

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE716-9 r.3.0
提出年月日	令和3年10月1日

# 泊発電所3号炉

## 重大事故等の有効性評価

### 比較表

令和3年10月

北海道電力株式会社

## 目次

### 6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

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

### 7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価

#### 7.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

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

#### 7.2 重大事故

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

#### 7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

- 7.3.1 想定事故1
- 7.3.2 想定事故2

#### 7.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

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

#### 7.5 必要な要員及び資源の評価

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

#### 付録

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

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<b>比較結果等を取りまとめた資料</b>			
<b>1. 最新審査実績等を踏まえた泊3号炉まとめ資料の変更状況(2017年3月以降)</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事項			
a. 大飯3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし			
b. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし			
c. 他社審査会合の指摘事項を確認した結果、変更したもの : なし			
d. 当社が自主的に変更したもの : なし			
1-2) 設計方針・運用・体制を変更するものではないが、まとめ資料の記載の充実を行った事項			
a. 大飯3/4号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし			
b. 女川2号炉まとめ資料と比較した結果、変更したもの : なし			
c. 他社審査会合の指摘事項を確認した結果、変更したもの : なし			
d. 当社が自主的に変更したもの : なし			
1-3) バックフィット関連事項			
なし			
1-4) その他			
女川2号炉まとめ資料に合わせて記載ぶりを修正した箇所はない。			
<b>2. 女川2号炉まとめ資料との比較結果の概要</b>			
2-1) 比較表の構成及び資料構成について			
・比較表 : 女川原子力発電所2号炉はまとめ資料、泊発電所3号炉は設置変更許可申請書補正書案、大飯発電所3/4号炉はまとめ資料を記載しているため、記載表現が異なる箇所があるが文意に差異なし			
・資料構成 : 項目は女川/泊/大飯すべて同一であり、項目単位では各プラント横並びで比較可能			
・女川は「全交流動力電源喪失」を4つの事故シーケンスグループ（長期TB、TBU、TBD、TBP）に細分化している。泊の「全交流動力電源喪失」は「RCPシールLOCAが発生する場合」と「RCPシールLOCAが発生しない場合」の2つの事故シーケンスで評価している。比較表では24時間の交流電源喪失を想定する「RCPシールLOCAが発生しない場合」と女川の「長期TB」を比較する。			
・プラント型式や事故シーケンスグループ等の相違により記載表現・内容が異なる箇所があるが、基準適合の観点から大きな過不足は見られなかった			
2-2) 有効性評価の主な項目 (1/2)			
事故シーケンスグループの特徴	女川原子力発電所2号炉 原子炉の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。	泊発電所3号炉 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、炉心損傷に至る。	差異なし (記載表現は異なるが、LOCAの発生後、ECCSの注水機能が喪失し、1次系保有水量が減少することで炉心が露出し燃料損傷に至る特徴は、泊も女川も同様)
炉心損傷防止対策 (概略系統図参照)	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。	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を整備する。	設備の相違 ・短期対策として泊は2次系強制冷却と低圧注入、女川は炉心注水手段を整備する ・長期対策として泊は低圧再循環、女川は格納容器冷却手段及び格納容器除熱手段を整備する
重要事故シーケンス	「中破断LOCA+HPCS失敗+低圧ECCS失敗」	「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」	重要事故シーケンスの相違 ・泊は破断口径の不確かさを考慮し、6インチ、4インチ及び2インチで評価を実施

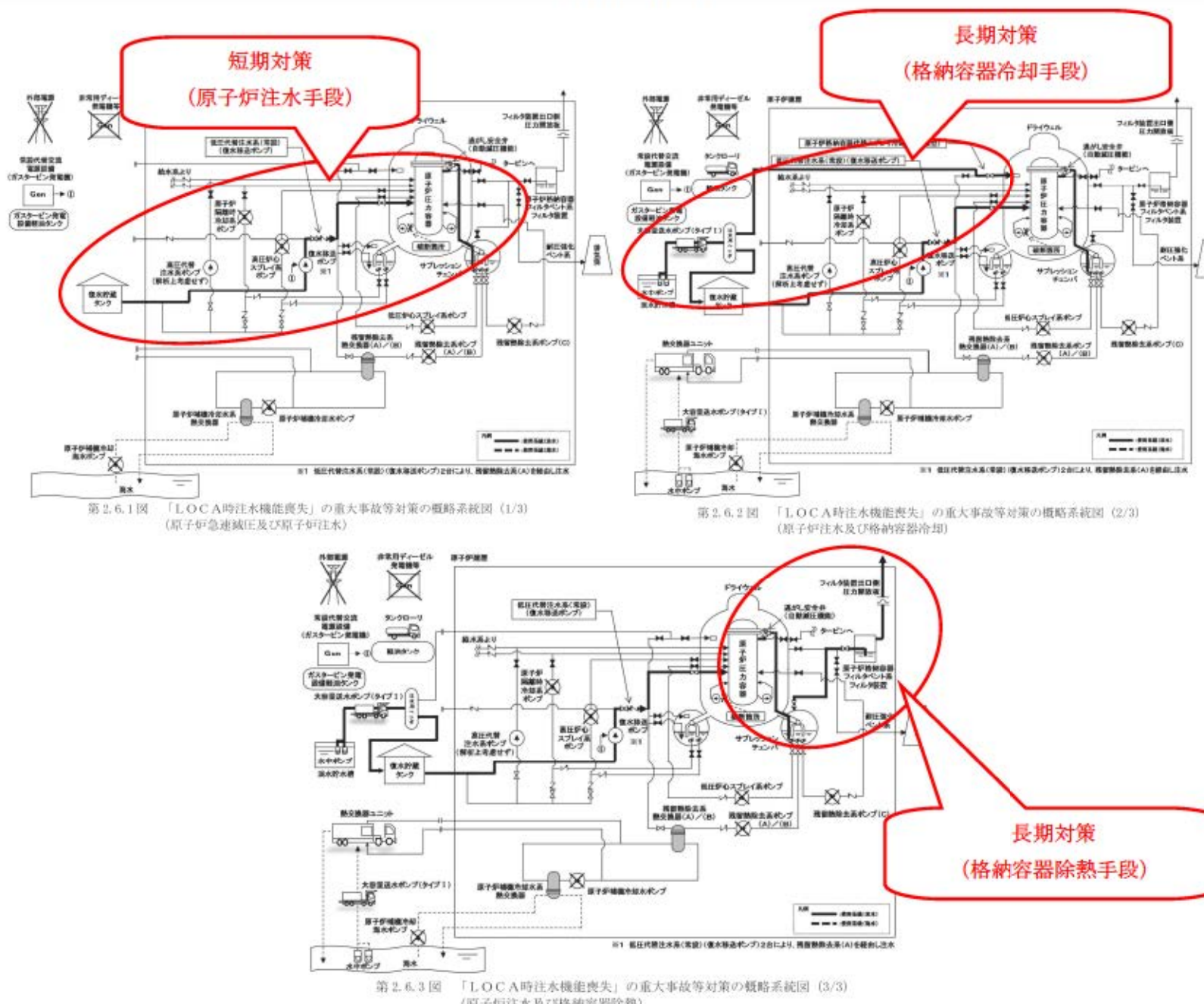
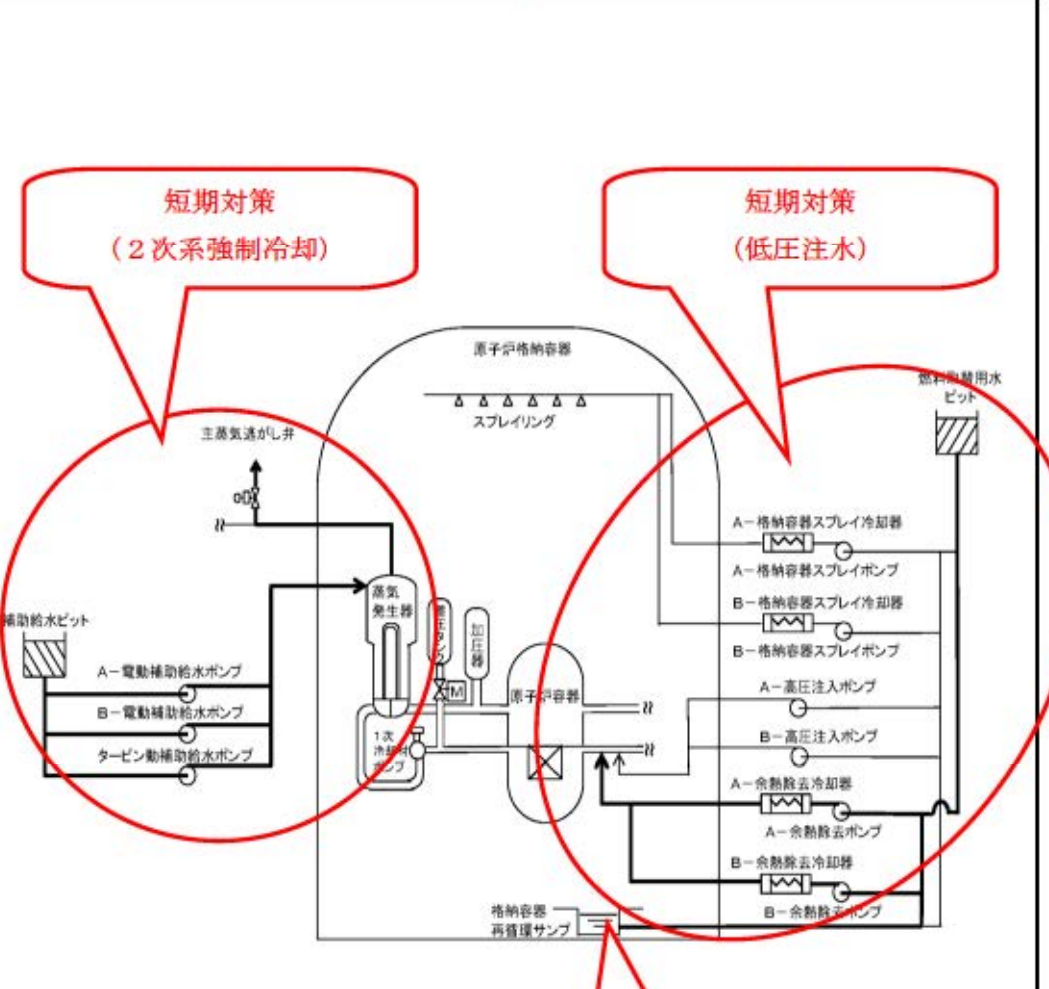
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<b>2-2) 有効性評価の主な項目 (2/2)</b>			
	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	差異の説明
有効性評価の結果 (評価項目等)	燃料被覆管の最高温度は、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。	(6インチ破断) 燃料被覆管温度は、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。 (4インチ破断) 燃料被覆管温度は、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約0.1%にとどまることから、15%以下となる。 (2インチ破断) 燃料被覆管温度は、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。	差異なし (記載表現は異なるが、燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること、燃料被覆管の酸化反応は著しくならない点は、泊も女川も同様。 なお、泊は4インチ破断にて注水量と破断流量の関係から一時的に炉心が露出するが再冠水することでPCTは低下する。)
<b>2-3) 主な差異</b>			
	女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	差異の説明
重要事故シーケンスに含まれる事故シーケンスの相違	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」 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」	「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」	・PWRとBWRでは事故シーケンス選定の考え方が異なる
解析コードの相違	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。	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。	・使用する解析コードの相違
敷地境界での実効線量評価の有無	敷地境界での実効線量評価を実施	—	・女川はフィルタベントを実施するため、敷地境界での実効線量評価を実施する
<b>2-4) 差異の識別の省略</b>			
<ul style="list-style-type: none"> <li>➢ 1次系(泊) ⇔ 1次冷却系(大飯)</li> <li>➢ 2次系(泊) ⇔ 2次冷却系(大飯)</li> <li>➢ 最小保有水量(泊) ⇔ 最低保有水量(大飯)</li> <li>➢ 安定停止状態(泊) ⇔ 安定状態(女川)</li> <li>➢ 減少(泊) ⇔ 低下(大飯)</li> <li>➢ 蒸発(泊) ⇔ 蒸散(大飯)</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
2-5) 重大事故等対策の概略系統図			
<p style="text-align: center;">女川原子力発電所2号炉</p>  <p>第2.6.1図 「LOCA時注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図(1/3) (原子炉急速減圧及び原子炉注水)</p> <p>第2.6.2図 「LOCA時注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図(2/3) (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概略系統図(3/3) (原子炉注水及び格納容器除熱)</p>	<p style="text-align: center;">泊発電所3号炉</p>  <p>第7.1.6.1図 「ECCS注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図</p>		
<p>短期対策：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</p> <p>長期対策：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</p>	<p>短期対策：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</p> <p>長期対策：余熱除去ポンプによる低圧再循環</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>2.6 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                  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                  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>本事故シーケンスグループは、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</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                  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、「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                  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、炉心損傷に至る。</p>	<p>2.6ECCS 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                  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                  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下し、炉心損傷に至る。</p>	<p>重要事故シーケンス名称の相違</p> <p>事故シーケンスの相違</p> <p>記載方針の相違                  ・泊は同様の記載を6.2.1.1項に記載している</p> <p>記載表現の相違                  ・記載は異なるが、LOCAが発生するとともに炉心注水機能が喪失する点は、泊も女川も同様</p> <p>記載方針の相違</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>機能を喪失したことによって炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。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 発生時の高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>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況を想定すると、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、本事故シーケンス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>したがって、本事故シーケンスグループでは、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。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                  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</p>	<p>したがって、本事故シーケンスグループでは、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。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって除熱を行う。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策                  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</p>	<p>したがって、本事故シーケンスグループでは、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。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによって除熱を行う。</p> <p>(3) 炉心損傷防止対策                  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</p>	<p>記載方針の相違</p> <p>記載方針の相違                  ・女川は具体的な設備名を記載している                  ・泊は設備名は記載せず炉心損傷防止対策の基本的考え方を記載している                  ・記載は異なるが、1次系を減圧し炉心注水することで炉心損傷を防止し、長期的にはCV除熱を行う点では、泊も女川も同様</p> <p>対策設備の相違</p>

