とポンプの注水速度時間に余裕を考慮して設定。

相違理由

【大飯、高浜】  
 設計の相違  
 ・泊は個別解析であり、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

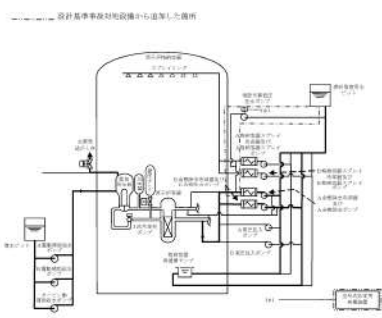
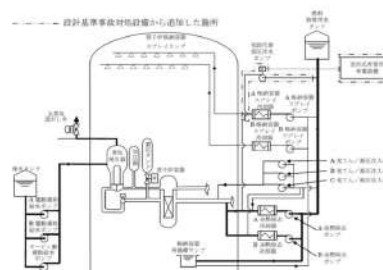
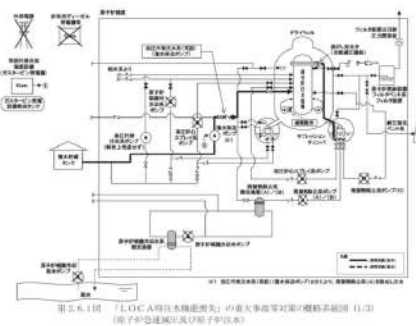
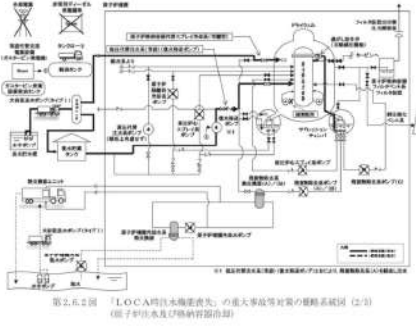
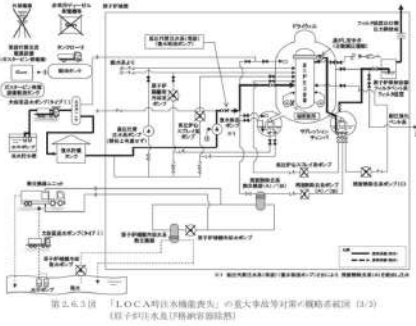
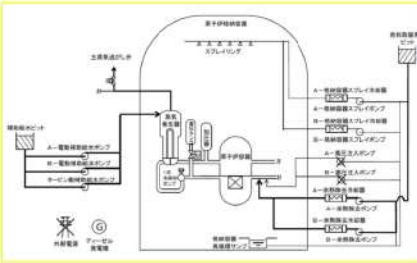
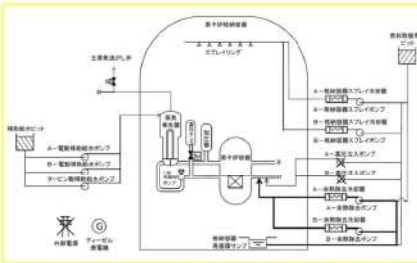
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.2 表 「ECCS 注水機能喪失」の主要解析条件（中破断 L.O.C.A + 高圧注入失敗）（3/3）</p>								
項目		主要解析条件		主要解析条件		主要解析条件		
最大事故発生時の機器故障条件	主蒸気過がし弁	定格主蒸気流量の10% (1個当たり)	定格主蒸気流量の10% (1個当たり)	主蒸気過がし弁1個あたり設計値である定格主蒸気流量 (ループ当たり) の10%を処理できる流量として設定。	主蒸気過がし弁1個あたり設計値である定格主蒸気流量 (ループ当たり) の10%を処理できる流量として設定。	主蒸気過がし弁1個あたり設計値である定格主蒸気流量 (ループ当たり) の10%を処理できる流量として設定。	主蒸気過がし弁1個あたり設計値である定格主蒸気流量 (ループ当たり) の10%を処理できる流量として設定。	
出流調整子	蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa[gage] (最低保持圧力)	4.0MPa[gage] (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。	
	蓄圧タンク保有水量	28.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (最低保有水量)	28.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。	最低の保有水量を設定。	最低の保有水量を設定。	最低の保有水量を設定。	
運転する際の操作条件	2次冷却系強制冷却開始 (主蒸気過がし弁開)	非常用炉心冷却設備作動信号発生の10分後に開始し1分で完了	非常用炉心冷却設備作動信号発生の10分後に開始し1分で完了	運転員等操作時間として、事故発生時の検知及び判断に10分、主蒸気過がし弁の中央制御室操作に1分を想定して設定。	運転員等操作時間として、事故発生時の検知及び判断に10分、主蒸気過がし弁の中央制御室操作に1分を想定して設定。	運転員等操作時間として、事故発生時の検知及び判断に10分、主蒸気過がし弁の中央制御室操作に1分を想定して設定。	運転員等操作時間として、事故発生時の検知及び判断に10分、主蒸気過がし弁の中央制御室操作に1分を想定して設定。	
	補助給水流量の調整	蒸気発生器減圧域水位内	蒸気発生器減圧域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器減圧域水位内に維持するように設定。	運転員等操作として、蒸気発生器減圧域水位内に維持するように設定。	運転員等操作として、蒸気発生器減圧域水位内に維持するように設定。	運転員等操作として、蒸気発生器減圧域水位内に維持するように設定。	
<p>第 2.6.2.1 表 「ECCS 注水機能喪失」の主要解析条件（中破断 L.O.C.A + 高圧注入失敗）（3/3）</p>								
項目		主要解析条件		主要解析条件		主要解析条件		
最大事故発生時の機器故障条件	主蒸気過がし弁	定格主蒸気流量の10% (1個当たり)	定格主蒸気流量の10% (1個当たり)	主蒸気過がし弁1個あたり設計値である定格主蒸気流量 (ループ当たり) の10%を処理できる流量として設定。	主蒸気過がし弁1個あたり設計値である定格主蒸気流量 (ループ当たり) の10%を処理できる流量として設定。	主蒸気過がし弁1個あたり設計値である定格主蒸気流量 (ループ当たり) の10%を処理できる流量として設定。	主蒸気過がし弁1個あたり設計値である定格主蒸気流量 (ループ当たり) の10%を処理できる流量として設定。	
出流調整子	蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa[gage] (最低保持圧力)	4.0MPa[gage] (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。	
	蓄圧タンク保有水量	28.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (最低保有水量)	28.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。	最低の保有水量を設定。	最低の保有水量を設定。	最低の保有水量を設定。	
運転する際の操作条件	2次冷却系強制冷却開始 (主蒸気過がし弁開)	非常用炉心冷却設備作動信号発生の10分後に開始し1分で完了	非常用炉心冷却設備作動信号発生の10分後に開始し1分で完了	運転員等操作時間として、事故発生時の検知及び判断に10分、主蒸気過がし弁の中央制御室操作に1分を想定して設定。	運転員等操作時間として、事故発生時の検知及び判断に10分、主蒸気過がし弁の中央制御室操作に1分を想定して設定。	運転員等操作時間として、事故発生時の検知及び判断に10分、主蒸気過がし弁の中央制御室操作に1分を想定して設定。	運転員等操作時間として、事故発生時の検知及び判断に10分、主蒸気過がし弁の中央制御室操作に1分を想定して設定。	
	補助給水流量の調整	蒸気発生器減圧域水位内	蒸気発生器減圧域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器減圧域水位内に維持するように設定。	運転員等操作として、蒸気発生器減圧域水位内に維持するように設定。	運転員等操作として、蒸気発生器減圧域水位内に維持するように設定。	運転員等操作として、蒸気発生器減圧域水位内に維持するように設定。	
<p>第 7.1.6.2 表 「ECCS 注水機能喪失」の主要解析条件（中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故）（3/3）</p>								
項目		主要解析条件		主要解析条件		主要解析条件		
最大事故発生時の機器故障条件	主蒸気過がし弁	定格主蒸気流量の10% (1個当たり)	定格主蒸気流量の10% (1個当たり)	主蒸気過がし弁1個あたり設計値である定格主蒸気流量 (ループ当たり) の10%を処理できる流量として設定。	主蒸気過がし弁1個あたり設計値である定格主蒸気流量 (ループ当たり) の10%を処理できる流量として設定。	主蒸気過がし弁1個あたり設計値である定格主蒸気流量 (ループ当たり) の10%を処理できる流量として設定。	主蒸気過がし弁1個あたり設計値である定格主蒸気流量 (ループ当たり) の10%を処理できる流量として設定。	
出流調整子	蓄圧タンク保持圧力	4.0MPa[gage] (最低保持圧力)	4.0MPa[gage] (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力として設定。	
	蓄圧タンク保有水量	28.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (最低保有水量)	28.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。	最低の保有水量を設定。	最低の保有水量を設定。	最低の保有水量を設定。	
運転する際の操作条件	2次冷却系強制冷却開始 (主蒸気過がし弁開)	非常用炉心冷却設備作動信号発生の10分後に開始し1分で完了	非常用炉心冷却設備作動信号発生の10分後に開始し1分で完了	運転員等操作時間として、事故発生時の検知及び判断に10分、主蒸気過がし弁の中央制御室操作に1分を想定して設定。	運転員等操作時間として、事故発生時の検知及び判断に10分、主蒸気過がし弁の中央制御室操作に1分を想定して設定。	運転員等操作時間として、事故発生時の検知及び判断に10分、主蒸気過がし弁の中央制御室操作に1分を想定して設定。	運転員等操作時間として、事故発生時の検知及び判断に10分、主蒸気過がし弁の中央制御室操作に1分を想定して設定。	
	補助給水流量の調整	蒸気発生器減圧域水位内	蒸気発生器減圧域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器減圧域水位内に維持するように設定。	運転員等操作として、蒸気発生器減圧域水位内に維持するように設定。	運転員等操作として、蒸気発生器減圧域水位内に維持するように設定。	運転員等操作として、蒸気発生器減圧域水位内に維持するように設定。	
<p>【大飯、高浜】                  設計の相違                  ・泊は個別解析であり、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</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）

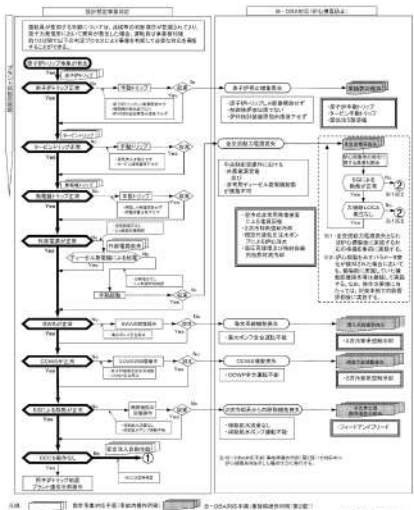
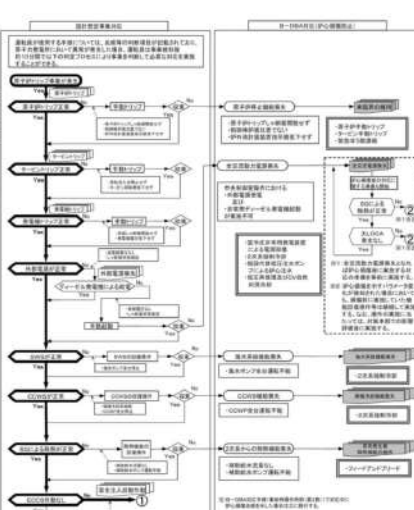

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>設計基準事故対応設備から追加した箇所</p> <p>第2.6.1図 「ECCS注水機能喪失」の重大事故等対策の戦略系統図</p>	 <p>設計基準事故対応設備から追加した箇所</p> <p>第2.6.1.1図 「ECCS注水機能喪失」の重大事故等対策の戦略系統図</p>	 <p>第2.6.1図 「LOCA時注水機能喪失」の重大事故等対策の戦略系統図 (1/2) (原子炉急降圧及び原子炉注水)</p>  <p>第2.6.2図 「LOCA時注水機能喪失」の重大事故等対策の戦略系統図 (2/2) (原子炉注水及び格納容器冷却)</p>  <p>第2.6.3図 「LOCA時注水機能喪失」の重大事故等対策の戦略系統図 (3/3) (原子炉注水及び格納容器冷却)</p>	 <p>第7.1.6.1図 「ECCS注水機能喪失」の重大事故等対策の戦略系統図 (1/2) (2次冷却系強制冷却及び低圧注入)</p>  <p>第7.1.6.1図 「ECCS注水機能喪失」の重大事故等対策の戦略系統図 (2/2) (低圧再給水)</p>	<p>【大飯、高浜】 設計の相違</p> <p>【大飯、高浜】 名称等の相違</p> <p>【大飯、高浜】 記載方針の相違（女川実装機の反映）</p> <p>・対応手段に共通した戦略系統図とし、図のタイトルで識別</p> <p>・外部電源、ディーゼル発電機を追加</p>



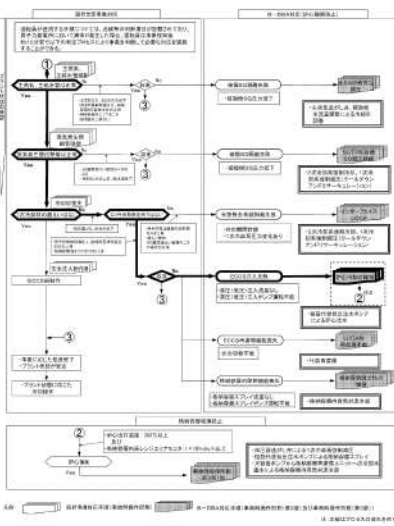
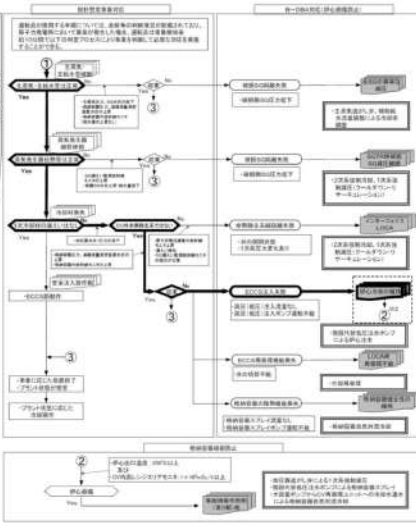
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>図 2.6.1.2 図 「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (1/2)</p>	 <p>図 2.6.1.2 図 「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (1/2)</p>	 <p>図 2.6.1.2 図 「ECCS注水機能喪失」の対応手順の概要 (判定プロセス) (1/2)</p>	<p>(大飯・高浜同様に判定プロセスを新たな図として作成する方向で検討中)</p>	<p>【大飯、高浜】                  記帳方針の相違                  ・事象判定プロセスを第7.1.6.2図に含めている（川内と同様）</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.1 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要              (判定プロセス) (2/2)</p>	 <p>第 2.6.1.2 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要              (判定プロセス) (2/2)</p>		<p>(大飯・高浜同様に判定プロセスを新たな図として作成する方向で検討中)</p>	<p>【大飯、高浜】              記載方針の相違              ・事象判定プロセスを第 7.1.6.2 図に含めている（川内と同様）</p>

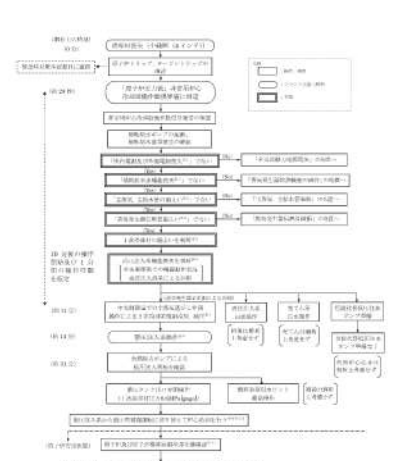
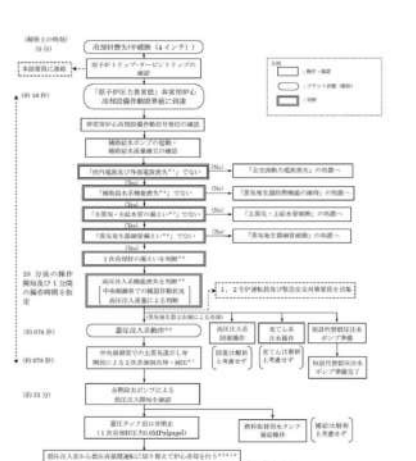

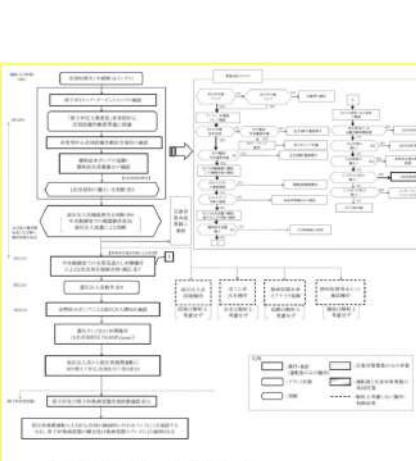
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.3 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要              (「中破断 LOCA (6 インチ破断) + 高圧注入失敗」の事象進展)</p>	<p>第 2.6.1.3 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要              (「中破断 LOCA (6 インチ破断) + 高圧注入失敗」の事象進展)</p>	<p>第 2.6.1.3 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要              (「中破断 LOCA (6 インチ破断) + 高圧注入失敗」の事象進展)</p>	<p>第 7.1.6.2 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要              (「中破断 LOCA (6 インチ破断) 時に高圧注入機能が喪失する事象」の事象進展)</p>	<p>【大飯、高浜】              記載方針の相違（女川支援が反映）              ・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分けて記載              ・解析士考慮しない操作・判断結果を破線で記載              ・有効性評価の対象とはしていないが、ほかに取り得る手段を記載</p> <p>【大飯、高浜】              設計の相違              解析結果の相違              【大飯、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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.4 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要          (「中破断 LOCA (4 インチ破断) + 高圧注入失敗」の事象進展)</p>	 <p>第 2.6.1.4 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要          (「中破断 LOCA (4 インチ破断) + 高圧注入失敗」の事象進展)</p>		 <p>第 7.1.6.3 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要          (「中破断 LOCA (4 インチ破断) 時に高圧注入機能が喪失する事故」の事象進展)</p>	<p>【大飯、高浜】          記載方針の相違(女川支援の反映)          ・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分けて記載          ・解析士考慮しない操作・判断結果を破線で記載          ・有効性評価の対象とはしていないが、ほかに取り得る手段を記載</p> <p>【大飯、高浜】          設計の相違          解析結果の相違          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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.5 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要          (「中破断 LOCA (2 インチ破断) + 高圧注入失敗」の事象進展)</p>	<p>第 2.6.1.5 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要          (「中破断 LOCA (2 インチ破断) + 高圧注入失敗」の事象進展)</p>	<p>第 2.6.1.6 4 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要          (「中破断 LOCA (2 インチ破断) 的に高圧注入機能が喪失する事故」の事象進展)</p>	<p>第 2.6.1.6 4 図 「ECCS 注水機能喪失」の対応手順の概要          (「中破断 LOCA (2 インチ破断) 的に高圧注入機能が喪失する事故」の事象進展)</p>	<p>【大飯、高浜】          記載方針の相違（女川支線が反映）          ・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分けて記載          ・解析士考慮しない操作・判断結果を破線で記載          ・有効性評価の対象とはしていないが、緑字で取り得る手段を記載</p> <p>【大飯、高浜】          設計の相違          解析結果の相違          【大飯、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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第2.6.6図 「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間                      (中破断LOCA(6インチ破断)+高圧注入失敗)</p> <p>表2.6.6-1: 「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間 (中破断LOCA(6インチ破断)+高圧注入失敗)</p>	<p>第2.6.1.6図 「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間                      (中破断LOCA(6インチ破断)+高圧注入失敗)</p> <p>表2.6.1.6-1: 「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間 (中破断LOCA(6インチ破断)+高圧注入失敗)</p>	<p>第7.1.6.5図 「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間</p> <p>表7.1.6.5-1: 「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間</p>	<p>第7.1.6.5図 「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間                      (中破断LOCA(6インチ破断)+高圧注入失敗)</p> <p>表7.1.6.5-1: 「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間 (中破断LOCA(6インチ破断)+高圧注入失敗)</p>	<p>【大飯、高浜】                      記載方針の相違 (女川支援隊の反映)                      ・運転員を中央制御室と現場に分けて記載                      ・解析上考慮しなかった作業を色分けして記載                      【大飯、高浜】                      設計の相違                      解析結果の相違                      【大飯、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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

大飯発電所3/4号炉

第 2.6.1.7 図 「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間  
 (中破断LOCA (4インチ破断) +高圧注入失敗)

高浜発電所3/4号炉

第 2.6.1.7 図 「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間  
 (中破断LOCA (4インチ破断) +高圧注入失敗)

女川原子力発電所2号炉

第 2.6.1.7 図 「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間  
 (中破断LOCA (4インチ破断) +高圧注入失敗)

泊発電所3号炉

第 7.1.6.4 図 「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間  
 (中破断LOCA (4インチ破断) 時に高圧注入機能が喪失する事故)

相違理由

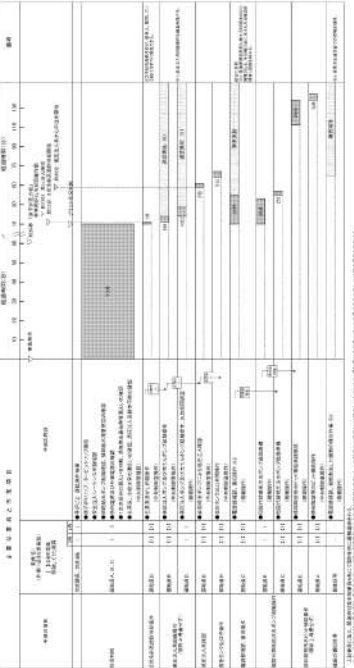
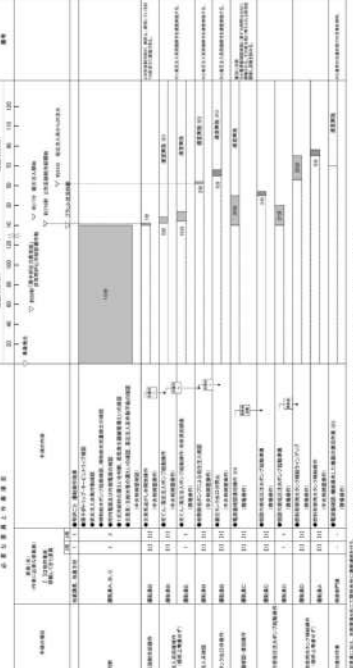
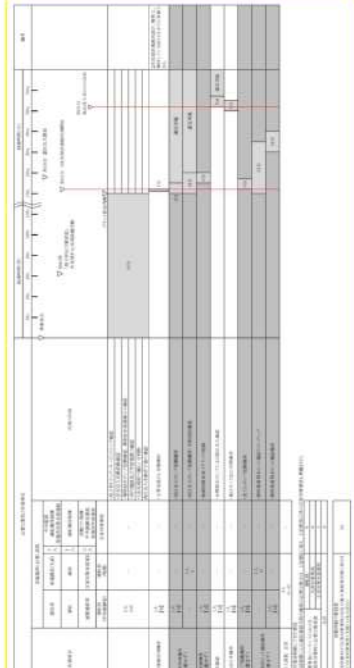
【大飯、高浜】  
 記載方針の相違（女川支援の反映）  
 ・運転員を中央制御室と現場に分けて記載  
 ・解析上考慮しなかった作業を色分けして記載

【大飯、高浜】  
 設計の相違  
 解析結果の相違

【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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.6.8 図 「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間                      (中破断LOCA (2インチ破断) + 高圧注入失敗)</p> 	<p>第 2.6.1.8 図 「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間                      (中破断LOCA (2インチ破断) + 高圧注入失敗)</p> 		<p>第 7.1.6.7 図 「ECCS注水機能喪失」の作業と所要時間                      (中破断LOCA (2インチ破断) 時に高圧注入機能が喪失する事故)</p> 	<p>【大飯、高浜】                      記載方針の相違 (女川支援隊の反映)                      ・運転員を中央制御室と現場に分けて記載                      ・解析上考慮しなかった作業を色分けして記載                      【大飯、高浜】                      設計の相違                      解析結果の相違                      【大飯、高浜】                      名称等の相違</p>



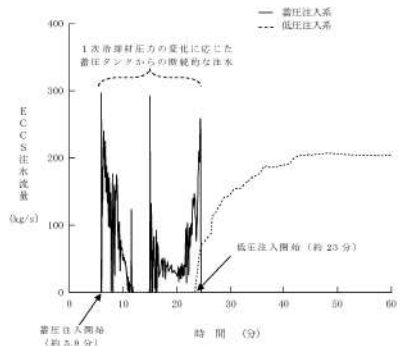
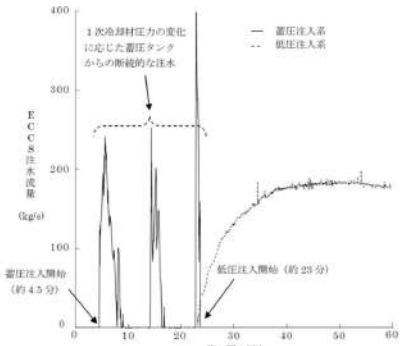
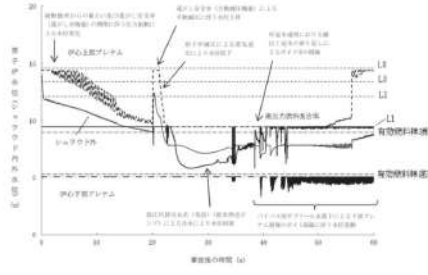
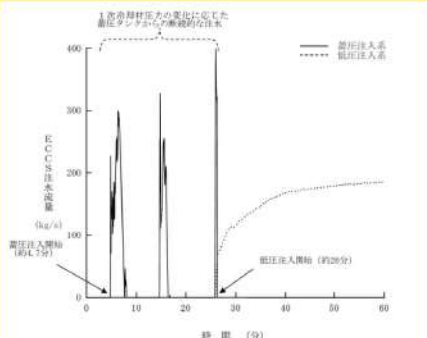
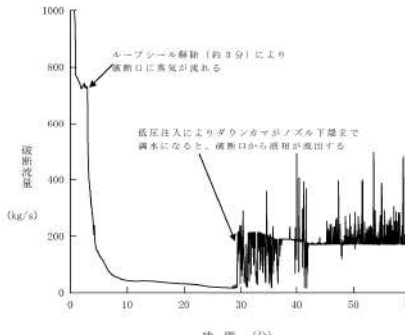
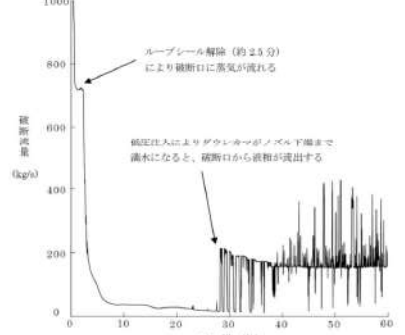
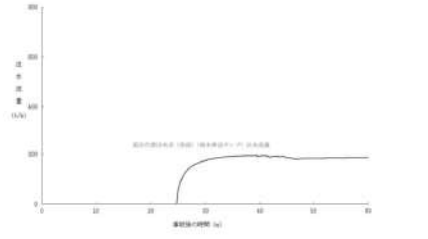
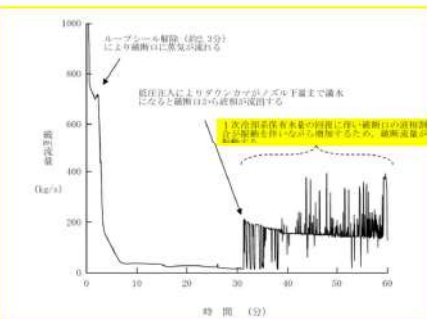
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.9 図 1次冷却材圧力の推移（6インチ破断）</p>	<p>第 2.6.2.1 図 1次冷却材圧力の推移（6インチ破断）</p>	<p>（事象進展が異なるため、以下、事象進展図は比較のためではなく参考までに記載）</p> <p>第 2.6.6 図 原子炉圧力の推移</p>	<p>第 7.1.6.8 図 1次冷却材圧力の推移（6インチ破断）</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 2.6.10 図 1次冷却系保有水量の推移（6インチ破断）</p>	<p>第 2.6.2.2 図 1次系保有水量の推移（6インチ破断）</p>	<p>第 2.6.7 図 原子炉水位（シュラウド内水位）の推移</p>	<p>第 7.1.6.9 図 1次冷却系保有水量の推移（6インチ破断）</p>	<p>【大飯、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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第2.6.11図 ECCS注水流量の推移 (6インチ破断)</p>	 <p>第2.6.2.3図 ECCS注水流量の推移 (6インチ破断)</p>	 <p>第2.6.8図 原子炉水位 (シュワウド内外水位) の推移</p>	 <p>第7.1.6.10図 ECCS注水流量の推移 (6インチ破断)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
 <p>第2.6.12図 破断流量の推移 (6インチ破断)</p>	 <p>第2.6.2.4図 破断流量の推移 (6インチ破断)</p>	 <p>第2.6.9図 注水流量の推移</p>	 <p>第7.1.6.11図 破断流量の推移 (6インチ破断)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>

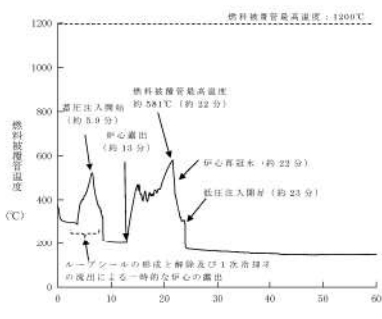
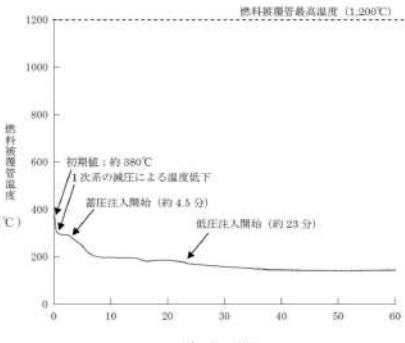
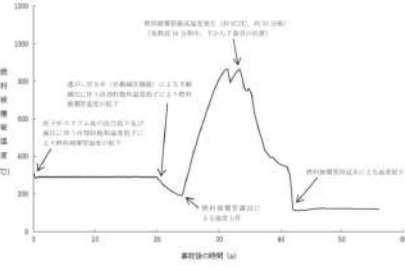
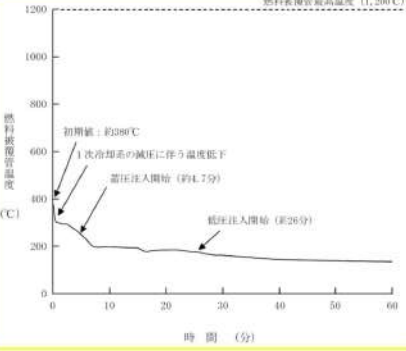
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.13 図 気泡炉心水位の推移（6インチ破断）</p>	<p>第 2.6.2.5 図 気泡炉心水位の推移（6インチ破断）</p>	<p>第 2.6.10 図 逃がし安全弁からの蒸気流量の推移</p>	<p>第7.1.6.12図 気泡炉心水位の推移（6インチ破断）</p>	<p>【大飯、高浜】                  解析結果の相違                  ・大飯では1次冷却材温度が高く、破断直後二相流のMS容積が大きいため、1次冷却材圧力の低下が3ループプラントに比べて緩慢に推移する。このため、6インチ破断では事象初期の1次冷却材圧力が高めに推移し、破断流量が相対的に多くなる一方、蓄圧注入流量が若干少なめとなるためが心露出に至る</p>
<p>第 2.6.14 図 炉心入口流量の推移（6インチ破断）</p>	<p>第 2.6.2.6 図 炉心入口流量の推移（6インチ破断）</p>	<p>第 2.6.11 図 原子炉圧力容器内保有水量の推移</p>	<p>第7.1.6.13図 炉心入口流量の推移（6インチ破断）</p>	<p>【大飯、高浜】                  解析結果の相違</p>

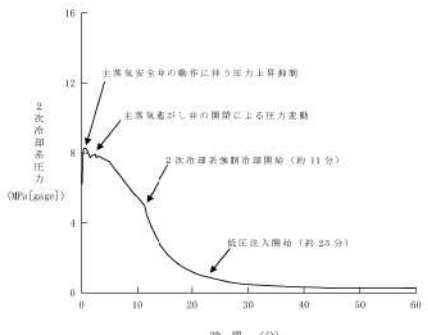
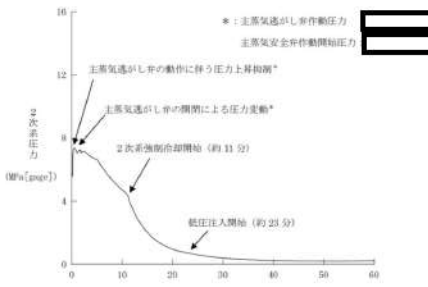
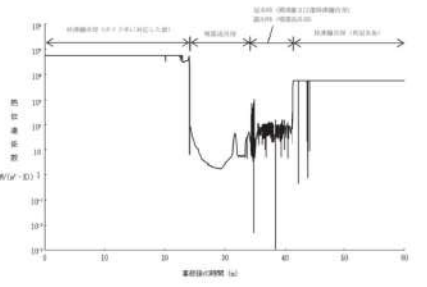
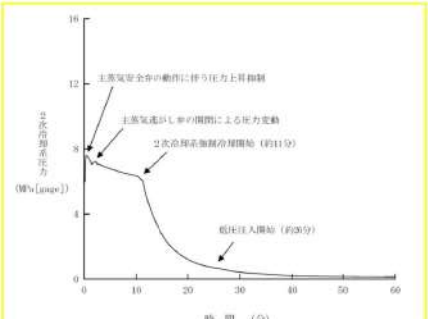
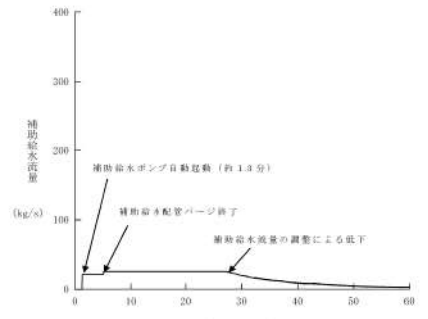
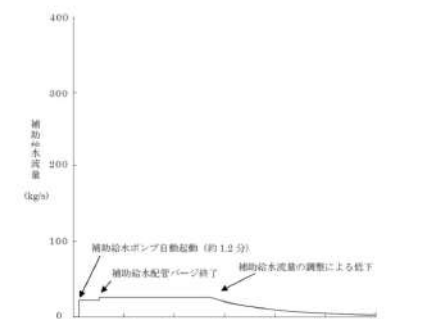
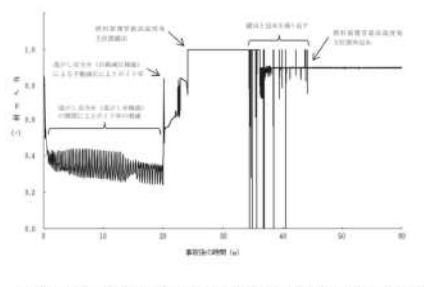
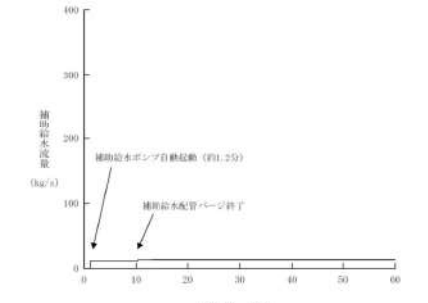
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>燃料被覆管最高温度 (約591℃) (約22分)</p> <p>炉心露出 (約13分)</p> <p>炉心再覆水 (約22分)</p> <p>低圧注入開始 (約23分)</p> <p>燃料被覆管最高温度: 1200℃</p> <p>時間 (分)</p> <p>第2.6.15図 燃料被覆管温度の推移 (6インチ破断)</p>	 <p>燃料被覆管最高温度 (1,200℃)</p> <p>初期値: 約880℃</p> <p>1次系の減圧による温度低下</p> <p>高圧注入開始 (約4.5分)</p> <p>低圧注入開始 (約23分)</p> <p>燃料被覆管温度 (°C)</p> <p>時間 (分)</p> <p>第2.6.2.7図 燃料被覆管温度の推移 (6インチ破断)</p>	 <p>燃料被覆管最高温度 (約900℃) (約30分)</p> <p>炉心再覆水 (約22分)</p> <p>低圧注入開始 (約23分)</p> <p>燃料被覆管温度の上昇</p> <p>燃料被覆管温度 (°C)</p> <p>時間 (分)</p> <p>第2.6.12図 燃料被覆管温度の推移</p>	 <p>燃料被覆管最高温度 (1,200℃)</p> <p>初期値: 約880℃</p> <p>1次冷却系の減圧に伴う温度低下</p> <p>高圧注入開始 (約4.7分)</p> <p>低圧注入開始 (約26分)</p> <p>燃料被覆管温度 (°C)</p> <p>時間 (分)</p> <p>第7.1.6.14図 燃料被覆管温度の推移 (6インチ破断)</p>	<p>【大飯、高浜】                  解析結果の相違                  ・大飯では1次冷却材温度が高く、破断流量に対するRCS容積が大きいことから、1次冷却材圧力の低下が3ループシステムに比べて緩慢に推移する。このため、6インチ破断では事象初期の1次冷却材圧力が高めに推移し、破断流量が相対的に多くなる一方、高圧注入流量が若干少なめとなるため炉心露出に至り、燃料被覆管温度が上昇する</p>

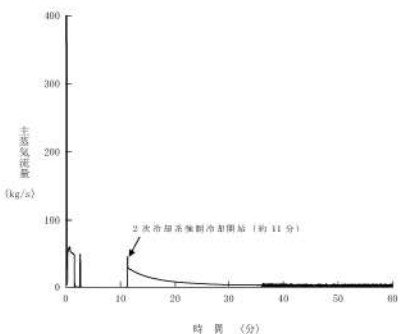
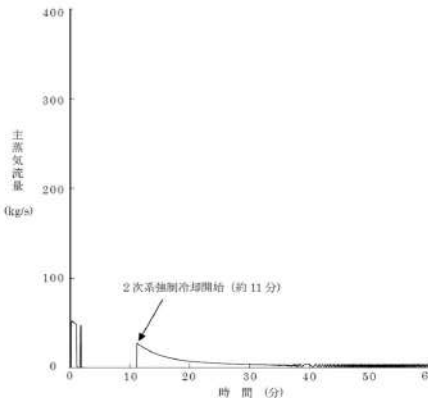
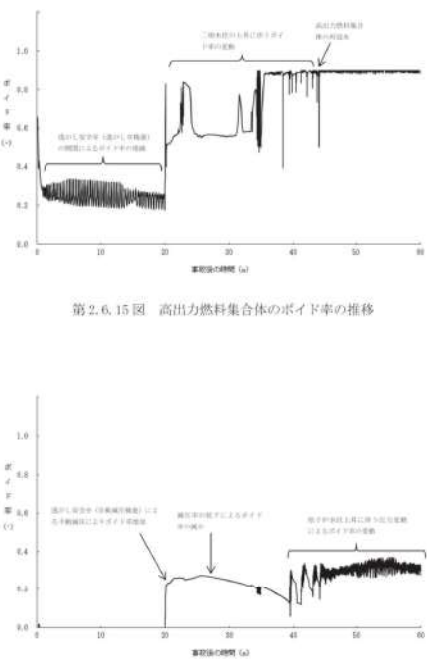
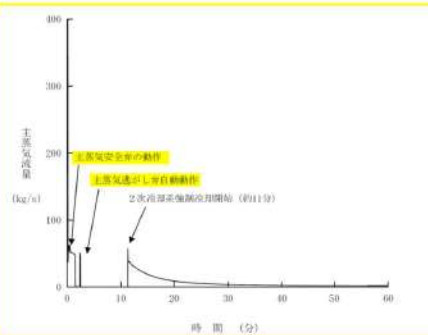
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.16 図 2次冷却系圧力の推移（6インチ破断）</p>	 <p>第 2.6.2.8 図 2次系圧力の推移（6インチ破断）</p>	 <p>第 2.6.13 図 燃料被覆管の最高温度発生位置における熱伝達係数の推移</p>	 <p>第7.1.6.15図 2次冷却系圧力の推移（6インチ破断）</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
 <p>第 2.6.17 図 補助給水流量の推移（6インチ破断）</p>	 <p>第 2.6.2.9 図 補助給水流量の推移（6インチ破断）</p>	 <p>第 2.6.14 図 燃料被覆管の最高温度発生位置におけるボイド率の推移</p>	 <p>第7.1.6.16図 補助給水流量の推移（6インチ破断）</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違                  * 泊3号機の補助給水流量は大飯・高浜に比べて小さい。                  (泊:150m<sup>3</sup>/h、大飯:370m<sup>3</sup>/h、高浜:280m<sup>3</sup>/h)</p>
	<p>※ 特異的な現象は発生しませんでした。</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.18 図 主蒸気流量の推移 (6 インチ破断)</p>	 <p>第 2.6.2.10 図 主蒸気流量の推移 (6 インチ破断)</p>	 <p>第 2.6.15 図 高出力燃料集合体のボイド率の推移</p> <p>第 2.6.16 図 炉心下部プレナム部のボイド率の推移</p>	 <p>第7.1.6.17図 主蒸気流量の推移 (6 インチ破断)</p>	<p>【大飯、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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>初期値：約 15.5MPa(gage)</p> <p>1次冷却材の減出に伴う1次冷却材圧力の低下</p> <p>ループシール破断による減圧 (約7分)</p> <p>2次冷却系強制冷却開始 (約14分)</p> <p>緊急注入開始 (約31分)</p> <p>時間 (分)</p> <p>*：炉心圧力を表示</p>	<p>初期値：約 15.5MPa(gage)</p> <p>1次冷却材の減出に伴う圧力の低下</p> <p>ループシール破断による減圧 (約5分)</p> <p>緊急注入開始 (約11分)</p> <p>2次系強制冷却開始 (約11分)</p> <p>緊急注入開始 (約31分)</p> <p>時間 (分)</p> <p>*：炉心圧力を表示</p>	<p>第2.6.17図 破断流量の推移</p>	<p>初期値：約 16MPa(gage)</p> <p>1次冷却材の減出に伴う圧力の低下</p> <p>ループシール破断による減圧 (約10分)</p> <p>2次冷却系強制冷却開始 (約14分)</p> <p>緊急注入開始 (約12分)</p> <p>緊急注入開始 (約33分)</p> <p>時間 (分)</p> <p>*：炉心圧力を表示</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>1次冷却系保有水量 (kg)</p> <p>炉心減出 (約8.4分)</p> <p>緊急注入により徐々に増加</p> <p>緊急注入開始 (約14分)</p> <p>緊急注入開始 (約31分)</p> <p>時間 (分)</p>	<p>1次冷却系保有水量 (kg)</p> <p>炉心減出 (約8.3分)</p> <p>緊急注入により徐々に増加</p> <p>緊急注入開始 (約11分)</p> <p>緊急注入開始 (約31分)</p> <p>時間 (分)</p>	<p>燃料被覆管の最高温度(炉心出口方向)の最大値</p> <p>燃料被覆管の温度 (°C)</p> <p>燃料被覆管の周方向応力 (MPa)</p> <p>燃料被覆管の破断</p> <p>燃料被覆管の破断</p>	<p>1次冷却系保有水量 (kg)</p> <p>炉心減出 (約8.4分)</p> <p>緊急注入により徐々に増加</p> <p>緊急注入開始 (約12分)</p> <p>緊急注入開始 (約33分)</p> <p>時間 (分)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第2.6.19図 1次冷却材圧力の推移 (4インチ破断)</p> <p>第2.6.20図 1次冷却系保有水量の推移 (4インチ破断)</p>	<p>第2.6.2.11図 1次冷却材圧力の推移 (4インチ破断)</p> <p>第2.6.2.12図 1次系保有水量の推移 (4インチ破断)</p>	<p>第2.6.17図 破断流量の推移</p> <p>第2.6.18図 燃料被覆管に破裂が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係</p>	<p>第7.1.6.18図 1次冷却材圧力の推移 (4インチ破断)</p> <p>第7.1.6.19図 1次冷却系保有水量の推移 (4インチ破断)</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）

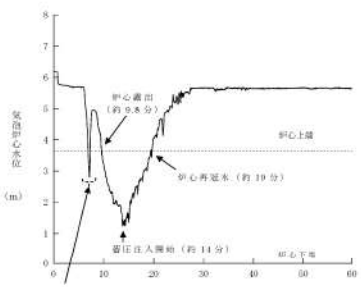
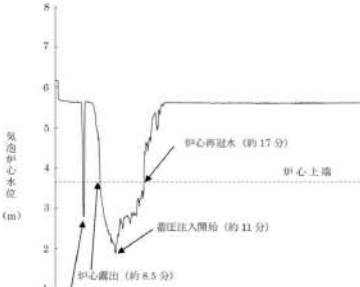
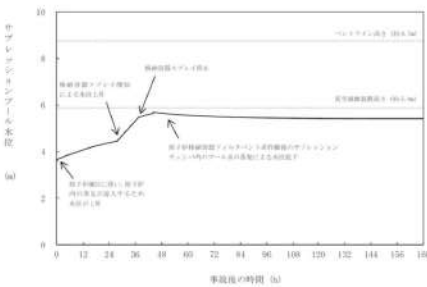
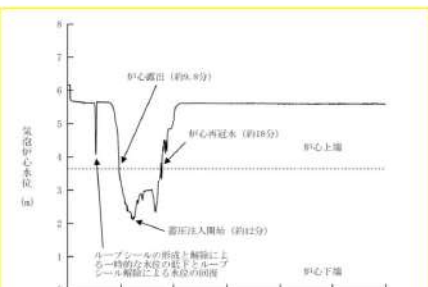
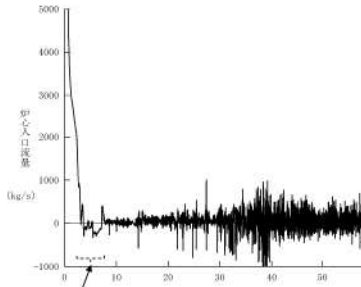
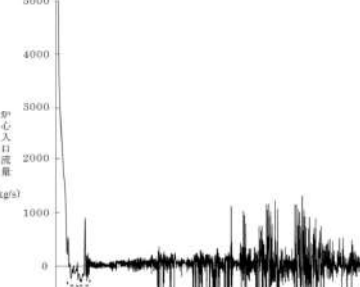
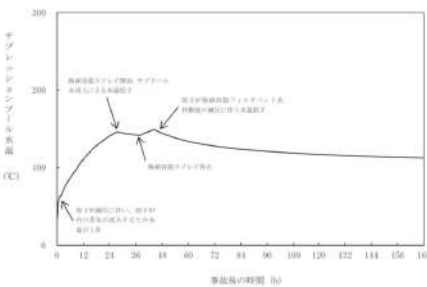
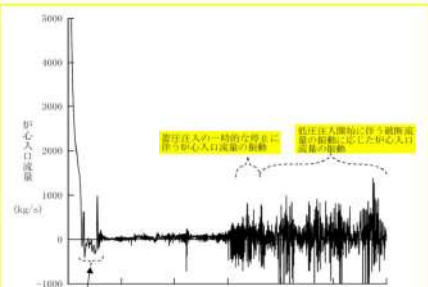
7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.21 図 ECCS 注水流量の推移 (4 インチ破断)</p>	<p>第 2.6.2.13 図 ECCS 注水流量の推移 (4 インチ破断)</p>	<p>第 2.6.19 図 格納容器圧力の推移</p>	<p>第7.1.6.20図 ECCS注水流量の推移 (4インチ破断)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 2.6.22 図 破断流量の推移 (4 インチ破断)</p>	<p>第 2.6.2.14 図 破断流量の推移 (4 インチ破断)</p>	<p>第 2.6.20 図 格納容器温度の推移</p>	<p>第7.1.6.21図 破断流量の推移 (4インチ破断)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>



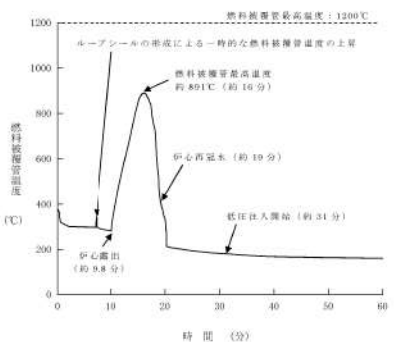
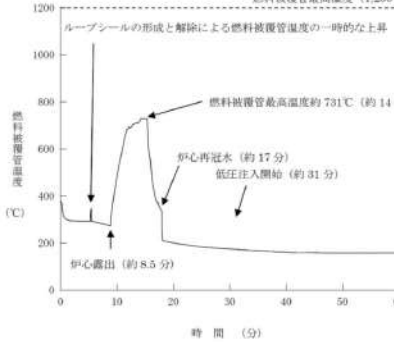
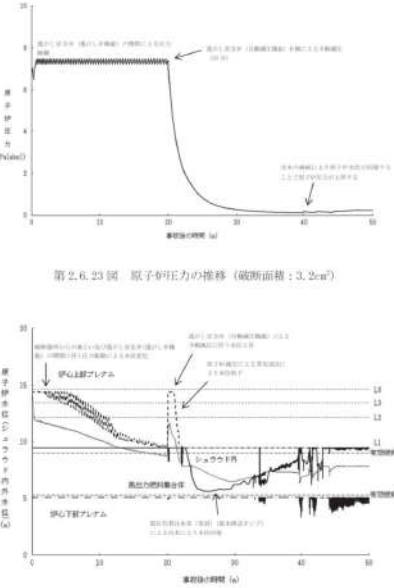
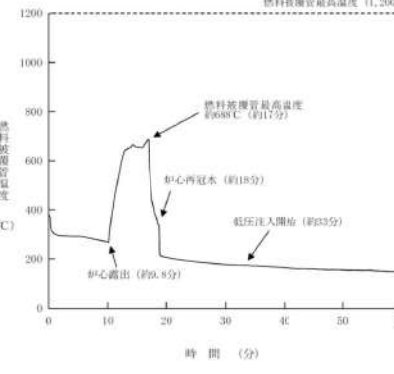
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>気泡炉心水位の推移 (4インチ破断)</p> <p>ループシールの形成による一時的な水位の低下とループシール解除による水位の回復</p>	 <p>気泡炉心水位の推移 (4インチ破断)</p> <p>ループシールの形成と解除による一時的な水位の低下</p>	 <p>サブプレッションプール水位の推移</p>	 <p>気泡炉心水位の推移 (4インチ破断)</p> <p>ループシールの形成と解除による一時的な水位の低下とループシール解除による水位の回復</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
 <p>炉心入口流量の推移 (4インチ破断)</p> <p>ループシール期間中は炉心入口は下降線となる</p>	 <p>炉心入口流量の推移 (4インチ破断)</p> <p>ループシール期間中は炉心入口は下降線となる</p>	 <p>サブプレッションプール水温の推移</p>	 <p>炉心入口流量の推移 (4インチ破断)</p> <p>ループシール期間中は炉心入口は下降線となる</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>

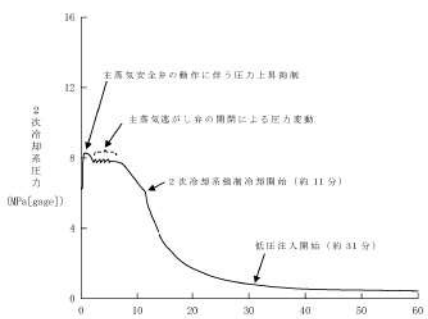
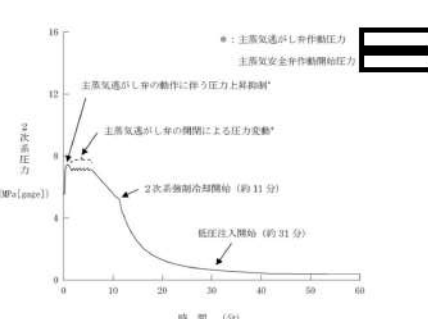
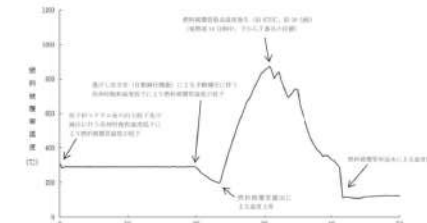
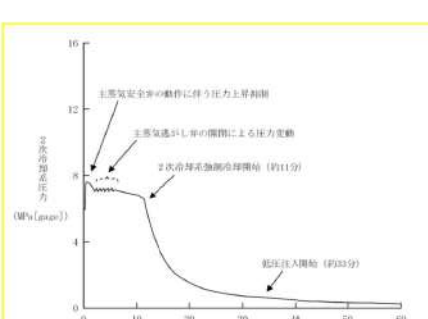
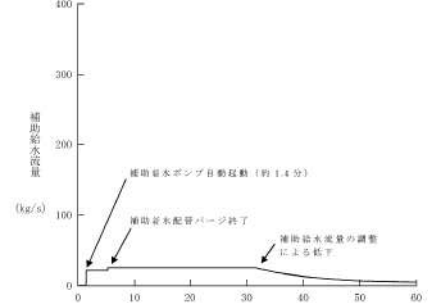
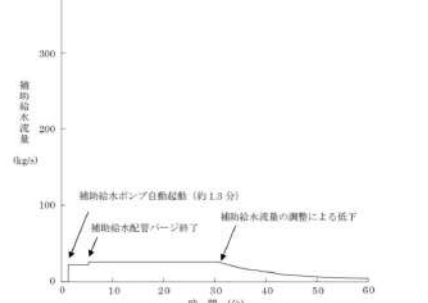
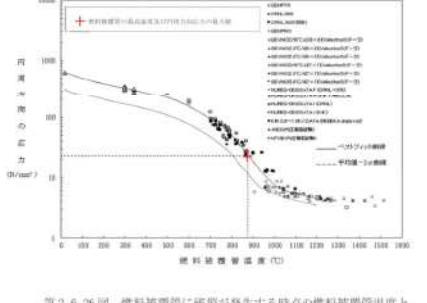
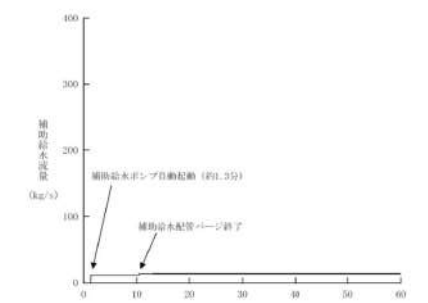
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>燃料被覆管最高温度：1200℃              ループシールの形成による一時的な燃料被覆管温度の上昇              燃料被覆管最高温度 約891℃ (約16分)              炉心再冠水 (約19分)              炉心露出 (約9.8分)              低圧注入開始 (約31分)</p> <p>時間 (分)</p> <p>第2.6.25図 燃料被覆管温度の推移 (4インチ破断)</p>	 <p>燃料被覆管最高温度 (1,200℃)              ループシールの形成と解除による燃料被覆管温度の一時的な上昇              燃料被覆管最高温度約731℃ (約14分)              炉心再冠水 (約17分)              低圧注入開始 (約31分)              炉心露出 (約8.5分)</p> <p>時間 (分)</p> <p>第2.6.2.17図 燃料被覆管温度の推移 (4インチ破断)</p>	 <p>第2.6.23図 原子炉圧力の推移 (破断面積：3.2cm<sup>2</sup>)</p> <p>第2.6.24図 原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移 (破断面積：3.2cm<sup>2</sup>)</p>	 <p>燃料被覆管最高温度 (1,200℃)              燃料被覆管最高温度 約688℃ (約17分)              炉心再冠水 (約18分)              低圧注入開始 (約33分)              炉心露出 (約9.8分)</p> <p>時間 (分)</p> <p>第7.1.6.24図 燃料被覆管温度の推移 (4インチ破断)</p>	<p>【大飯、高浜】              解析結果の相違</p>

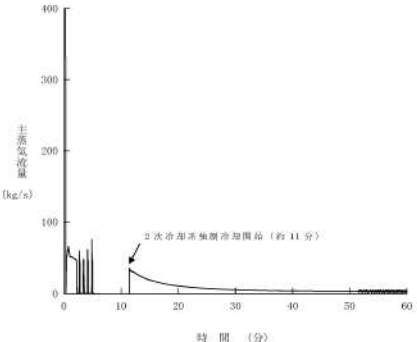
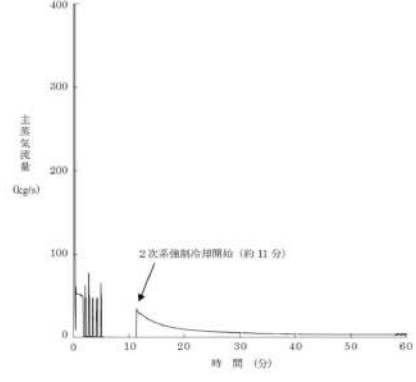
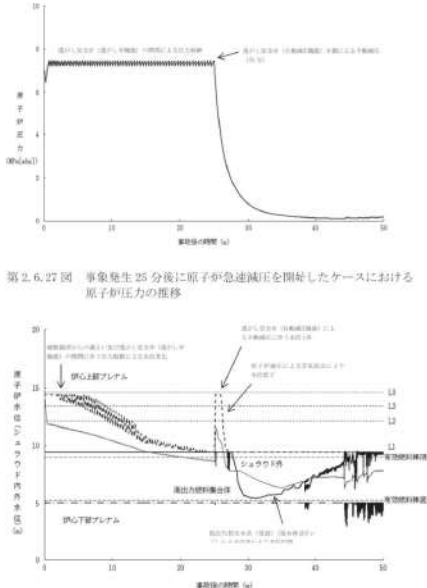
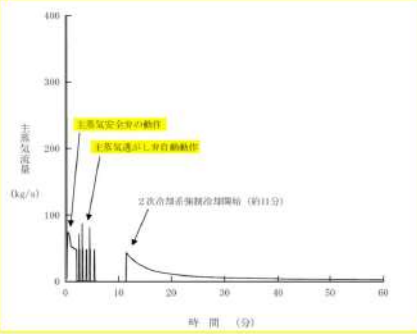
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.26 図 2次冷却系圧力の推移（4インチ破断）</p>	 <p>第 2.6.2.18 図 2次系圧力の推移（4インチ破断）</p>	 <p>第 2.6.25 図 燃料被覆管温度の推移（破断面積：3.2cm<sup>2</sup>）</p>	 <p>第7.1.6.25図 2次冷却系圧力の推移（4インチ破断）</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
 <p>第 2.6.27 図 補現給水流量の推移（4インチ破断）</p>	 <p>第 2.6.2.19 図 補助給水流量の推移（4インチ破断）</p>	 <p>第 2.6.26 図 燃料被覆管に破断が発生する時点の燃料被覆管温度と燃料被覆管の円周方向の応力の関係（破断面積：3.2cm<sup>2</sup>）</p>	 <p>第7.1.6.26図 補助給水流量の推移（4インチ破断）</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違 ・泊3号機の補助給水流量は大飯・高浜に比べて小さい（泊：150m<sup>3</sup>/h、大飯：370m<sup>3</sup>/h、高浜：280m<sup>3</sup>/h）</p>
<p>※図中の破断は機軸に基き事項ですので公開することはありません。</p>				

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

7.1.6 ECCS注水機能喪失

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>第 2.6.28 図 主蒸気流量の推移 (4インチ破断)</p>	 <p>第 2.6.2.20 図 主蒸気流量の推移 (4インチ破断)</p>	 <p>第 2.6.27 図 事象発生 25 分後に原子炉が急速減圧を開始したケースにおける原子炉圧力の推移</p> <p>第 2.6.28 図 事象発生 25 分後に原子炉が急速減圧を開始したケースにおける原子炉水位 (シュラウド内外水位) の推移</p>	 <p>第7.1.6.27図 主蒸気流量の推移 (4インチ破断)</p>	<p>【大飯、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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>初期値：約15.9MPa(gage)              1次冷却材の流出に伴う              1次冷却材圧力の低下              2次系圧力の飽和圧力で維持              2次系強制循環開始（約12分）              蓄圧注入開始（約10分）              最終注入開始（約49分）              ※：炉心圧力を表示</p>	<p>初期値：約15.9MPa(gage)              1次冷却材の流出に伴う              1次冷却材圧力の低下              2次系の飽和圧力で維持              2次系強制循環開始（約12分）              蓄圧注入開始（約17分）              炉心露出（約54分）              最終注入開始（約55分）              炉心再浸水（約58分）              ※：炉心圧力を表示</p>	<p>初期値：約15.9MPa(gage)              1次冷却材の流出に伴う              1次冷却材圧力の低下              2次系の飽和圧力で維持              2次系強制循環開始（約12分）              蓄圧注入開始（約17分）              炉心露出（約54分）              最終注入開始（約55分）              炉心再浸水（約58分）              ※：炉心圧力を表示</p>	<p>初期値：約15.9MPa(gage)              1次冷却材の流出に伴う              1次冷却材圧力の低下              2次系圧力の飽和圧力で維持              2次系強制循環開始（約12分）              蓄圧注入開始（約18分）              最終注入開始（約32分）              ※：炉心圧力を表示</p>	<p><b>【大飯、高浜】</b>              解析結果の相違</p>
<p>第2.6.29図 1次冷却材圧力の推移（2インチ破断）</p> <p>1次冷却系保有水量 (%)              蓄圧注入開始（約19分）              最終注入開始（約49分）</p>	<p>第2.6.2.21図 1次冷却材圧力の推移（2インチ破断）</p> <p>1次冷却系保有水量 (%)              蓄圧注入開始（約17分）              炉心露出（約54分）              炉心再浸水（約58分）              最終注入開始（約55分）</p>	<p>第2.6.2.22図 1次冷却系保有水量の推移（2インチ破断）</p> <p>1次冷却系保有水量 (%)              蓄圧注入開始（約17分）              炉心露出（約54分）              炉心再浸水（約58分）              最終注入開始（約55分）</p>	<p>第7.1.6.28図 1次冷却材圧力の推移（2インチ破断）</p> <p>1次冷却系保有水量 (%)              蓄圧注入開始（約18分）              最終注入開始（約32分）</p>	<p><b>【大飯、高浜】</b>              解析結果の相違              ・大飯は3ルーブル              ラントに比べてダウン              シンカ容量が大きい              ため、蓄圧注入開始              後、ダウンカマが満              水になるまでの時間              が相対的に長くなる              ため、その期間、破              断口からは蒸気放              出が支配的となり、蓄              圧注入系からの注水              量がそのまま1次冷              却系保有水量の増加              に寄与している</p>
			<p>第7.1.6.29図 1次冷却系保有水量の推移（2インチ破断）</p> <p>1次冷却系保有水量 (%)              蓄圧注入開始（約18分）              最終注入開始（約32分）</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.31 図 ECCS 注水流量の推移 (2 インチ破断)</p>	<p>第 2.6.2.23 図 ECCS 注水流量の推移 (2 インチ破断)</p>		<p>第7.1.6.30図 ECCS注水流量の推移 (2インチ破断)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 2.6.32 図 破断流量の推移 (2 インチ破断)</p>	<p>第 2.6.2.24 図 破断流量の推移 (2 インチ破断)</p>		<p>第7.1.6.31図 破断流量の推移 (2インチ破断)</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>

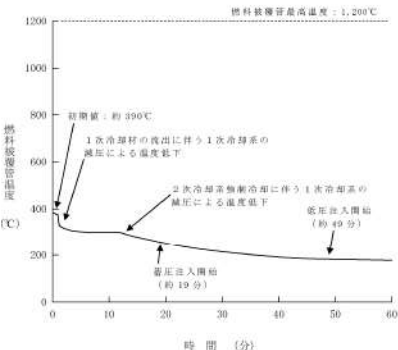
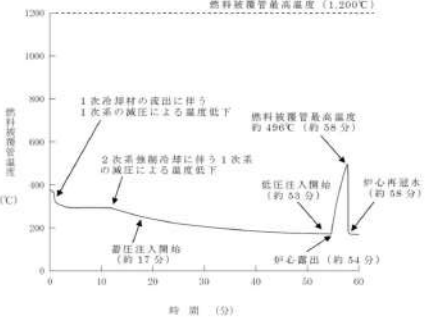
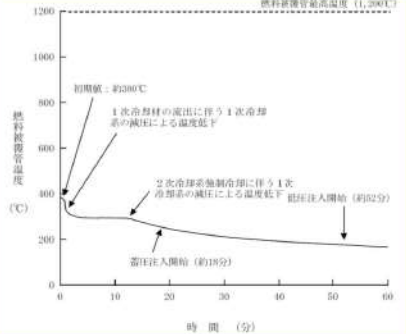
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.33 図 気泡炉心水位の推移（2インチ破断）</p>	<p>第 2.6.2.25 図 気泡炉心水位の推移（2インチ破断）</p>		<p>第7.1.6.32図 気泡炉心水位の推移（2インチ破断）</p>	<p>【大飯、高浜】                  解析結果の相違                  ・高浜が炉心露出するのに対して、泊・大飯の低圧注入系は注入初期の圧力が比較的高い状態での注入流量が多い特性があるため、低圧注入開始以降は炉心水位が高い状態で維持されるため炉心は露出しない</p>
<p>第 2.6.34 図 炉心入口流量の推移（2インチ破断）</p>	<p>第 2.6.2.26 図 炉心入口流量の推移（2インチ破断）</p>		<p>第7.1.6.33図 炉心入口流量の推移（2インチ破断）</p>	<p>【大飯、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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第2.6.35図 燃料被覆管温度の推移（2インチ破断）</p>	 <p>第2.6.2.27図 燃料被覆管温度の推移（2インチ破断）</p>		 <p>第7.1.6.34図 燃料被覆管温度の推移（2インチ破断）</p>	<p>【大飯、高浜】                  解析結果の相違                  ・高浜が炉心露出し燃料被覆管温度が上昇するのに対して、泊・大飯の低圧注入系は注入初期の圧力が比較的高い状態での注入流量が多い特性があるため、低圧注入開始以降は炉心水位が高い状態で維持されるため炉心は露出せず燃料被覆管温度は初期値以下となる</p>



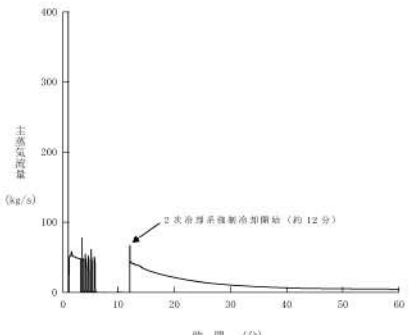
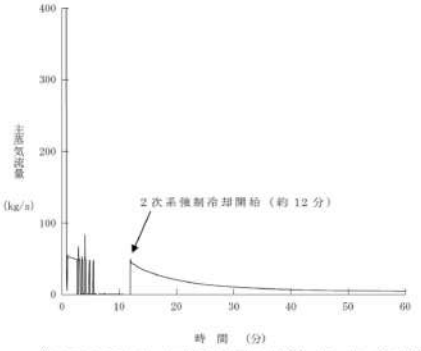
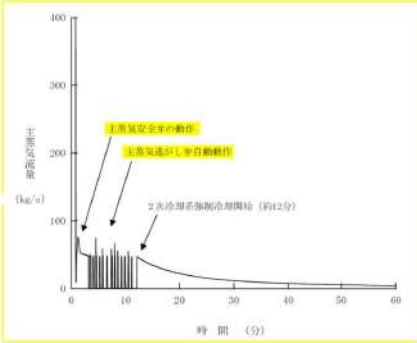
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.36 図 2次冷却系圧力の推移（2インチ破断）</p>	<p>第 2.6.2.28 図 2次系圧力の推移（2インチ破断）</p>		<p>第7.1.6.35図 2次冷却系圧力の推移（2インチ破断）</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違</p>
<p>第 2.6.37 図 補助給水流量の推移（2インチ破断）</p>	<p>第 2.6.2.29 図 補助給水流量の推移（2インチ破断）</p>		<p>第7.1.6.36図 補助給水流量の推移（2インチ破断）</p>	<p>【大飯、高浜】 解析結果の相違              ・泊3号機の補助給水流量は大飯・高浜に比べて小さい              （泊：150m<sup>3</sup>/h、大飯：370m<sup>3</sup>/h、高浜：280m<sup>3</sup>/h）</p>
	<p>※図中の数値は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>			

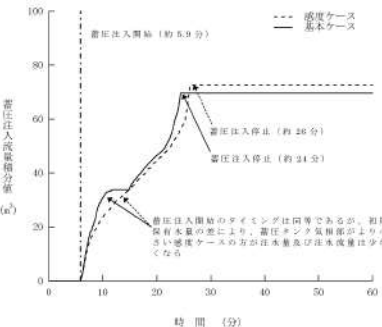
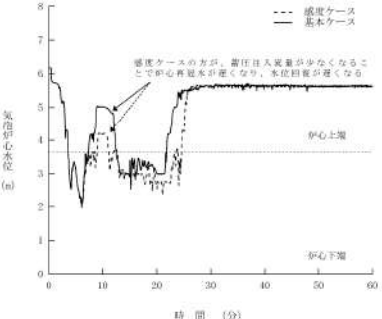
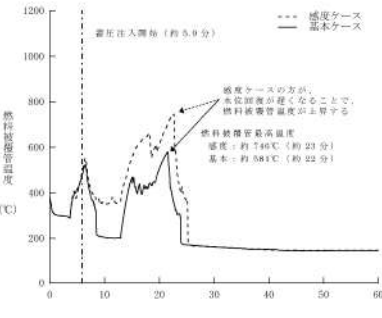
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.38 図 主蒸気流量の推移 (2 インチ破断)</p>	 <p>第 2.6.2.30 図 主蒸気流量の推移 (2 インチ破断)</p>		 <p>第7.1.6.37図 主蒸気流量の推移 (2 インチ破断)</p>	<p>【大飯、高浜】                  解析結果の相違                  ・泊3号機の補助給                  水流量は大飯・高浜                  に比べて小さいた                  め、主蒸気遮り弁                  が自動開閉する時間                  が長い (泊:150m<sup>3</sup>/                  大飯:370m<sup>3</sup>/h、高浜:                  280m<sup>3</sup>/h)</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.39 図 蓄圧注入流量積分値の推移 (6 インチ破断)          (蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)</p>  <p>第 2.6.40 図 気泡炉心水位の推移 (6 インチ破断)          (蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)</p>  <p>第 2.6.41 図 燃料被覆管温度の推移 (6 インチ破断)          (蓄圧タンク初期保有水量の影響確認)</p>				<p>【大綱】                  解析結果の相違                  ・大飯では1次冷却材温度が高く、破断流量に比べるMS容積が大きいことから、1次冷却材圧力の低下が3ループプラントに比べて緩慢に推移する。このため、6インチ破断では事象初期の1次冷却材圧力が高めに推移し、破断流量が相対的に多くなる一方、蓄圧注入流量が若干少なめとなるため炉心露出に至るため感度解析を実施                  ・泊は6インチ破断では炉心露出に至らないため感度解析は実施していない(高浜と同様)</p>