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>水移送ポンプ)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)を開維持することで、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応要員で構成され、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><b>a. 全交流動力電源喪失及び原子炉スクラム確認</b></p> <p>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。</p> <p>原子炉のスクラムを確認するために必要な計装</p>	<p>2次系強制冷却、余熱除去ポンプによる低圧注入を整備する。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を整備する。</p> <p>対策の概略系統図を第7.1.6.1図に、対応手順の概要を第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うち、「7.1.6.2(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重大事故等対策時に必要な要員は、中央制御室の運転員、災害対策要員及び災害対策本部要員で構成され、合計9名である。具体的には、初動に必要な要員として、中央制御室の運転員は、中央監視・指示を行う発電課長(当直)及び副長の2名、運転操作対応を行う運転員4名である。発電所構内に常駐している要員のうち、関係各所に通報連絡等を行う災害対策本部要員が3名である。この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。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><b>a. プラントトリップの確認</b></p> <p>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。</p> <p>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</p>	<p>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。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><b>a. プラントトリップの確認</b></p> <p>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。</p> <p>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</p>	<p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・女川はCV除熱手段についても記載している</li> </ul> <p>体制の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・要員体制が異なるが、整備した体制で対応可能な点は、泊も女川も同様</li> </ul> <p>PWRとBWRの相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・以降の手順はPWRとBWRで異なるため大飯と比較する</li> <li>・なお、トリップの確認、LOCAの判断、1次系の減圧、炉心</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>設備は、平均出力領域モニタ等である。</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>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。                      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>c. 1次冷却材の漏えいの判断                      加圧器圧力・水位の低下、原子炉格納容器圧力・温度の上昇、格納容器サンプル・格納容器再循環サンプル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。                      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                      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。                      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。                      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                      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>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。                      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>c. 1次冷却材の漏えいの判断                      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、格納容器サンプル及び格納容器再循環サンプル水位の上昇、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。                      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                      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。                      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。                      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                      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>注水、CV 冷却を行うという点では、泊も女川も同様</p> <p>【大飯】                      設計の相違                      ・大飯はイグナイタが自動起動するが、泊3号は起動操作が必要であり確認内容を記載</p>

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>c. 早期の電源回復不能判断及び対応準備                      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1）、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                      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。                      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。                      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                      逃がし安全弁による原子炉急速減圧により、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>g. 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<b>全開</b>にし、蒸気発生器2次側による1次系の減温、減圧を行う。                      蒸気発生器2次側による炉心冷却に必要な計装設備は、<b>1次冷却材温度（広域－高温側）</b>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、<b>1次冷却材圧力（広域）</b>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ため、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、<b>1次冷却材圧力（広域）</b>等である。                      （添付資料7.1.2.6）</p> <p>i. 余熱除去ポンプによる低圧注入開始の確認                      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、<b>低圧注入流量</b>等である。</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<b>開操作</b>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。                      蒸気発生器2次側による炉心冷却に必要な計装設備は、<b>1次冷却材高温側温度（広域）</b>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、<b>1次冷却材圧力計</b>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、<b>1次冷却材圧力</b>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、<b>余熱除去流量</b>等である。</p>	<p>【大飯】                      記載方針の相違</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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</p>	<p>j. 燃料取替用水ピットの補給操作                  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>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。                  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>なお、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再循環ファンを運転し継続的に行う。また、原子炉格納容器圧力が上昇した場合でも、原子炉格納容器スプレイ作動信号により格納容器スプレイポンプが起動し、原子炉格納容器の健全性は維持される。</p>	<p>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、燃料取替用水ピットを水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>l. 再循環自動切替の確認                  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替信号が発信し、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。                  再循環自動切替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、低圧注入系動作不能の場合は、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>設計の相違                  ・泊3号は余熱除去系による低圧注入および低圧再循環により事象収束が可能</p> <p>【大飯】                  設計の相違                  ・泊3号は、再循環運転へ自動切替しない設計となっている</p> <p>設計の相違                  ・泊3号は余熱除去系による低圧注入および低圧再循環により事象収束が可能</p> <p>記載方針の相違                  ・泊は格納容器再循環ファンによるC/V健全性維持について記載</p>

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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（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、ドライウェル圧力、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。</p> <p>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</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（FCVS 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。</p> <p>外部水源注水量限界（サ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。</p>		<p>(添付資料2.6.1)</p>	

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>原子炉格納容器フィルタベント系等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>			