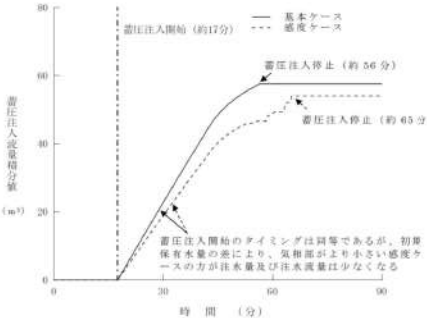
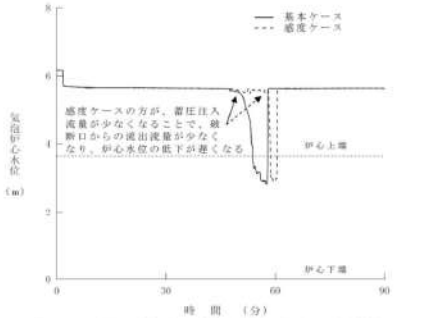
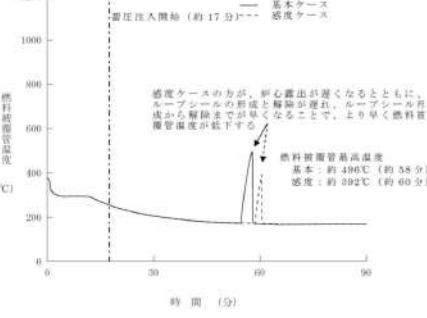
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.42 図 蓄圧注入流量積分値の推移（4 インチ破断）              （蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）</p>	<p>第 2.6.3.1 図 蓄圧注入流量積分値の推移（4 インチ破断）              （蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）</p>	<p>第7.1.6.38図 蓄圧注入流量積分値の推移（4 インチ破断）              （蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）</p>	<p>【大飯、高浜】              解析結果の相違</p>	
<p>第 2.6.43 図 気泡炉心水位の推移（4 インチ破断）              （蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）</p>	<p>第 2.6.3.2 図 気泡炉心水位の推移（4 インチ破断）              （蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）</p>	<p>第7.1.6.39図 気泡炉心水位の推移（4 インチ破断）              （蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）</p>	<p>【大飯、高浜】              解析結果の相違</p>	
<p>第 2.6.44 図 燃料被覆管温度の推移（4 インチ破断）              （蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）</p>	<p>第 2.6.3.3 図 燃料被覆管温度の推移（4 インチ破断）              （蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）</p>	<p>第7.1.6.40図 燃料被覆管温度の推移（4 インチ破断）              （蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）</p>	<p>【大飯、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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.3.4 図 蓄圧注入流量積分値の推移（2 インチ破断）          （蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）</p>  <p>第 2.6.3.5 図 気泡が心水位の推移（2 インチ破断）          （蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）</p>  <p>第 2.6.3.6 図 燃料被覆管温度の推移（2 インチ破断）          （蓄圧タンク初期保有水量の影響確認）</p>			<p><b>【高岡】</b>          解析結果の相違          ・泊の低圧注入系は注入初期の圧力が比較的高い状態での注入流量が多い特性があり、低圧注入開始以降は炉心水位が高い状態で維持されるため、炉心は露出しない          ・そのため、泊では2インチに係る感度解析は実施していない          （大飯と同様）</p>

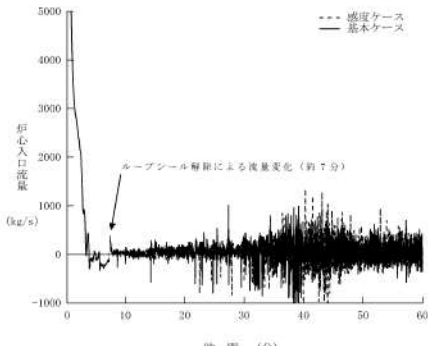
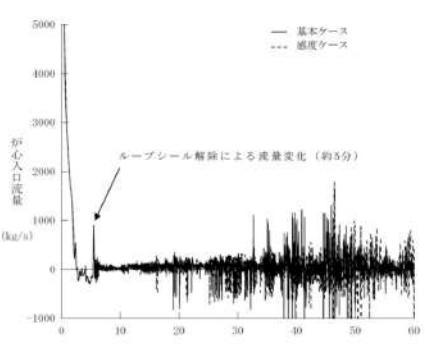
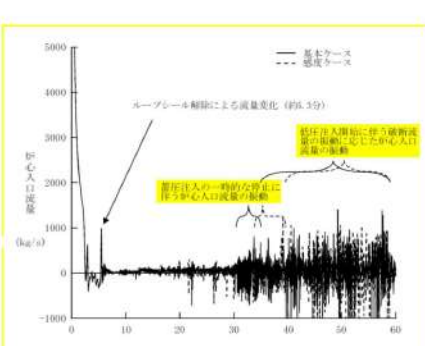
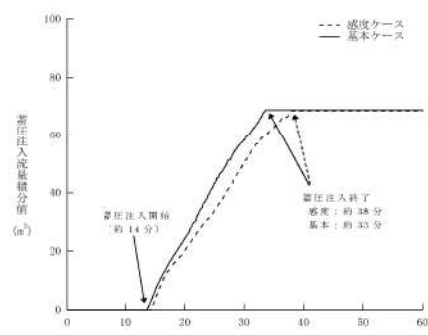
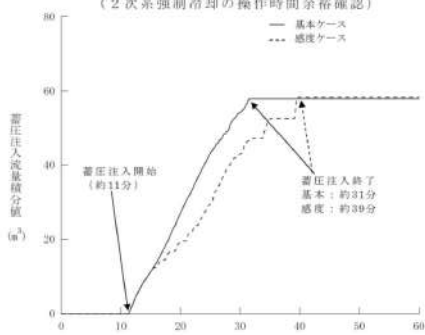
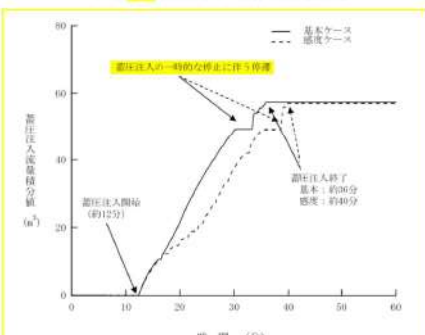
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.45 図 1 次冷却材圧力の推移（4 インチ破断）                  （2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	<p>第 2.6.3.7 図 1 次冷却材圧力の推移（4 インチ破断）                  （2 次系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>		<p>第 7.1.6.41 図 1 次冷却材圧力の推移（4 インチ破断）                  （2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	<p>【大飯、高浜】                  解析結果の相違</p>
<p>第 2.6.46 図 1 次冷却系保水量の推移（4 インチ破断）                  （2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	<p>第 2.6.3.8 図 1 次系保水量の推移（4 インチ破断）                  （2 次系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>		<p>第 7.1.6.42 図 1 次冷却系保水量の推移（4 インチ破断）                  （2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	<p>【大飯、高浜】                  解析結果の相違</p>

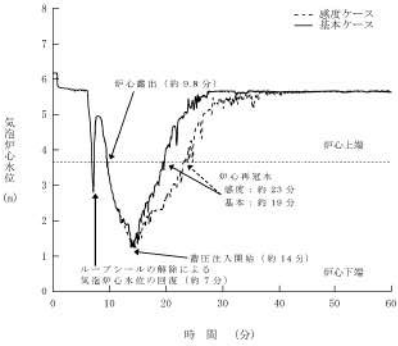
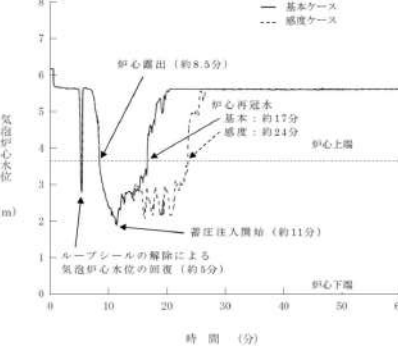
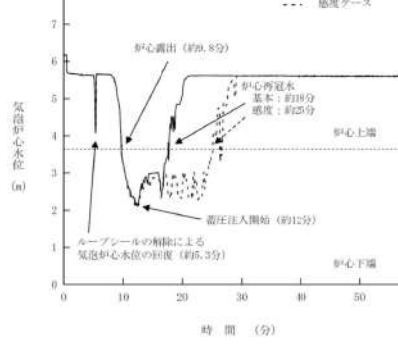
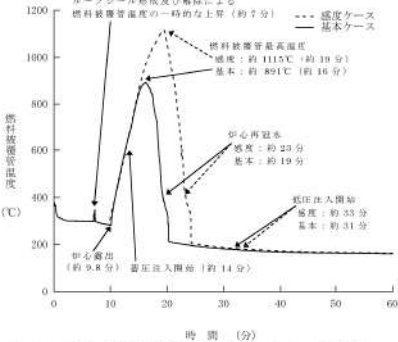
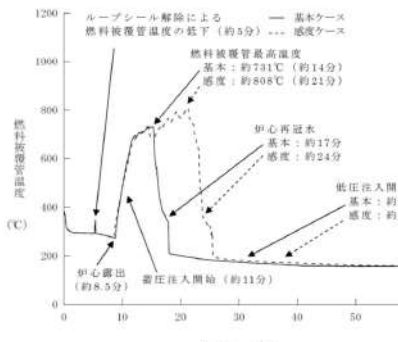
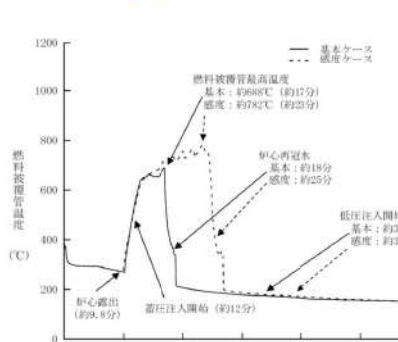
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.47 図 炉心入口流量の推移（4インチ破断）                  （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	 <p>第 2.6.3.9 図 炉心入口流量の推移（4インチ破断）                  （2次系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>		 <p>第7.1.6.43図 炉心入口流量の推移（4インチ破断）                  （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	<p>【大飯、高浜】                  解析結果の相違</p>
 <p>第 2.6.48 図 蓄圧注入流量積分値の推移（4インチ破断）                  （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	 <p>第 2.6.3.10 図 蓄圧注入流量積分値の推移（4インチ破断）                  （2次系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>		 <p>第7.1.6.44図 蓄圧注入流量積分値の推移（4インチ破断）                  （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	<p>【大飯、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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第2.6.49図 気泡炉心水位の推移（4インチ破断）                  （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	 <p>第2.6.3.11図 気泡炉心水位の推移（4インチ破断）                  （2次系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>		 <p>第7.1.6.45図 気泡炉心水位の推移（4インチ破断）                  （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	<p>【大飯、高浜】                  解析結果の相違</p>
 <p>第2.6.50図 燃料被覆管温度の推移（4インチ破断）                  （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	 <p>第2.6.3.12図 燃料被覆管温度の推移（4インチ破断）                  （2次系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>		 <p>第7.1.6.46図 燃料被覆管温度の推移（4インチ破断）                  （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	<p>【大飯、高浜】                  解析結果の相違</p>



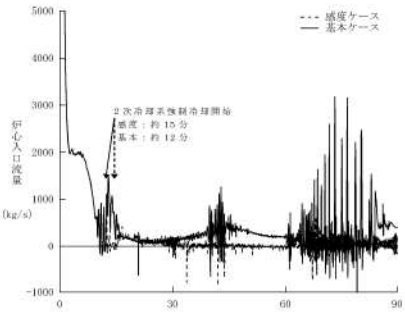
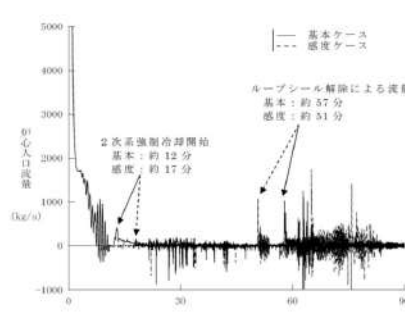
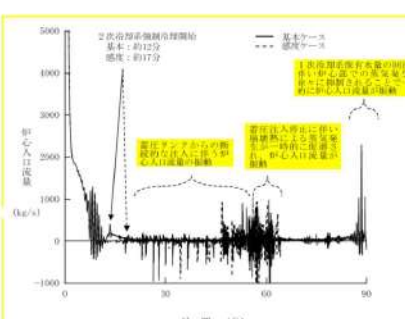
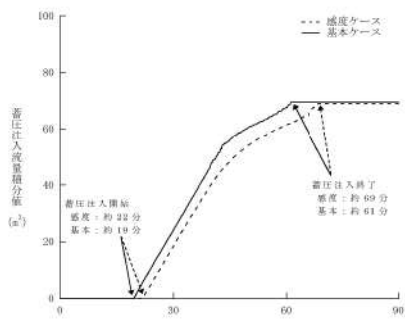
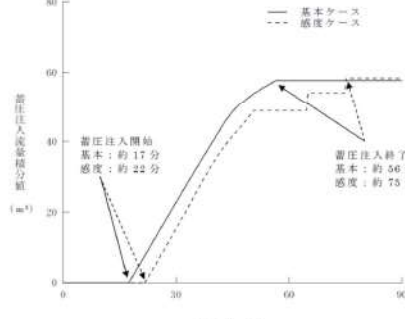
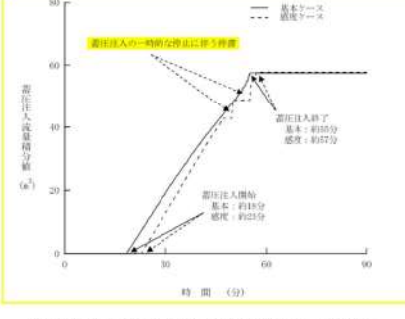
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.51 図 1 次冷却材圧力の推移 (2 インチ破断)              (2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認)</p>	<p>第 2.6.3.13 図 1 次冷却材圧力の推移 (2 インチ破断)              (2 次系強制冷却の操作時間余裕確認)</p>	<p>第7.1.6.47図 1次冷却材圧力の推移 (2インチ破断)              (2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認)</p>	<p>第7.1.6.48図 1次冷却系保有水量の推移 (2インチ破断)              (2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認)</p>	<p>【大飯、高浜】              解析結果の相違</p>
<p>第 2.6.52 図 1 次冷却系保有水量の推移 (2 インチ破断)              (2 次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認)</p>	<p>第 2.6.3.14 図 1 次系保有水量の推移 (2 インチ破断)              (2 次系強制冷却の操作時間余裕確認)</p>	<p>第7.1.6.48図 1次冷却系保有水量の推移 (2インチ破断)              (2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認)</p>	<p>第7.1.6.48図 1次冷却系保有水量の推移 (2インチ破断)              (2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認)</p>	<p>【大飯、高浜】              解析結果の相違</p>

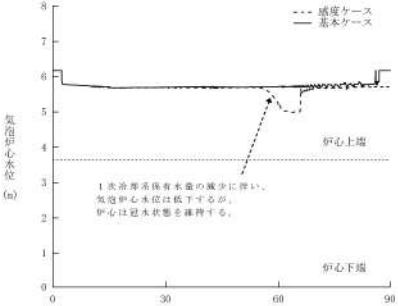
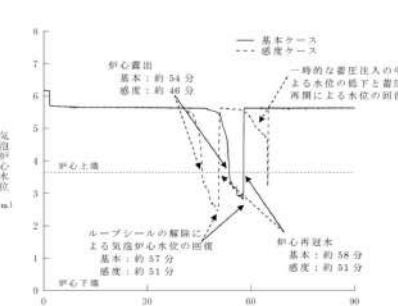
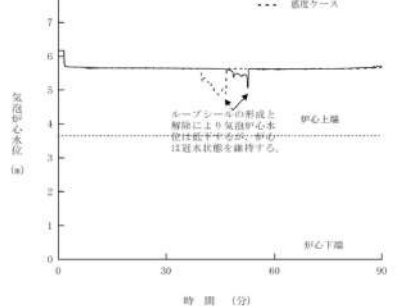
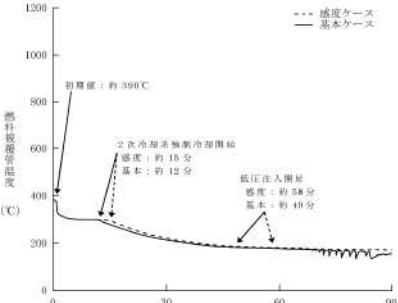
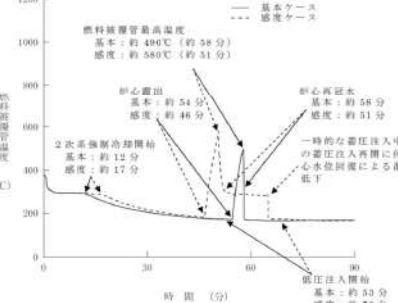
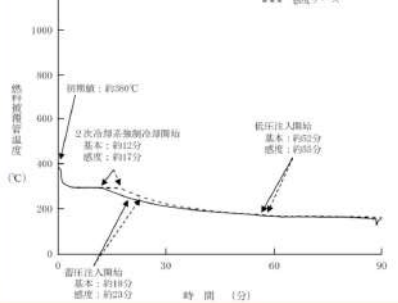
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.53 図 炉心入口流量の推移 (2インチ破断)              (2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認)</p>	 <p>第 2.6.3.15 図 炉心入口流量の推移 (2インチ破断)              (2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認)</p>		 <p>第 7.1.6.49 図 炉心入口流量の推移 (2インチ破断)              (2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認)</p>	<p>【大飯、高浜】              解析結果の相違</p>
 <p>第 2.6.54 図 蓄圧注入流量積分値の推移 (2インチ破断)              (2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認)</p>	 <p>第 2.6.3.16 図 蓄圧注入流量積分値の推移 (2インチ破断)              (2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認)</p>		 <p>第 7.1.6.50 図 蓄圧注入流量積分値の推移 (2インチ破断)              (2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認)</p>	<p>【大飯、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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

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>第 2.6.55 図 気泡炉心水位の推移（2インチ破断）          （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	 <p>第 2.6.3.17 図 気泡炉心水位の推移（2インチ破断）          （2次系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>		 <p>第7.1.6.51図 気泡炉心水位の推移（2インチ破断）          （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	<p>【大飯、高浜】          解析結果の相違          ・高浜が炉心露出するのに対して、泊・大飯の低圧注入系は注入初期の圧力が比較的高い状態での注入流量が多い特性があり、低圧注入開始以降は炉心水位が高い状態で維持されるため炉心は露出しない。</p>
 <p>第 2.6.56 図 燃料被覆管温度の推移（2インチ破断）          （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	 <p>第 2.6.3.18 図 燃料被覆管温度の推移（2インチ破断）          （2次系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>		 <p>第7.1.6.52図 燃料被覆管温度の推移（2インチ破断）          （2次冷却系強制冷却の操作時間余裕確認）</p>	<p>【大飯、高浜】          解析結果の相違</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.1 「大破断LOCA+低圧注入機能喪失」に対する国内外の先進的な対策について）

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 2.6.2</p> <p style="text-align: center;">「大LOCA+低圧注入失敗」に対する国内外の先進的な対策について</p> <p>標記について、<b>当社海外事務所</b>、コンサルティング会社等から海外情報を収集した結果を以下に示す。</p> <p>(1) 米国における状況</p> <p>米国では、地震を含めた設計想定を超えた外的事象に対する緩和手段として、SBO時における可搬式ディーゼル駆動ポンプを用いた炉心注入など、可搬設備を利用した柔軟な対応策（FLEX）を採用している。NEIのFLEXガイドライン（NEI 12-06 "DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION" Nuclear Energy Institute, 2012）では、設計思想を超えた外的事象により発生する全交流動力電源喪失事象や最終ヒートシンク喪失事象に対する対策を示しているものの、<b>大LOCA</b>までは想定しておらず、大LOCAに対する緩和策は示していない。（図1）</p> <p>また、NRCからの指示<sup>(1)</sup>により、全プラントを対象に「既存個別プラントの体系的安全解析（IPE）」が実施され、その結果をまとめたIPE知見報告書<sup>(2)</sup>が公表されている。表1に、IPE知見報告書に記載のある共通のプラント改善点を示す。LOCAに対する改善点（PWR）として再循環切替及びフィードアンドブリードに対する手順や訓練に関する内容がある。これらについて、国内のPWR5電力会社では代替再循環及び2次系強制冷却のAM策を既に整備している。</p> <p>更に、US-EPRの<b>大LOCA</b>のイベントツリーを図2に示す。これらのイベントツリーにおいても、「<b>大LOCA+低圧注入失敗</b>」に対する先進的な対策は記載されていない<b>ことが分かった</b>。</p> <p>(1)Federal Register, Vol.54, No.169, page 36402, "Individual Plant Examination", Sep.1, 1989.</p> <p>(2)NUREG-1560, "Individual Plant Examination Program:Perspectives on Reactor Safety and Plant Performance", Dec.1997.</p> <p>米国のコンサル会社にも確認を行った結果、米国では<b>大LOCA</b>により炉心損傷に至るシーケンスの発生頻度が低いことから、<b>大LOCA</b>に対する追加のAM手段は取られていない、との<b>回答が得られた</b>。</p> <p>以上から、米国において「<b>大LOCA+低圧注入失敗</b>」の事故シーケンスに対する先進的な追加対策は実施されていないと考えられる。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.6.1</p> <p style="text-align: center;">「大破断LOCA+低圧注入機能喪失」に対する国内外の先進的な対策について</p> <p>標記について、コンサルティング会社等から海外情報を収集した結果を以下に示す。</p> <p>(1) 米国における状況</p> <p>米国では、地震を含めた設計想定を超えた外的事象に対する緩和手段として、SBO時における可搬式ディーゼル駆動ポンプを用いた炉心注入など、可搬設備を利用した柔軟な対応策（FLEX）を採用している。NEIのFLEXガイドライン（NEI12-16 "DIVERSE AND FLEXIBLE COPING STRATEGIES (FLEX) IMPLEMENTATION" Nuclear Energy Institute, 2012）では、設計思想を超えた外的事象により発生する全交流動力電源喪失事象や最終ヒートシンク喪失事象に対する対策を示しているものの、<b>大破断LOCA</b>までは想定しておらず、大破断LOCAに対する緩和策は示していない。（図1）</p> <p>また、NRCからの指示<sup>(1)</sup>により、全プラントを対象に「既存個別プラントの体系的安全解析（IPE）」が実施され、その結果をまとめたIPE知見報告書<sup>(2)</sup>が公表されている。表1に、IPE知見報告書に記載のある共通のプラント改善点を示す。LOCAに対する改善点（PWR）として再循環切替及びフィードアンドブリードに対する手順や訓練に関する内容がある。これらについて、国内のPWR5電力会社では代替再循環及び2次<b>冷却</b>系強制冷却のAM策を既に整備している。</p> <p>更に、US-EPRの<b>大破断LOCA</b>のイベントツリーを図2に示す。これらのイベントツリーにおいても、「<b>大破断LOCA+低圧注入失敗</b>」に対する先進的な対策は記載されていない。</p> <p>(1)Federal Register, Vol.54, No.169, page36402, "Individual Plant Examination", Sep.1, 1989.</p> <p>(2)NUREG-1560, "Individual Plant Examination Program Perspectives on Reactor Safety and Plant Performance, Dec.1997.</p> <p>コンサル会社にも確認を行った結果、米国では<b>大破断LOCA</b>により炉心損傷に至るシーケンスの発生頻度が低いことから、<b>大破断LOCA</b>に対する追加のAM手段は取られていないことを確認した。</p> <p>以上から、米国において「<b>大破断LOCA+低圧注入失敗</b>」の事故シーケンスに対する先進的な追加対策は実施されていないと考えられる。</p>	

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.1 「大破断LOCA+低圧注入機能喪失」に対する国内外の先進的な対策について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(2) フランスにおける状況</p> <p>フランスでは、原子力安全局 (ASN) から事業者に対して「大LOCA+低圧注入失敗」への要求はされておらず、このシーケンスに対して先進的な対策を実施しているプラントは無い。</p> <p>最新型軽水炉である ATMEA1 においても、「小LOCA+ECCS 注入失敗」については考慮されているが、「大LOCA+低圧注入失敗」などそれ以上の事象については、発生頻度が低いことから炉心損傷に至ることを想定しており、シビアアクシデント対策により格納容器健全性を確保することとしている。</p> <p>また、福島第一発電所の事故後に実施された補完的安全評価 (ECS) で設置が義務付けられたハードンドコアの設備として、燃料取替用水タンクから炉心へ注水するラインを新たに設置する計画である。しかし、ハードンドコアで対応する想定事象の中にも「大LOCA+低圧注入失敗」は含まれていない。</p> <p>以上のことから、フランスにおいて「大LOCA+ 低圧注入失敗」の事故シーケンスに対する先進的な追加対策は実施されていないと考えられる。</p> <p>(3) ドイツにおける状況</p> <p>ドイツでは、航空機落下等の外部事象を想定したバンカーシステム (特定重大事故時対処施設) を設置しており、余熱除去系統の代替設備を有しているものの、低圧注入としての代替機能を有していない。</p> <p>以上のことから、ドイツにおいて「大LOCA+低圧注入失敗」の事故シーケンスに対する先進的な追加対策は実施されていないと考えられる。</p> <p>(4) まとめ</p> <p>米国、フランス及びドイツを対象として、「大LOCA+低圧注入失敗」の事故シーケンスに対する先進的な対策について情報収集を行った。その結果、いずれの国においても「大LOCA+低圧注入失敗」の発生頻度が低いことから、炉心損傷を防止するための先進的な対策は実施されていないことが確認された。</p> <p>また、当社としては、大LOCA+低圧注入失敗のような事象進展が早い事象に対しても確実に格納容器破損を防止することが重要と考えており、その効果については格納容器破損防止対策の有効性評価において確認している。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<p>(2) フランスにおける状況</p> <p>フランスでは、原子力安全局 (ASN) から事業者に対して「大破断LOCA+低圧注入失敗」への要求はされておらず、このシーケンスに対して先進的な対策を実施しているプラントはない。</p> <p>最新型軽水炉である ATMEA1 においても、「小破断LOCA+ECCS 注入失敗」については考慮されているが、「大破断LOCA+低圧注入失敗」などそれ以上の事象については、発生頻度は低いが、炉心損傷に至ることを想定しており、シビアアクシデント対策により格納容器健全性を確保することとしている。</p> <p>また、福島第一発電所の事故後に実施された補完的安全評価 (ECS) で設置が義務付けられたハードンドコアの設備として、燃料取替用水タンクから炉心へ注水するラインを新たに設置する計画である。しかし、ハードンドコアで対応する想定事象の中にも「大破断LOCA+低圧注入失敗」は含まれていない。</p> <p>以上のことから、フランスにおいて「大破断LOCA+低圧注入失敗」の事故シーケンスに対する先進的な追加対策は実施されていないと考えられる。</p> <p>(3) ドイツにおける状況</p> <p>ドイツでは、航空機落下等の外部事象を想定したバンカーシステム (特定重大事故時対処施設) を設置しており、余熱除去系統の代替設備を有しているものの、低圧注入としての代替機能を有していない。</p> <p>以上のことから、ドイツにおいて「大破断LOCA+低圧注入失敗」の事故シーケンスに対する先進的な追加対策は実施されていないと考えられる。</p> <p>(4) まとめ</p> <p>米国、フランス及びドイツを対象として、「大破断LOCA+低圧注入失敗」の事故シーケンスに対する先進的な対策について情報収集を行った。その結果、いずれの国においても「大破断LOCA+低圧注入失敗」の発生頻度が低いことから、炉心損傷を防止するための先進的な対策は実施されていないことが確認された。</p> <p>また、当社としては、「大破断LOCA+低圧注入失敗」のような事象進展が早い事象に対しても確実に格納容器破損を防止することが重要と考えており、その効果については格納容器破損防止対策の有効性評価において確認している。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	

大飯発電所3 / 4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

表 1 ( 1 / 2 ) 共通のプラント改善点

表 1 ( 1 / 2 ) 共通のプラント改善点

Table 2.3 Summary of common plant improvements identified by licensees.

Table 2.3 Summary of common plant improvements identified by licensees.

Area of improvement	Applicability		Specific improvement	Status as of submittal
	BWR	PWR		
AC Power	✓ ✓ ✓ ✓	✓ ✓ ✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> <li>Add or replace diesel generators</li> <li>Add or replace gas turbine generator</li> <li>Implement redundant off-site power capabilities</li> <li>Improve bus/unit cross-tie capabilities</li> </ul>	~50% of these improvements had been implemented
DC Power	✓ ✓	✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> <li>Install new batteries, chargers, or inverters</li> <li>Implement alternative battery charging capabilities</li> <li>Increase bus load shedding</li> </ul>	~50% of these improvements had been implemented
Coolant Injection Systems	✓ ✓ ✓ ✓	✓ ✓ ✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> <li>Replace emergency core cooling system pump motors with air-cooled motors</li> <li>Align LPCI or core spray to CST upon loss of suppression pool cooling</li> <li>Align firewater system for reactor vessel injection</li> <li>Revise HPCI and RCIC actuation or trip setpoints</li> <li>Revise procedures to inhibit the automatic depressurization system (ADS) for non-ATWS scenarios</li> <li>Improve procedures and training regarding switchover to recirculation</li> <li>Increase training on feed-and-bleed operations</li> </ul>	~30% of these improvements had been implemented
Decay Heat Removal (DHR) Systems	✓ ✓	✓ ✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> <li>Add hard-pipe vent</li> <li>Install portable fire pump to provide isolation condenser makeup</li> <li>Install new AFW pump or improve existing pump reliability</li> <li>Refill CST when using AFW</li> <li>Implement a modification to align the firewater pump to the feed steam generator</li> </ul>	~70% of these improvements had been implemented

Area of improvement	Applicability		Specific improvement	Status as of submittal
	BWR	PWR		
AC Power	✓ ✓ ✓ ✓	✓ ✓ ✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> <li>Add or replace diesel generators</li> <li>Add or replace gas turbine generator</li> <li>Implement redundant off-site power capabilities</li> <li>Improve bus/unit cross-tie capabilities</li> </ul>	~50% of these improvements had been implemented
DC Power	✓ ✓	✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> <li>Install new batteries, chargers, or inverters</li> <li>Implement alternative battery charging capabilities</li> <li>Increase bus load shedding</li> </ul>	~50% of these improvements had been implemented
Coolant Injection Systems	✓ ✓ ✓ ✓	✓ ✓ ✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> <li>Replace emergency core cooling system pump motors with air-cooled motors</li> <li>Align LPCI or core spray to CST upon loss of suppression pool cooling</li> <li>Align firewater system for reactor vessel injection</li> <li>Revise HPCI and RCIC actuation or trip setpoints</li> <li>Revise procedures to inhibit the automatic depressurization system (ADS) for non-ATWS scenarios</li> <li>Improve procedures and training regarding switchover to recirculation</li> <li>Increase training on feed-and-bleed operations</li> </ul>	~30% of these improvements had been implemented
Decay Heat Removal (DHR) Systems	✓ ✓	✓ ✓ ✓	<ul style="list-style-type: none"> <li>Add hard-pipe vent</li> <li>Install portable fire pump to provide isolation condenser makeup</li> <li>Install new AFW pump or improve existing pump reliability</li> <li>Refill CST when using AFW</li> <li>Implement a modification to align the firewater pump to the feed steam generator</li> </ul>	~70% of these improvements had been implemented

大飯発電所3 / 4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

表 1 ( 2 / 2 ) 共通のプラント改善点

Table 2.3 Summary of common plant improvements identified by licensees.

Area of improvement	Applicability		Specific improvement	Status as of submittal
	BWR	PWR		
Support Systems	✓	✓	<ul style="list-style-type: none"> <li>Implement procedures and install portable fans for alternative room cooling upon loss of HVAC</li> <li>Install temperature alarms in rooms to detect loss of HVAC</li> <li>Revise procedures and training for loss of support systems</li> </ul>	~60% of these improvements had been implemented
ATWS	✓	✓	<ul style="list-style-type: none"> <li>Revise training on mechanically bound control rods</li> <li>Install automatic ADS inhibit for ATWS scenarios</li> <li>Install alternative boron injection system</li> <li>Add capability to remove power to the bus upon trip breaker failure</li> <li>Install Westinghouse ATWS mitigating system</li> </ul>	~25% of these improvements had been implemented
RCP Seal LOCAs	✓	✓	<ul style="list-style-type: none"> <li>Evaluate or replace RCP seal material</li> <li>Add independent seal injection or charging pump for SBO</li> <li>Supply RCP seals with alternative cooling</li> <li>Conduct operator training on tripping pumps on loss of cooling</li> <li>Review HPSI dependency on CCW</li> </ul>	~30% of these improvements had been implemented
SGTRs		✓	<ul style="list-style-type: none"> <li>Revise procedure to maintain a higher inventory of water in the borated water storage tank (BWST) or refill BWST</li> <li>Implement procedure and training to isolate affected steam generator</li> </ul>	~35% of these improvements had been implemented
Internal Flooding	✓	✓	<ul style="list-style-type: none"> <li>Increase protection of components from flood effects</li> <li>Conduct periodic inspections of cooling water piping and components</li> <li>Revise procedure for inspecting the floor drain and flood barriers</li> <li>Install water-tight doors</li> </ul>	~60% of these improvements had been implemented
ISLOCAs	✓	✓	<ul style="list-style-type: none"> <li>Review surveillance procedures involving isolation valves</li> <li>Modify procedure to depressurize the RCS to reduce leakage</li> <li>Revise training to deal with ISLOCAs</li> </ul>	~65% of these improvements had been implemented
Containment Performance	✓	✓	<ul style="list-style-type: none"> <li>Provide alternative power source to hydrogen igniters</li> <li>Enhance communication between sump and cavity</li> <li>Inspect piping for cavity flooding systems</li> <li>Revise procedures to use PORVs to depressurize the vessel following core damage</li> </ul>	~10% of these improvements had been implemented
Miscellaneous	✓	✓	<ul style="list-style-type: none"> <li>Incorporate IPE insights into the operator training program</li> </ul>	~50% of these improvements had been implemented

表1 (2/2) 共通のプラント改善点

Table 2.3 Summary of common plant improvements identified by licensees.

Area of improvement	Applicability		Specific improvement	Status as of submittal
	BWR	PWR		
Support Systems	✓	✓	<ul style="list-style-type: none"> <li>Implement procedures and install portable fans for alternative room cooling upon loss of HVAC</li> <li>Install temperature alarms in rooms to detect loss of HVAC</li> <li>Revise procedures and training for loss of support systems</li> </ul>	~60% of these improvements had been implemented
ATWS	✓	✓	<ul style="list-style-type: none"> <li>Revise training on mechanically bound control rods</li> <li>Install automatic ADS inhibit for ATWS scenarios</li> <li>Install alternative boron injection system</li> <li>Add capability to remove power to the bus upon trip breaker failure</li> <li>Install Westinghouse ATWS mitigating system</li> </ul>	~25% of these improvements had been implemented
RCP Seal LOCAs	✓	✓	<ul style="list-style-type: none"> <li>Evaluate or replace RCP seal material</li> <li>Add independent seal injection or charging pump for SBO</li> <li>Supply RCP seals with alternative cooling</li> <li>Conduct operator training on tripping pumps on loss of cooling</li> <li>Review HPSI dependency on CCW</li> </ul>	~30% of these improvements had been implemented
SGTRs		✓	<ul style="list-style-type: none"> <li>Revise procedure to maintain a higher inventory of water in the borated water storage tank (BWST) or refill BWST</li> <li>Implement procedure and training to isolate affected steam generator</li> </ul>	~35% of these improvements had been implemented
Internal Flooding	✓	✓	<ul style="list-style-type: none"> <li>Increase protection of components from flood effects</li> <li>Conduct periodic inspections of cooling water piping and components</li> <li>Revise procedure for inspecting the floor drain and flood barriers</li> <li>Install water-tight doors</li> </ul>	~60% of these improvements had been implemented
ISLOCAs	✓	✓	<ul style="list-style-type: none"> <li>Review surveillance procedures involving isolation valves</li> <li>Modify procedure to depressurize the RCS to reduce leakage</li> <li>Revise training to deal with ISLOCAs</li> </ul>	~65% of these improvements had been implemented
Containment Performance	✓	✓	<ul style="list-style-type: none"> <li>Provide alternative power source to hydrogen igniters</li> <li>Enhance communication between sump and cavity</li> <li>Inspect piping for cavity flooding systems</li> <li>Revise procedures to use PORVs to depressurize the vessel following core damage</li> </ul>	~10% of these improvements had been implemented
Miscellaneous	✓	✓	<ul style="list-style-type: none"> <li>Incorporate IPE insights into the operator training program</li> </ul>	~50% of these improvements had been implemented

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.1 「大破断LOCA+低圧注入機能喪失」に対する国内外の先進的な対策について）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p><b>3.2.1.5 Reactor Coolant Inventory Loss</b></p> <p>Sources of expected PWR and BWR reactor coolant inventory loss include:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) normal system leakage</li> <li>(2) losses from letdown unless automatically isolated or until isolation is procedurally directed</li> <li>(3) losses due to reactor coolant pump seal leakage (rate is dependent on the RCP seal design)</li> <li>(4) losses due to BWR recirculation pump seal leakage</li> <li>(5) BWR inventory loss due to operation of steam-driven systems, SRV cycling, and RPV depressurization.</li> </ul> <p>Procedurally-directed actions can significantly extend the time to core uncover in PWRs. However, RCS makeup capability is assumed to be required at some point in the extended loss of ac power condition for inventory and reactivity control.</p> <p>図1 NEI 12-06 [Rev.0] (抜粋)</p>	<p><b>3.2.1.5 Reactor Coolant Inventory Loss</b></p> <p>Sources of expected PWR and BWR reactor coolant inventory loss include:</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>(1) normal system leakage</li> <li>(2) losses from letdown unless automatically isolated or until isolation is procedurally directed</li> <li>(3) losses due to reactor coolant pump seal leakage (rate is dependent on the RCP seal design)</li> <li>(4) losses due to BWR recirculation pump seal leakage</li> <li>(5) BWR inventory loss due to operation of steam-driven systems, SRV cycling, and RPV depressurization.</li> </ul> <p>Procedurally-directed actions can significantly extend the time to core uncover in PWRs. However, RCS makeup capability is assumed to be required at some point in the extended loss of ac power condition for inventory and reactivity control.</p> <p>図1 NEI 12-06 [Rev. 0] (抜粋)</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）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>出典：<a href="http://www.nrc.gov/">http://www.nrc.gov/</a></p>	<p>出典：<a href="http://www.nrc.gov/">http://www.nrc.gov/</a></p>	
<p>図2 大LOCAのイベントツリー (US-EPR)</p>	<p>図2 大LOCAのイベントツリー (US-EPR)</p>	

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.2 「大LOCA+低圧注入機能喪失」のシナリオにおいて、炉心損傷防止対策として格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を選択しない理由について）

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 2.6.3</p> <p>「大LOCA+低圧注入機能喪失」のシナリオにおいて、炉心損傷防止対策として格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を選択しない理由について</p> <p>「大LOCA+低圧注入機能喪失」において、AM対策として格納容器スプレイポンプを用いた代替炉心注水<sup>※1</sup>を適用した場合の炉心損傷防止の成立性について、既往の解析結果を用いて以下に検討する。</p> <p>図1及び図2に、大飯発電所3号炉における大破断LOCAのECCS性能評価解析結果<sup>※2</sup>（DBA）のうち、炉心再冠水速度積分値及び燃料被覆管温度を示す。</p> <p>同評価では、破断発生直後に炉心の1次冷却材の流れが一時停滞するため、事象発生後約6秒で燃料被覆管温度がピーク温度984℃に達するものの、破断口からの放出が進み炉心部の流れが回復すると、燃料被覆管の温度は低下し、事象発生後約15秒で蓄圧タンク、約35秒で高圧注入系/低圧注入系の注水が開始する。その後、事象発生後約51秒で蓄圧タンク注入が終了し、燃料被覆管温度は約420℃に達してから、事象発生後約90秒で350℃程度上昇し、第2のピーク（約770℃）を形成する。</p> <p>そこで、蓄圧注入終了以降の炉心再冠水期間に、炉心に流入した冷却材流量を以下の条件より求める。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心流路面積：□<sup>m</sup>²</li> <li>・炉心再冠水速度：約3cm/s</li> </ul> <p>（再冠水速度積分値のグラフから概略読み取り）</p> <p>□<sup>m</sup>²×0.03m/s×3600s/h = 約510m³/h</p> <p>したがって、蓄圧注入終了以降の炉心再冠水期間に、燃料被覆管温度が判断基準1,200℃を超えないように炉心冷却するための炉心注入流量を、再冠水期間中の燃料被覆管の第2ピーク温度が約770℃となった解析結果から概算すると、約510m³/h程度の炉心注入が必要となる。</p> <p>一方、大LOCA+低圧注入失敗の事故シーケンスでは、高圧注入ポンプによる注入流量は2台運転時で□<sup>m</sup>³/h<sup>※3</sup>（設計値（1台当たり）：約320m³/h）であり、炉心再冠水期間の炉心冷却に必要な流量が不足している。</p> <p>同シーケンスでは、DBA解析と比べ、余熱除去ポンプ1台分の注入流量□<sup>m</sup>³/h<sup>※3</sup>（設計値：約1020m³/h）が少なく、蓄圧注入終了時点での燃料被覆管温度がDBA（約650℃）と同程度とした場合でも、上記のとおり炉心冷却に必要な流量が不足していることから、蓄圧注入終了後、数分程度で燃料被覆管温度が1,200℃に達すると考えられる。</p> <p>□内は商業機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.6.2</p> <p>「大LOCA+低圧注入機能喪失」のシナリオにおいて、炉心損傷防止対策として格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を選択しない理由について</p> <p>「大LOCA+低圧注入機能喪失」において、AM策として格納容器スプレイポンプを用いた代替炉心注水<sup>※1</sup>を適用した場合の炉心損傷防止の成立性について、既往の解析結果を用いて以下に検討する。</p> <p>図1及び図2に、泊発電所3号炉における大破断LOCAのECCS性能評価解析結果<sup>※2</sup>（DBA）のうち、炉心再冠水速度積分値及び燃料被覆管温度を示す。</p> <p>同評価では、事象発生後約17秒で蓄圧タンク、33秒で高圧注入系/低圧注入系の注水が開始する。その後、事象発生後約49秒で蓄圧タンク注入が終了し、燃料被覆管温度は約930℃に達してから、事象発生後約100秒で100℃程度上昇し、ピーク温度1,044℃に達する。</p> <p>そこで、蓄圧注入終了以降の炉心再冠水期間に、炉心に流入した冷却材流量を以下の条件より求める。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心流路面積：□<sup>m</sup>²</li> <li>・炉心再冠水速度：約3cm/s（再冠水速度積分値のグラフから概略読み取り）</li> </ul> <p>□<sup>m</sup>²×0.03 m/s×3600 s/h= 約420m³/h</p> <p>したがって、蓄圧注入終了以降の炉心再冠水期間に、燃料被覆管温度が判断基準1200℃を超えないように炉心冷却するための炉心注入流量を、燃料被覆管最高温度1,044℃となった解析結果から概算すると、約420m³/h程度の炉心注入が必要となる。</p> <p>一方、大LOCA+低圧注入失敗の事故シーケンスでは、高圧注入ポンプによる注入流量は2台運転時で約□<sup>m</sup>³/h<sup>※3</sup>（設計値（1台当たり）：約280m³/h）であり、炉心再冠水期間の炉心冷却に必要な流量が不足している。</p> <p>同シーケンスでは、DBA解析と比べ、余熱除去ポンプ1台分の注入流量（約□<sup>m</sup>³/h<sup>※2</sup>（設計値：約850m³/h））が少なく、蓄圧注入終了時点での燃料被覆管温度がDBA（約930℃）と同程度とした場合でも、上記のとおり炉心冷却に必要な流量が不足していることから、蓄圧注入終了後、数分程度で燃料被覆管温度が1,200℃に達すると考えられる。</p> <p>□内は商業機密に属しますので公開できません。</p>	<p>相違理由</p> <p>解析結果の相違      ・DBのLOCAにおいてループ数の違いにより、大飯ではブローダウン時にPCTのピークが形成されるが、泊は再冠水時にピークに達する</p>

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.2 「大LOCA+低圧注入機能喪失」のシナリオにおいて、炉心損傷防止対策として格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を選択しない理由について）

大飯発電所3 / 4号炉

泊発電所3号炉

相違理由

対策として格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水も考えられるが、下記のとおりラインアップ完了までに約20分程度（事象判断10分+10分）必要であるため、炉心損傷を防止することは困難と考えられる。

一方、格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水も考えられるが、表1のとおりラインアップ完了までに約35分程度（事象判断10分+25分）必要であるため、炉心損傷を防止することは困難と考えられる。

表1 格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水までの所要時間

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考
		5	10	15	20	25	30	35	40	45		
<small>予約20分 A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替炉心注水ラインアップ完了</small>												
A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替炉心注水	運転員等(中央制御室)	1			状況判断							
	運転員等(現場)	1			現場移動		系統構成					
												代替再循環ライン電動弁電源投入

※1：CSS-RHRS タイラインを使用した代替注入流量は約 350m<sup>3</sup>/h

※2：破断条件：低温側配管スプリット破断

単一故障：低圧注入系の1系列の不動作

※3：解析使用値：最小注入特性

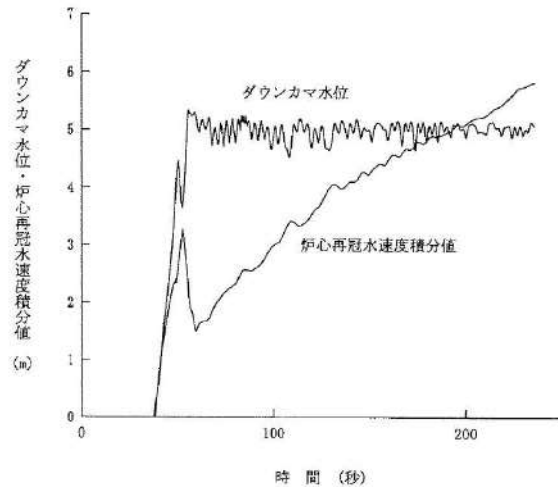


図1 ダウンカマ水位及び炉心再冠水速度積分値の推移 (DBA解析：大破断LOCA+低圧注入1台故障)

表1 格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水

手順の項目	要員(数)	経過時間(分)									
		0	10	20	30	40					
<small>約35分 B格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替炉心注水開始</small>											
B格納容器スプレイポンプ(中央制御室)	1			状況判断							
	運転員等(現場)	1			現場移動		系統構成				
											移動、系統構成

【再掲終】

※1：CSS-RHRS タイラインを使用した代替注入流量は約 300m<sup>3</sup>/h

※2：破断条件：低温側配管両端破断

単一故障：低圧注入系の1系列の不動作

※3：解析使用値：最小注入特性

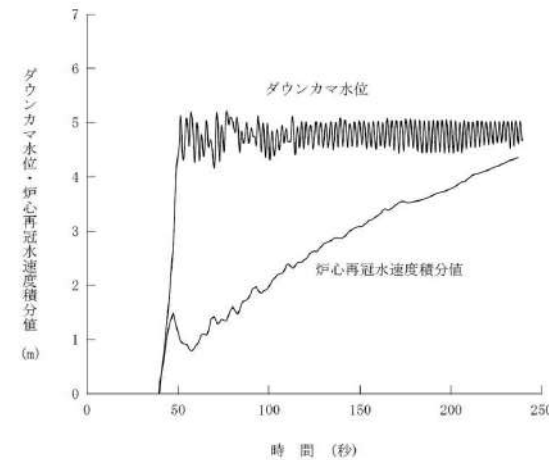
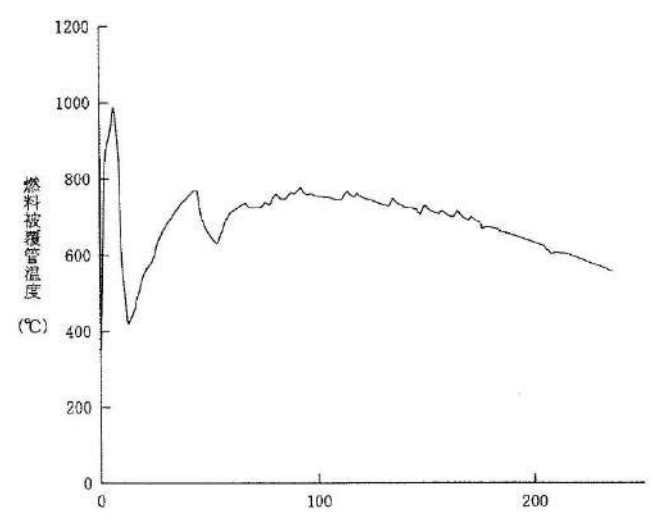
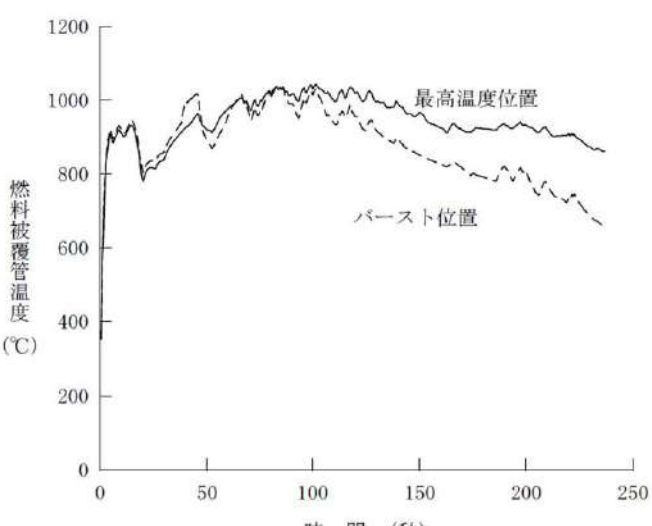
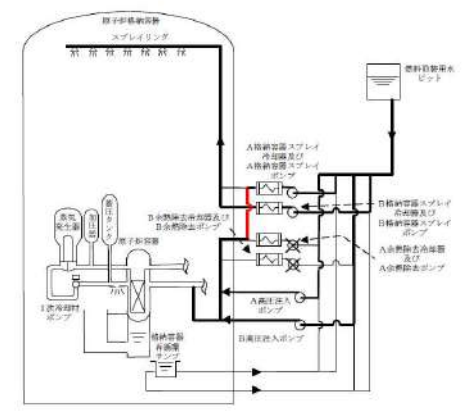
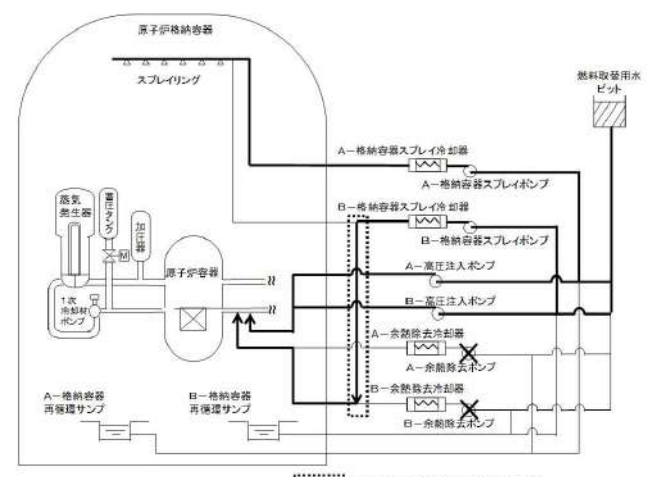


図1 ダウンカマ水位及び炉心再冠水速度積分値の推移 (DBA解析：大破断LOCA+低圧注入1台故障)

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

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.2 「大LOCA+低圧注入機能喪失」のシナリオにおいて、炉心損傷防止対策として格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を選択しない理由について）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>図2 燃料被覆管温度の推移        (DBA解析：大破断LOCA+低圧注入1台故障)</p>	 <p>図2 燃料被覆管温度の推移        (DBA解析：大破断LOCA+低圧注入1台故障)</p>	
<p>— 設計基準事故対応設備から追加した箇所</p>  <p>図3 大LOCA+低圧注入失敗時の重大事故等対策の概略系統図</p>	 <p>図3 大LOCA+低圧注入失敗時の重大事故等対策の概略系統図</p>	

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

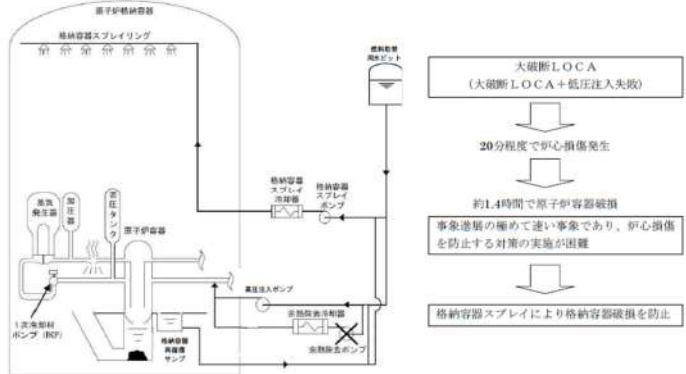
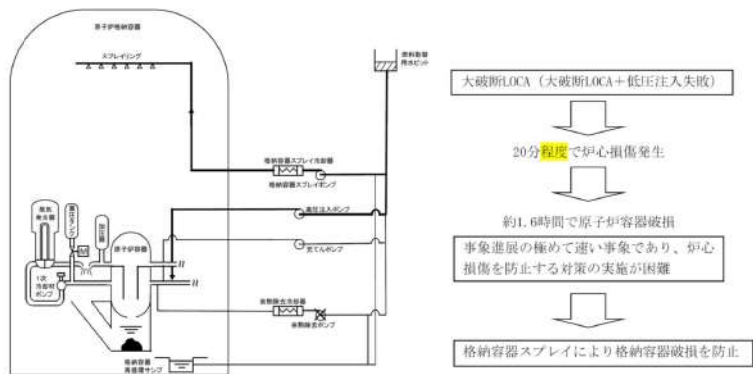
泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.2 「大LOCA+低圧注入機能喪失」のシナリオにおいて、炉心損傷防止対策として格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を選択しない理由について）

大飯発電所3/4号炉		泊発電所3号炉		相違理由																																																																													
<p>【再掲】</p> <p>表1 格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水までの所要時間</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">手順の項目</th> <th rowspan="2">要員(数)</th> <th colspan="10">経過時間(分)</th> <th rowspan="2">備考</th> </tr> <tr> <th>5</th><th>10</th><th>15</th><th>20</th><th>25</th><th>30</th><th>35</th><th>40</th><th>45</th><th></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替炉心注水</td> <td>運転員等(中央制御室)</td> <td>1</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> <td rowspan="2">           約20分A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替炉心注水ラインが完了            状況判断            系統構成            現場移動            代替再循環ライン電動弁電源投入         </td> </tr> <tr> <td>運転員等(現場)</td> <td>1</td> <td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> </tbody> </table> <p>【再掲終】</p>		手順の項目	要員(数)	経過時間(分)										備考	5	10	15	20	25	30	35	40	45		A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替炉心注水	運転員等(中央制御室)	1												約20分A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替炉心注水ラインが完了 状況判断 系統構成 現場移動 代替再循環ライン電動弁電源投入	運転員等(現場)	1												<p>表1 格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th rowspan="2">手順の項目</th> <th rowspan="2">要員(数)</th> <th colspan="5">経過時間(分)</th> </tr> <tr> <th>0</th><th>10</th><th>20</th><th>30</th><th>40</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2">B-格納容器スプレイポンプ(中央制御室)による代替炉心注水</td> <td>運転員(中央制御室)</td> <td>1</td> <td></td><td></td><td></td><td></td> <td rowspan="2">           約35分            B-格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替炉心注水開始            ▼            状況判断            系統構成            B-格納容器スプレイポンプ起動            稼働 系統構成         </td> </tr> <tr> <td>運転員(現場)</td> <td>1</td> <td></td><td></td><td></td><td></td> </tr> </tbody> </table>		手順の項目	要員(数)	経過時間(分)					0	10	20	30	40	B-格納容器スプレイポンプ(中央制御室)による代替炉心注水	運転員(中央制御室)	1					約35分 B-格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替炉心注水開始 ▼ 状況判断 系統構成 B-格納容器スプレイポンプ起動 稼働 系統構成	運転員(現場)	1					
手順の項目	要員(数)			経過時間(分)											備考																																																																		
		5	10	15	20	25	30	35	40	45																																																																							
A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替炉心注水	運転員等(中央制御室)	1												約20分A格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替炉心注水ラインが完了 状況判断 系統構成 現場移動 代替再循環ライン電動弁電源投入																																																																			
	運転員等(現場)	1																																																																															
手順の項目	要員(数)	経過時間(分)																																																																															
		0	10	20	30	40																																																																											
B-格納容器スプレイポンプ(中央制御室)による代替炉心注水	運転員(中央制御室)	1					約35分 B-格納容器スプレイポンプ(RHRS-CSS連絡ライン使用)による代替炉心注水開始 ▼ 状況判断 系統構成 B-格納容器スプレイポンプ起動 稼働 系統構成																																																																										
	運転員(現場)	1																																																																															
				以上																																																																													

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

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.3 「大破断LOCA+低圧注入失敗」の有効性評価での取扱いについて）

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 2.6.4</p> <p style="text-align: center;">「大破断LOCA+低圧注入失敗」の有効性評価での取扱いについて</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」のうち、重要事故シーケンス「大破断LOCA+低圧注入失敗」は、事象進展が早い事象であり（20分程度で炉心損傷発生）、国内外の先進的な対策と同等の炉心損傷防止対策<sup>*</sup>を策定しているものの、炉心損傷防止対策の実施が困難である。（図1参照）</p> <p>「大破断LOCA+低圧注入失敗」は、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷」のうち、過圧破損の評価事故シーケンス「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗（保守的に全交流動力電源喪失と原子炉補機冷却機能喪失を重畳）」に含まれており、同シーケンスの格納容器破損防止対策において、有効性評価を実施し、格納容器破損を防止できることを確認している。</p> <p>このため、事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」においては、「中破断LOCA+高圧注入失敗」を重要事故シーケンスとして炉心損傷防止対策の有効性評価を実施し、炉心損傷を防止できることを確認した。</p> <p>※ 国内外の先進的な対策と同等の炉心損傷防止対策が講じられていること</p> <p>○欧米では、可搬式ポンプによる炉心注水手段を講じている例がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・米国 FLEX：「RCS への補給水量として約 34m<sup>3</sup>/h（150gpm）を超える能力を有すべき」と規定 ⇒炉心注水手段を整備しており、欧米と同等の能力を有している。なお、欧米においても、「大破断LOCA+ECCS注入失敗」のシナリオに対応した設備設置例に関する情報はない。</li> <li>・恒設代替低圧注水ポンプ（容量：約 150m<sup>3</sup>/h）</li> <li>・可搬式代替低圧注水ポンプ（容量：約 150m<sup>3</sup>/h）</li> </ul>  <p style="text-align: center;">図1 「大破断LOCA+低圧注入失敗」時の事象進展</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.6.3</p> <p style="text-align: center;">「大破断LOCA+低圧注入失敗」の有効性評価での取扱いについて</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」のうち、重要事故シーケンス「大破断LOCA+低圧注入失敗」は、事象進展が早い事象であり（20分<sup>程度</sup>で炉心損傷発生）、国内外の先進的な対策と同等の炉心損傷防止対策<sup>*</sup>を策定しているものの、炉心損傷防止対策の実施が困難である。（図1参照）</p> <p>「大破断LOCA+低圧注入失敗」は、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷」のうち、過圧破損の評価事故シーケンス「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗（保守的に全交流動力電源喪失と原子炉補機冷却機能喪失を重畳）」に含まれており、同シーケンスの格納容器破損防止対策において、有効性評価を実施し、格納容器破損を防止できることを確認している。</p> <p>このため、事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」においては、「中破断LOCA+高圧注入失敗」を重要事故シーケンスとして炉心損傷防止対策の有効性評価を実施し、炉心損傷を防止できることを確認した。</p> <p>※ 国内外の先進的な対策と同等の炉心損傷防止対策が講じられていること</p> <p>○欧米では、可搬式ポンプによる炉心注水手段を講じている例がある。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・米国 FLEX：「RCS への補給水量として約 34m<sup>3</sup>/h（150gpm）を超える能力を有すべき」と規定 ⇒炉心注水手段を整備しており、欧米と同等の能力を有している。なお、欧米においても、「大破断LOCA+ECCS注入失敗」のシナリオに対応した設備設置例に関する情報はない。</li> <li>・代替格納容器スプレイポンプ（容量：約 150m<sup>3</sup>/h）</li> </ul>  <p style="text-align: center;">図1 「大破断LOCA+低圧注入失敗」時の事象進展</p>	<p>設計の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊は1台のポンプで注水し続けるが、大飯は水源が枯渇する前までに水源の異なるポンプに切り替える</li> </ul>

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

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.3 「大破断LOCA+低圧注入失敗」の有効性評価での取扱いについて）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																		
<p style="text-align: center;">(別紙)</p> <p>「大破断LOCA+低圧注入失敗（炉心損傷）」と「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗（格納容器過圧破損）」との事故シナリオの比較</p> <p>「大破断LOCA+低圧注入失敗（炉心損傷）」と「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗（格納容器過圧破損）」は、下表を除き、評価条件は同じである。</p> <table border="1" data-bbox="241 414 952 667"> <tr> <td></td> <td style="text-align: center;">①大破断LOCA +低圧注入失敗</td> <td style="text-align: center;">②大破断LOCA +ECCS注入失敗 +格納容器スプレイ注入失敗 (全交流動力電源喪失と 原子炉補機冷却機能喪失を重畳)</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">ECCS</td> <td style="text-align: center;">高圧注入動作</td> <td style="text-align: center;">動作しない</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">格納容器 スプレイ</td> <td style="text-align: center;">格納容器スプレイポンプ (流量大(約1200m<sup>3</sup>/h))</td> <td style="text-align: center;">恒設代替低圧注水ポンプ (流量小(約130m<sup>3</sup>/h))</td> </tr> </table> <p>①と②を比較すると、ECCSについては、①は高圧注入が行われるが、事象進展の緩和にあまり寄与しないため、事故シナリオとして②は①を包含しており、また、格納容器スプレイについては、①の方が格納容器スプレイ流量が大きいため、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、事故シナリオとして②は①を包含している。</p> <p>したがって「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗（保守的に全交流動力電源喪失と原子炉補機冷却機能喪失を重畳）」の格納容器破損防止対策において、有効性評価を実施し、格納容器破損を防止できることを確認していることから、有効性評価として②の有効性を確認することで、①の有効性の確認も可能である。</p>		①大破断LOCA +低圧注入失敗	②大破断LOCA +ECCS注入失敗 +格納容器スプレイ注入失敗 (全交流動力電源喪失と 原子炉補機冷却機能喪失を重畳)	ECCS	高圧注入動作	動作しない	格納容器 スプレイ	格納容器スプレイポンプ (流量大(約1200m <sup>3</sup> /h))	恒設代替低圧注水ポンプ (流量小(約130m <sup>3</sup> /h))	<p style="text-align: center;">(別紙)</p> <p>「大破断LOCA+低圧注入失敗（炉心損傷）」と「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗（格納容器過圧破損）」との事故シナリオの比較</p> <p>「大破断LOCA+低圧注入失敗（炉心損傷）」と「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗（格納容器過圧破損）」は、下表を除き、評価条件は同じである。</p> <table border="1" data-bbox="1120 422 1892 667"> <tr> <td></td> <td style="text-align: center;">①大破断LOCA+低圧注入失敗</td> <td style="text-align: center;">②大破断LOCA+ECCS注入失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗 (全交流動力電源喪失と原子炉補 機冷却機能喪失を重畳)</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">ECCS</td> <td style="text-align: center;">高圧注入動作</td> <td style="text-align: center;">動作しない</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">格納容器 スプレイ</td> <td style="text-align: center;">格納容器スプレイポンプ (流量大(約840m<sup>3</sup>/h))</td> <td style="text-align: center;">代替格納容器スプレイポンプ (流量小(約140m<sup>3</sup>/h))</td> </tr> </table> <p>①と②を比較すると、ECCSについては、①は高圧注入が行われるが、事象進展の緩和にあまり寄与しないため、事故シナリオとして②は①を包含しており、また、格納容器スプレイについては、①の方が格納容器スプレイ流量が大きいため、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、事故シナリオとして②は①を包含している。</p> <p>したがって「大破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗（保守的に全交流動力電源喪失と原子炉補機冷却機能喪失を重畳）」の格納容器破損防止対策において、有効性評価を実施し、格納容器破損を防止できることを確認していることから、有効性評価として②の有効性を確認することで、①の有効性の確認も可能である。</p>		①大破断LOCA+低圧注入失敗	②大破断LOCA+ECCS注入失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗 (全交流動力電源喪失と原子炉補 機冷却機能喪失を重畳)	ECCS	高圧注入動作	動作しない	格納容器 スプレイ	格納容器スプレイポンプ (流量大(約840m <sup>3</sup> /h))	代替格納容器スプレイポンプ (流量小(約140m <sup>3</sup> /h))	
	①大破断LOCA +低圧注入失敗	②大破断LOCA +ECCS注入失敗 +格納容器スプレイ注入失敗 (全交流動力電源喪失と 原子炉補機冷却機能喪失を重畳)																		
ECCS	高圧注入動作	動作しない																		
格納容器 スプレイ	格納容器スプレイポンプ (流量大(約1200m <sup>3</sup> /h))	恒設代替低圧注水ポンプ (流量小(約130m <sup>3</sup> /h))																		
	①大破断LOCA+低圧注入失敗	②大破断LOCA+ECCS注入失敗+ 格納容器スプレイ注入失敗 (全交流動力電源喪失と原子炉補 機冷却機能喪失を重畳)																		
ECCS	高圧注入動作	動作しない																		
格納容器 スプレイ	格納容器スプレイポンプ (流量大(約840m <sup>3</sup> /h))	代替格納容器スプレイポンプ (流量小(約140m <sup>3</sup> /h))																		