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>2.6.2 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>本事故シナリオグループを評価する上で選定した重要事故シナリオは、「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>本重要事故シナリオでは、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・ポイド率変化、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・ポイド率変化、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、放射による影響が詳細に考慮される CHASTE により燃料</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>重要事故シナリオは、「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>本重要事故シナリオでは、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・ポ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・ポイド率変化、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>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>重要事故シナリオは、「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、本重要事故シナリオ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>本重要事故シナリオでは、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・ポ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・ポイド率変化、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>重要事故シナリオの相違</p> <p>記載方針の相違</p> <p>解析コードの相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・重要現象及びプラント型式の相違により使用する解析コードが異なる</li> <li>・重要現象を適切に評価できる点では、泊も女川も同様</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p><b>被覆管の最高温度を詳細に評価する。</b></p> <p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第2.6.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p><b>a. 事故条件</b></p> <p>(a) 起回事象</p> <p>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>とする。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料2.6.1）</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>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。</p> <p>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>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、<b>要員の配置による他の操作に与える影響</b>、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第7.1.6.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料7.1.6.4）</p> <p><b>a. 事故条件</b></p> <p>(a) 起回事象</p> <p>起回事象として、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心冷却設備の<b>注水配管</b>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（<b>6インチ</b>）、約0.1m（<b>4インチ</b>）及び約0.05m（<b>2インチ</b>）とする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>高圧注入機能が喪失するものとする。</p> <p>(c) 外部電源</p>	<p>また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本重要事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>(2) 有効性評価の条件</p> <p>本重要事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を第2.6.2表に示す。また、主要な解析条件について、本重要事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料2.6.6）</p> <p><b>a. 事故条件</b></p> <p>(a) 起回事象</p> <p>起回事象として、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心冷却設備の<b>注入配管</b>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「<b>6インチ破断</b>」という。）、約0.1m（以下「<b>4インチ破断</b>」という。）及び約0.05m（以下「<b>2インチ破断</b>」という。）とする。</p> <p>(b) 安全機能の喪失に対する仮定</p> <p>高圧注入機能が喪失するものとする。</p>	<p>記載内容の相違</p> <p>PWRとBWRの相違</p> <p>・有効性評価の条件はPWRとBWRで設備構成が異なることから、以降、大飯と比較する</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>(c) 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                      (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。                      (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。                      (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。                      (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>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>b. 重大事故等対策に関連する機器条件                      (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（設計値：0m<sup>3</sup>/h～約770m<sup>3</sup>/h、0MPa[gage]～約0.8MPa[gage]）を用いるものとする。                      (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150m<sup>3</sup>/hの流量で注水するものとする。                      (c) 主蒸気逃がし弁                      2次系強制冷却に主蒸気逃がし弁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。                      (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</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>b. 重大事故等対策に関連する機器条件                      (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、0MPa[gage]～約0.9MPa[gage]）を用いるものとする。                      (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。                      (c) 主蒸気逃がし弁                      2次冷却系強制冷却に主蒸気逃がし弁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。                      (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</p>	<p>【大飯】                      設計の相違</p> <p>設計の相違</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>(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。                      ※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」に示す分類に従って以下のとおり設定する。                      (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。                      (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。                      (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。                      (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。                      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。                      (e) 原子炉格納容器フィルタベント系等による</p>	<p>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、<b>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</b>、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]                      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」に示す分類に従って以下のとおり設定する。                      (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。                      (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>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]                      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」に示す分類に従って以下のとおり設定する。                      (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。                      (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>【大飯】                      設計の相違</p>

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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><b>(3) 有効性評価（敷地境界での実効線量評価）の条件</b></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存在するよう素は、I-131 等価量で約 <math>1.3 \times 10^{12}</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>※2</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^{15}</math>Bq、よう素については I-131 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 10^9</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、</p>			<p>評価項目の相違</p> <p>・女川はフィルタベントを実施するため、敷地境界での実効線量評価の条件を記載</p>

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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}\text{Bq}</math> (1,000Ci) を条件としている (<math>1\text{Ci}=3.7 \times 10^{10}\text{Bq}</math>)。</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> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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。</li> <li>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</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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、希ガスのガンマ線外部被ばくによる実効線量は、放射性気体廃棄物処理施設の破損時の希ガスのガンマ線外部被ばくによる実効線量を求める以下の式(2)で、計算する。</p> <p><math>H_{i2} = R \cdot H_{i1} \cdot \chi / Q \cdot Q_i</math> ..... (1)</p> <p>R : 呼吸率 (m<sup>3</sup>/s)                      呼吸率 R 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 0.31m<sup>3</sup>/h を秒当りに換算して用いる。</p> <p>H<sub>i1</sub> : よう素 (I-131) を 1Bq 吸入した場合の小児の実効線量 (1.6×10<sup>-3</sup>Sv/Bq)</p> <p>χ/Q : 相対濃度 (s/m<sup>3</sup>)</p> <p>Q<sub>i</sub> : 事故期間中のよう素の大気放出量 (Bq)                      (I-131 等価量-小児実効線量係数換算)</p> <p><math>H_v = K \cdot D/Q \cdot Q_g</math> ..... (2)</p> <p>K : 空気カーマから実効線量への換算係数 (1 Sv/Gy)</p> <p>D/Q : 相対線量 (Gy/Bq)</p> <p>Q<sub>g</sub> : 事故期間中の希ガスの大気放出量 (Bq)                      (γ線実効エネルギー0.5MeV換算値)</p> <p>h. 大気拡散条件については、原子炉格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。                      (添付資料 2.6.2)</p> <p><b>(4) 有効性評価の結果</b>                      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) ※3、</p>	<p><b>(3) 有効性評価の結果</b>                      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。                      a. 6 インチ破断</p>	<p><b>(3) 有効性評価の結果</b>                      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>PWR と BWR の相違                      ・有効性評価の結果は PWR と BWR で事象</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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。再循環ポンプについては、原子炉水位低（レ</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7.1.6.8図から第7.1.6.14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次系保有水量が減少するが、事象発生約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次系保有水量は回復する。</p> <p>その後、事象発生約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、事象発生約26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7.1.6.6)</p> <p>(b) 評価項目等</p> <p>燃料被覆管温度は第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℃）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>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>(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</p>	<p>進展が異なることから、以降、大飯と比較する</p> <p>【大飯】</p> <p>解析結果の相違</p> <p>解析結果の相違</p> <p>・大飯は炉心が一時的に露出するが、泊は露出しない</p> <p>解析結果の相違</p> <p>・大飯は炉心が一時的に露出するが、泊は露出しない</p> <p>解析結果の相違</p> <p>・大飯は炉心が一時的に露出するが、泊は露出しない</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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)</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約16.2MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の1.2倍(20.592MPa[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「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7.1.6.7, 7.1.6.8)</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7.1.6.18図から第7.1.6.24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、</p>	<p>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>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</p>	<p>出しない</p> <p>【大飯】 設計の相違</p> <p>解析結果の相違</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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>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 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次系保有水量が回復に転じる。</p> <p>(添付資料7.1.6.6)</p> <p>b) 評価項目等</p> <p>燃料被覆管温度は第 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。</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約 16.2MPa[gage]にとどまり、最高使用圧力の1.2倍（20.592MPa[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</p>	<p>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</p>	<p>【大飯】                  解析結果の相違</p> <p>解析結果の相違                  ・大飯は炉心が露出した後、再び冠水し、再び炉心が露出する</p> <p>解析結果の相違</p> <p>解析結果の相違</p> <p>解析結果の相違</p> <p>解析結果の相違</p> <p>解析結果の相違</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>(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} \text{mSv}</math> 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} \text{mSv}</math> 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。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>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「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 <b>0.241MPa [gage]</b> 及び約 <b>124°C</b> 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 (<b>0.283MPa [gage]</b>) 及び最高使用温度 (<b>132°C</b>) を下回る。</p> <p>第7.1.6.20 図に示すように、事象発生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 <b>3.3時間</b> 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7.1.6.7, 7.1.6.8)</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7.1.6.28 図から第7.1.6.34 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>事象発生約 <b>61秒</b> 後に「<b>原子炉圧力異常低</b>」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、事象発生約11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、事象発生約</p>	<p>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 <b>0.308MPa [gage]</b> 及び約 <b>132°C</b> 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 (<b>0.392MPa [gage]</b>) 及び最高使用温度 (<b>144°C</b>) を下回る。</p> <p>第2.6.21 図に示すように、事象発生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 <b>3.6時間</b> 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>事象発生約 <b>65秒</b> 後に「<b>原子炉圧力低</b>」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</p>	<p>【大飯】 解析結果の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>【大飯】 解析結果の相違</p> <p>【大飯】 解析結果の相違</p>



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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	<p>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)</p> <p>(b) 評価項目等                      燃料被覆管温度は第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℃)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(20.592MPa[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「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。さらに、低圧再循環を継続することにより、安定</p>	<p>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>(b) 評価項目等                      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2.6.31図に示すように、事象発生の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</p>	<p>解析結果の相違</p> <p>解析結果の相違</p> <p>解析結果の相違</p> <p>解析結果の相違</p> <p>設計の相違</p> <p>解析結果の相違</p> <p>設計の相違</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	停止状態を維持できる。 （添付資料7.1.6.7, 7.1.6.8）	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。 （添付資料2.6.9、2.6.10）	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>2.6.3 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、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。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><b>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</b></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、<b>要員の配置による他の操作に与える影響</b>及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>本重要事故シーケンスは、事象進展が比較的早く、現象が複雑であるとともに、高圧注入系の機能喪失を仮定することから、<b>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>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><b>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</b></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、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>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</b>及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>本重要事故シーケンスは、事象進展が比較的早く、現象が複雑であるとともに、高圧注入系の機能喪失を仮定することから、<b>運転員等操作である2次系強制冷却により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>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><b>(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</b></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/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>記載内容の相違</p> <p>記載方針の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊は重要事故シーケンスの特徴を記載しているのに対して、女川は事故シーケンスグループの特徴を記載している</li> </ul> <p>対策設備の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・重大事故等対策の相違により不確かさの影響を確認する運転員等操作が異なる</li> </ul> <p>解析コードの相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊と女川では使用する解析コードが異なるため、以降、大飯と比較する</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	<p>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・ポイド率変化及び気液分離・対向流に係るポイドモデル及び流動様式の解析モデルは、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・ポイド率変化に係る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</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・ポイド率変化及び気液分離・対向流に係るポ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・ポイド率変化に係る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</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	<p>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>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</p>	<p>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>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</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	<p>くなる。</p> <p>炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流に係るポイドモデル及び流動様式の解析モデルは、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・ポイド率変化に係る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</p>	<p>くなる。</p> <p>炉心における沸騰・ポイド率変化及び気液分離・対向流に係るポ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。よって、不確かさを考慮すると、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・ポイド率変化に係る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</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 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、<b>最確条件</b>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<b>設定があることから</b>、その中で事象進展に有意な影響を与えられ<b>る項目</b>に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p><b>(a) 運転員等操作時間に与える影響</b></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</p>	<p>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<b>少</b>くなり、漏えい量が<b>小</b>くなるため、1 次系保有水量の減少が抑制されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。</p> <p>(2) 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 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の<b>最確値</b>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、<b>原則</b>、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<b>設定</b>としている。その中で事象進展に有意な影響を与えられ<b>る炉心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</b>に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p><b>(a) 運転員等操作時間に与える影響</b></p>	<p>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<b>小</b>くなり、漏えい量が<b>少</b>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</p> <p>a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第 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、<b>原則</b>、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定としている。その中で事象進展に有意な影響を与えられ<b>る炉心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</b>に関する影響評価の結果を以下に示す。</p> <p><b>(a) 運転員等操作時間に与える影響</b></p>	<p>記載表現の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊は具体的な項目名を記載している</li> </ul> <p>解析条件の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・泊と女川では解析条件が異なるため、以降、大飯と比較する</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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、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</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>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>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>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>	