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

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（ECCS注水機能喪失））

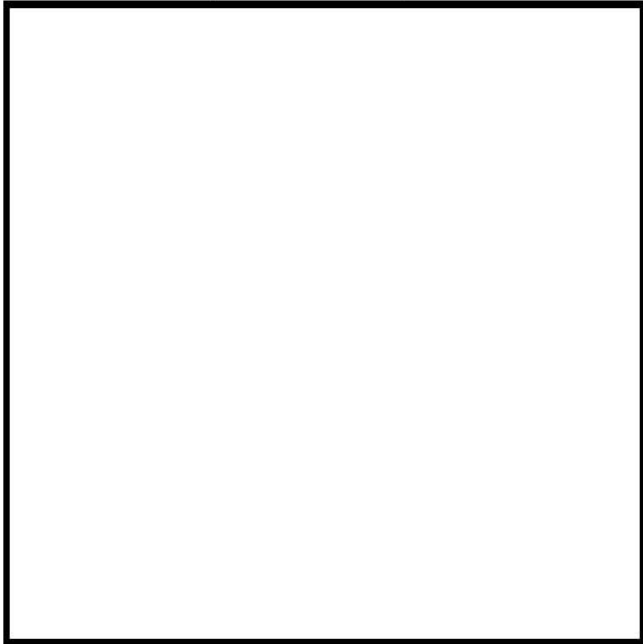
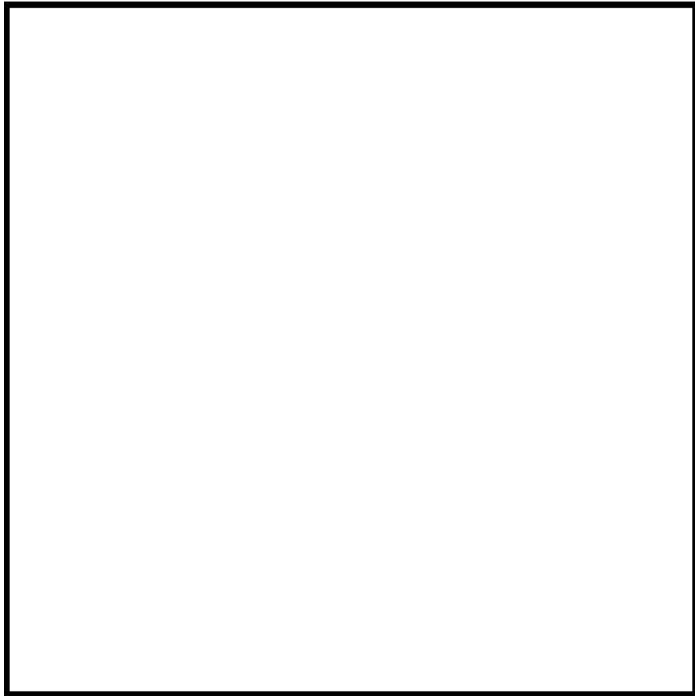
大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																														
<p style="text-align: right;">添付資料 2.6.6</p> <p style="text-align: center;">大飯3号及び4号炉の重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について (ECCS注水機能喪失)</p> <p>重要事故シーケンス「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」における個別解析条件を第1表に示す。</p> <p style="text-align: center;">第1表 システム熱水力解析用データ (ECCS注水機能喪失)</p> <table border="1" data-bbox="250 486 943 1385"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>数値</th> <th>解析上の取り扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 原子炉保護設備 1) 「原子炉圧力低」 原子炉トリップ i 設定点 ii 応答時間</td> <td>12.73MPa[gage] 2.0秒後に制御棒落下開始</td> <td>設計値(トリップ限界値) 最大値(設計要求値)</td> </tr> <tr> <td>(2) 事象収束に重要な機器・操作関連 1) 「原子炉圧力低」 非常用炉心冷却設備作動 i 設定点 ii 応答時間 iii 給水開始(起動遅れ時間) iv 台数 v 容量</td> <td>12.04MPa[gage] 2.0秒 非常用炉心冷却設備作動限界値到達の34秒後(自動起動) 余熱除去ポンプ2台 最小注入特性(第1図参照)</td> <td>設計値(作動限界値) 最大値(設計要求値) 最大値(設計要求値) 設計値(高圧注入系は機能喪失を仮定) 最小値(設計値に余裕を考慮した値)</td> </tr> <tr> <td>2) 補助給水ポンプ i 給水開始(起動遅れ時間) ii 個数 iii 容量</td> <td>非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後(自動起動) 電動2台+タービン動1台 約370m<sup>3</sup>/h(蒸気発生器4基合計)</td> <td>最大値(設計要求値) 設計値 最小値(設計値に余裕を考慮した値)</td> </tr> <tr> <td>3) 蓄圧タンク i 出口弁閉止 ii 基数 iii 保持圧力 iv 保有水量</td> <td>1次冷却材圧力0.6MPa[gage]到達 3基(健全ループに各1基) 4.04MPa[gage] 26.9m<sup>3</sup>(1基当たり)</td> <td>運転員等操作条件 破断ループに接続する1基は有効に作動しないものとする 最低保持圧力 最低保有水量</td> </tr> </tbody> </table>	名称	数値	解析上の取り扱い	(1) 原子炉保護設備 1) 「原子炉圧力低」 原子炉トリップ i 設定点 ii 応答時間	12.73MPa[gage] 2.0秒後に制御棒落下開始	設計値(トリップ限界値) 最大値(設計要求値)	(2) 事象収束に重要な機器・操作関連 1) 「原子炉圧力低」 非常用炉心冷却設備作動 i 設定点 ii 応答時間 iii 給水開始(起動遅れ時間) iv 台数 v 容量	12.04MPa[gage] 2.0秒 非常用炉心冷却設備作動限界値到達の34秒後(自動起動) 余熱除去ポンプ2台 最小注入特性(第1図参照)	設計値(作動限界値) 最大値(設計要求値) 最大値(設計要求値) 設計値(高圧注入系は機能喪失を仮定) 最小値(設計値に余裕を考慮した値)	2) 補助給水ポンプ i 給水開始(起動遅れ時間) ii 個数 iii 容量	非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後(自動起動) 電動2台+タービン動1台 約370m <sup>3</sup> /h(蒸気発生器4基合計)	最大値(設計要求値) 設計値 最小値(設計値に余裕を考慮した値)	3) 蓄圧タンク i 出口弁閉止 ii 基数 iii 保持圧力 iv 保有水量	1次冷却材圧力0.6MPa[gage]到達 3基(健全ループに各1基) 4.04MPa[gage] 26.9m <sup>3</sup> (1基当たり)	運転員等操作条件 破断ループに接続する1基は有効に作動しないものとする 最低保持圧力 最低保有水量	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.6.4</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 (ECCS注水機能喪失)</p> <p>重要事故シーケンス「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」の個別解析条件を第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 (ECCS注水機能喪失)</p> <table border="1" data-bbox="1137 472 1895 1396"> <thead> <tr> <th>名称</th> <th>数値</th> <th>解析上の取り扱い</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>(1) 原子炉保護設備 1) 「原子炉圧力低」 原子炉トリップ i 設定点 ii 応答時間</td> <td>12.73MPa[gage] 2.0秒後に制御棒落下開始</td> <td>設計値(トリップ限界値) 最大値(設計要求値)</td> </tr> <tr> <td>(2) 事象収束に重要な機器・操作関連 1) 「原子炉圧力異常低」 非常用炉心冷却設備作動 i 設定点 ii 応答時間 iii 給水開始(起動遅れ時間) iv 台数 v 容量</td> <td>11.36MPa[gage] 2.0秒 非常用炉心冷却設備作動限界値到達の32秒後(自動起動) 余熱除去ポンプ2台 最小注入特性(第1図参照)</td> <td>設計値(作動限界値) 最大値(設計要求値) 最大値(設計要求値) 設計値(高圧注入系は機能喪失を仮定) 最小値(設計値に余裕を考慮した値)</td> </tr> <tr> <td>2) 補助給水ポンプ i 給水開始(起動遅れ時間) ii 個数 iii 容量</td> <td>非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後(自動起動) タービン動1台+電動2台 150m<sup>3</sup>/h(蒸気発生器3基合計)</td> <td>最大値(設計要求値) 設計値 最小値(設計値に余裕を考慮した値)</td> </tr> <tr> <td>3) 蓄圧タンク i 出口弁閉止 ii 基数 iii 保持圧力 iv 保有水量</td> <td>1次冷却材圧力 0.6MPa[gage]到達 2基(健全ループに各1基) 4.04MPa[gage] 29.0m<sup>3</sup>(1基当たり)</td> <td>運転員等操作条件 破断ループに接続する1基は有効に作動しないものとする 最低保持圧力 最小保有水量</td> </tr> </tbody> </table>	名称	数値	解析上の取り扱い	(1) 原子炉保護設備 1) 「原子炉圧力低」 原子炉トリップ i 設定点 ii 応答時間	12.73MPa[gage] 2.0秒後に制御棒落下開始	設計値(トリップ限界値) 最大値(設計要求値)	(2) 事象収束に重要な機器・操作関連 1) 「原子炉圧力異常低」 非常用炉心冷却設備作動 i 設定点 ii 応答時間 iii 給水開始(起動遅れ時間) iv 台数 v 容量	11.36MPa[gage] 2.0秒 非常用炉心冷却設備作動限界値到達の32秒後(自動起動) 余熱除去ポンプ2台 最小注入特性(第1図参照)	設計値(作動限界値) 最大値(設計要求値) 最大値(設計要求値) 設計値(高圧注入系は機能喪失を仮定) 最小値(設計値に余裕を考慮した値)	2) 補助給水ポンプ i 給水開始(起動遅れ時間) ii 個数 iii 容量	非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後(自動起動) タービン動1台+電動2台 150m <sup>3</sup> /h(蒸気発生器3基合計)	最大値(設計要求値) 設計値 最小値(設計値に余裕を考慮した値)	3) 蓄圧タンク i 出口弁閉止 ii 基数 iii 保持圧力 iv 保有水量	1次冷却材圧力 0.6MPa[gage]到達 2基(健全ループに各1基) 4.04MPa[gage] 29.0m <sup>3</sup> (1基当たり)	運転員等操作条件 破断ループに接続する1基は有効に作動しないものとする 最低保持圧力 最小保有水量	
名称	数値	解析上の取り扱い																														
(1) 原子炉保護設備 1) 「原子炉圧力低」 原子炉トリップ i 設定点 ii 応答時間	12.73MPa[gage] 2.0秒後に制御棒落下開始	設計値(トリップ限界値) 最大値(設計要求値)																														
(2) 事象収束に重要な機器・操作関連 1) 「原子炉圧力低」 非常用炉心冷却設備作動 i 設定点 ii 応答時間 iii 給水開始(起動遅れ時間) iv 台数 v 容量	12.04MPa[gage] 2.0秒 非常用炉心冷却設備作動限界値到達の34秒後(自動起動) 余熱除去ポンプ2台 最小注入特性(第1図参照)	設計値(作動限界値) 最大値(設計要求値) 最大値(設計要求値) 設計値(高圧注入系は機能喪失を仮定) 最小値(設計値に余裕を考慮した値)																														
2) 補助給水ポンプ i 給水開始(起動遅れ時間) ii 個数 iii 容量	非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後(自動起動) 電動2台+タービン動1台 約370m <sup>3</sup> /h(蒸気発生器4基合計)	最大値(設計要求値) 設計値 最小値(設計値に余裕を考慮した値)																														
3) 蓄圧タンク i 出口弁閉止 ii 基数 iii 保持圧力 iv 保有水量	1次冷却材圧力0.6MPa[gage]到達 3基(健全ループに各1基) 4.04MPa[gage] 26.9m <sup>3</sup> (1基当たり)	運転員等操作条件 破断ループに接続する1基は有効に作動しないものとする 最低保持圧力 最低保有水量																														
名称	数値	解析上の取り扱い																														
(1) 原子炉保護設備 1) 「原子炉圧力低」 原子炉トリップ i 設定点 ii 応答時間	12.73MPa[gage] 2.0秒後に制御棒落下開始	設計値(トリップ限界値) 最大値(設計要求値)																														
(2) 事象収束に重要な機器・操作関連 1) 「原子炉圧力異常低」 非常用炉心冷却設備作動 i 設定点 ii 応答時間 iii 給水開始(起動遅れ時間) iv 台数 v 容量	11.36MPa[gage] 2.0秒 非常用炉心冷却設備作動限界値到達の32秒後(自動起動) 余熱除去ポンプ2台 最小注入特性(第1図参照)	設計値(作動限界値) 最大値(設計要求値) 最大値(設計要求値) 設計値(高圧注入系は機能喪失を仮定) 最小値(設計値に余裕を考慮した値)																														
2) 補助給水ポンプ i 給水開始(起動遅れ時間) ii 個数 iii 容量	非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後(自動起動) タービン動1台+電動2台 150m <sup>3</sup> /h(蒸気発生器3基合計)	最大値(設計要求値) 設計値 最小値(設計値に余裕を考慮した値)																														
3) 蓄圧タンク i 出口弁閉止 ii 基数 iii 保持圧力 iv 保有水量	1次冷却材圧力 0.6MPa[gage]到達 2基(健全ループに各1基) 4.04MPa[gage] 29.0m <sup>3</sup> (1基当たり)	運転員等操作条件 破断ループに接続する1基は有効に作動しないものとする 最低保持圧力 最小保有水量																														



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）

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（ECCS注水機能喪失））

大飯発電所3 / 4号炉			泊発電所3号炉			相違理由
名称	数値	解析上の取り扱い	名称	数値	解析上の取り扱い	
4) 主蒸気逃がし弁			4) 主蒸気逃がし弁			
i 2次系強制冷却開始	非常用炉心冷却設備作動信号発信後11分	運転員等操作余裕の考え方	i 2次系強制冷却開始	非常用炉心冷却設備作動信号発信後11分	運転員等操作余裕の考え方	
ii 個数	4個（1ループ当たり1個）	設計値	ii 個数	3個（1ループ当たり1個）	設計値	
iii 容量	定格主蒸気流量の約10%（1個当たり）	設計値	iii 容量	定格主蒸気流量の10%（1個当たり）	設計値	
(3) 事故条件			(3) 事故条件			
1) 破断箇所			1) 破断箇所			
i 低温側配管	破断口径（等価直径） 約15cm（6インチ） 約10cm（4インチ） 約5cm（2インチ）	中破断LOCAを想定	i 低温側配管	破断口径（等価直径） 約0.15m（6インチ） 約0.10m（4インチ） 約0.05m（2インチ）	中破断LOCAを想定	
						
第1図 余熱除去ポンプの最小注入流量（2台運転時）			第1図 余熱除去ポンプの最小注入流量（2台運転時）			
<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 0 auto;">                 枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません。             </div>			<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; width: fit-content; margin: 0 auto;">                 内は商業機密に属しますので公開できません。             </div>			

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.5 ECCS 注水機能喪失時における蓄圧タンクの初期条件設定の影響）

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 2.6.7</p> <p style="text-align: center;">ECCS注水機能喪失時における蓄圧タンク初期条件設定の影響</p> <p>1. 有効性評価における初期条件設定                      重大事故等対策の有効性評価において、蓄圧タンク圧力及び保有水量の初期条件として、蓄圧注入に期待する全ての事故シーケンスにおいて以下の設定としている。                      ・初期圧力（最低保持圧力）：4.04MPa [gage]                      ・初期保有水量（最低保有水量）：26.9m<sup>3</sup>（1基当たり）</p> <p>2. 条件設定                      LOCA事象等の蓄圧タンク保有水全量の1次冷却系への注水を期待する事象及び全交流動力電源等1次冷却系自然循環冷却を阻害する窒素ガスの混入を防止するため、圧力条件で窒素注入を停止する事象に分類でき、それぞれ以下の考え方をもとに設定している。</p> <p>a. 大破断LOCA事象等の蓄圧タンク保有水全量の1次冷却系への注水を期待する事象                      (a) 初期圧力                      蓄圧注入のタイミングが遅くなることに伴い、1次冷却系保有水の回復が遅れ、燃料被覆管温度評価の観点から余裕が小さくなる「最低保持圧力」としている。                      (b) 初期保有水量                      炉心への注水量が少なくなり、燃料被覆管温度評価の観点から余裕が小さくなるよう「最低保有水量」としている。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失事象等の1次冷却系自然循環冷却を阻害する窒素ガスの混入を防止するため、圧力条件で蓄圧注入を停止する事象                      (a) 初期圧力                      蓄圧注入のタイミングが遅くなることに伴い、1次冷却系保有水の回復が遅れ、燃料被覆管温度評価の観点から余裕が小さくなる「最低保持圧力」としている。                      (b) 初期保有水量                      最低保有水量とした場合、初期の気相部体積が大きくなることに伴い、蓄圧注入開始から、出口弁閉止圧力にて注入停止するまでに1次冷却系へ注水される水量は、初期保有水量が多い場合よりもわずかに多くなり、厳しい条件とならないが、蓄圧タンクの最高及び最低初期保有水量を考慮した場合の注水量に与える影響は、別紙1に示すとおりであり、炉心露出又は燃料被覆管温度1,200℃に対して十分な余裕があることから、標準的に「最低初期保有水量」としている。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.6.5</p> <p style="text-align: center;">ECCS注水機能喪失時における蓄圧タンク初期条件設定の影響</p> <p>1. 有効性評価における初期条件設定                      重大事故等対策の有効性評価において、蓄圧タンク圧力及び保有水量の初期条件として、蓄圧注入に期待する全ての事故シーケンスにおいて以下の設定としている。                      ・初期圧力（最低保持圧力）：4.04MPa [gage]                      ・初期保有水量（最小保有水量）：29.0 [m<sup>3</sup>/基]</p> <p>2. 条件設定                      LOCA事象等の蓄圧タンク保有水全量の1次冷却系への注水を期待する事象及び全交流動力電源喪失事象等1次冷却系自然循環冷却を阻害する窒素ガスの混入を防止するため、圧力条件で蓄圧注入を停止する事象に分類でき、それぞれ以下の考え方をもとに設定している。</p> <p>a. 大破断LOCA事象等の蓄圧タンク保有水全量の1次冷却系への注水を期待する事象                      (a) 初期圧力                      蓄圧注入のタイミングが遅くなることに伴い、1次冷却系保有水の回復が遅れ、燃料被覆管温度評価の観点から余裕が小さくなる「最低保持圧力」としている。                      (b) 初期保有水量                      炉心への注水量が少なくなり、燃料被覆管温度評価の観点から余裕が小さくなるよう「最小保有水量」としている。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失事象等の1次冷却系自然循環冷却を阻害する窒素ガスの混入を防止するため、圧力条件で蓄圧注入を停止する事象                      (a) 初期圧力                      蓄圧注入のタイミングが遅くなることに伴い、1次冷却系保有水の回復が遅れ、燃料被覆管温度評価の観点から余裕が小さくなる「最低保持圧力」としている。                      (b) 初期保有水量                      最小保有水量とした場合、初期の気相部体積が大きくなることに伴い、蓄圧注入開始から、出口弁閉止圧力にて注入停止するまでに1次冷却系へ注水される水量は、初期保有水量が多い場合よりもわずかに多くなり、厳しい条件とならないが、蓄圧タンクの最大及び最小初期保有水量を考慮した場合の注水量に与える影響は、別紙1に示すとおりであり、炉心露出又は燃料被覆管温度1,200℃に対して十分な余裕があることから、標準的に「最小保有水量」としている。</p>	<p style="text-align: center;">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）

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.5 ECCS注水機能喪失時における蓄圧タンクの初期条件設定の影響）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">(別紙1)</p> <p style="text-align: center;">ECCS注水機能喪失時における蓄圧タンク初期保有水量の差異による影響検討</p> <p>1. はじめに 蓄圧タンクの初期条件設定として標準的に採用している「最低保有水量」とした場合、「最高保有水量」とした場合と比較すると、「最低保有水量」とした方が注水量はわずかに多くなり、「最低保有水量」の設定が必ずしも保守的とはならないことから、その影響について「ECCS注水機能喪失」における破断口径別の解析結果のうち、炉心露出に至る6、4インチ破断のケースを対象に感度解析を行い、その影響を確認した。</p> <p>2. 影響確認 【泊にあわせ記載順序を変更】 c. 2インチ破断 蓄圧タンク初期保有水量の設定の差異が注水量に与える影響としては、3基合計で約3m<sup>3</sup>の注水量の差異が考えられる。しかし、図3に示すとおり炉心露出に至ることなく蓄圧注入が開始されることで1次冷却系保有水量が回復に転じていることから、6、4インチ破断と比較しても影響は小さいと考えられる。 b. 4インチ破断 蓄圧タンク初期保有水量の設定の差異が注水量に与える影響としては、3基合計で約3m<sup>3</sup>の注水量の差異が考えられる。その影響を考慮した感度解析では、図2に示すとおり蓄圧注入開始のタイミングは同様であるが、初期保有水量の差により、気相部がより小さい最高保有水量のケースの方が注水流量は小さくなる。その結果、蓄圧注入期間中に炉心露出となることで燃料被覆管最高温度はわずかに高くなる。結果としては、燃料被覆管温度は約928℃となり、ベースケースにおける燃料被覆管最高温度約891℃よりも約37℃高い結果となる。 a. 6インチ破断 蓄圧タンク初期保有水量の設定の差異が注水量に与える影響としては、3基合計で約3m<sup>3</sup>の注水量の差異が考えられる。その影響を考慮した感度解析では、図1に示すとおり蓄圧注入開始のタイミングは同様であるが、初期保有水量の差により、気相部がより小さい最高保有水量のケースの方が注水流量は小さくなる。その結果、ルーブシールの解除後に1次冷却材の流出により一時的に低下した水位の蓄圧注入による回復は遅くなっている。このため、燃料被覆管温度は高く推移し、燃料被覆管温度は約746℃となり、基本ケースにおける燃料被覆管最高温度約581℃よりも約165℃高い結果となる。</p> <p>3. 確認結果 ECCS注水機能喪失においては、炉心露出に至る6、4インチ破断のケースを対象に感度解析を実施した結果、6インチ破断のケースで基本ケースより燃料被覆管最高温度が約165℃、4インチ破断のケースで基本ケースより燃料被覆管最高温度が約37℃、それぞれ高い結果となったが、燃料被覆管温度約1,200℃に対して十分な余裕があることから、炉心の冷却が可能である。</p>	<p style="text-align: center;">別紙1</p> <p style="text-align: center;">ECCS注水機能喪失時における蓄圧タンク初期保有水量の差異による影響検討</p> <p>1. はじめに 蓄圧タンクの初期条件設定として標準的に採用している「最小保有水量」とした場合、「最大保有水量」とした場合と比較すると、「最小保有水量」とした方が注水量がわずかに多くなり、「最小保有水量」の設定が必ずしも保守的とはならないことから、その影響について「ECCS注水機能喪失」における破断口径別の解析結果のうち、炉心露出に至る4インチ破断のケースを対象に感度解析を行い、その影響を確認した。</p> <p>2. 影響確認 a. 2インチ破断 蓄圧タンク初期保有水量の設定の差異が注水量に与える影響としては、2基合計で約7[m<sup>3</sup>]の注水量の差異が考えられる。しかし、図1に示すとおり炉心露出に至ることなく蓄圧注入が開始されることで1次冷却系保有水量が回復していることから4インチ破断と比較しても影響は小さいと考えられる。 b. 4インチ破断 蓄圧タンク初期保有水量の設定の差異が注水量に与える影響としては、2基合計で約7[m<sup>3</sup>]の注水量の差異が考えられる。その影響を考慮した感度解析では、図2に示すとおり蓄圧注入開始のタイミングは同様であるが、初期保有水量の差により、気相部がより小さい最大保有水量のケースの方が注水流量は小さくなる。その結果、蓄圧注入期間中に炉心露出となることで燃料被覆管最高温度はわずかに高くなる。結果としては、燃料被覆管最高温度は約776℃となりベースケースにおける燃料被覆管最高温度約688℃よりも約88℃高い結果となる。 c. 6インチ破断 蓄圧タンク初期保有水量の設定の差異が注水量に与える影響としては、2基合計で約7[m<sup>3</sup>]の注水量の差異が考えられる。しかし、図3に示すとおり炉心露出に至ることなく蓄圧注入が開始されることで1次冷却系保有水量が回復に転じていることから4インチ破断と比較しても影響は小さいと考えられる。</p> <p>3. 確認結果 ECCS注水機能喪失において、炉心露出に至る4インチ破断のケースを対象に感度解析を実施した結果、ベースケースより燃料被覆管最高温度が約88℃高い結果となったが、燃料被覆管温度1,200℃に対して十分な余裕があることから、炉心の冷却が可能である。</p>	<p>解析結果の相違</p> <p>評価結果の相違</p> <p>解析結果の相違</p> <p>解析結果の相違</p>

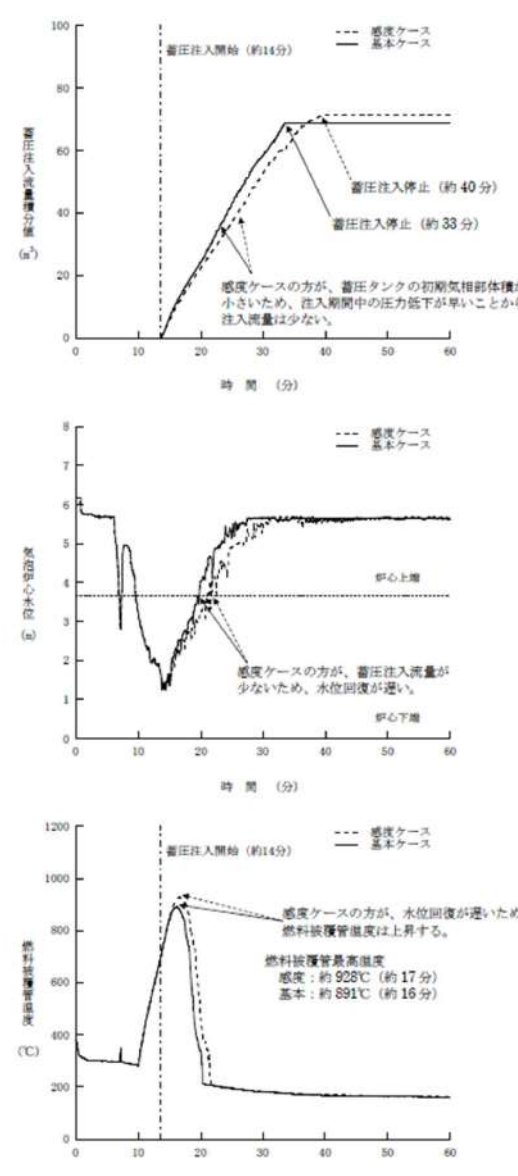
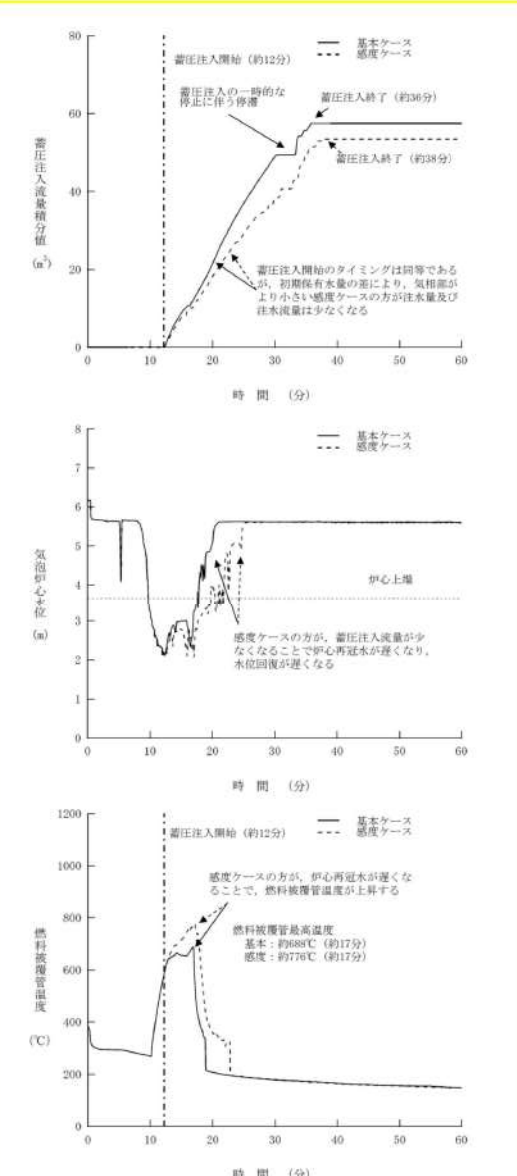
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.5 ECCS 注水機能喪失時における蓄圧タンクの初期条件設定の影響）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>初期値：約 15.9MPa[gage]</p> <p>1次冷却材の流出に伴う圧力の低下</p> <p>2次冷却系強制冷却開始（約 12分）</p> <p>蓄圧注入開始（約 19分）</p> <p>低圧注入開始（約 49分）</p> <p>1次冷却材圧力 (MPa[gage])</p> <p>時間 (分)</p> <p>*：炉心圧力を表示</p> <p>1次冷却系保有水量 (t)</p> <p>蓄圧注入開始（約 19分）</p> <p>低圧注入開始（約 49分）</p> <p>時間 (分)</p> <p>初期値：約 390℃</p> <p>1次冷却材の流出に伴う1次冷却系の減圧による温度低下</p> <p>2次冷却系強制冷却に伴う1次冷却系の減圧による温度低下</p> <p>蓄圧注入開始（約 19分）</p> <p>低圧注入開始（約 49分）</p> <p>燃料被覆管温度 (℃)</p> <p>時間 (分)</p> <p>図3 ECCS注水機能喪失                  (2インチ破断：1次冷却材圧力、1次冷却系保有水量、燃料被覆管温度)</p>	<p>初期値：約 15.9MPa[gage]</p> <p>1次冷却材の流出に伴う1次冷却材圧力の低下</p> <p>2次冷却系の飽和圧力で維持</p> <p>2次冷却系強制冷却開始（約 12分）</p> <p>蓄圧注入開始（約 18分）</p> <p>低圧注入開始（約 52分）</p> <p>1次冷却材圧力 (MPa[gage])</p> <p>時間 (分)</p> <p>*：炉心圧力を表示</p> <p>1次冷却系保有水量 (t)</p> <p>蓄圧注入開始（約 18分）</p> <p>低圧注入開始（約 52分）</p> <p>時間 (分)</p> <p>燃料被覆管最高温度 (1,200℃)</p> <p>初期値：約 380℃</p> <p>1次冷却材の流出に伴う1次冷却系の減圧による温度低下</p> <p>2次冷却系強制冷却に伴う1次冷却系の減圧による温度低下</p> <p>蓄圧注入開始（約 18分）</p> <p>低圧注入開始（約 52分）</p> <p>燃料被覆管温度 (℃)</p> <p>時間 (分)</p> <p>図1 ECCS注水機能喪失（2インチ破断：1次冷却材圧力、1次冷却系保有水量、燃料被覆管温度）</p>	

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

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.5 ECCS注水機能喪失時における蓄圧タンクの初期条件設定の影響）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>蓄圧注入流量積分値 (m<sup>3</sup>)</p> <p>時間 (分)</p> <p>蓄圧注入開始 (約14分)</p> <p>蓄圧注入停止 (約40分)</p> <p>蓄圧注入停止 (約33分)</p> <p>感度ケースの方が、蓄圧タンクの初期気相部体積が小さいため、注入期間中の圧力低下が早いことから注入流量は少ない。</p> <p>感度ケースの方が、蓄圧注入流量が少ないため、水位回復が遅い。</p> <p>感度ケースの方が、水位回復が遅いため、燃料被覆管最高温度は上昇する。</p> <p>燃料被覆管最高温度</p> <p>感度：約928℃ (約17分)</p> <p>基本：約891℃ (約16分)</p> <p>時間 (分)</p>	 <p>蓄圧注入流量積分値 (m<sup>3</sup>)</p> <p>時間 (分)</p> <p>蓄圧注入開始 (約12分)</p> <p>蓄圧注入の一時的な停止に伴う停滞</p> <p>蓄圧注入終了 (約36分)</p> <p>蓄圧注入終了 (約38分)</p> <p>蓄圧注入開始のタイミングは同等であるが、初期保有水量の差により、気相部がより小さい感度ケースの方が注水量及び注水流量は少なくなる。</p> <p>感度ケースの方が、蓄圧注入流量が少なくなることで炉心再冠水が遅くなり、水位回復が遅くなる。</p> <p>感度ケースの方が、炉心再冠水が遅くなることで、燃料被覆管最高温度が上昇する。</p> <p>燃料被覆管最高温度</p> <p>基本：約688℃ (約17分)</p> <p>感度：約776℃ (約17分)</p> <p>時間 (分)</p>	<p>相違理由</p>
<p>図2 ECCS注水機能喪失感度解析結果（4インチ破断）</p>	<p>図2 ECCS注水機能喪失感度解析結果（4インチ破断）</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）

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.5 ECCS注水機能喪失時における蓄圧タンクの初期条件設定の影響）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図1 ECCS注水機能喪失感度解析結果（6インチ破断）</p>	<p>図3 ECCS注水機能喪失（6インチ破断：1次冷却材圧力、1次冷却系保有水量、燃料被覆管温度）</p>	<p>記載方針の相違              ・大飯は6インチ破断で炉心露出することから記載しているグラフは炉心露出に関連するグラフとしている（4インチと同様）</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.5 ECCS 注水機能喪失時における蓄圧タンクの初期条件設定の影響）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">(別紙2)</p> <p style="text-align: center;">蓄圧タンク内の圧力変化に伴う注水量の差異について</p> <p>蓄圧タンク内の圧力変化は、窒素ガスの膨張に伴い、以下の式で求められる。</p> $P_1 \times V_1^\gamma = P \times V_T^\gamma$ <p>ただし、</p> <p><math>P_1</math>：初期圧力 (MPa[abs])  <math>V_1</math>：初期気相部体積 (m<sup>3</sup>)  <span style="color: red;">11.3</span>m<sup>3</sup> (最低保有水量 (1基あたり))  <span style="color: red;">10.1</span>m<sup>3</sup> (最高保有水量 (1基あたり))  <math>P</math>：蓄圧タンク出口弁閉止時の圧力 (MPa[abs])  <math>V_T</math>：蓄圧タンク出口弁閉止時の気相体積 (m<sup>3</sup>)  <math>\gamma</math>：ポリトロップ指数              1.0：等温変化時              1.4：断熱変化時</p> <p>蓄圧タンク容量 (1基あたり)：<span style="color: red;">38.2</span>m<sup>3</sup>  <span style="color: green;">最低保有水量</span> (1基あたり)：<span style="color: red;">26.9</span>m<sup>3</sup>  <span style="color: green;">最高保有水量</span> (1基あたり)：<span style="color: red;">28.1</span>m<sup>3</sup>              初期圧力：4.04MPa[gage]              蓄圧タンク出口弁閉止時の圧力              ：1.7MPa[gage] (全交流動力電源喪失)              ：0.6MPa[gage] (ECCS 注水機能喪失)、格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)              とする。</p> <p>上記評価式より、全交流動力電源喪失事象等、1次冷却系自然循環冷却を阻害するガスの混入を防止するため、圧力変化で蓄圧注入を停止する事象に対して、以下のとおりの注水量に対する影響がある。</p> <p>①全交流動力電源喪失 (RCP シール LOCA あり)              比較的事象進展が早いことから、断熱変化として考慮しており、上記式より<span style="color: green;">最低保有水量</span>時の注水量と<span style="color: green;">最高保有水量</span>時の注水量の差異は1基あたり約1m<sup>3</sup>となり、4基合計で約4m<sup>3</sup>となる。</p> <p>②全交流動力電源喪失 (RCP シール LOCA なし)              事象進展が遅いことから、等温変化として考慮しており、上記式より<span style="color: green;">最低保有水量</span>時の注水量と<span style="color: green;">最高保有水量</span>時の注水量の差異は1基あたり約<span style="color: red;">1.6</span>m<sup>3</sup>となり、4基合計で約6m<sup>3</sup>となる。</p>	<p style="text-align: center;">(別紙2)</p> <p style="text-align: center;">蓄圧タンク内の圧力変化に伴う注水量の差異について</p> <p>蓄圧タンク内の圧力変化は、窒素ガスの膨張に伴い、以下の式で求められる。</p> $P_1 \times V_1^\gamma = P \times V_T^\gamma$ <p>ただし、</p> <p><math>P_1</math>：初期圧力 (MPa[abs])  <math>V_1</math>：初期気相部体積 (m<sup>3</sup>)  <span style="color: red;">12.0</span>m<sup>3</sup> (最小保有水量 (1基あたり))  <span style="color: red;">10.0</span>m<sup>3</sup> (最大保有水量 (1基あたり))  <math>P</math>：蓄圧タンク出口弁閉止時の圧力 (MPa[abs])  <math>V_T</math>：蓄圧タンク出口弁閉止時の気相体積 (m<sup>3</sup>)  <math>\gamma</math>：ポリトロップ指数              1.0：等温変化時              1.4：断熱変化時</p> <p>蓄圧タンク容積 (1基あたり)：<span style="color: red;">41.0</span>m<sup>3</sup>  <span style="color: green;">最小保有水量</span> (1基あたり)：<span style="color: red;">29.0</span>m<sup>3</sup>  <span style="color: green;">最大保有水量</span> (1基あたり)：<span style="color: red;">31.0</span>m<sup>3</sup>              初期圧力：4.04MPa[gage]              蓄圧タンク出口弁閉止時の圧力              ：1.7MPa[gage] (全交流動力電源喪失)              ：0.6MPa[gage] (ECCS 注水機能喪失)、格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)              とする。</p> <p>上記評価式より、全交流動力電源喪失事象等、1次冷却系自然循環冷却を阻害するガスの混入を防止するため、圧力変化で蓄圧注入を停止する事象に対して、以下のとおりの注水量に対する影響がある。</p> <p>①全交流動力電源喪失 (RCP シール LOCA あり)              比較的事象進展が早いことから、断熱変化として考慮しており、上記式より<span style="color: green;">最小保有水量</span>時の注水量と<span style="color: green;">最大保有水量</span>時の注水量の差異は1基あたり約<span style="color: red;">1.6</span>m<sup>3</sup>となり、3基合計で約5[m<sup>3</sup>]となる。</p> <p>②全交流動力電源喪失 (RCP シール LOCA なし)              事象進展が遅いことから、等温変化として考慮しており、上記式より<span style="color: green;">最小保有水量</span>時の注水量と<span style="color: green;">最大保有水量</span>時の注水量の差異は1基あたり約<span style="color: red;">2.6</span>m<sup>3</sup>となり、3基合計で約8[m<sup>3</sup>]となる。</p>	<p style="text-align: center;">相違理由</p> <p style="text-align: center;">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）

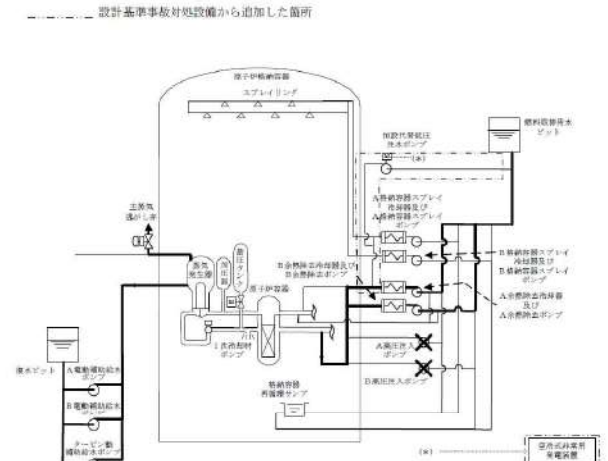
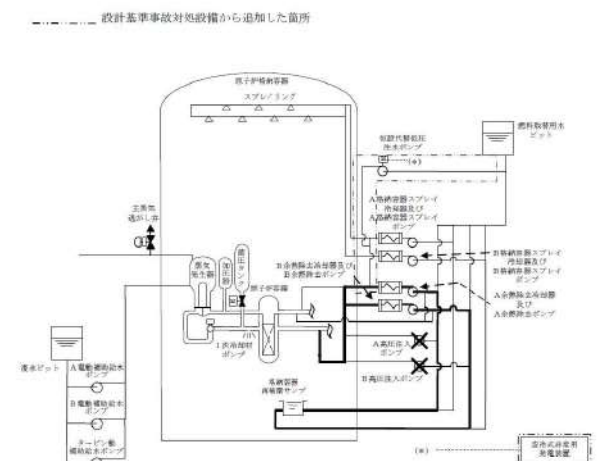
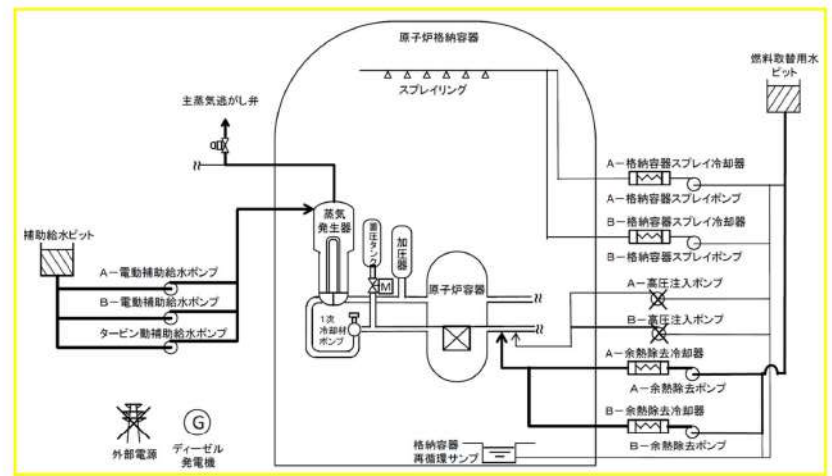
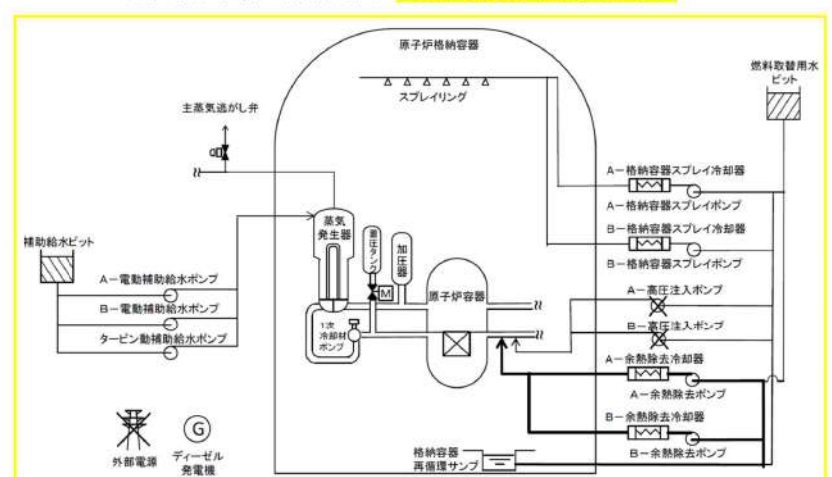
7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.5 ECCS注水機能喪失時における蓄圧タンクの初期条件設定の影響）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>③ECCS注水機能喪失                      比較的事象進展が早いことから、断熱変化として考慮しており、上記式より最低保有水量時の注水量と最高保有水量時の注水量の差異は1基あたり約1.1[m<sup>3</sup>]となり、3基合計で約3[m<sup>3</sup>]となる。</p> <p>④格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）                      比較的事象進展が早いことから、断熱変化として考慮しており、上記式より最低保有水量時の注水量と最高保有水量時の注水量の差異は1基あたり約1.1[m<sup>3</sup>]となり、4基合計で約4[m<sup>3</sup>]となる。</p>	<p>③ECCS注水機能喪失                      比較的事象進展が早いことから、断熱変化として考慮しており、上記式より最小保有水量時の注水量と最大保有水量時の注水量の差異は1基あたり約3.4[m<sup>3</sup>]となり、2基合計で約7[m<sup>3</sup>]となる。</p> <p>④格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）                      比較的事象進展が早いことから、断熱変化として考慮しており、上記式より最小保有水量時の注水量と最大保有水量時の注水量の差異は1基あたり約3.4[m<sup>3</sup>]となり、3基合計で約10[m<sup>3</sup>]となる。</p>	<p>設計の相違</p>



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

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.6 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 2.6.8	泊発電所3号炉 添付資料 7.1.6.6	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>「ECCS注水機能喪失」における重要事故シーケンス「中破断LOCA時に高圧注入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 「中破断LOCA時に高圧注入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 「中破断LOCA時に高圧注入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）（原子炉安定以降の対策）</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>「ECCS注水機能喪失」における重要事故シーケンス「中破断LOCA時に高圧注入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 「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（2次冷却系強制冷却及び低圧注入）</p>  <p>図2 「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（低圧再循環）</p>	<p>相違理由</p>

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.7 「ECCS注水機能喪失」における注入水源の水温の影響について）

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 2.6.9</p> <p style="text-align: center;">「ECCS注水機能喪失」における注入水源の水温の影響について</p> <p>重要事故シーケンス「ECCS注水機能喪失」における1次冷却系の除熱源としては、蒸気発生器を介した2次冷却系除熱、炉心注入及び破断流による放熱並びに再循環運転移行後の余熱除去冷却器による冷却があり、このうち、炉心注入及び破断流による放熱が除熱源として支配的である。</p> <p>炉心への冷却材注入水源は燃料取替用水ピット（低圧注入系）及び蓄圧タンク、また、蒸気発生器への補助給水水源は復水ピットであり、それぞれの水源の温度は以下のとおりとしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料取替用水ピット：<input type="text"/></li> <li>・蓄圧タンク：<input type="text"/></li> <li>・復水ピット：<input type="text"/></li> </ul> <p>※ 保守的に高めの値を設定</p> <p>水温を低く仮定した場合には、顕熱による炉心冷却効果が向上するものの、表1に示すとおり、飽和水の温度の違いによる比エンタルピ差は、蒸発潜熱に対して小さい。</p> <p>炉心注入の水源である燃料取替用水ピットについては、下表のとおり飽和水の水温が10℃変動したとしても、比エンタルピ差は50kJ/kg未満であり、100℃における蒸発潜熱である約2260kJ/kgに対して十分小さい。</p> <p>したがって、炉心冷却の観点で、支配的な除熱形態である蒸発潜熱に対して、注入水源の温度の影響は小さい。</p> <p>また、注入水源の水温の違いによる事象進展への影響については、仮に注入水源の温度が低かった場合、1次冷却系の減温、減圧が促進されることで、破断流量が低下し、1次冷却系保有水量は高く推移する方向となるが、上述のとおり、その影響は小さい。</p> <p style="text-align: center;">表1 蒸気表</p> <table border="1" data-bbox="286 1077 898 1329"> <thead> <tr> <th rowspan="2">温度 [℃]</th> <th colspan="3">比エンタルピ[kJ/kg]</th> </tr> <tr> <th>飽和水[h']</th> <th>飽和蒸気[h"]</th> <th>蒸発潜熱[h"-h']</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>0</td><td>0.0</td><td>2501</td><td>2501</td></tr> <tr><td>20</td><td>84</td><td>2537</td><td>2453</td></tr> <tr><td>30</td><td>126</td><td>2556</td><td>2430</td></tr> <tr><td>40</td><td>168</td><td>2574</td><td>2406</td></tr> <tr><td>50</td><td>209</td><td>2591</td><td>2382</td></tr> <tr><td>100</td><td>419</td><td>2676</td><td>2257</td></tr> </tbody> </table> <p>※：日本機会学会 蒸気表 JSME STEAM TABLE 1999 BASED ON IAPWS-IF97 より引用</p> <p><input type="text"/>内は機密に係る事項ですので公開することはできません。</p>	温度 [℃]	比エンタルピ[kJ/kg]			飽和水[h']	飽和蒸気[h"]	蒸発潜熱[h"-h']	0	0.0	2501	2501	20	84	2537	2453	30	126	2556	2430	40	168	2574	2406	50	209	2591	2382	100	419	2676	2257	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.6.7</p> <p style="text-align: center;">「ECCS注水機能喪失」における注入水源の水温の影響について</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」における1次冷却系の除熱源としては、蒸気発生器を介した2次冷却系除熱、炉心注入及び破断流による放熱並びに再循環運転移行後の余熱除去冷却器による冷却があり、このうち、炉心注入及び破断流による放熱が除熱源として支配的である。</p> <p>炉心への冷却材注入水源は燃料取替用水ピット（低圧注入系）及び蓄圧タンク、また、蒸気発生器への補助給水水源は補助給水ピットであり、それぞれの水源の温度は以下のとおりとしている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料取替用水ピット：<input type="text"/>℃<sup>*</sup></li> <li>・蓄圧タンク：<input type="text"/>℃<sup>*</sup></li> <li>・補助給水ピット：<input type="text"/>℃<sup>*</sup></li> </ul> <p>※ 保守的に高めの値を設定</p> <p>水温を低く仮定した場合には、顕熱による炉心冷却効果が向上するものの、表1に示すとおり、飽和水の温度の違いによる比エンタルピ差は、蒸発潜熱に対して小さい。</p> <p>炉心注入の水源である燃料取替用水ピットについては、下表のとおり飽和水の水温が10℃変動したとしても、比エンタルピ差は50kJ/kg未満であり、100℃における蒸発潜熱である約2260kJ/kgに対して十分小さい。</p> <p>したがって、炉心冷却の観点で、支配的な除熱形態である蒸発潜熱に対して、注入水源の温度の影響は小さい。</p> <p>また、注入水源の水温の違いによる事象進展への影響については、仮に注入水源の温度が低かった場合、1次冷却系の減温、減圧が促進されることで、破断流量が低下し、1次冷却系保有水量は高く推移する方向となるが、上述のとおり、その影響は小さい。</p> <p style="text-align: center;">表1 蒸気表</p> <table border="1" data-bbox="1223 1088 1704 1332"> <thead> <tr> <th rowspan="2">温度 [℃]</th> <th colspan="3">比エンタルピ[kJ/kg]</th> </tr> <tr> <th>飽和水 (h')</th> <th>飽和蒸気 (h")</th> <th>蒸発潜熱 (h"-h')</th> </tr> </thead> <tbody> <tr><td>0</td><td>0.0</td><td>2501</td><td>2501</td></tr> <tr><td>20</td><td>84</td><td>2537</td><td>2453</td></tr> <tr><td>30</td><td>126</td><td>2556</td><td>2430</td></tr> <tr><td>40</td><td>168</td><td>2574</td><td>2406</td></tr> <tr><td>50</td><td>209</td><td>2591</td><td>2382</td></tr> <tr><td>100</td><td>419</td><td>2676</td><td>2257</td></tr> </tbody> </table> <p>※：日本機械学会 蒸気表 JSME STEAM TABLES 1999 BASED ON IAPWS-IF97 より引用</p> <p><input type="text"/>内は商業機密に属しますので公開できません。</p>	温度 [℃]	比エンタルピ[kJ/kg]			飽和水 (h')	飽和蒸気 (h")	蒸発潜熱 (h"-h')	0	0.0	2501	2501	20	84	2537	2453	30	126	2556	2430	40	168	2574	2406	50	209	2591	2382	100	419	2676	2257	<p style="text-align: center;">設計の相違</p>
温度 [℃]		比エンタルピ[kJ/kg]																																																														
	飽和水[h']	飽和蒸気[h"]	蒸発潜熱[h"-h']																																																													
0	0.0	2501	2501																																																													
20	84	2537	2453																																																													
30	126	2556	2430																																																													
40	168	2574	2406																																																													
50	209	2591	2382																																																													
100	419	2676	2257																																																													
温度 [℃]	比エンタルピ[kJ/kg]																																																															
	飽和水 (h')	飽和蒸気 (h")	蒸発潜熱 (h"-h')																																																													
0	0.0	2501	2501																																																													
20	84	2537	2453																																																													
30	126	2556	2430																																																													
40	168	2574	2406																																																													
50	209	2591	2382																																																													
100	419	2676	2257																																																													

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）

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.8 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>添付資料 2.6.10</p> <p>安定停止状態について</p> <p>ECCS注水機能喪失(中破断LOCA+高圧注入失敗)時の安定停止状態については以下のとおり。</p> <p>原子炉安定停止状態：1次冷却材温度93℃以下</p> <p>(6インチの場合)</p> <p>原子炉安定停止状態の確立について</p> <p>第2.6.10図の解析結果より、1次冷却材の流出による減圧及び2次系強制冷却により1次冷却材圧力が低下することで、事象発生の約5.9分後に蓄圧注入が開始され、約23分後に低圧注入による1次冷却系への補給が開始される。</p> <p>第2.6.11図の注水流量をもとに再循環切替可能時間を算出すると、事象発生の約2.8時間後*に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%)に到達し、非常用炉心冷却設備作動信号との一致で再循環自動切換信号が発信し、低圧再循環運転へ移行する。</p> <p>事象発生の約2.8時間以降は低圧再循環運転により炉心の冷却が維持されることから、低圧再循環運転を継続して低温停止状態(1次冷却材温度が93℃以下)に到達した時点原子炉安定停止状態とした。</p> <p>低圧再循環運転による長期安定状態の維持について</p> <p>1次冷却系の冷却に必要な外部電源等のサポート系は使用可能であり、低圧再循環運転により長期にわたり炉心の冷却が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> <p>(4インチの場合)</p> <p>原子炉安定停止状態の確立について</p> <p>第2.6.2.20図の解析結果より、1次冷却材の流出による減圧及び2次系強制冷却により1次冷却材圧力が低下することで、事象発生の約14分後に蓄圧注入が開始され、約31分後に低圧注入による1次冷却系への補給が開始される。</p> <p>第2.6.2.21図の注水流量をもとに再循環切替可能時間を算出すると、事象発生の約3.6時間後*に燃料取替用水ピット水位</p>	<p>添付資料 2.6.3</p> <p>安定状態について</p> <p>LOCA時注水機能喪失時の安定状態については、以下のとおり。</p> <p>原子炉安定停止状態：事象発生後、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>格納容器安定状態：炉心冠水後に、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格納容器除熱機能(原子炉格納容器フィルタベント系等、残留熱除去系又は代替循環冷却系)により、格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、格納容器除熱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>逃がし安全弁を開保持することで、低圧代替注水系(常設)(復水移送ポンプ)による注水継続により炉心が冠水し、炉心の冷却が維持され、原子炉安定停止状態が確立される。</p> <p>格納容器安定状態の確立について</p> <p>炉心冷却を継続し、事象発生から約44時間後に原子炉格納容器フィルタベント系等による格納容器除熱を開始することで、格納容器圧力及び温度は安定又は低下傾向になり、格納容器温度は150℃を下回るとともに、ドライウエル温度は、低圧注水継続のための逃がし安全弁の機能維持が確認されている126℃を下回り、格納容器安定状態が確立される。なお、除熱機能として原子炉格納容器フィルタベント系等を使用するが、敷地境界での実効線量は約<math>8.3 \times 10^{-4}</math>mSvとなり、燃料破裂は発生しないため、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくリスクを与えることなく、敷地線量での実効線量評価は5mSvを下回る。</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>上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。また、代替循環冷却系を用いて又は残留熱除去系を復旧して除熱を行い、格納容器を隔離することによって、安定状態の更なる除熱機能の確保及び維持が可能となる。(添付資料 2.1.1 別紙1)</p>	<p>添付資料 7.1.6.8</p> <p>安定状態について</p> <p>ECCS注水機能喪失(中破断LOCA時に高圧注入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> <p>原子炉安定停止状態：事象発生後、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>原子炉格納容器安定状態：炉心冠水後に、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原子炉格納容器除熱機能により、原子炉格納容器圧力及び温度が安定又は低下傾向に転じ、また、原子炉格納容器除熱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>【6インチの場合】</p> <p>原子炉安定停止状態の確立について</p> <p>1次冷却材の流出による減圧及び2次冷却系強制冷却によって1次冷却材圧力が低下することで、事象発生4.7分後に蓄圧注入及び26分後に低圧注入による1次冷却系への注水が開始される。</p> <p>第7.1.6.10図の注水流量をもとに再循環切替可能時間を算出すると、事象発生の約2.8時間後*に燃料取替用水ピット水位が再循環切替可能水位(16.5%)に到達し、再循環切替時間として5分間を考慮しても約3時間後には低圧再循環へ移行することで原子炉を安定して冷却できる状態となるため、事象発生の約3時間後を原子炉安定停止状態とした。その後も低圧再循環を継続することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p>原子炉格納容器安定状態の確立について</p> <p>原子炉格納容器内に溜えした1次冷却材により、原子炉格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、原子炉格納容器の圧力が上昇した場合には、原子炉格納容器スプレッド設備による原子炉格納容器除熱を継続的に行うことで、原子炉格納容器安定状態が確立される。</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>上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。また、原子炉格納容器除熱機能を維持し、除熱を行うことにより、安定状態の維持が可能となる。</p>	

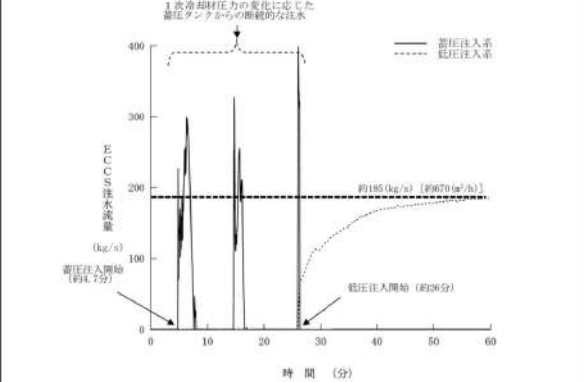
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.8 安定状態について）

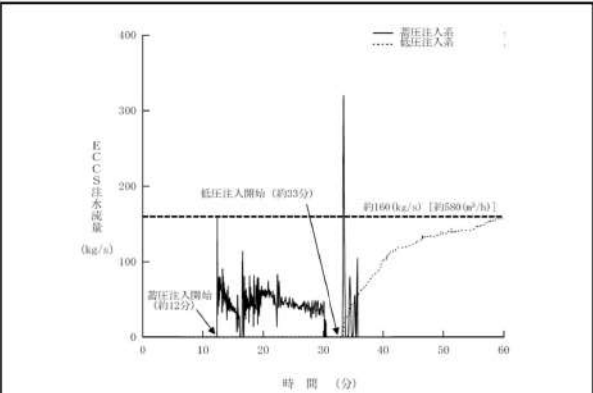
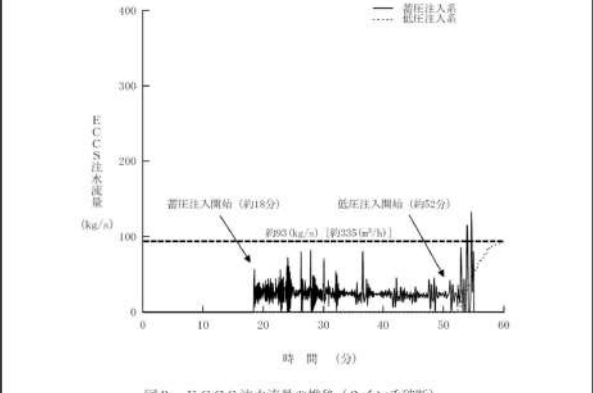
大阪発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>が再循環代替水位（3号炉：12.5%、4号炉：16.0%）に到達し、非常用炉心冷却設備作動信号との一致で再循環自動切換信号が発信し、低圧再循環運転へ移行する。</p> <p>事象発生約3.6時間以降は低圧再循環運転により炉心の冷却が維持されることから、低圧再循環運転を継続して低温停止状態（1次冷却材温度が93℃以下）に到達した時点を原子炉の安定停止状態とした。</p> <p>低圧再循環運転による長期安定状態の維持について</p> <p>1次冷却系の冷却に必要な外部電源等のサポート系は使用可能であり、低圧再循環運転により長期にわたり炉心の冷却が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> <p>(2インチの場合)</p> <p>原子炉安定停止状態の確立について</p> <p>第2.6.2.30図の解析結果より、1次冷却材の流出による減圧及び2次系強制冷却により1次冷却材圧力が低下することで、事象発生約19分後に蓄圧注入及び、約49分後に低圧注入による1次冷却系への補給が開始される。</p> <p>第2.6.2.31図の注水流量をもとに再循環代替時間を算出すると、事象発生約9.2時間後*に燃料取替用水ピット水位が再循環代替可能水位（3号炉：12.5%、4号炉：16.0%）に到達し、非常用炉心冷却設備作動信号との一致で再循環自動切換信号が発信し、低圧再循環運転へ移行する。</p> <p>事象発生約9.2時間以降は低圧再循環運転により炉心の冷却が維持されることから、低圧再循環運転を継続して低温停止状態（1次冷却材温度が93℃以下）に到達した時点を原子炉の安定停止状態とした。</p> <p>低圧再循環運転による長期安定状態の維持について</p> <p>1次冷却系の冷却に必要な外部電源等のサポート系は使用可能であり、低圧再循環運転により長期にわたり炉心の冷却が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>		<p><b>【4インチの場合】</b>  <b>原子炉安定停止状態の確立について</b>                  1次冷却材の流出による減圧及び2次冷却系強制冷却によって1次冷却材圧力が低下することで、事象発生12分後に蓄圧注入及び33分後に低圧注入による1次冷却系への補給が開始される。                  第7.1.6.20図の注水流量をもとに再循環代替可能時間を算出すると、事象発生約3.3時間後*に燃料取替用水ピット水位が再循環代替可能水位（16.5%）に到達し、再循環代替時間として5分間を考慮しても約4時間後には低圧再循環へ移行することで原子炉を安定して冷却できる状態となるため、事象発生約4時間後を原子炉安定停止状態とした。その後も低圧再循環を継続することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p><b>原子炉格納容器安定状態の確立について</b>                  原子炉格納容器内に溜えいた1次冷却材により、原子炉格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、原子炉格納容器の圧力が上昇した場合には、原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器除熱を継続的に行うことで、原子炉格納容器安定状態が確立される。</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><b>【安定状態の維持について】</b>                  上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。                  また、原子炉格納容器除熱機能を維持し、除熱を行うことによって、安定状態の維持が可能となる。</p> <p><b>【2インチの場合】</b>  <b>原子炉安定停止状態の確立について</b>                  1次冷却材の流出による減圧及び2次冷却系強制冷却によって1次冷却材圧力が低下することで、事象発生18分後に蓄圧注入及び52分後に低圧注入による1次冷却系への補給が開始される。                  第7.1.6.30図の注水流量をもとに再循環代替可能時間を算出すると、事象発生約5.5時間後*に燃料取替用水ピット水位が再循環代替可能水位（16.5%）に到達し、再循環代替時間として5分間を考慮しても約6時間後には低圧再循環へ移行することで原子炉を安定して冷却できる状態となるため、事象発生約6時間後を原子炉安定停止状態とした。その後も低圧再循環を継続することで安定状態が確立し、また、安定状態を維持できる。</p> <p><b>原子炉格納容器安定状態の確立について</b>                  原子炉格納容器内に溜えいた1次冷却材により、原子炉格納容器圧力及び温度は徐々に上昇する。そのため、原子炉格納容器の圧力が上昇した場合には、原子炉格納容器スプレイ設備による原子炉格納容器除熱を継続的に行うことで、原子炉格納容器安定状態が確立される。</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><b>【安定状態の維持について】</b>                  上記の炉心損傷防止対策を継続することにより安定状態を維持できる。                  また、原子炉格納容器除熱機能を維持し、除熱を行うことによって、安定状態の維持が可能となる。</p>	

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.8 安定状態について）

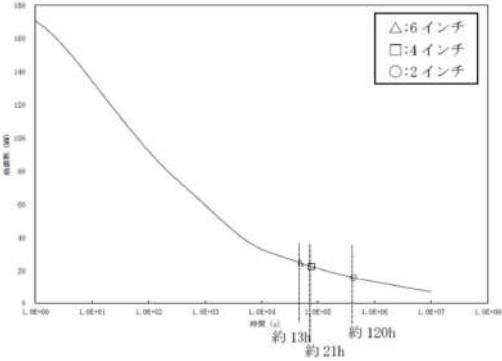
大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>*：ECCS 注入機能喪失における再循環切替可能時間については、以下の仮定に基づき評価している。本評価において、燃料取替用水ピットの容量は 1,640m<sup>3</sup> とする。</p> <p>(6 インチの場合)</p> <p>図 1（第 2.6.11 図）に示す注水流量の解析結果から、事象発生の 60 分後までに燃料取替用水ピットから約 390m<sup>3</sup> のほう酸水が注水され、その後は約 200kg/s（約 720m<sup>3</sup>/h）で注水が継続されると仮定すると、下式から再循環切替可能となる時間は約 2.8 時間と見積もられる。</p> $1(h) + \frac{1640(m^3) - 390(m^3)}{720(m^3/h)} = \text{約}2.8(h)$ <p>(4 インチの場合)</p> <p>図 2（第 2.6.20 図）に示す注水流量の解析結果から、事象発生の 60 分後までに燃料取替用水ピットから約 220m<sup>3</sup> のほう酸水が注水され、その後は約 155kg/s（約 558m<sup>3</sup>/h）で注水が継続されると仮定すると、下式から再循環切替可能となる時間は約 3.6 時間と見積もられる。</p> $1(h) + \frac{1640(m^3) - 220(m^3)}{558(m^3/h)} = \text{約}3.6(h)$ <p>(2 インチの場合)</p> <p>図 3（第 2.6.30 図）に示す注水流量の解析結果から、事象発生の 60 分後までに燃料取替用水ピットから約 25m<sup>3</sup> のほう酸水が注水され、その後は約 55kg/s（約 198m<sup>3</sup>/h）で注水が継続されると仮定すると、下式から再循環切替可能となる時間は約 9.2 時間と見積もられる。</p> $1(h) + \frac{1640(m^3) - 25(m^3)}{198(m^3/h)} = \text{約}9.2(h)$		<p>* 1：ECCS 注水機能喪失における再循環切替可能時間については、以下の仮定に基づき評価している。本評価において、燃料取替用水ピットの容量は 1520（m<sup>3</sup>）とする。</p> <p>(6 インチの場合)</p> <p>図 1（第 7.1.6.10 図）に示す注水流量の解析結果から、事象発生の 60 分後までに燃料取替用水ピットから約 330m<sup>3</sup> のほう酸水が注水され、その後は約 670m<sup>3</sup>/h で注水が継続されると仮定すると、下式から再循環切替可能となる時間は約 2.8 時間と見積もられる。</p> $1(h) + \frac{1520(m^3) - 330(m^3)}{670(m^3/h)} = \text{約}2.8(h)$ <p>(4 インチの場合)</p> <p>図 2（第 7.1.6.20 図）に示す注水流量の解析結果から、事象発生の 60 分後までに燃料取替用水ピットから約 190m<sup>3</sup> のほう酸水が注水され、その後は約 580m<sup>3</sup>/h で注水が継続されると仮定すると、下式から再循環切替可能となる時間は約 3.3 時間と見積もられる。</p> $1(h) + \frac{1520(m^3) - 190(m^3)}{580(m^3/h)} = \text{約}3.3(h)$ <p>(2 インチの場合)</p> <p>図 3（第 7.1.6.30 図）に示す注水流量の解析結果から、事象発生の 60 分後までに燃料取替用水ピットから約 28m<sup>3</sup> のほう酸水が注水され、その後は約 335m<sup>3</sup>/h で注水が継続されると仮定すると、下式から再循環切替可能となる時間は約 5.5 時間と見積もられる。</p> $1(h) + \frac{1520(m^3) - 28(m^3)}{335(m^3/h)} = \text{約}5.5(h)$  <p>図 1 ECCS 注水流量の推移（6 インチ破断）</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）

大阪発電所 3 / 4号炉	女川原子力発電所 2号炉	泊発電所 3号炉	相違理由
		 <p>図2 ECCS注水流量の推移（4インチ破断）</p>  <p>図3 ECCS注水流量の推移（2インチ破断）</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.8 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>※2：下表に示す条件における余熱除去冷却器の除熱量を算出し、炉心崩壊熱と余熱除去冷却器による除熱量が等しくなるまでの時間を概略評価した。その結果、下図に示す時間で炉心崩壊熱と余熱除去冷却器による除熱量が等しくなり、その後は、余熱除去冷却器による除熱量が上回ることから、低圧再循環運転を継続することで、低溫停止状態に移行できる。</p> <p>（余熱除去冷却器による除熱量の評価条件）</p> <table border="1" data-bbox="1406 339 1906 456"> <thead> <tr> <th>破断口径</th> <th>炉心注水流量 (m³/h)</th> <th>補機冷却水 入口温度 (°C)</th> <th>再循環サンプル水 温度 (°C)</th> <th>余熱除去冷却器 (2基) 合計の除熱量 (MW)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>6 インチ</td> <td>670</td> <td rowspan="3">40</td> <td rowspan="3">93</td> <td>約 25</td> </tr> <tr> <td>4 インチ</td> <td>580</td> <td>約 23</td> </tr> <tr> <td>2 インチ</td> <td>335</td> <td>約 16</td> </tr> </tbody> </table> 	破断口径	炉心注水流量 (m³/h)	補機冷却水 入口温度 (°C)	再循環サンプル水 温度 (°C)	余熱除去冷却器 (2基) 合計の除熱量 (MW)	6 インチ	670	40	93	約 25	4 インチ	580	約 23	2 インチ	335	約 16	
破断口径	炉心注水流量 (m³/h)	補機冷却水 入口温度 (°C)	再循環サンプル水 温度 (°C)	余熱除去冷却器 (2基) 合計の除熱量 (MW)															
6 インチ	670	40	93	約 25															
4 インチ	580			約 23															
2 インチ	335			約 16															

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.9 ECCS 注水機能喪失事象の破断スペクトルについて）

大阪発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">添付資料 2.6.11 ECCS 注水機能喪失事象の破断スペクトルについて</p> <p>1. 破断口径別の評価の考え方について                      事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」における重要事故シーケンスである「中破断 LOCA 時に高圧注入に失敗する事故」は、破断口径によって1次冷却材の流出流量が異なることから、炉心損傷防止の観点で、炉心が露出する時期に対する蓄圧注入、低圧注入が有効となるタイミングが重要となる。</p> <p>2. 破断口径別の解析結果について                      「中破断 LOCA 時に高圧注入に失敗する事故」において対象とした破断口径である 2、4、6 インチそれぞれの事象進展の特徴を踏まえた解析結果を以下に示すとともに、事象進展を表1に整理する。また、1次冷却材圧力、1次冷却系保有水量、気泡炉心水位及び燃料被覆管温度の推移を図1から図12に示す。</p> <p>a. 6インチ                      破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに1次冷却材圧力の低下が早くなり、事象発生約 3 分後にループシールが解除される。その後、1次冷却材の圧力低下により、事象発生約 5.9 分後に蓄圧注入が開始され、事象発生約 11 分後に2次冷却系強制冷却を開始し、事象発生約 23 分後に低圧注入が開始される。その結果、炉心は一時的に露出するものの、その後再冠水することで燃料被覆管温度は低下する。</p> <p>b. 4インチ                      事象初期の破断流量及び1次冷却材圧力の低下は2インチ破断と6インチ破断の中間程度となり、事象発生約 7 分後にループシールが解除される。その後、1次冷却系保有水量の低下により、事象発生約 9.8 分後に一時的に炉心は露出するが、1次冷却材圧力の低下により、事象発生約 11 分後に2次冷却系強制冷却を開始し、事象発生約 14 分後に蓄圧注入が開始されることで、燃料被覆管温度は事象発生約 16 分後に約 891℃を最高値として低下に転じるとともに、事象発生約 19 分後に炉心は再冠水する。その後、事象発生約 31 分後に低圧注入が開始されることで事象は収束する。</p> <p>c. 2インチ                      破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに、1次冷却材圧力の低下が遅くなる。その後、事象発生約 12 分後に2次冷却系強制冷却を開始し、事象発生約 19 分後に蓄圧注入が開始され、事象発生約 49 分後に低圧注入が開始される。その結果、炉心が露出することなく事象は収束する。</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.1.6.9 ECCS 注水機能喪失事象の破断スペクトルについて</p> <p>1. 破断口径別の評価の考え方について                      事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」における重要事故シーケンスである「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」は、破断口径によって1次冷却材の流出流量が異なることから、炉心損傷防止の観点で、炉心が露出する時期に対する蓄圧注入、低圧注入が有効となるタイミングが重要となる。</p> <p>2. 破断口径別の解析結果について                      「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」において対象とした破断口径である 2、4、6 インチそれぞれの事象進展の特徴を踏まえた解析結果を以下に示すとともに、事象進展を表1に整理する。また、1次冷却材圧力、1次冷却系保有水量、気泡炉心水位及び燃料被覆管温度の推移を図1から図12に示す。</p> <p>a. 6インチ                      破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに1次冷却材圧力の低下が早くなり、事象発生約 2.3 分後にループシールが解除される。その後、1次冷却材圧力の低下により、事象発生約 4.7 分後に蓄圧注入が開始され、事象発生約 11 分後に2次冷却系強制冷却を開始し、事象発生約 26 分後に低圧注入が開始される。その結果、炉心は露出することなく事象は収束する。</p> <p>b. 4インチ                      事象初期の破断流量及び1次冷却材圧力の低下は2インチ破断と6インチ破断の中間程度となり、事象発生約 5.3 分後にループシールが解除される。その後、1次冷却系保有水量の減少により、事象発生約 9.8 分後に一時的に炉心は露出するが、1次冷却材圧力の低下により、事象発生約 12 分（731秒）後に蓄圧注入が開始されるとともに、事象発生約 11 分（683秒）後に2次冷却系強制冷却を開始することで、燃料被覆管温度は事象発生約 17 分後に約 688℃を最高値として低下に転じるとともに、事象発生約 18 分後に炉心は再冠水する。その後、事象発生約 33 分後に低圧注入が開始されることで事象は収束する。</p> <p>c. 2インチ                      破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに、1次冷却材圧力の低下が遅くなる。その後、事象発生約 12 分後に2次冷却系強制冷却を開始し、事象発生約 18 分後に蓄圧注入が開始され、事象発生約 52 分後に低圧注入が開始される。その後、ループシールの形成により一時的な水位の低下はあるものの炉心は露出することなく事象は収束する。</p>	<p>解析結果の相違</p>



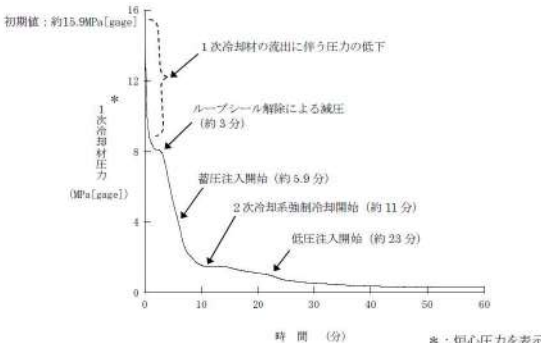
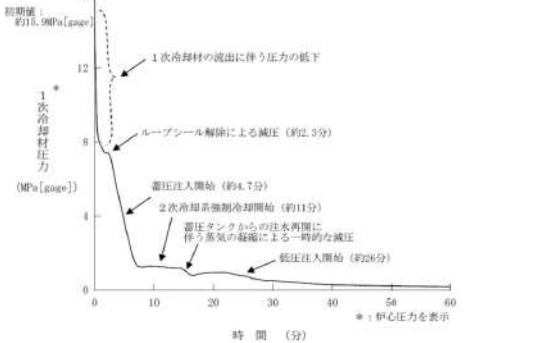
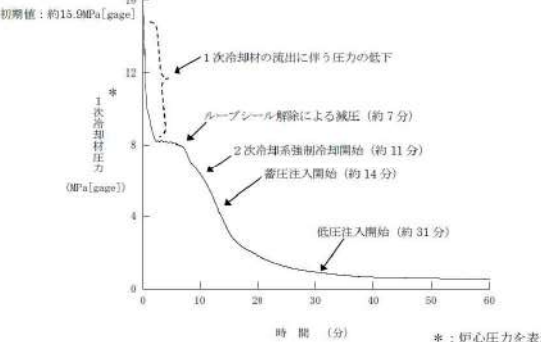
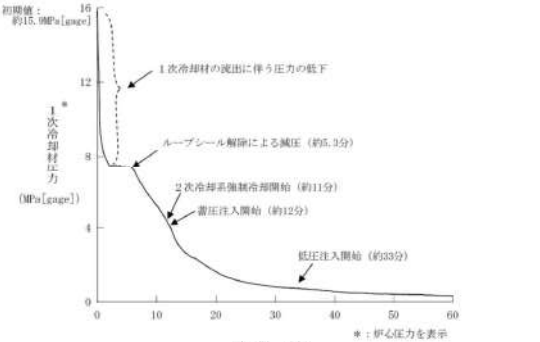
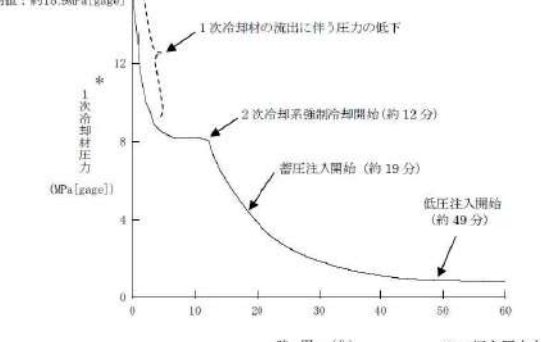
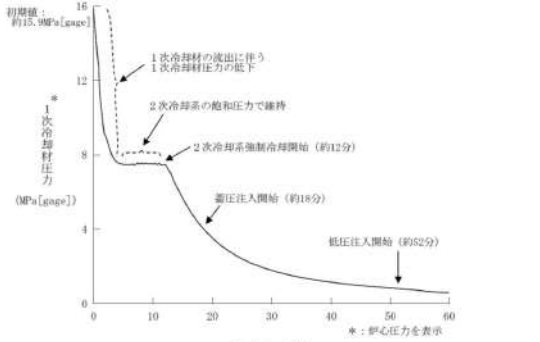
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.9 ECCS注水機能喪失事象の破断スペクトルについて）