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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>等操作時間に与える影響はない。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 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 style="text-align: center;">（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</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次冷却材の蒸発率が低下することで、1次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>(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>	

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>るが、格納容器圧力及び温度の上昇は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 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>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>ii. 4インチ破断</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次系保有水量の減少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</p>	<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、低圧注入が開始される。</p> <p>ii. 4インチ破断</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</p>	<p>【大飯】                  評価結果の相違</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>(添付資料 2.6.4)</p>	<p>じる。その後、低圧注入が開始される。</p> <p>iii. 2インチ破断                  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。<b>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。</b></p> <p>iv. 4インチから2インチ破断の間の傾向                  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>v. 4インチから6インチ破断の間の傾向                  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的早くなることから、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。</p> <p>(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</p>	<p>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                  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。<b>その結果、炉心が露出することはない。</b></p> <p>iv. 4インチから2インチ破断の間の傾向                  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、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>v. 4インチから6インチ破断の間の傾向                  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的早くなることから、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。</p> <p>(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<b>6インチ破断及び4インチ破断</b>のケースにおいて最高保有水量とした場</p>	<p>【大飯】                  評価結果の相違</p> <p>【大飯】                  解析結果の相違</p>

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>b. 操作条件</p> <p>操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。</p> <p>(a) 運転員等操作時間に与える影響</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</p>	<p>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水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>b. 操作条件</p> <p>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>(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7.1.6.5図から第7.1.6.7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>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。</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2.6.7)</p> <p>b. 操作条件</p> <p>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>(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>【大飯】 評価結果の相違</p> <p>記載表現の相違</p> <p>操作条件の相違 ・泊と女川では操作条件が異なるため、以降、大飯と比較する</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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 style="text-align: center;">(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が大きくなる。</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るため、約1.5時間程度操作開始が遅れる可能性がある。</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には、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。</p> <p>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が考えられるが、「(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に与える影響は小さい。</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。</p> <p>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が考えられるが、「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、燃料被覆管最高温度1,200℃に対して十分な余</p>	<p>【大飯】 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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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。                      (添付資料 2.6.4)</p> <p>(3) 操作時間余裕の把握                      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。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があった場合の仮復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>(3) 操作時間余裕の把握                      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、4インチ破断及び2インチ破断のケースにおいて、2次系強制冷却の操作の開始を5分遅くした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ループシールの形成による水位低下のタイミングが早くなるものの炉心は露出せず、燃料被覆管最高温度は初期値以下となる。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 15 分程度は確保でき</p>	<p>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                      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 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</p>	<p>差異の説明</p> <p>運転員等操作の相違                      ・泊と女川では運転員等操作が異なるため、以降、大飯と比較する</p> <p>【大飯】                      解析条件の相違</p> <p>解析条件の相違</p> <p>感度解析条件の相違</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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。                      （添付資料 2.6.4, 2.6.5, 3.1.3.9）</p> <p>(4) まとめ                      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<b>操作時間余裕</b>を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。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>る。                      （添付資料7.1.6.10）</p> <p>(4) まとめ                      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<b>要員の配置による他の操作に与える影響</b>を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、<b>運転員による2次系強制冷却等を行うことにより</b>、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。                      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。<b>なお、要員の配置による他の操作に与える影響はない。</b>                      （添付資料 7.1.6.11）</p>	<p>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<b>13分程度</b>は確保できる。                      （添付資料 2.6.12）</p> <p>(4) まとめ                      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<b>要員の配置による他の操作に与える影響</b>を確認した。その結果、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、<b>運転員による2次冷却系強制冷却等を行うことにより</b>、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。                      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。                      （添付資料 2.6.13）</p>	<p>【大飯】                      感度解析条件の相違</p> <p>記載内容の相違</p> <p>記載表現の相違                      ・泊は具体的な操作及びその効果を記載している</p> <p>記載内容の相違</p>



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

7.1.6 ECCS注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>2.6.4 必要な要員及び資源の評価</p> <p>(1) 必要な要員の評価                      事故シーケンスグループ「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                      事故シーケンスグループ「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。                      (添付資料 2.6.6)</p> <p>a. 水源                      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。                      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</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                      事故シーケンスグループ「ECCS注水機能喪失」において重大事故等対策時に必要な初動の要員は、「7.1.6.1(3) 炉心損傷防止対策」に示すとおり9名である。したがって「7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果」に示す発電所災害対策要員33名で対処可能である。</p> <p>(2) 必要な資源の評価                      事故シーケンスグループ「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」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。</p> <p>a. 水源                      燃料取替用水ピット（1,700m<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</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                      事故シーケンスグループ「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                      事故シーケンスグループ「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。                      また、水源、燃料及び電源については、3号炉及び4号炉でそれぞれ独立した供給源を有することより、号炉間の事故シーケンスの重ね合わせの考慮が不要であり、号炉ごとに資源の供給が可能であることを確認する。</p> <p>a. 水源                      燃料取替用水ピット（1,860m<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</p>	<p>体制の相違                      ・要員体制が異なるが、整備した体制で対応可能な点は、泊も女川も同様</p> <p>水源の相違                      ・泊は燃料取替用水ピットを取水源とするが、女川は復水貯蔵タンク及び淡水貯水槽を取水源としている                      ・泊も女川も7日間の注水継続が可能なのは同様</p> <p>燃料の相違                      ・燃料の消費量や貯</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>では、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>c. 電源                      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>は、事象発生後7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合、約527.1kLの軽油が必要となる。</p> <p>緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約7.4kLの軽油が必要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要な軽油はこれらを合計して約534.5kLとなるが、「7.5.1(2)資源の評価条件」に示すとおりディーゼル発電機燃料油貯油槽の油量（540kL）にて供給可能である。</p> <p>c. 電源                      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>は、事象発生後7日間ディーゼル発電機を全出力で運転した場合、約594.7kLの重油が必要となる。</p> <p>電源車（緊急時対策所用）による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約3.1kLの重油が必要となる。</p> <p>7日間の運転継続に必要な重油はこれらを合計して約597.8kLとなるが、「6.1(2)資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯蔵タンク及び重油タンクの合計油量（620kL）にて供給可能である。</p> <p>c. 電源                      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>差異の説明</p> <p>蔵量は異なるがDG、緊急時対策所に関して評価し7日間の運転継続が可能なのは泊も女川も同様</p> <p>記載内容の相違                      ・女川はSBOを想定し常設代替交流電源設備について記載しているが、泊は</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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>(添付資料 7.1.1.12)</p>	<p>(添付資料 2.1.12)</p>	<p>DG について記載している                      記載方針の相違                      ・緊急時対策所への電源共有に関してはSA61 条で評価しており、有効性評価内で評価する方針としていないことから泊は記載していないが、女川同様必要な負荷に対して電源供給が可能</p>