大飯発電所3/4号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																										
<p>d. 4インチから2インチの間の傾向                      破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに1次冷却材圧力の低下が遅くなり、蓄圧注入及び低圧注入の開始は遅れていくが、1次冷却系保有水量の低下は少なく、炉心が露出しにくくなることから、燃料被覆管温度は低くなる傾向となる。</p> <p>e. 4インチから6インチの間の傾向                      破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに1次冷却材圧力の低下が早くなり、事象初期にループシールが解除される。その後、2次冷却系強制冷却開始前に蓄圧注入が開始されることにより炉心水位は回復し、低圧注入開始までの時間が比較早くなることから、燃料被覆管温度が低下する傾向となる。</p>	<p>d. 4インチから2インチの間の傾向                      破断口径が比較的小さいことから、事象初期の破断流量が少なくなるとともに1次冷却材圧力の低下が遅くなり、蓄圧注入及び低圧注入の開始は遅れていくが、1次冷却系保有水量の減少が少なく、炉心が露出しにくくなることから、燃料被覆管温度は低くなる傾向となる。</p> <p>e. 4インチから6インチの間の傾向                      破断口径が比較的大きいことから、事象初期の破断流量が多くなるとともに1次冷却材圧力の低下が早くなり、事象初期にループシールが解除される。その後、2次冷却系強制冷却開始前に蓄圧注入が開始されることにより炉心水位は回復し、低圧注入開始までの時間が比較早くなることから、燃料被覆管温度が低下する傾向となる。</p>																																																																																											
<p>表1 中破断LOCA+高圧注入失敗の破断スペクトル解析結果</p> <table border="1" data-bbox="159 639 1037 970"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>6インチ破断</th> <th>4インチ破断</th> <th>2インチ破断</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ECCS作動限界値到達</td> <td>約16秒</td> <td>約24秒</td> <td>約65秒</td> <td>原子炉圧力低</td> </tr> <tr> <td>ループシール解除</td> <td>約3分</td> <td>約7分</td> <td>—</td> <td></td> </tr> <tr> <td>蓄圧注入開始</td> <td>約5.9分</td> <td>約14分</td> <td>約19分</td> <td></td> </tr> <tr> <td>2次冷却系強制冷却開始</td> <td>約11分</td> <td>約11分</td> <td>約12分</td> <td>SI発信+11分</td> </tr> <tr> <td>低圧注入開始</td> <td>約23分</td> <td>約31分</td> <td>約49分</td> <td></td> </tr> <tr> <td>蓄圧注入終了</td> <td>約24分</td> <td>約33分</td> <td>約61分</td> <td></td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管最高温度時刻</td> <td>約22分</td> <td>約16分</td> <td>—</td> <td></td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管最高温度</td> <td>約581℃</td> <td>約891℃</td> <td>初期値以下</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	項目	6インチ破断	4インチ破断	2インチ破断	備考	ECCS作動限界値到達	約16秒	約24秒	約65秒	原子炉圧力低	ループシール解除	約3分	約7分	—		蓄圧注入開始	約5.9分	約14分	約19分		2次冷却系強制冷却開始	約11分	約11分	約12分	SI発信+11分	低圧注入開始	約23分	約31分	約49分		蓄圧注入終了	約24分	約33分	約61分		燃料被覆管最高温度時刻	約22分	約16分	—		燃料被覆管最高温度	約581℃	約891℃	初期値以下		<p>表1 中破断LOCA+高圧注入失敗の破断スペクトル解析結果</p> <table border="1" data-bbox="1108 603 1921 948"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>6インチ破断</th> <th>4インチ破断</th> <th>2インチ破断</th> <th>備考</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ECCS作動限界値到達</td> <td>約14秒</td> <td>約21秒</td> <td>約61秒</td> <td>原子炉圧力異常低</td> </tr> <tr> <td>ループシール解除</td> <td>約2.3分</td> <td>約5.3分</td> <td>約53分</td> <td></td> </tr> <tr> <td>蓄圧注入開始</td> <td>約4.7分</td> <td>約12分</td> <td>約18分</td> <td></td> </tr> <tr> <td>2次冷却系強制冷却開始</td> <td>約11分</td> <td>約11分</td> <td>約12分</td> <td>SI発信+11分</td> </tr> <tr> <td>低圧注入開始</td> <td>約26分</td> <td>約33分</td> <td>約52分</td> <td></td> </tr> <tr> <td>蓄圧注入終了</td> <td>約26分</td> <td>約36分</td> <td>約55分</td> <td></td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管最高温度時刻</td> <td>—</td> <td>約17分</td> <td>—</td> <td></td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管最高温度</td> <td>初期値以下</td> <td>約688℃</td> <td>初期値以下</td> <td></td> </tr> </tbody> </table>	項目	6インチ破断	4インチ破断	2インチ破断	備考	ECCS作動限界値到達	約14秒	約21秒	約61秒	原子炉圧力異常低	ループシール解除	約2.3分	約5.3分	約53分		蓄圧注入開始	約4.7分	約12分	約18分		2次冷却系強制冷却開始	約11分	約11分	約12分	SI発信+11分	低圧注入開始	約26分	約33分	約52分		蓄圧注入終了	約26分	約36分	約55分		燃料被覆管最高温度時刻	—	約17分	—		燃料被覆管最高温度	初期値以下	約688℃	初期値以下		
項目	6インチ破断	4インチ破断	2インチ破断	備考																																																																																								
ECCS作動限界値到達	約16秒	約24秒	約65秒	原子炉圧力低																																																																																								
ループシール解除	約3分	約7分	—																																																																																									
蓄圧注入開始	約5.9分	約14分	約19分																																																																																									
2次冷却系強制冷却開始	約11分	約11分	約12分	SI発信+11分																																																																																								
低圧注入開始	約23分	約31分	約49分																																																																																									
蓄圧注入終了	約24分	約33分	約61分																																																																																									
燃料被覆管最高温度時刻	約22分	約16分	—																																																																																									
燃料被覆管最高温度	約581℃	約891℃	初期値以下																																																																																									
項目	6インチ破断	4インチ破断	2インチ破断	備考																																																																																								
ECCS作動限界値到達	約14秒	約21秒	約61秒	原子炉圧力異常低																																																																																								
ループシール解除	約2.3分	約5.3分	約53分																																																																																									
蓄圧注入開始	約4.7分	約12分	約18分																																																																																									
2次冷却系強制冷却開始	約11分	約11分	約12分	SI発信+11分																																																																																								
低圧注入開始	約26分	約33分	約52分																																																																																									
蓄圧注入終了	約26分	約36分	約55分																																																																																									
燃料被覆管最高温度時刻	—	約17分	—																																																																																									
燃料被覆管最高温度	初期値以下	約688℃	初期値以下																																																																																									

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.9 ECCS 注水機能喪失事象の破断スペクトルについて）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
 <p>初期値：約15.9MPa [gauge]</p> <p>1次冷却材の流出に伴う圧力の低下</p> <p>ループシール解除による減圧 (約3分)</p> <p>蓄圧注入開始 (約5.9分)</p> <p>2次冷却系強制冷却開始 (約11分)</p> <p>低圧注入開始 (約23分)</p> <p>時間 (分) *：炉心圧力を表示</p>	 <p>初期値：約15.9MPa [gauge]</p> <p>1次冷却材の流出に伴う圧力の低下</p> <p>ループシール解除による減圧 (約2.3分)</p> <p>蓄圧注入開始 (約4.7分)</p> <p>2次冷却系強制冷却開始 (約11分)</p> <p>蓄圧タンクからの注水再開に伴う蒸気の凝縮による一時的な減圧</p> <p>低圧注入開始 (約26分)</p> <p>時間 (分) *：炉心圧力を表示</p>	
<p>図1 1次冷却材圧力の推移（6インチ破断）</p>	<p>図1 1次冷却材圧力の推移（6インチ破断）</p>	
 <p>初期値：約15.9MPa [gauge]</p> <p>1次冷却材の流出に伴う圧力の低下</p> <p>ループシール解除による減圧 (約7分)</p> <p>2次冷却系強制冷却開始 (約11分)</p> <p>蓄圧注入開始 (約14分)</p> <p>低圧注入開始 (約31分)</p> <p>時間 (分) *：炉心圧力を表示</p>	 <p>初期値：約15.9MPa [gauge]</p> <p>1次冷却材の流出に伴う圧力の低下</p> <p>ループシール解除による減圧 (約5.3分)</p> <p>2次冷却系強制冷却開始 (約11分)</p> <p>蓄圧注入開始 (約12分)</p> <p>低圧注入開始 (約33分)</p> <p>時間 (分) *：炉心圧力を表示</p>	
<p>図2 1次冷却材圧力の推移（4インチ破断）</p>	<p>図2 1次冷却材圧力の推移（4インチ破断）</p>	
 <p>初期値：約15.9MPa [gauge]</p> <p>1次冷却材の流出に伴う圧力の低下</p> <p>2次冷却系強制冷却開始 (約12分)</p> <p>蓄圧注入開始 (約19分)</p> <p>低圧注入開始 (約49分)</p> <p>時間 (分) *：炉心圧力を表示</p>	 <p>初期値：約15.9MPa [gauge]</p> <p>1次冷却材の流出に伴う1次冷却材圧力の低下</p> <p>2次冷却系の飽和圧力で維持</p> <p>2次冷却系強制冷却開始 (約12分)</p> <p>蓄圧注入開始 (約18分)</p> <p>低圧注入開始 (約52分)</p> <p>時間 (分) *：炉心圧力を表示</p>	
<p>図3 1次冷却材圧力の推移（2インチ破断）</p>	<p>図3 1次冷却材圧力の推移（2インチ破断）</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.9 ECCS 注水機能喪失事象の破断スペクトルについて）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図4 1次冷却系保有水量の推移（6インチ破断）</p>	<p>図4 1次冷却系保有水量の推移（6インチ破断）</p>	
<p>図5 1次冷却系保有水量の推移（4インチ破断）</p>	<p>図5 1次冷却系保有水量の推移（4インチ破断）</p>	
<p>図6 1次冷却系保有水量の推移（2インチ破断）</p>	<p>図6 1次冷却系保有水量の推移（2インチ破断）</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）

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.9 ECCS注水機能喪失事象の破断スペクトルについて）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>図7 気泡炉心水位の推移（6インチ破断）</p>	<p>図7 気泡炉心水位の推移（6インチ破断）</p>	
<p>図8 気泡炉心水位の推移（4インチ破断）</p>	<p>図8 気泡炉心水位の推移（4インチ破断）</p>	
<p>図9 気泡炉心水位の推移（2インチ破断）</p>	<p>図9 気泡炉心水位の推移（2インチ破断）</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.9 ECCS 注水機能喪失事象の破断スペクトルについて）

大飯発電所3 / 4号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>燃料被覆管最高温度：1,200°C</p> <p>燃料被覆管最高温度 約581°C (約22分)</p> <p>炉心露出 (約5.9分)</p> <p>炉心再冠水 (約13分)</p> <p>炉心再冠水 (約22分)</p> <p>低圧注入開始 (約23分)</p> <p>ループシールの形成と解除および1次冷却材の流出による一時的な炉心の露出</p> <p>時間 (分)</p> <p>図10 燃料被覆管温度の推移 (6インチ破断)</p>	<p>燃料被覆管最高温度 (1,200°C)</p> <p>初期値：約380°C</p> <p>1次冷却系の減圧に伴う温度低下</p> <p>蓄圧注入開始 (約4.7分)</p> <p>低圧注入開始 (約26分)</p> <p>燃料被覆管温度 (°C)</p> <p>時間 (分)</p> <p>図10 燃料被覆管温度の推移 (6インチ破断)</p>	
<p>燃料被覆管最高温度：1,200°C</p> <p>燃料被覆管最高温度 約891°C (約16分)</p> <p>炉心露出 (約9.8分)</p> <p>蓄圧注入開始 (約14分)</p> <p>炉心再冠水 (約19分)</p> <p>低圧注入開始 (約31分)</p> <p>ループシールの形成による一時的な燃料被覆管温度の上昇とループシール解除による燃料被覆管温度の低下</p> <p>時間 (分)</p> <p>図11 燃料被覆管温度の推移 (4インチ破断)</p>	<p>燃料被覆管最高温度 (1,200°C)</p> <p>燃料被覆管最高温度 約888°C (約11分)</p> <p>炉心露出 (約9.8分)</p> <p>蓄圧注入開始 (約11分)</p> <p>炉心再冠水 (約18分)</p> <p>低圧注入開始 (約33分)</p> <p>燃料被覆管温度 (°C)</p> <p>時間 (分)</p> <p>図11 燃料被覆管温度の推移 (4インチ破断)</p>	
<p>燃料被覆管最高温度：1,200°C</p> <p>初期値：約390°C</p> <p>1次冷却材の流出に伴う1次冷却系の減圧による温度低下</p> <p>蓄圧注入開始 (約19分)</p> <p>2次冷却系強制冷却に伴う1次冷却系の減圧による温度低下</p> <p>低圧注入開始 (約49分)</p> <p>燃料被覆管温度 (°C)</p> <p>時間 (分)</p> <p>図12 燃料被覆管温度の推移 (2インチ破断)</p>	<p>燃料被覆管最高温度 (1,200°C)</p> <p>初期値：約380°C</p> <p>1次冷却材の流出に伴う1次冷却系の減圧による温度低下</p> <p>蓄圧注入開始 (約18分)</p> <p>2次冷却系強制冷却に伴う1次冷却系の減圧による温度低下</p> <p>低圧注入開始 (約52分)</p> <p>燃料被覆管温度 (°C)</p> <p>時間 (分)</p> <p>図12 燃料被覆管温度の推移 (2インチ破断)</p>	

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.10 ECCS 注水機能喪失時における2次冷却系強制冷却操作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 2.6.12</p> <p style="text-align: center;">ECCS 注水機能喪失時における2次冷却系強制冷却操作の時間余裕について</p> <p>1. はじめに</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」においては、破断口径により1次冷却材の流出流量が異なることから、1次冷却材の圧力低下による蓄圧注入及び低圧注入が開始されるタイミングも異なる。また、破断口径が小さくなることで1次冷却材の圧力低下が遅くなり、2次冷却系強制冷却の効果は大きくなる。そこで、炉心が露出し、燃料被覆管温度の観点から最も厳しい4インチ破断及び炉心は露出ししないものの、蓄圧注入開始より約7分も前に2次冷却系強制冷却を開始することから、操作が遅くなった場合の影響が大きいと考えられる2インチ破断を対象に感度解析を実施し、操作時間余裕を確認した。</p> <p>2. 影響確認</p> <p>2次冷却系強制冷却操作の開始条件として、「非常用炉心冷却設備作動信号発信」から10分後に操作を開始し、1分で操作完了するものと仮定している。本操作は、中央制御室から操作を開始することから、解析上の設定時間内に操作可能であると考えられるが、2次冷却系強制冷却操作の開始条件を「非常用炉心冷却設備作動信号発信」から13分後に操作を開始し、1分で操作完了するものとして、基本ケースから3分の遅れを考慮して感度解析を実施し、その結果を表1に整理した。</p> <p>4インチ破断では、図1から図6に示すとおり2次冷却系強制冷却開始が遅れることで1次冷却材圧力がわずかに高く推移し、1次冷却系からの漏えい量が多くなるとともに蓄圧注入流量が少なくなる。その結果、1次冷却系保有水量の回復が遅くなることで炉心再冠水が約4分遅くなり、燃料被覆管最高温度が約224℃上昇し、約1,115℃となる。</p> <p>2インチ破断では、図7から図12に示すとおり2次冷却系強制冷却開始が遅れることで1次冷却材圧力がわずかに高く推移し、1次冷却系からの漏えい量が多くなるとともに蓄圧注入の開始が遅くなる。その結果、1次冷却系保有水量は減少するが、炉心は冠水状態を維持することから、燃料被覆管温度は初期値（約390℃）以下となる。</p> <p>しかしながら、4インチ破断及び2インチ破断のいずれにおいても、燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余裕がある。また、燃料被覆管の酸化量は4インチ破断で約9.3%、2インチ破断で0.1%未満に留まることから、15%以下となる。</p> <p>以上のことから、2次冷却系強制冷却操作の時間余裕として3分程度の時間余裕があることが確認できた。よって、操作時間余裕として、非常用炉心冷却設備作動信号発信から13分程度は確保できる。</p>	<p style="text-align: right;">添付資料 7.1.6.10</p> <p style="text-align: center;">ECCS 注水機能喪失時における2次冷却系強制冷却操作の時間余裕について</p> <p>1. はじめに</p> <p>事故シーケンスグループ「ECCS 注水機能喪失」においては、破断口径により1次冷却材の流出流量が異なることから、1次冷却材の圧力低下による蓄圧注入及び低圧注入が開始されるタイミングも異なる。また、破断口径が小さくなることで1次冷却材の圧力低下が遅くなり、2次冷却系強制冷却の効果は大きくなる。そこで、炉心が露出し、燃料被覆管温度の観点から最も厳しい4インチ破断及び炉心は露出ししないものの、蓄圧注入開始より約6分も前に2次冷却系強制冷却を開始することから、操作が遅くなった場合の影響が大きいと考えられる2インチ破断を対象に感度解析を実施し、操作時間余裕を確認した。</p> <p>2. 影響確認</p> <p>2次冷却系強制冷却操作の開始条件として、「非常用炉心冷却設備作動信号発信」から10分後に操作を開始し、1分で操作完了するものと仮定している。本操作は、中央制御室から操作を開始することから、解析上の設定時間内に操作可能であると考えられるが、2インチ破断及び4インチ破断を対象として、2次冷却系強制冷却操作の開始条件を「非常用炉心冷却設備作動信号発信」から15分後に操作を開始し、1分で操作完了するものとして、基本ケースから5分の遅れを考慮して感度解析を実施し、その結果を表1に整理した。</p> <p>4インチ破断では、図1から図6に示すとおり2次冷却系強制冷却開始が遅れることで1次冷却材圧力がわずかに高く推移し、1次冷却系からの漏えい量が多くなるとともに蓄圧注入流量が少なくなる。その結果、1次冷却系保有水量の回復が遅くなることで炉心再冠水が約7分遅くなり、燃料被覆管最高温度が約94℃上昇し、約782℃となる。</p> <p>2インチ破断では、図7から図12に示すとおり2次冷却系強制冷却開始が遅れることで1次冷却材圧力がわずかに高く推移し、1次冷却系からの漏えい量が多くなるとともに蓄圧注入の開始が遅くなる。その結果、1次冷却系保有水量は減少するが、炉心は冠水状態を維持することから、燃料被覆管温度は初期値（約380℃）以下となる。</p> <p>しかしながら、4インチ破断及び2インチ破断のいずれにおいても、燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余裕がある。また、燃料被覆管の酸化量は4インチ破断で約0.3%、2インチ破断で0.1%未満に留まることから、15%以下となる。</p> <p>以上のことから、2次冷却系強制冷却操作の時間余裕として5分程度の時間余裕があることが確認できた。よって、操作時間余裕として、非常用炉心冷却設備作動信号発信から15分程度は確保できる。</p>	<p>解析結果の相違</p> <p>対象の明確化 解析条件の相違</p> <p>解析結果の相違</p>

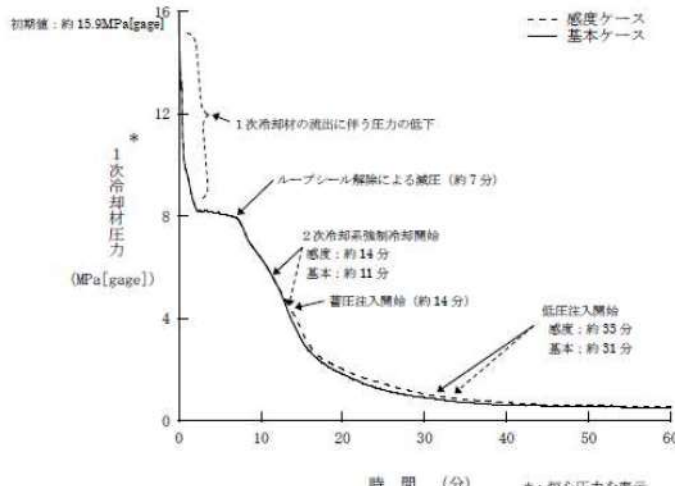
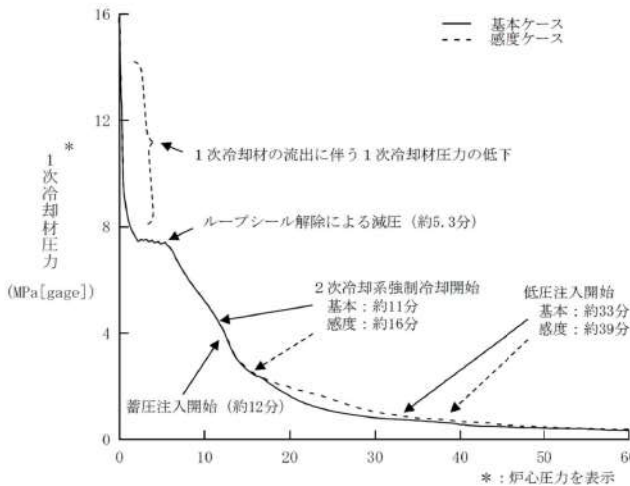
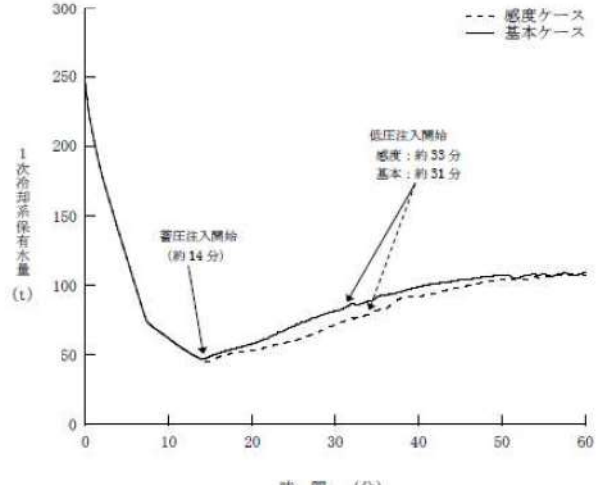
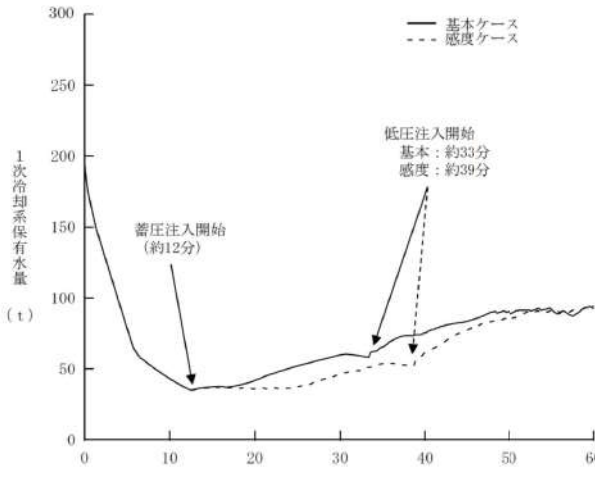
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.10 ECCS注水機能喪失時における2次冷却系強制冷却操作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>表1 ECCS注水機能喪失時の運転員等操作余裕時間感度解析結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>4インチ(基本)</th> <th>4インチ(感度)</th> <th>2インチ(基本)</th> <th>2インチ(感度)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ECCS作動限界値到達</td> <td>約24秒</td> <td>同左</td> <td>約65秒</td> <td>約65秒</td> </tr> <tr> <td>ループシール解除</td> <td>約7分</td> <td>同左</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>蓄圧注入開始</td> <td>約14分</td> <td>同左</td> <td>約19分</td> <td>約22分</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系強制冷却開始</td> <td>約11分</td> <td>約14分</td> <td>約12分</td> <td>約15分</td> </tr> <tr> <td>低圧注入開始</td> <td>約31分</td> <td>約33分</td> <td>約49分</td> <td>約58分</td> </tr> <tr> <td>蓄圧注入終了</td> <td>約33分</td> <td>約38分</td> <td>約61分</td> <td>約69分</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管最高温度時刻</td> <td>約16分</td> <td>約19分</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管最高温度</td> <td>約891℃</td> <td>約1,115℃</td> <td>初期値以下</td> <td>初期値以下</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管酸化量</td> <td>約1.7%</td> <td>約9.3%</td> <td>0.1%未満</td> <td>0.1%未満</td> </tr> </tbody> </table>					項目	4インチ(基本)	4インチ(感度)	2インチ(基本)	2インチ(感度)	ECCS作動限界値到達	約24秒	同左	約65秒	約65秒	ループシール解除	約7分	同左	—	—	蓄圧注入開始	約14分	同左	約19分	約22分	2次冷却系強制冷却開始	約11分	約14分	約12分	約15分	低圧注入開始	約31分	約33分	約49分	約58分	蓄圧注入終了	約33分	約38分	約61分	約69分	燃料被覆管最高温度時刻	約16分	約19分	—	—	燃料被覆管最高温度	約891℃	約1,115℃	初期値以下	初期値以下	燃料被覆管酸化量	約1.7%	約9.3%	0.1%未満	0.1%未満	<p>表1 ECCS注水機能喪失時の運転員等操作余裕時間感度解析結果</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>4インチ(基本)</th> <th>4インチ(感度)</th> <th>2インチ(基本)</th> <th>2インチ(感度)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>ECCS作動限界値到達</td> <td>約21秒</td> <td>同左</td> <td>約61秒</td> <td>同左</td> </tr> <tr> <td>ループシール解除</td> <td>約5.3分</td> <td>同左</td> <td>約53分</td> <td>約47分</td> </tr> <tr> <td>蓄圧注入開始</td> <td>約12分</td> <td>同左</td> <td>約18分</td> <td>約23分</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系強制冷却開始</td> <td>約11分</td> <td>約16分</td> <td>約12分</td> <td>約17分</td> </tr> <tr> <td>低圧注入開始</td> <td>約33分</td> <td>約39分</td> <td>約52分</td> <td>約55分</td> </tr> <tr> <td>蓄圧注入終了</td> <td>約36分</td> <td>約40分</td> <td>約55分</td> <td>約57分</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管最高温度時刻</td> <td>約17分</td> <td>約23分</td> <td>—</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管最高温度</td> <td>約688℃</td> <td>約782℃</td> <td>初期値以下</td> <td>初期値以下</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管酸化量</td> <td>約0.1%</td> <td>約0.3%</td> <td>0.1%未満</td> <td>0.1%未満</td> </tr> </tbody> </table>					項目	4インチ(基本)	4インチ(感度)	2インチ(基本)	2インチ(感度)	ECCS作動限界値到達	約21秒	同左	約61秒	同左	ループシール解除	約5.3分	同左	約53分	約47分	蓄圧注入開始	約12分	同左	約18分	約23分	2次冷却系強制冷却開始	約11分	約16分	約12分	約17分	低圧注入開始	約33分	約39分	約52分	約55分	蓄圧注入終了	約36分	約40分	約55分	約57分	燃料被覆管最高温度時刻	約17分	約23分	—	—	燃料被覆管最高温度	約688℃	約782℃	初期値以下	初期値以下	燃料被覆管酸化量	約0.1%	約0.3%	0.1%未満	0.1%未満	
項目	4インチ(基本)	4インチ(感度)	2インチ(基本)	2インチ(感度)																																																																																																										
ECCS作動限界値到達	約24秒	同左	約65秒	約65秒																																																																																																										
ループシール解除	約7分	同左	—	—																																																																																																										
蓄圧注入開始	約14分	同左	約19分	約22分																																																																																																										
2次冷却系強制冷却開始	約11分	約14分	約12分	約15分																																																																																																										
低圧注入開始	約31分	約33分	約49分	約58分																																																																																																										
蓄圧注入終了	約33分	約38分	約61分	約69分																																																																																																										
燃料被覆管最高温度時刻	約16分	約19分	—	—																																																																																																										
燃料被覆管最高温度	約891℃	約1,115℃	初期値以下	初期値以下																																																																																																										
燃料被覆管酸化量	約1.7%	約9.3%	0.1%未満	0.1%未満																																																																																																										
項目	4インチ(基本)	4インチ(感度)	2インチ(基本)	2インチ(感度)																																																																																																										
ECCS作動限界値到達	約21秒	同左	約61秒	同左																																																																																																										
ループシール解除	約5.3分	同左	約53分	約47分																																																																																																										
蓄圧注入開始	約12分	同左	約18分	約23分																																																																																																										
2次冷却系強制冷却開始	約11分	約16分	約12分	約17分																																																																																																										
低圧注入開始	約33分	約39分	約52分	約55分																																																																																																										
蓄圧注入終了	約36分	約40分	約55分	約57分																																																																																																										
燃料被覆管最高温度時刻	約17分	約23分	—	—																																																																																																										
燃料被覆管最高温度	約688℃	約782℃	初期値以下	初期値以下																																																																																																										
燃料被覆管酸化量	約0.1%	約0.3%	0.1%未満	0.1%未満																																																																																																										

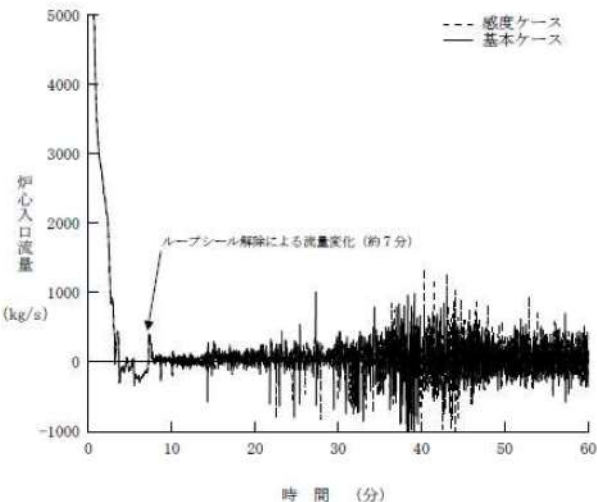
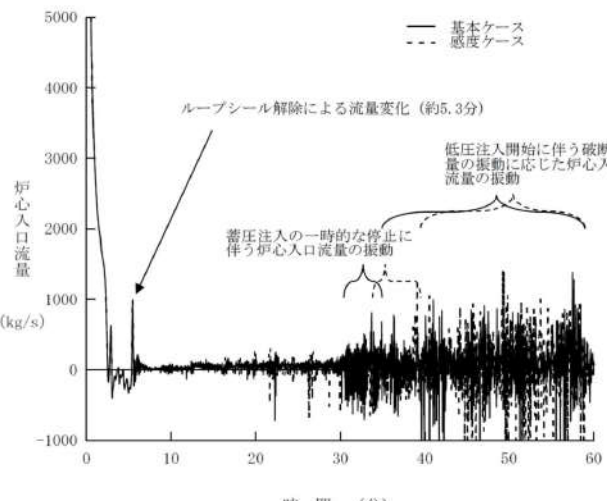
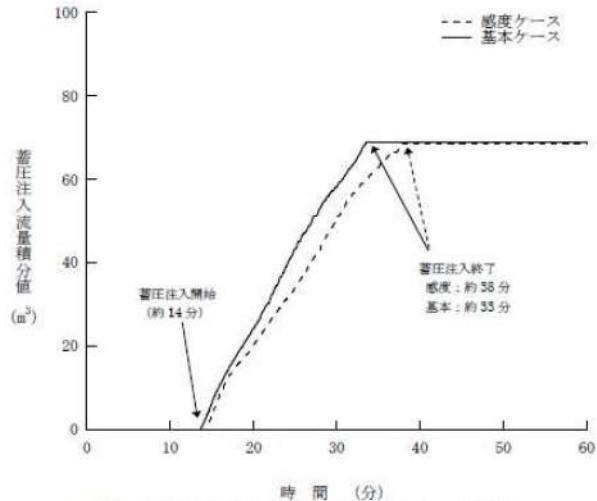
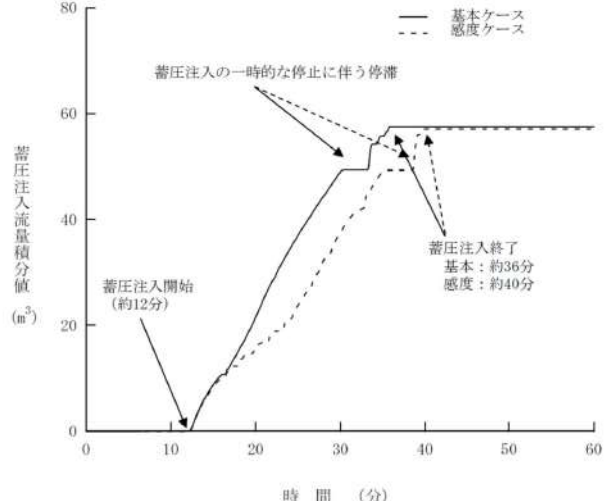
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.10 ECCS 注水機能喪失時における2次冷却系強制冷却操作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>図1 1次冷却材圧力の推移（4インチ破断）</p>	 <p>図1 1次冷却材圧力の推移（4インチ破断）</p>	
 <p>図2 1次冷却系保有水量の推移（4インチ破断）</p>	 <p>図2 1次冷却系保有水量の推移（4インチ破断）</p>	



7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.10 ECCS 注水機能喪失時における2次冷却系強制冷却操作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>図3 炉心入口流量の推移（4インチ破断）</p>	 <p>図3 炉心入口流量の推移（4インチ破断）</p>	
 <p>図4 蓄圧注入流量積分値の推移（4インチ破断）</p>	 <p>図4 蓄圧注入流量積分値の推移（4インチ破断）</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.10 ECCS 注水機能喪失時における2次冷却系強制冷却操作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>図5 気泡炉心水位の推移（4インチ破断）</p>	<p>図5 気泡炉心水位の推移（4インチ破断）</p>	
<p>図6 燃料被覆管温度の推移（4インチ破断）</p>	<p>図6 燃料被覆管温度の推移（4インチ破断）</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.10 ECCS 注水機能喪失時における2次冷却系強制冷却操作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>図7 1次冷却材圧力の推移（2インチ破断）</p>	<p>図7 1次冷却材圧力の推移（2インチ破断）</p>	
<p>図8 1次冷却系保有水量の推移（2インチ破断）</p>	<p>図8 1次冷却系保有水量の推移（2インチ破断）</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）

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.10 ECCS注水機能喪失時における2次冷却系強制冷却操作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>図9 炉心入口流量の推移（2インチ破断）</p>	<p>図9 炉心入口流量の推移（2インチ破断）</p>	
<p>図10 蓄圧注入流量積分値の推移（2インチ破断）</p>	<p>図10 蓄圧注入流量積分値の推移（2インチ破断）</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）

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.10 ECCS注水機能喪失時における2次冷却系強制冷却操作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>図 11 気泡炉心水位の推移（2インチ破断）</p>	<p>図11 気泡炉心水位の推移（2インチ破断）</p>	
<p>図 12 燃料被覆管温度の推移（2インチ破断）</p>	<p>図 12 燃料被覆管温度の推移（2インチ破断）</p>	















泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.6 ECCS 注水機能喪失 (添付資料 7.1.6.11 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 (ECCS 注水機能喪失))

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

大飯発電所3/4号炉		女川原子力発電所2号		泊発電所3号炉		相違理由																											
<p>表3 操作条件が要員の配置による他の操作による影響、評価項目となるパラメータを与える影響及び操作時間余裕</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>操作条件 (操作条件) の不確かさ</th> <th>評価項目となるパラメータ</th> <th>操作時間余裕</th> <th>相違理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</td> <td> <p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p> </td> <td> <p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p> </td> <td> <p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p> </td> <td> <p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p> </td> </tr> </tbody> </table>	項目	操作条件 (操作条件) の不確かさ	評価項目となるパラメータ	操作時間余裕	相違理由	非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時	<p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p>	<p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p>	<p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p>	<p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p>	<p>表3 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を与える影響及び操作時間余裕 (1/2)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>操作条件 (操作条件) の不確かさ</th> <th>評価項目となるパラメータ</th> <th>操作時間余裕</th> <th>相違理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</td> <td> <p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p> </td> <td> <p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p> </td> <td> <p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p> </td> <td> <p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p> </td> </tr> </tbody> </table>	項目	操作条件 (操作条件) の不確かさ	評価項目となるパラメータ	操作時間余裕	相違理由	非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時	<p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p>	<p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p>	<p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p>	<p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p>	<p>表3 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を与える影響及び操作時間余裕</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>操作条件 (操作条件) の不確かさ</th> <th>評価項目となるパラメータ</th> <th>操作時間余裕</th> <th>相違理由</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</td> <td> <p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p> </td> <td> <p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p> </td> <td> <p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p> </td> <td> <p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p> </td> </tr> </tbody> </table>	項目	操作条件 (操作条件) の不確かさ	評価項目となるパラメータ	操作時間余裕	相違理由	非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時	<p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p>	<p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p>	<p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p>	<p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p>	<p>相違理由</p>
項目	操作条件 (操作条件) の不確かさ	評価項目となるパラメータ	操作時間余裕	相違理由																													
非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時	<p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p>	<p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p>	<p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p>	<p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p>																													
項目	操作条件 (操作条件) の不確かさ	評価項目となるパラメータ	操作時間余裕	相違理由																													
非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時	<p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p>	<p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p>	<p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p>	<p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p>																													
項目	操作条件 (操作条件) の不確かさ	評価項目となるパラメータ	操作時間余裕	相違理由																													
非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時	<p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p>	<p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p>	<p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p>	<p>非冷却運転時 非冷却運転時 非冷却運転時</p>																													



泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.6 ECCS注水機能喪失 (添付資料 7.1.6.11 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 (ECCS注水機能喪失))

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号	泊発電所3号炉	相違理由																				
	<p>表3 運転員等操作期間に与える影響、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 (LOCA時注水機能喪失) (3/3)</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>大飯発電所3/4号炉</th> <th>女川原子力発電所2号</th> <th>泊発電所3号炉</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>運転員等操作期間に与える影響</td> <td>運転員等操作期間に与える影響</td> <td>運転員等操作期間に与える影響</td> <td>運転員等操作期間に与える影響</td> </tr> <tr> <td>評価項目となるパラメータに与える影響</td> <td>評価項目となるパラメータに与える影響</td> <td>評価項目となるパラメータに与える影響</td> <td>評価項目となるパラメータに与える影響</td> </tr> <tr> <td>運転員等操作期間に与える影響</td> <td>運転員等操作期間に与える影響</td> <td>運転員等操作期間に与える影響</td> <td>運転員等操作期間に与える影響</td> </tr> <tr> <td>評価項目となるパラメータに与える影響</td> <td>評価項目となるパラメータに与える影響</td> <td>評価項目となるパラメータに与える影響</td> <td>評価項目となるパラメータに与える影響</td> </tr> </tbody> </table>	項目	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号	泊発電所3号炉	運転員等操作期間に与える影響	運転員等操作期間に与える影響	運転員等操作期間に与える影響	運転員等操作期間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	運転員等操作期間に与える影響	運転員等操作期間に与える影響	運転員等操作期間に与える影響	運転員等操作期間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響		
項目	大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号	泊発電所3号炉																				
運転員等操作期間に与える影響	運転員等操作期間に与える影響	運転員等操作期間に与える影響	運転員等操作期間に与える影響																				
評価項目となるパラメータに与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響																				
運転員等操作期間に与える影響	運転員等操作期間に与える影響	運転員等操作期間に与える影響	運転員等操作期間に与える影響																				
評価項目となるパラメータに与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響																				

泊発電所3号炉 有効性評価 比較表

7.1.6 ECCS注水機能喪失 (添付資料 7.1.6.11 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 (ECCS注水機能喪失))

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

大飯発電所3/4号炉	女川原子力発電所2号	泊発電所3号炉	相違理由										
	<p style="text-align: center;">表3 運転員等稼働時間に関する影響、評価項目となるパラメータに関する影響及び稼働時間各節 (LOCA時注水機能喪失) (4/5)</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 10%;">項目</th> <th style="width: 15%;">運転員等稼働時間に関する影響</th> <th style="width: 15%;">評価項目となるパラメータに関する影響</th> <th style="width: 15%;">稼働時間各節 (LOCA時注水機能喪失)</th> <th style="width: 45%;">運転員等稼働時間に関する影響、評価項目となるパラメータに関する影響及び稼働時間各節 (LOCA時注水機能喪失)</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>原子炉稼働時の運転員等稼働時間 (運転員等稼働時間) (運転員等稼働時間)</td> <td>運転員等稼働時間に関する影響</td> <td>評価項目となるパラメータに関する影響</td> <td>稼働時間各節 (LOCA時注水機能喪失)</td> <td>運転員等稼働時間に関する影響、評価項目となるパラメータに関する影響及び稼働時間各節 (LOCA時注水機能喪失)</td> </tr> </tbody> </table>	項目	運転員等稼働時間に関する影響	評価項目となるパラメータに関する影響	稼働時間各節 (LOCA時注水機能喪失)	運転員等稼働時間に関する影響、評価項目となるパラメータに関する影響及び稼働時間各節 (LOCA時注水機能喪失)	原子炉稼働時の運転員等稼働時間 (運転員等稼働時間) (運転員等稼働時間)	運転員等稼働時間に関する影響	評価項目となるパラメータに関する影響	稼働時間各節 (LOCA時注水機能喪失)	運転員等稼働時間に関する影響、評価項目となるパラメータに関する影響及び稼働時間各節 (LOCA時注水機能喪失)		
項目	運転員等稼働時間に関する影響	評価項目となるパラメータに関する影響	稼働時間各節 (LOCA時注水機能喪失)	運転員等稼働時間に関する影響、評価項目となるパラメータに関する影響及び稼働時間各節 (LOCA時注水機能喪失)									
原子炉稼働時の運転員等稼働時間 (運転員等稼働時間) (運転員等稼働時間)	運転員等稼働時間に関する影響	評価項目となるパラメータに関する影響	稼働時間各節 (LOCA時注水機能喪失)	運転員等稼働時間に関する影響、評価項目となるパラメータに関する影響及び稼働時間各節 (LOCA時注水機能喪失)									





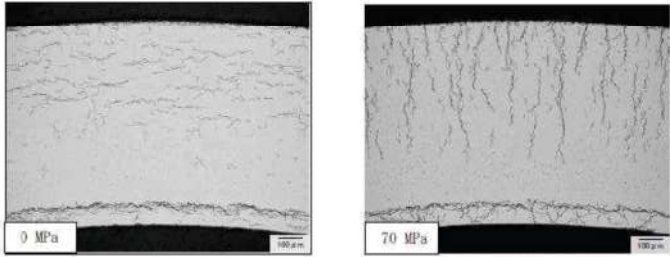
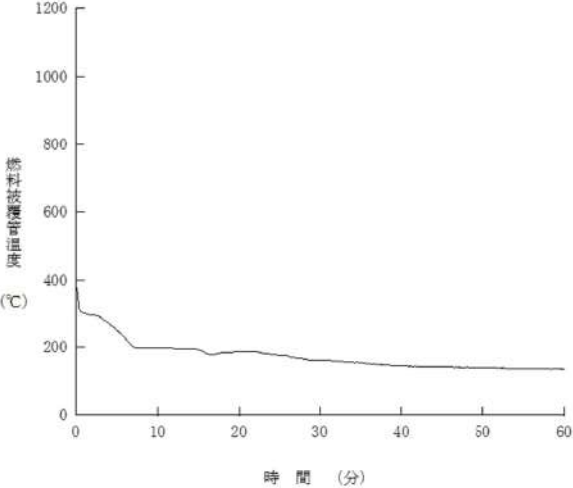
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.12 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																																										
<p>【大飯は2次冷却系からの除熱機能喪失と同様の評価結果のため、2次冷却系からの除熱機能喪失の添付ファイルを引用している。参考までに2次冷却系からの除熱機能喪失の添付資料を記載】</p> <p>添付資料 2. 1. 12</p> <p>燃料評価結果について</p> <p>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。</p>		<p>添付資料 7. 1. 6. 12</p> <p>燃料評価結果について</p> <p>1. 燃料消費に関する評価（ECCS注水機能喪失）                      重要事故シーケンス【中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故】</p> <p>事象：仮に外部電源が喪失してディーゼル発電機による電源供給を想定し、事象発生後7日間最大負荷で運転した場合を想定する。</p>		<p>※泊も元々は大飯同様、2次冷却系からの除熱機能喪失と同様の評価結果のため引用していたが、各事故シーケンスグループ毎に添付資料を追加で作成</p>																																										
<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 1,770k/h×168h=約 297,360k B-DG：燃費約 1,770k/h×168h=約 297,360k 合計：約 594,720k</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 1,770k/h×168h=約 297,360k B-DG：燃費約 1,770k/h×168h=約 297,360k 合計：約 594,720k</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 18.1k/h×1台×24h×7日間=約 3,041k</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 18.1k/h×1台×24h×7日間=約 3,041k</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 597,761k</td> <td>7日間 4号炉で消費する重油量 約 597,761k</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 1,770k/h×168h=約 297,360k B-DG：燃費約 1,770k/h×168h=約 297,360k 合計：約 594,720k	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 1,770k/h×168h=約 297,360k B-DG：燃費約 1,770k/h×168h=約 297,360k 合計：約 594,720k	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 18.1k/h×1台×24h×7日間=約 3,041k	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 18.1k/h×1台×24h×7日間=約 3,041k	合計		7日間 3号炉で消費する重油量 約 597,761k	7日間 4号炉で消費する重油量 約 597,761k	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) <math display="block">V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2 \text{台}</math><math display="block">= \frac{5,600 \times 0.2311 \times 168}{825} \times 2 \text{台}</math><math display="block">= \text{約 } 527.1k\ell</math></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 (24.4k/h×1台+19.3k/h×1台)×24h×7日間=7,342kℓ = 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：発電機間定格出力 (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) $V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2 \text{台}$ $= \frac{5,600 \times 0.2311 \times 168}{825} \times 2 \text{台}$ $= \text{約 } 527.1k\ell$	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 (24.4k/h×1台+19.3k/h×1台)×24h×7日間=7,342kℓ = 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：発電機間定格出力 (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 1,770k/h×168h=約 297,360k B-DG：燃費約 1,770k/h×168h=約 297,360k 合計：約 594,720k	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 1,770k/h×168h=約 297,360k B-DG：燃費約 1,770k/h×168h=約 297,360k 合計：約 594,720k																																											
	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 18.1k/h×1台×24h×7日間=約 3,041k	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 18.1k/h×1台×24h×7日間=約 3,041k																																											
合計		7日間 3号炉で消費する重油量 約 597,761k	7日間 4号炉で消費する重油量 約 597,761k																																											
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) $V = \frac{N \times c \times H}{\gamma} \times 2 \text{台}$ $= \frac{5,600 \times 0.2311 \times 168}{825} \times 2 \text{台}$ $= \text{約 } 527.1k\ell$																																												
	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 (24.4k/h×1台+19.3k/h×1台)×24h×7日間=7,342kℓ = 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：発電機間定格出力 (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																																														

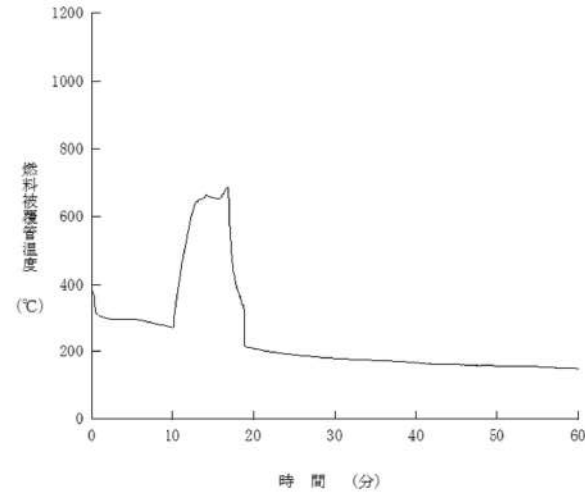
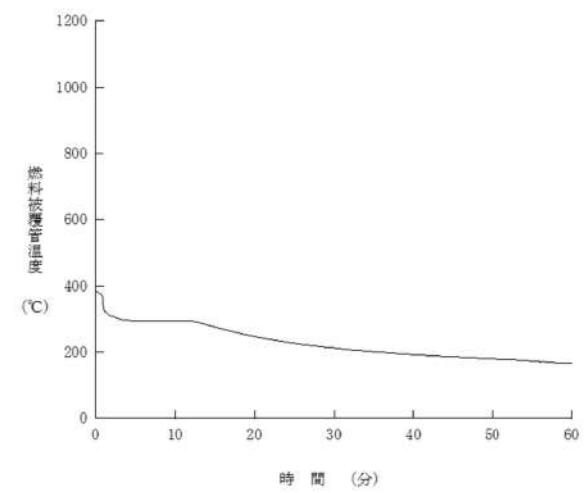
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.13 燃料被覆管の水素化物再配向による有効性評価への影響について）

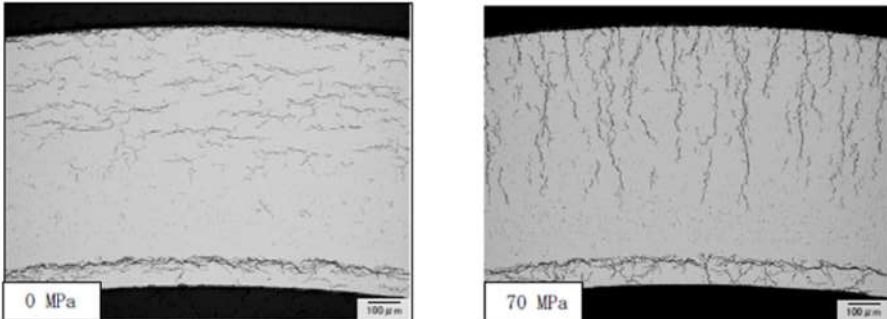
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p style="text-align: center;">補足説明資料</p> <p>28. TBD シーケンスにおける燃料被覆管の水素化物の再配向による影響について</p> <p>TBD シーケンスに関して、高圧代替注水系による原子炉注水開始が遅れる場合1回目のサーマルスパイクが発生する。仮に、その後、急速減圧等により炉心露出に至り、2回目のサーマルスパイクが発生した場合の燃料被覆管の水素化物再配向への影響について示す。</p> <p>(1) 被覆管水素化物の再配向の概要</p> <p>燃料被覆管に吸収された水素のうち、被覆管温度に応じた水素固溶限を超えた水素は、その大部分が図1(左)に示すように、被覆管円周方向に平行な水素化物として析出している。水素化物は脆い性質ではあるものの、被覆管の円周方向に析出した水素化物については、ある濃度範囲内では被覆管の機械的特性にあまり影響を及ぼさないことが知られている<sup>[1]</sup></p> <p>一方、固溶した水素化物が被覆管温度低下に伴って再度被覆管中に析出する際に引張応力が作用した場合、水素化物の析出方向がその応力に垂直な方向(半径方向)にその配向を変える性質がある(図1(右))。多くの水素化物が被覆管の半径方向に配向した場合、燃料被覆管の機械的特性を低下させることが知られている<sup>[1]</sup>。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;">  </div> <p style="text-align: center;">図1 燃料被覆管の水素化物 (左：円周方向に配向，右：半径方向に再配向)<sup>[2]</sup></p> <p>(2) TBD シーケンスにおける被覆管水素化物の再配向の影響について</p> <p>炉心露出により燃料被覆管温度が上昇する際、手動減圧などにより炉心が低圧状態となった後に炉心露出に至る場合は、被覆管の円周方向に引張応力が作用する。</p> <p>一方で、炉内が高圧状態を維持した状態で炉心露出に至る場合は、被覆管に作用する応力は、圧縮応力であるため、水素化物再配向は生じない。</p>	<p style="text-align: center;">添付資料 7.1.6.13</p> <p style="text-align: center;">燃料被覆管の水素化物再配向による有効性評価への影響について</p> <p>有効性評価にて想定している事故シナリオにおいて、1回目の昇温・冷却時に半径方向に水素化物が析出し燃料被覆管の機械的強度が低下することで、2回目以降の昇温・冷却時に燃料被覆管が破損する可能性がある。</p> <p>泊3号の有効性評価の添付十記載評価においては、複数回の昇温/冷却が繰り返される事象（炉心損傷後は除く）はなく、被覆管中の水素化物の再配向を起因とした燃料破損に至ることはないため、有効性評価の結論に影響することはない。（昇温・降温の発生が考えられる事象として ECCS 注水機能喪失時における燃料被覆管温度の推移を図1～3に示す。これらの図に示す通り複数回の温度変化の発生は認められない。）</p> <div style="text-align: center;">  </div> <p style="text-align: center;">図1 燃料被覆管温度の推移（6インチ破断）</p>	<p>設計の相違</p> <p>・女川では水素化物再配向による被覆管の機械強度の低下は限定的としている。</p> <p>一方、泊では複数回の昇温/冷却が繰り返される事象はなく、一度目の被覆管中の水素化物の再配向による機械強度の低下が生じても燃料破損に至ることはない。</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.13 燃料被覆管の水素化物再配向による有効性評価への影響について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>TBD シーケンスに関して、高圧代替注水系による原子炉注水開始が遅れる場合、I 回目のサーマルスパイクが発生するが、この時炉圧は約 7.5MPa で高圧状態を維持しており、被覆管の円周方向応力は圧縮応力約 24MPa が作用している。</p> <p>よって、水素固溶限を超えた水素が析出する場合も、図 1(左)のように、被覆管の円周方向に析出することから、被覆管の機械的特性に与える影響はない。</p> <p>以上のことから、TBD シーケンスに関して、高圧代替注水系による原子炉注水開始が遅れて 1 回目のサーマルスパイクが発生したとき、水素化物の再配向は生じず、2 回目のサーマルスパイクが発生した際の被覆管の機械的特性への影響はない。</p> <p style="text-align: right;">以上</p>	<div style="text-align: center;">  <p>図2 燃料被覆管温度の推移（4インチ破断）</p> </div> <div style="text-align: center;">  <p>図3 燃料被覆管温度の推移（2インチ破断）</p> </div>	

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.13 燃料被覆管の水素化物再配向による有効性評価への影響について）

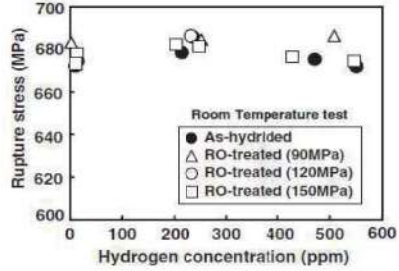
女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>参考：燃料被覆管の水素化物が再配向した状態の影響について</p> <p>TBD シーケンスにおける燃料被覆管の水素化物の再配向による影響はないことを確認したが、仮に、燃料被覆管の水素化物が再配向した状態において、サーマルスパイクが発生した場合の影響について以下に示す。</p> <p>(1) 燃料被覆管の水素化物再配向に関する知見の整理</p> <p>照射後燃料の中間貯蔵において、貯蔵キャスク内の燃料被覆管温度は、崩壊熱により数百度程度まで上昇し、かつ、燃料棒内圧が高く引張応力が作用した状況下で保管される。燃料被覆管が冷却する過程では、再固溶した水素が再配向して析出し、燃料被覆管の機械健全性に影響を与える可能性がある。このため、JNES では55GWd/t までのBWR 及びPWR 燃料被覆管材料(原子炉内で最大5 サイクルまで照射された Zry-2, Zry-4 などのジルコニウム合金)を用いて、表1 に示す試験条件で、水素化物再配向試験を実施し、試験試料の機械的特性試験も実施している<sup>[1]</sup>。</p>	<p>(参考) 燃料被覆管の水素化物再配向について</p> <p>燃料被覆管には、通常運転時における冷却材とジルコニウム基合金との酸化反応により被覆管表面に酸化膜が形成されるとともに、酸化に伴い発生した水素の一部はジルコニウム基合金中に吸収（水素吸収）される。吸収された水素量はジルコニウム基合金の水素固溶限まで金属結晶中に固溶するが、固溶限以上に吸収された水素は、図1. 1（左）に示すように被覆管円周方向に平行な水素化物として析出する。固溶限は温度に依存して変化し、温度が高くなると固溶限は増加する。</p> <div style="text-align: center;">  <p>( a ) 0 MPa (KY69)                      ( b ) 70 MPa (KYBS)</p> </div> <p>図1. 1 燃料被覆管の水素化物              (左：円周方向に配向，右：半径方向に再配向) [2]</p> <p>運転中状態から燃料被覆管が冷却される場合、被覆管温度の低下により水素固溶限は減少し金属中に吸収されていた水素が水素化物として析出する。この際、被覆管周方向に一定以上の引張応力が作用する場合、その応力に垂直な方向（半径方向）に水素化物が析出（配向）する性質がある（図1. 1（右））。多くの水素化物が被覆管の半径方向に配向した場合、燃料被覆管の機械的特性は低下することが知られている<sup>[1]</sup>。</p> <p>2. 被覆管水素化物の再配向に関する知見</p> <p>照射済み燃料の中間貯蔵において、貯蔵キャスク内の燃料被覆管温度は崩壊熱により数百℃程度まで上昇し、燃料棒内圧が高い状態で保管され、崩壊熱の低減に伴い冷却が進む。このような場合に想定される水素の固溶・析出の特徴を踏まえ、使用済み燃料の中間貯蔵時における被覆管の健全性を確認するため、JNES において55GWd/t までのBWR 及びPWR 燃料被覆管材料（原子炉内で最大5 サイクルまで照射された Zry-2, Zry-4 等のジルコニウム合金）を用い、水素化物再配向試験および試験試料の機械特性試験が実施されている<sup>[1]</sup>。</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.13 燃料被覆管の水素化物再配向による有効性評価への影響について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由																																																																																																																																																											
<p>試験の結果、BWR被覆管材に対しては、試験温度300℃以下、かつ、被覆管円周方向応力16MPa以下、または、試験温度250℃以下、かつ、被覆管円周方向応力40MPa以下では、水素化物の再配向は生じないとする知見が得られている(表2)。</p> <p>また、被覆管の機械的特性については、試験温度300℃以下、かつ、被覆管円周方向応力70MPa以下では、延性の低下が生じないとする知見が得られている(表3)</p>	<p>試験の結果の概要を表2.1に示すが、PWR被覆管材(MDA)に対して、試験温度275℃以下、かつ、被覆管周方向応力85MPa以下であれば水素化物の再配向は生じないとする知見が得られている(表2.2)。また、被覆管の機械特性は、試験温度250℃以下、かつ、被覆管周方向応力90MPa以下では強度や延性の低下が生じないとする知見が得られている(表2.3)。</p> <p>[1]「平成20年度 リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(中間貯蔵設備等長期健全性等試験のうち貯蔵燃料健全性等調査に関する試験成果報告書)」((独)原子力安全基盤機構,平成21年3月)</p>																																																																																																																																																												
<p>参考：表1 JNES水素化物再配向試験の試験条件<sup>[1]</sup></p> <table border="1" data-bbox="197 438 1010 547"> <tr> <td>試験時温度</td> <td>200℃～400℃</td> </tr> <tr> <td>試験時円周方向応力</td> <td>0MPa～130MPa</td> </tr> <tr> <td>降温速度</td> <td>0.6℃/h～30℃/h</td> </tr> </table>	試験時温度	200℃～400℃	試験時円周方向応力	0MPa～130MPa	降温速度	0.6℃/h～30℃/h	<p>表2.1 JNES水素化物再配向試験の試験条件<sup>[1]</sup></p> <table border="1" data-bbox="1099 445 1912 555"> <tr> <td>試験時温度</td> <td>200℃～400℃</td> </tr> <tr> <td>試験時周方向応力</td> <td>0MPa～130MPa</td> </tr> <tr> <td>降温速度</td> <td>0.6℃/h～30℃/h</td> </tr> </table>	試験時温度	200℃～400℃	試験時周方向応力	0MPa～130MPa	降温速度	0.6℃/h～30℃/h																																																																																																																																																
試験時温度	200℃～400℃																																																																																																																																																												
試験時円周方向応力	0MPa～130MPa																																																																																																																																																												
降温速度	0.6℃/h～30℃/h																																																																																																																																																												
試験時温度	200℃～400℃																																																																																																																																																												
試験時周方向応力	0MPa～130MPa																																																																																																																																																												
降温速度	0.6℃/h～30℃/h																																																																																																																																																												
<p>参考：表2 BWR50GWd/t型燃料被覆管(ライナ管)の水素化物再配向特性<sup>[1]</sup></p> <table border="1" data-bbox="324 646 920 828"> <thead> <tr> <th rowspan="2">温度(℃)</th> <th rowspan="2">冷却速度(℃/h)</th> <th colspan="6">周方向応力条件(MPa)</th> </tr> <tr> <th>16</th> <th>28</th> <th>40</th> <th>70</th> <th>85</th> <th>100</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>400</td> <td>30</td> <td>■</td> <td>■</td> <td>■</td> <td>■</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="3">300</td> <td>30</td> <td>○</td> <td>△</td> <td>■</td> <td>■</td> <td>■</td> <td>■</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>△</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>0.6</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>○</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>250</td> <td>30</td> <td></td> <td>○</td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td>△</td> </tr> </tbody> </table> <p>○:照射まま材と同等              △:明瞭に判断できず              ■:再配向あり  <span style="border: 1px solid red; padding: 2px;">:</span>許容される条件</p>	温度(℃)	冷却速度(℃/h)	周方向応力条件(MPa)						16	28	40	70	85	100	400	30	■	■	■	■			300	30	○	△	■	■	■	■	3				△			0.6				○			250	30		○	○			△	<p>表2.2 PWR55GWd/t型燃料被覆管(MDA管)の再配向特性<sup>[1]</sup></p> <table border="1" data-bbox="1173 628 1839 898"> <thead> <tr> <th rowspan="2">温度(℃)</th> <th rowspan="2">冷却速度(℃/h)</th> <th colspan="7">周方向応力条件(MPa)</th> </tr> <tr> <th>55</th> <th>70</th> <th>85</th> <th>90</th> <th>95</th> <th>100</th> <th>115</th> <th>130</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>300</td> <td>30</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>△</td> <td>■</td> <td>■</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">275</td> <td>30</td> <td></td> <td></td> <td>○</td> <td></td> <td>△</td> <td>△</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>3</td> <td></td> <td></td> <td>○</td> <td></td> <td>△</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">265</td> <td>30</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>3</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">260</td> <td>30</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>△</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>3</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">250</td> <td>30</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>△</td> <td></td> <td>△</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>3</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>○:照射まま材と同等              △:明瞭に判断できず              ■:再配向あり  <span style="border: 1px solid red; padding: 2px;">:</span>許容される条件</p>	温度(℃)	冷却速度(℃/h)	周方向応力条件(MPa)							55	70	85	90	95	100	115	130	300	30						△	■	■	275	30			○		△	△			3			○		△				265	30									3									260	30					△				3									250	30				△		△			3									
温度(℃)			冷却速度(℃/h)	周方向応力条件(MPa)																																																																																																																																																									
	16	28		40	70	85	100																																																																																																																																																						
400	30	■	■	■	■																																																																																																																																																								
300	30	○	△	■	■	■	■																																																																																																																																																						
	3				△																																																																																																																																																								
	0.6				○																																																																																																																																																								
250	30		○	○			△																																																																																																																																																						
温度(℃)	冷却速度(℃/h)	周方向応力条件(MPa)																																																																																																																																																											
		55	70	85	90	95	100	115	130																																																																																																																																																				
300	30						△	■	■																																																																																																																																																				
275	30			○		△	△																																																																																																																																																						
	3			○		△																																																																																																																																																							
265	30																																																																																																																																																												
	3																																																																																																																																																												
260	30					△																																																																																																																																																							
	3																																																																																																																																																												
250	30				△		△																																																																																																																																																						
	3																																																																																																																																																												
<p>参考：表3 BWR50GWd/t型燃料被覆管(ライナ管)の円周方向機械的特性<sup>[1]</sup></p> <table border="1" data-bbox="264 1077 911 1292"> <thead> <tr> <th rowspan="2">温度(℃)</th> <th rowspan="2">冷却速度(℃/h)</th> <th colspan="6">周方向応力条件(MPa)</th> </tr> <tr> <th>16</th> <th>28</th> <th>40</th> <th>70</th> <th>85</th> <th>100</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>400</td> <td>30</td> <td>△</td> <td>△</td> <td>△</td> <td>△</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="3">300</td> <td>30</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>○</td> <td>△</td> <td>△</td> </tr> <tr> <td>3</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>○</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>0.6</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>○</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>250</td> <td>30</td> <td></td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>△</td> </tr> </tbody> </table> <p>○:照射まま材と同等              △:明瞭に判断できず              ■:延性低下あり  <span style="border: 1px solid red; padding: 2px;">:</span>許容される条件</p>	温度(℃)	冷却速度(℃/h)	周方向応力条件(MPa)						16	28	40	70	85	100	400	30	△	△	△	△			300	30	○	○	○	○	△	△	3				○			0.6				○			250	30		○				△	<p>表2.3 PWR55GWd/t型燃料被覆管(MDA管)の周方向機械特性<sup>[1]</sup></p> <table border="1" data-bbox="1173 1058 1839 1329"> <thead> <tr> <th rowspan="2">温度(℃)</th> <th rowspan="2">冷却速度(℃/h)</th> <th colspan="7">周方向応力条件(MPa)</th> </tr> <tr> <th>55</th> <th>70</th> <th>85</th> <th>90</th> <th>95</th> <th>100</th> <th>115</th> <th>130</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>300</td> <td>30</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>○</td> <td>■</td> <td>■</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">275</td> <td>30</td> <td></td> <td></td> <td>△</td> <td></td> <td>△</td> <td>△</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>3</td> <td></td> <td></td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td>○</td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">265</td> <td>30</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>3</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">260</td> <td>30</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>△</td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td>3</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> <tr> <td rowspan="2">250</td> <td>30</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td>○</td> <td></td> <td></td> <td>■</td> <td></td> </tr> <tr> <td>3</td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> <td></td> </tr> </tbody> </table> <p>○:照射まま材と同等              △:延性低下あり              ■:延性および強度低下あり  <span style="border: 1px solid red; padding: 2px;">:</span>許容される条件</p>	温度(℃)	冷却速度(℃/h)	周方向応力条件(MPa)							55	70	85	90	95	100	115	130	300	30						○	■	■	275	30			△		△	△			3			○			○			265	30									3									260	30					△				3									250	30				○			■		3									
温度(℃)			冷却速度(℃/h)	周方向応力条件(MPa)																																																																																																																																																									
	16	28		40	70	85	100																																																																																																																																																						
400	30	△	△	△	△																																																																																																																																																								
300	30	○	○	○	○	△	△																																																																																																																																																						
	3				○																																																																																																																																																								
	0.6				○																																																																																																																																																								
250	30		○				△																																																																																																																																																						
温度(℃)	冷却速度(℃/h)	周方向応力条件(MPa)																																																																																																																																																											
		55	70	85	90	95	100	115	130																																																																																																																																																				
300	30						○	■	■																																																																																																																																																				
275	30			△		△	△																																																																																																																																																						
	3			○			○																																																																																																																																																						
265	30																																																																																																																																																												
	3																																																																																																																																																												
260	30					△																																																																																																																																																							
	3																																																																																																																																																												
250	30				○			■																																																																																																																																																					
	3																																																																																																																																																												

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.13 燃料被覆管の水素化物再配向による有効性評価への影響について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>また、JAEAでは、水素化物を再配向させた未照射ジルカロイ2被覆管に対して、室温でのバースト試験を実施している<sup>[3]</sup>。図1に示すように、水素濃度約500ppm程度までは、水素化物再配向が破損圧力へ与える影響は比較的小さいと報告している。</p>  <p>参考：図1 水素化物を再配向させた未照射ジルカロイ-2被覆管のバースト試験結果<sup>[3]</sup></p> <p>(2) 水素化物再配向による被覆管の機械的特性への影響</p> <p>高燃焼度9×9型燃料信頼性実証事業において、9×9型燃料被覆管の水素濃度と燃焼度の関係について調査しているが、燃焼末期においても水素濃度は約300ppm以下である知見を得ている(図2)<sup>[4]</sup>。被覆管温度が上昇すると、被覆管への水素固溶量も増加し、被覆管温度が450℃の場合は、約300ppmの水素固溶量となる<sup>[5]</sup>。よって、被覆管温度が450℃以上の状態では、水素化物は全量が再固溶する条件となる。</p> <p>一方、被覆管温度が450℃以下の状態では、水素吸収量が多い高燃焼度燃料では、全量再固溶とはならないため、一部に再配向した水素化物が残存することが考えられ、被覆管の機械的特性について考慮する必要がある。</p> <p>図3の破裂判定曲線からわかるように、450℃以下の燃料被覆管に対して、破裂が生じる円周方向応力は200MPa以上であり、水素化物再配向による破裂応力の低下が生じたとしても、有効性評価における燃料棒内圧の高い高燃焼度燃料棒に生じる最大応力(約34MPa)と比較して十分に大きい。</p> <p>水素化物再配向による被覆管の機械的特性の影響については、表3に示したとおり、円周方向応力70MPaにおいて、試験温度300℃では延性の低下は生じず、試験温度400℃でも明らかな延性の低下は確認されていないことから、有効性評価における応力範囲(最大約34MPa)および水素化物再配向を考慮する温度範囲(450℃以下)においては、機械的特性の影響は小さいと考えられる。さらに、図1に示したとおり、水素濃度約500ppm程度までは、水素化物再配向の破損圧力への影響は比較的小さいと報告されていることから、水素化物再配向による破裂応力低下の影響も小さいと考えられる。</p> <p>よって、高燃焼度燃料に水素化物が再配向した場合でも、機械的特性への影響は小さく、被覆管が破裂することはないと考えられる。</p> <p>以上のことから、現行の9×9燃料の燃焼度範囲を考慮した場合、水素化物再配向による有効性評価への影響はないと考えられる。</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）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失（添付資料 7.1.6.13 燃料被覆管の水素化物再配向による有効性評価への影響について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>参考：図2 被覆管中水素濃度の試料燃焼度依存性（9×9A型燃料）<sup>[4]</sup></p>		
<p>参考：図3 破裂判定曲線</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）

7.1.6 ECCS注水機能喪失（添付資料 7.1.6.13 燃料被覆管の水素化物再配向による有効性評価への影響について）

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	相違理由
<p>(4) まとめ</p> <p>仮に、燃料被覆管の水素化物が再配向した状態において、サーマルスパイクが発生した場合の影響について確認した。</p> <p>確認の結果、現行の9×9燃料の燃焼度範囲を考慮した場合、水素濃度と燃焼度の関係から、高燃焼度燃料に水素化物が再配向する可能性があるが、機械的特性への影響は小さく、被覆管が破裂することはないと考えられる。</p> <p>以上のことから、水素化物再配向による有効性評価への影響はないと考えられる。</p> <p style="text-align: right;">以上</p> <p>参考文献</p> <p>[1] 「平成20年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(中間貯蔵設備等長期健全性等試験のうち貯蔵燃料健全性等調査に関する試験成果報告書)」((独)原子力安全基盤機構, 平成21年3月)</p> <p>[2] 「平成17年度リサイクル燃料資源貯蔵技術調査等(貯蔵燃料長期健全性等確認試験に関する試験成果報告書)」((独)原子力安全基盤機構, 平成18年3月)</p> <p>[3] F.Nagase, T.Fuketa, "Influence of Hydride Re-orientation on BWR Cladding Rupture under Accidental Conditions", J. Nucl. Science and Technology, Vol. 41, No12, p. 1211-1217, December, 2004</p> <p>[4] 「平成18年度高燃焼度9X9型燃料信頼性実証成果報告書付録1」((独)原子力安全基盤機構, 平成19年12月)</p> <p>[5] J.J. Kearns, "Terminal solubility and partitioning of hydrogen in the alpha phase of zirconium, Zircaloy-2 and Zircaloy-4", J.Nucl. Mater., 22 (1967) 292-303.</p>		