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>2.6.5 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、<b>原子炉の出力運転中に</b>原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の<b>中小破断の発生後</b>、<b>高圧注水機能及び低圧注水機能が喪失し</b>、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。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<b>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</b>、安定状態に向けた対策として、<b>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。</b></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「<b>中破断 LOCA+HPCS 失敗+低圧 ECCS 失敗</b>」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、<b>逃がし安全弁（自動減圧機能）による原子炉減圧</b>、<b>低圧代替注水系（常設）（復水移送ポンプ）による原子炉注水</b>、<b>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</b>、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。<b>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。</b></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、<b>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。</b>また、</p>	<p>7.1.6.5 結論</p> <p>事故シーケンスグループ「<b>ECCS 注水機能喪失</b>」では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の<b>破断が発生し</b>、<b>高圧での炉心注水ができなくなることで</b>、<b>1次系保有水量が減少し</b>、<b>炉心の冷却能力が低下することにより</b>、炉心損傷に至ることが特徴である。事故シーケンスグループ「<b>ECCS 注水機能喪失</b>」に対する炉心損傷防止対策としては、短期対策として<b>補助給水ポンプ及び主蒸気逃がし弁を用いた2次系強制冷却並びに余熱除去ポンプによる低圧注入</b>、長期対策として<b>余熱除去ポンプによる低圧再循環を整備している。</b></p> <p>事故シーケンスグループ「<b>ECCS 注水機能喪失</b>」の重要事故シーケンス「<b>中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故</b>」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、<b>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</b>、蓄圧注入及び低圧注入を促進させることで、<b>6インチ破断及び2インチ破断については炉心が露出することはない。</b>また、<b>4インチ破断については</b>、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、<b>長期的には安定停止状態を維持できる。</b></p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさについて<b>操作への影響を含めて確認した結果</b>、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</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。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</p>	<p>記載方針の相違</p> <p>重大事故等対策の相違</p> <p>・設備及び手順は異なるが、減圧し炉心注水する点は、泊も女川も同様</p> <p>重要事故シーケンスの相違</p> <p>重大事故等対策の相違</p> <p>・泊は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再冠水する</p> <p>・炉心損傷防止を図れる点では、泊も女川も同様</p> <p>評価項目の相違</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>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<b>一定の余裕</b>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、<b>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ナリオに対して有効であることが確認でき、事故シナリオグループ「LOCA時注水機能喪失」に対して有効である。</b></p>	<p>た、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも<b>操作時間余裕</b>があることを確認した。</p> <p>発電所災害対策要員は、本事故シナリオグループにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、<b>外部電源喪失を仮定しても供給可能である。</b></p> <p>以上のことから、<b>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ナリオに対して有効であり、事故シナリオグループ「ECCS注水機能喪失」に対して有効である。</b></p>	<p>た、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作が遅れた場合でも<b>操作時間余裕</b>があることを確認した。</p> <p>重大事故等対策要員は、本事故シナリオグループにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また、必要な水源、燃料及び電源については、外部電源喪失を仮定しても供給可能である。</p> <p>以上のことから、事故シナリオグループ「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ナリオに対して有効であり、事故シナリオグループ「ECCS注水機能喪失」に対して有効である。</p>	<p>記載表現の相違                  ・要員について記載は異なるが、内容は同等                  重大事故等対策の相違</p>

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉

第2.6.1表 「LOCA時注水機能喪失」の重大事故等対策について (1/2)

制振及び確認	手続	重大事故等対応設備	
		設置設備	計装設備
交流送電機力増強機及び原子炉システム保護	・原子炉出力変動中に原子炉冷却材出口パワートリップを構成する感度の中小範囲の発生と同時に高出電圧発生及び非常用アイゼンセム発電機等が全て働いて電力供給が停止しないことにより高圧・低圧注水機能喪失を回避する。	—	平均出力削減モニター* 高出電圧モニター*
高圧・低圧注水機能喪失確認	・原子炉本体による自動減速信号が発生するが、高圧注水の自動始動失敗又は高圧注水のポンプ出力低下の指示が上見しないことにより高圧・低圧注水機能喪失を確認する。	—	原子炉本体 (S/A広範囲) 原子炉本体 (S/A広範囲) 原子炉本体 (広域) 原子炉本体 (燃料棒) 【原子炉内循環ポンプ出口流量】* 【高圧注水ポンプ出口流量】* 【低圧注水ポンプ出口流量】* 【高圧注水ポンプ出口流量】* 【低圧注水ポンプ出口流量】*
高圧注水ポンプ系による原子炉注水	・高圧注水機能喪失を確認後、高圧注水ポンプ系を起動し、原子炉水位を回復する。	高圧注水ポンプ系 高圧注水ポンプ* 低圧注水ポンプ	原子炉本体 (S/A広範囲) 原子炉本体 (S/A広範囲) 原子炉本体 (広域) 原子炉本体 (燃料棒) 高圧注水ポンプ出口流量 低圧注水ポンプ出口流量
過剰安全弁による原子炉注水	・高圧・低圧注水機能喪失の確認及び高圧注水機能喪失の確認による交流送電機出力低下、中圧注水機能喪失 (低圧注水ポンプ) を発生させ、中圧注水機能喪失 (低圧注水ポンプ) を発生させ、中圧注水機能喪失 (低圧注水ポンプ) を発生させる。原子炉注水機能喪失を確認する。	高圧注水ポンプ系 高圧注水ポンプ* 低圧注水ポンプ	原子炉本体 (S/A) 原子炉本体 (広域) 高圧注水ポンプ出口流量

\*：設置可能な対象とされている設備を重大事故等対応設備に位置付けるもの  
 □：有効性評価上考慮しない設備

泊発電所3号炉

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 (1/3)

制振及び確認	手続	重大事故等対応設備	
		設置設備	計装設備
a. プラントトリップの確認	・事故の発生に伴い、原子炉がトリップ及びターボトリップを確認する。 ・非常用送電機及び非常用発電機を起動し、原子炉出力を確保する。 ・「ECCS作動」警報により非常用冷却ポンプ作動信号が受信し、安全注入シークエンスが作動していることを確認する。	—	出力削減ポンプ系 中圧注水ポンプ系 中圧注水ポンプ出口流量 原子炉注水機能喪失確認
b. 安全注入シークエンス作動状況の確認	・高圧注水ポンプ系による自動減速信号が発生するが、高圧注水の自動始動失敗又は高圧注水のポンプ出力低下の指示が上見しないことにより高圧・低圧注水機能喪失を確認する。	燃料取扱ポンプ 高圧注水ポンプ 低圧注水ポンプ	原子炉注水機能喪失確認 高圧注水ポンプ出口流量 低圧注水ポンプ出口流量
c. 1次冷却材の漏えいの判断	・高圧注水ポンプ系による自動減速信号が発生するが、高圧注水の自動始動失敗又は高圧注水のポンプ出力低下の指示が上見しないことにより高圧・低圧注水機能喪失を確認する。	—	原子炉注水機能喪失確認 高圧注水ポンプ出口流量 低圧注水ポンプ出口流量
d. 高圧注水系の機能喪失の確認	・高圧注水ポンプ系による自動減速信号が発生するが、高圧注水の自動始動失敗又は高圧注水のポンプ出力低下の指示が上見しないことにより高圧・低圧注水機能喪失を確認する。	—	原子炉注水機能喪失確認 高圧注水ポンプ出口流量 低圧注水ポンプ出口流量
e. 高圧注水系の機能喪失時の対応	・高圧注水ポンプ系による自動減速信号が発生するが、高圧注水の自動始動失敗又は高圧注水のポンプ出力低下の指示が上見しないことにより高圧・低圧注水機能喪失を確認する。	【全てポンプ】 【燃料取扱ポンプ系】	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対応設備

大阪発電所3/4号炉

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 (1/3)

制振及び確認	手続	重大事故等対応設備	
		設置設備	計装設備
a. プラントトリップの確認	・事故の発生に伴い、原子炉がトリップ及びターボトリップを確認する。 ・非常用送電機及び非常用発電機を起動し、原子炉出力を確保する。 ・「ECCS作動」警報により非常用冷却ポンプ作動信号が受信し、安全注入シークエンスが作動していることを確認する。	—	出力削減ポンプ系 中圧注水ポンプ系 中圧注水ポンプ出口流量 原子炉注水機能喪失確認
b. 安全注入シークエンス作動状況の確認	・高圧注水ポンプ系による自動減速信号が発生するが、高圧注水の自動始動失敗又は高圧注水のポンプ出力低下の指示が上見しないことにより高圧・低圧注水機能喪失を確認する。	燃料取扱ポンプ 高圧注水ポンプ 低圧注水ポンプ	原子炉注水機能喪失確認 高圧注水ポンプ出口流量 低圧注水ポンプ出口流量
c. 1次冷却材の漏えいの判断	・高圧注水ポンプ系による自動減速信号が発生するが、高圧注水の自動始動失敗又は高圧注水のポンプ出力低下の指示が上見しないことにより高圧・低圧注水機能喪失を確認する。	—	原子炉注水機能喪失確認 高圧注水ポンプ出口流量 低圧注水ポンプ出口流量
d. 高圧注水系の機能喪失の確認	・高圧注水ポンプ系による自動減速信号が発生するが、高圧注水の自動始動失敗又は高圧注水のポンプ出力低下の指示が上見しないことにより高圧・低圧注水機能喪失を確認する。	—	原子炉注水機能喪失確認 高圧注水ポンプ出口流量 低圧注水ポンプ出口流量
e. 高圧注水系の機能喪失時の対応	・高圧注水ポンプ系による自動減速信号が発生するが、高圧注水の自動始動失敗又は高圧注水のポンプ出力低下の指示が上見しないことにより高圧・低圧注水機能喪失を確認する。	【全てポンプ】 【燃料取扱ポンプ系】	—

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対応設備

差異の説明

設計方針の相違  
 ・手順や設備は異なるが、減圧し炉心注水する点は、泊も女川も同様

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

第 2.6.1 表 「L.O.C.A時注水機能喪失」の重大事故等対策について(2/2)

操作及び確認	手順	留意設備	可搬型設備	非常設備
炉圧代償注水系統(常設) (国本移走ポンプ) による炉子炉注水	<ul style="list-style-type: none"> <li>過給し安全弁(自動減圧機能)による炉子炉注水減圧により、炉圧代償注水系統(常設)(国本移走ポンプ)の高圧力を下回ると炉子炉注水の開始が危殆(レベル3)から炉子炉注水の危険(レベル4)の間に移行する。</li> </ul>	ガスタービン発電機 炉子炉注ポンプ 国本移走ポンプ ガスタービン発電機燃料油タンク ガスタービン発電機冷却水タンク	炉子炉注ポンプ (タイプA) 炉子炉注ポンプ (タイプB) 炉子炉注ポンプ (タイプC) 炉子炉注ポンプ (タイプD) 炉子炉注ポンプ (タイプE) 炉子炉注ポンプ (タイプF) 炉子炉注ポンプ (タイプG) 炉子炉注ポンプ (タイプH) 炉子炉注ポンプ (タイプI)	炉子炉注ポンプ (タイプA) 炉子炉注ポンプ (タイプB) 炉子炉注ポンプ (タイプC) 炉子炉注ポンプ (タイプD) 炉子炉注ポンプ (タイプE) 炉子炉注ポンプ (タイプF) 炉子炉注ポンプ (タイプG) 炉子炉注ポンプ (タイプH) 炉子炉注ポンプ (タイプI)
炉子炉注ポンプ(常設)による炉子炉注水	<ul style="list-style-type: none"> <li>過給し安全弁(自動減圧機能)による炉子炉注水減圧により、炉子炉注ポンプの運転が停止する。</li> </ul>	ガスタービン発電機 炉子炉注ポンプ 国本移走ポンプ ガスタービン発電機燃料油タンク ガスタービン発電機冷却水タンク	炉子炉注ポンプ (タイプA) 炉子炉注ポンプ (タイプB) 炉子炉注ポンプ (タイプC) 炉子炉注ポンプ (タイプD) 炉子炉注ポンプ (タイプE) 炉子炉注ポンプ (タイプF) 炉子炉注ポンプ (タイプG) 炉子炉注ポンプ (タイプH) 炉子炉注ポンプ (タイプI)	炉子炉注ポンプ (タイプA) 炉子炉注ポンプ (タイプB) 炉子炉注ポンプ (タイプC) 炉子炉注ポンプ (タイプD) 炉子炉注ポンプ (タイプE) 炉子炉注ポンプ (タイプF) 炉子炉注ポンプ (タイプG) 炉子炉注ポンプ (タイプH) 炉子炉注ポンプ (タイプI)
炉子炉注ポンプ(非常用)による炉子炉注水	<ul style="list-style-type: none"> <li>過給し安全弁(自動減圧機能)による炉子炉注水減圧により、炉子炉注ポンプの運転が停止する。</li> </ul>	ガスタービン発電機 炉子炉注ポンプ 国本移走ポンプ ガスタービン発電機燃料油タンク ガスタービン発電機冷却水タンク	炉子炉注ポンプ (タイプA) 炉子炉注ポンプ (タイプB) 炉子炉注ポンプ (タイプC) 炉子炉注ポンプ (タイプD) 炉子炉注ポンプ (タイプE) 炉子炉注ポンプ (タイプF) 炉子炉注ポンプ (タイプG) 炉子炉注ポンプ (タイプH) 炉子炉注ポンプ (タイプI)	炉子炉注ポンプ (タイプA) 炉子炉注ポンプ (タイプB) 炉子炉注ポンプ (タイプC) 炉子炉注ポンプ (タイプD) 炉子炉注ポンプ (タイプE) 炉子炉注ポンプ (タイプF) 炉子炉注ポンプ (タイプG) 炉子炉注ポンプ (タイプH) 炉子炉注ポンプ (タイプI)

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(2/3)

判断及び操作	手順	重大事故等対策設備		
		常設設備	可搬設備	非常設備
1. 炉子炉注ポンプの動作確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉子炉注ポンプの運転状況を、炉子炉注ポンプの運転指示に基づき確認する。</li> </ul>	【炉子炉注ポンプ】 タービン駆動炉子炉注ポンプ 電動機炉子炉注ポンプ 高圧炉子炉注ポンプ 補助炉子炉注ポンプ ディーゼル発電機炉子炉注ポンプ	-	1次炉子炉注ポンプ (広域-高圧) 2次炉子炉注ポンプ (広域-低圧)
2. 炉子炉注ポンプの運転停止	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次炉子炉注ポンプの運転が停止した場合、炉子炉注ポンプの運転を停止する。</li> </ul>	炉子炉注ポンプ 国本移走ポンプ ガスタービン発電機燃料油タンク ガスタービン発電機冷却水タンク	-	1次炉子炉注ポンプ (広域-高圧) 2次炉子炉注ポンプ (広域-低圧)
3. 炉子炉注ポンプの運転再開	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉子炉注ポンプの運転が再開されることを確認する。</li> </ul>	炉子炉注ポンプ 国本移走ポンプ ガスタービン発電機燃料油タンク ガスタービン発電機冷却水タンク	-	1次炉子炉注ポンプ (広域-高圧) 2次炉子炉注ポンプ (広域-低圧)
4. 炉子炉注ポンプの運転再開確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉子炉注ポンプの運転が再開されることを確認する。</li> </ul>	炉子炉注ポンプ 国本移走ポンプ ガスタービン発電機燃料油タンク ガスタービン発電機冷却水タンク	-	1次炉子炉注ポンプ (広域-高圧) 2次炉子炉注ポンプ (広域-低圧)

第 2.6.1 表 「E.C.C.S 注水機能喪失」における重大事故等対策について(2/3)

特異及び操作	手順	重大事故等対策設備		
		常設設備	可搬設備	非常設備
f. 炉子炉注ポンプ2次炉注ポンプの炉子炉注水	<ul style="list-style-type: none"> <li>1次炉子炉注ポンプの運転が停止した場合、炉子炉注ポンプの運転を開始する。</li> </ul>	炉子炉注ポンプ 国本移走ポンプ ガスタービン発電機燃料油タンク ガスタービン発電機冷却水タンク	-	1次炉子炉注ポンプ (広域-高圧) 2次炉子炉注ポンプ (広域-低圧)
g. 炉子炉注ポンプの運転確認及び炉子炉注ポンプの運転再開	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉子炉注ポンプの運転が再開されることを確認する。</li> </ul>	炉子炉注ポンプ 国本移走ポンプ ガスタービン発電機燃料油タンク ガスタービン発電機冷却水タンク	-	1次炉子炉注ポンプ (広域-高圧) 2次炉子炉注ポンプ (広域-低圧)
h. 炉子炉注水開始の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉子炉注水開始の確認を行う。</li> </ul>	炉子炉注ポンプ 国本移走ポンプ ガスタービン発電機燃料油タンク ガスタービン発電機冷却水タンク	-	1次炉子炉注ポンプ (広域-高圧) 2次炉子炉注ポンプ (広域-低圧)
i. 炉子炉注水開始確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>炉子炉注水開始の確認を行う。</li> </ul>	炉子炉注ポンプ 国本移走ポンプ ガスタービン発電機燃料油タンク ガスタービン発電機冷却水タンク	-	1次炉子炉注ポンプ (広域-高圧) 2次炉子炉注ポンプ (広域-低圧)

設計方針の相違  
 ・手順や設備は異なるが、減圧し炉心注水する点は、泊も女川も同様

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

7.1.6 ECCS注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明										
		<p style="text-align: center;">第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）</p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%;">判断及び操作</th> <th style="width: 30%;">手順</th> <th style="width: 20%;">常設設備</th> <th style="width: 10%;">可搬設備</th> <th style="width: 10%;">計装設備</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>                     1. 再循環自動切換の確認                 </td> <td> <ul style="list-style-type: none"> <li>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、格納容器再循環ポ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。</li> <li>格納容器再循環ポンプ水位（広域）計指示が56%以上であることを確認する。</li> <li>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。</li> <li>低圧注入系動作不能の場合は、仮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。</li> </ul> </td> <td>                     燃料取替用水ピット                      格納容器再循環ポンプ                      スタクリーン                      余熱除去ポンプ                      余熱除去冷却器                      デイジーセル発電機                      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 S S連絡ライン使用）】                      【A格納容器スプレイ冷却器】                 </td> <td style="text-align: center;">-</td> <td>                     燃料取替用水ピット水位                      格納容器再循環ポンプ水位（広域）                      格納容器再循環ポンプ水位（狭域）                      1. 水処理材高温側温度（広域）                      1. 水処理材低温側温度（広域）                      1. 水処理材圧力（広域）                      1. 水処理材流量                 </td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: right;">【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対策設備</p>	判断及び操作	手順	常設設備	可搬設備	計装設備	1. 再循環自動切換の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>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、格納容器再循環ポ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。</li> <li>格納容器再循環ポンプ水位（広域）計指示が56%以上であることを確認する。</li> <li>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。</li> <li>低圧注入系動作不能の場合は、仮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。</li> </ul>	燃料取替用水ピット 格納容器再循環ポンプ スタクリーン 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 デイジーセル発電機 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 S S連絡ライン使用）】 【A格納容器スプレイ冷却器】	-	燃料取替用水ピット水位 格納容器再循環ポンプ水位（広域） 格納容器再循環ポンプ水位（狭域） 1. 水処理材高温側温度（広域） 1. 水処理材低温側温度（広域） 1. 水処理材圧力（広域） 1. 水処理材流量	
判断及び操作	手順	常設設備	可搬設備	計装設備									
1. 再循環自動切換の確認	<ul style="list-style-type: none"> <li>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、格納容器再循環ポ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。</li> <li>格納容器再循環ポンプ水位（広域）計指示が56%以上であることを確認する。</li> <li>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。</li> <li>低圧注入系動作不能の場合は、仮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。</li> </ul>	燃料取替用水ピット 格納容器再循環ポンプ スタクリーン 余熱除去ポンプ 余熱除去冷却器 デイジーセル発電機 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 S S連絡ライン使用）】 【A格納容器スプレイ冷却器】	-	燃料取替用水ピット水位 格納容器再循環ポンプ水位（広域） 格納容器再循環ポンプ水位（狭域） 1. 水処理材高温側温度（広域） 1. 水処理材低温側温度（広域） 1. 水処理材圧力（広域） 1. 水処理材流量									



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

女川原子力発電所2号炉

第2.6.2表 主要解析条件（LOCA時注水機能喪失）（1/4）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	原子炉側：SAFER, CHASTE 熱納容器側：MAAP	本重要事故シナリオの重要現象を評価できるコード
原子炉熱出力	2,436MW	定格原子炉熱出力として設定
原子炉圧力	6.93MPa(gage)	定格原子炉圧力として設定
炉心流量	35.6×10 <sup>4</sup> t/h	定格流量として設定
炉心入口温度	約278℃	熱平衡計算による値
炉心入口サブクール度	約9℃	熱平衡計算による値
原子炉水位	通常運転水位(セパレータスカート下端から+133cm)	通常運転時の原子炉水位として設定
燃料	9×9燃料(A型)	-
最大線出力密度	44.6kW/m	通常運転時の熱的制限値として設定
原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度336d/t)	平衡炉心サイクル末期の炉心平均燃焼度に対し、ばらつきとして10%の保守性を考慮し、条件を設定
格納容器容積(ドライウェル)	7,950m <sup>3</sup>	格納容器の設計値として設定
格納容器容積(サブプレッションチェンバ)	空間部：5,100m <sup>3</sup> 液相部：2,850m <sup>3</sup>	格納容器の設計値として設定
サブプレッションプール水位	3.55m(通常運転水位)	通常運転時のサブプレッションプール水位として設定
格納容器温度(ドライウェル)	57℃	通常運転時の格納容器温度として設定
格納容器温度(サブプレッションチェンバ)	32℃	通常運転時のサブプレッションプール本層の上層値として設定
格納容器圧力	5MPa(gage)	通常運転時の格納容器圧力として設定
真空破壊装置	3,40Pa (ドライウェル-サブプレッションチェンバ間開口)	真空破壊装置の設計値として設定
外部水層の温度	40℃	海水貯蔵タンク水温の実績(月平均値)を踏まえて設定

第2.6.2表 主要解析条件（LOCA時注水機能喪失）（2/4）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原因事象	再循環配管の破断 破断面積 1.4m <sup>2</sup>	中破断LOCAに対する条件を下記に基づき設定 - 破断箇所は、冷却材の流出流量が大きくなるため炉心冷却の観点で厳しい液相配管とし、液相配管はシュウラド内外で燃料被覆管温度及び事象進展に有意な差はないことから、原子炉圧力容器に接続される配管の中で破断位置が低く最大口径となる配管を選定 - 破断面積は、炉心損傷防止対策の有効性を確認する上で、事故シナリオグループ「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として1.4m <sup>2</sup> を設定
安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失、低圧注水機能喪失及び原子炉減圧機能喪失	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ィ系の機能喪失を、低圧注水機能として低圧炉心スプレィ系及び残留熱除去系(低圧注水モード)の機能喪失を設定、原子炉減圧機能として自動減圧系の機能喪失を設定
外部電源	外部電源なし	LOCA時に崩壊熱除去機能が喪失する事故シナリオを考慮して設定 外部電源の有無を比較し、外部電源なしの場合は給排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、外部電源なしを設定 また、原子炉スクラムま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

泊発電所3号炉

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）（1/3）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	M-RELAP5	重要事故シナリオの重要現象である炉心における燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイ下率変化等を適切に評価することが可能であるコード
炉心熱出力(初期)	100% (2,652MW) × 1.02	評価結果を厳しくするように、定常運転を考慮した上限値として設定 炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸発量及び燃料被覆管の温度評価の観点から厳しい設定
1次冷却材圧力(初期)	15.41+0.21MPa [gage]	評価結果を厳しくするように、定常運転を考慮した上限値として設定 1次冷却材圧力が高いと2次系強制冷却による減温、減圧が進むとともに、着圧注入のタイミミングが遅くなり、比較的低温の冷却材が注水されることから、厳しい設定
1次冷却材平均温度(初期)	306.6+2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常運転を考慮した上限値として設定 1次冷却材平均温度(1次系保有エネルギー)が高いと2次系強制冷却による減温、減圧が進むとともに、着圧注入のタイミミングが遅くなり、比較的低温の冷却材が注水されることから、厳しい設定
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	17×17型燃料集合体を装荷した3ルーブリックを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。熱効率が低いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、熱効率が低くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮している
起因事象	中破断LOCA 破断位置：低圧側配管 破断口径：約0.15m(6インチ) 約0.1m(4インチ) 約0.05m(2インチ)	中破断LOCAが発生するものとして設定。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低圧側配管とし、原子炉容器と非常用炉心冷却設備の注入配管との間において破断するものとして設定する。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次系の減圧又は高圧注入系による炉心冷却が必要な範囲として設定

大阪発電所3/4号炉

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）（1/3）

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	M-RELAP5	重要事故シナリオの重要現象である炉心における燃料棒表面熱伝達、沸騰・ボイ下率変化等を適切に評価することが可能であるコード
炉心熱出力(初期)	100% (3,411MW) × 1.02	評価結果を厳しくするように、定常運転を考慮した上限値として設定 炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、1次冷却材の蒸発量及び燃料被覆管の温度評価の観点から厳しい設定
1次冷却材圧力(初期)	15.41+0.21MPa(gage)	評価結果を厳しくするように、定常運転を考慮した上限値として設定 1次冷却材圧力が高いと2次系強制冷却による減温、減圧が進むとともに、着圧注入のタイミミングが遅くなり、比較的低温の冷却材が注水されることから、厳しい設定
1次冷却材平均温度(初期)	307.1+2.2℃	評価結果を厳しくするように、定常運転を考慮した上限値として設定 1次冷却材平均温度(1次系保有エネルギー)が高いと2次系強制冷却による減温、減圧が進むとともに、着圧注入のタイミミングが遅くなり、比較的低温の冷却材が注水されることから、厳しい設定
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	サイクル末期炉心の保守的な値を設定 燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、熱効率が低くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定
蒸気発生器2次側保有水量(初期)	50t (1基当たり)	設計値として設定
起因事象	中破断LOCA 破断位置：低圧側配管 破断口径：約0.15m(6インチ) 約0.1m(4インチ) 約0.05m(2インチ)	中破断LOCAが発生するものとして設定。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は低圧側配管とし、原子炉容器と非常用炉心冷却設備の注入配管との間において破断するものとして設定する。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次系の減圧又は高圧注入系による炉心冷却が必要な範囲として設定

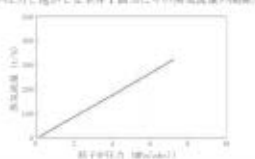
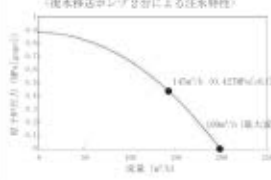
解析条件の相違  
 ・条件は異なるものの、設計値や実績を基に一部保守的な設定としている点は、泊も女川も同様

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉

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
原子炉システム信号	原子炉水位低（レベル3） （遅れ時間：1.05秒）	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定
逃がし弁機能	逃がし弁機能 7.37MPa[gage]×2個、356t/h（1個当たり） 7.48MPa[gage]×3個、360t/h（1個当たり） 7.53MPa[gage]×3個、363t/h（1個当たり） 7.58MPa[gage]×3個、367t/h（1個当たり）	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定
逃がし安全弁	逃がし安全弁（自動減圧機能）の6個を開閉することによる原子炉急減圧 （原子炉圧力と逃がし安全弁1個当たりの蒸気流量の関係） 	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定
低圧代替注水系（常設）（取水移送ポンプ）	最大199m³/hで注水、その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	設計値に注入配管の管路圧損を考慮した値として設定 
原子炉格納容器代替スプレイ冷却系（可搬型）	38m³/hにて格納容器内へスプレイ	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、設定
原子炉格納容器フィルタベント系等	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）を全開にて格納容器除熱	原子炉格納容器フィルタベント系等の設計値として設定

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
事故代替交流電源設備からの受電操作	事象発生15分後	全交流動力電圧喪失を確認後実施するが、事象判断時間を考慮して、事象発生から10分後に開始し、操作時間は5分間として設定
低圧代替注水系（常設）（取水移送ポンプ）の起動及び中央制御室における系統構成	事象発生20分後	高圧・低圧注水機能喪失確認及び事故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する。操作時間は5分間とする
逃がし安全弁による原子炉急減圧操作	事象発生20分後	中央制御室操作における低圧代替注水系（常設）（取水移送ポンプ）の準備時間を考慮して、事象発生から20分後に開始する
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	格納容器圧力0.384MPa[gage]到達時	格納容器設計圧力を踏まえて設定
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	格納容器圧力0.427MPa[gage]到達時	格納容器最高使用圧力を踏まえて設定

泊発電所3号炉

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）（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、常用系機器の機能喪失及び工学的安全断絶の作動遅れの観点から炉心冷却上厳しい設定。
原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.73MPa [gage]) (応答時間2.0秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値として、トリップ限界値を設定。検出遅れや信号発生遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。
非常用炉心冷却設備作動信号	原子炉圧力低と加圧器水位低の一致 (12.04MPa [gage]、水位検出器下層) (応答時間2.0秒) あるいは原子炉圧力異常低 (11.36MPa [gage]) (応答時間2.0秒)	非常用炉心冷却設備作動設定値に計装誤差を考慮した低い値として、非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。検出遅れや信号発生遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。
余熱除去ポンプ	最小注入特性（2台） （低圧注入特性） 0 m³/h～約770m³/h、 0 MPa [gage]～約0.58MPa [gage]	余熱除去ポンプ注入特性の設計値として設定。 炉心冷却性が厳しくなる観点から、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を設定。
補助給水ポンプ	非常用炉心冷却設備作動限界値到達の80秒後に注水開始 150m³/h （蒸気発生器3基合計）	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速到達時間に余裕を考慮して設定。 電動補助給水ポンプ2台及びタービン駆動補助給水ポンプ1台の補助給水全量運転時（ポンプ容量は設計値（ミニフロー流量除く）を仮定）に3基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。

大阪発電所3/4号炉

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、常用系機器の機能喪失及び工学的安全断絶の作動遅れの観点から炉心冷却上厳しい設定。
原子炉トリップ信号	原子炉圧力低 (12.73MPa [gage]) (応答時間2.0秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値として、トリップ限界値を設定。検出遅れや信号発生遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。
非常用炉心冷却設備作動信号	原子炉圧力低 (12.04MPa [gage]) (応答時間2.0秒)	非常用炉心冷却設備作動設定値に計装誤差を考慮した低い値として、非常用炉心冷却設備作動限界値を設定。検出遅れや信号発生遅れ時間等を考慮して、応答時間を設定。
余熱除去ポンプ	最小注入特性（2台） （低圧注入特性） 0 m³/h～約1,010m³/h、 0 MPa [gage]～約0.9MPa [gage]	炉心冷却性が厳しくなる観点から、炉心への注水量が少なくなる最小注入特性を設定。
補助給水ポンプ	非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後に注水開始 870m³/h （蒸気発生器4基合計）	補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプの定速到達時間に余裕を考慮して設定。 電動補助給水ポンプ2台及びタービン駆動補助給水ポンプ1台の補助給水全量運転時（ポンプ容量は設計値（ミニフロー流量除く）を仮定）に4基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。

解析条件の相違  
 ・条件は異なるものの、設計値や実績を基に一部保守的な設定としている点は、泊も女川も同様

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明																																				
	<p>第 7.1.6.2 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> <table border="1" data-bbox="1113 325 1715 1774"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主蒸気逃がし弁</td> <td>定格主蒸気流量の10% (1個当たり)</td> <td>主蒸気逃がし弁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。</td> </tr> <tr> <td>蓄圧タンク保持圧力</td> <td>4.0MPa [gage] (最低保持圧力)</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>蓄圧タンク保有水量</td> <td>29.0m<sup>3</sup> (1基当たり) (最小保有水量)</td> <td>最小の保有水量を設定。</td> </tr> <tr> <td>2次系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開)</td> <td>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</td> <td>運転員等操作時間として、事象発生を検知・判断に10分、主蒸気逃がし弁の中央制御室操作に1分を想定して設定。</td> </tr> <tr> <td>補助給水流量の調整</td> <td>蒸気発生器狭域水位内</td> <td>運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	主蒸気逃がし弁	定格主蒸気流量の10% (1個当たり)	主蒸気逃がし弁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。	蓄圧タンク保持圧力	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。	蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (最小保有水量)	最小の保有水量を設定。	2次系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開)	非常用炉心冷却設備作動信号発信 の10分後に開始し1分で完了	運転員等操作時間として、事象発生を検知・判断に10分、主蒸気逃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	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。	<p>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）（3/3）</p> <table border="1" data-bbox="1869 325 2457 1774"> <thead> <tr> <th>項目</th> <th>主要解析条件</th> <th>条件設定の考え方</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>主蒸気逃がし弁</td> <td>定格主蒸気流量の10% (1個当たり)</td> <td>主蒸気逃がし弁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。</td> </tr> <tr> <td>蓄圧タンク保持圧力</td> <td>4.04MPa [gage] (最低保持圧力)</td> <td>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。</td> </tr> <tr> <td>蓄圧タンク保有水量</td> <td>26.9m<sup>3</sup> (1基当たり) (最低保有水量)</td> <td>最低の保有水量を設定。</td> </tr> <tr> <td>2次冷却系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開)</td> <td>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</td> <td>運転員等操作時間として、事象発生を検知及び判断に10分、主蒸気逃がし弁の中央制御室操作に1分を想定して設定。</td> </tr> <tr> <td>補助給水流量の調整</td> <td>蒸気発生器狭域水位内</td> <td>運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。</td> </tr> </tbody> </table>	項目	主要解析条件	条件設定の考え方	主蒸気逃がし弁	定格主蒸気流量の10% (1個当たり)	主蒸気逃がし弁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。	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [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。	蓄圧タンク保有水量	26.9m <sup>3</sup> (1基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。	2次冷却系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開)	非常用炉心冷却設備作動信号発信 の10分後に開始し1分で完了	運転員等操作時間として、事象発生を検知及び判断に10分、主蒸気逃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	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。	<p>解析条件の相違              ・条件は異なるものの、設計値や実績を基に一部保守的な設定としている点は、泊も女川も同様</p>
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																					
主蒸気逃がし弁	定格主蒸気流量の10% (1個当たり)	主蒸気逃がし弁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。																																					
蓄圧タンク保持圧力	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。																																					
蓄圧タンク保有水量	29.0m <sup>3</sup> (1基当たり) (最小保有水量)	最小の保有水量を設定。																																					
2次系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開)	非常用炉心冷却設備作動信号発信 の10分後に開始し1分で完了	運転員等操作時間として、事象発生を検知・判断に10分、主蒸気逃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	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。																																					
項目	主要解析条件	条件設定の考え方																																					
主蒸気逃がし弁	定格主蒸気流量の10% (1個当たり)	主蒸気逃がし弁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。																																					
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [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。																																					
蓄圧タンク保有水量	26.9m <sup>3</sup> (1基当たり) (最低保有水量)	最低の保有水量を設定。																																					
2次冷却系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開)	非常用炉心冷却設備作動信号発信 の10分後に開始し1分で完了	運転員等操作時間として、事象発生を検知及び判断に10分、主蒸気逃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	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作として、蒸気発生器狭域水位内に維持するように設定。																																					

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>第2.6.1図 「LOCA時注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (1/3)              (原子が急速減圧及び原子炉注水)</p> <p>第2.6.2図 「LOCA時注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図 (2/3)              (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概略系統図 (3/3)              (原子炉注水及び格納容器除熱)</p>	<p>第7.1.6.1図 「ECCS注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図</p>	<p>第2.6.1図 「ECCS注水機能喪失」の重大事故等対策の概略系統図</p>	<p>重大事故等対策の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・設備は異なるが、減圧し炉心注水する点では、泊も女川も同様</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大阪発電所3/4号炉	差異の説明
		<p>設計想定事象発生          運転員が使用する手順については、最終的な判断責任が明確化されており、原子力発電所において異常が発生した際に、運転員は事象発生後約10分間で以下の対応プロセスにより事業を判断して必要な対応を実施することが出来る。</p> <p>設計想定事象発生          B-COA対応(炉心冷却防止)</p> <p>凡例: [ ] 設計事業対応手順(事故時標準手順) [ ] B-COA対応手順(事故時標準手順(第2版)) 注: 注脚はプロセスの優先度を示す</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
		<p>設計異常事象発生          運転員が使用する手順については、各機種の対応項目が記載されており、原子力発電所において発生した場合、運転員は事象発生後、約10分以内の判定プロセスにより事象を判断して必要な対応を実施することができるとする。</p> <p>B-ODA3注(注水機能喪失)</p> <p>破損EG機能喪失          ・破損EG圧力低下          ・注水機能がし、冷却水流量調整による炉内温度調整</p> <p>破損RO機能喪失          ・破損EG圧力低下          ・2次冷却系運転停止、1次冷却系運転継続(ウォータウンアンドリサーキュレーション)</p> <p>冷却系喪失機能喪失          ・炉の温度上昇          ・1次冷却系圧力変化あり          ・2次冷却系運転停止、1次冷却系運転継続(ウォータウンアンドリサーキュレーション)</p> <p>ECCS注入失敗          ・高圧(破損)注入流量なし          ・高圧(破損)注入ポンプ運転不能          ・設置代替停止注水ポンプによる炉心注水          ・ECCS再循環確保          ・炉の切替不能          ・気泡再循環          ・ECCS再循環確保          ・炉の切替不能          ・気泡再循環          ・冷却系喪失機能喪失          ・炉の温度上昇          ・1次冷却系圧力変化あり          ・2次冷却系運転停止、1次冷却系運転継続(ウォータウンアンドリサーキュレーション)</p> <p>炉心温度監視          ・炉心出口温度 &gt; 357°C 以上及び          ・燃料容器内熱レシオモニタ <math>1 \times 10^{16} \text{ne}/\text{g}\cdot\text{h}</math> 以上          ・炉心温度監視          ・燃料容器内熱レシオモニタ</p> <p>炉心温度監視          ・炉心出口温度 &gt; 357°C 以上及び          ・燃料容器内熱レシオモニタ <math>1 \times 10^{16} \text{ne}/\text{g}\cdot\text{h}</math> 以上          ・炉心温度監視          ・燃料容器内熱レシオモニタ</p> <p>炉心温度監視          ・炉心出口温度 &gt; 357°C 以上及び          ・燃料容器内熱レシオモニタ <math>1 \times 10^{16} \text{ne}/\text{g}\cdot\text{h}</math> 以上          ・炉心温度監視          ・燃料容器内熱レシオモニタ</p>	

第 2.6.2 図 「ECCS注水機能喪失」の対処手順の概要 (判定プロセス) (2/2)

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大阪発電所3/4号炉	差異の説明
<p>第2.6.1図 「LOCA時注水機能喪失」の対応手順の概要</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故」の事象進展)</p>	<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>対応手順の相違          ・詳細な対応手順は異なるが、減圧し炉心注水するという点では、泊も女川も同様</p>

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大阪発電所3/4号炉	差異の説明
	<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>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>対応手順の相違          ・詳細な対応手順は異なるが、減圧し炉心注水するという点では、泊も女川も同様</p>



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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大阪発電所3/4号炉	差異の説明
	<p style="text-align: center;"><b>泊発電所3号炉</b></p> <p style="text-align: center;"><b>第 7.1.6.4 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) 時に高圧注入機能が喪失する事故」の事象進展)</b></p>	<p style="text-align: center;"><b>大阪発電所3/4号炉</b></p> <p style="text-align: center;"><b>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)</b></p>	<p>対応手順の相違</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・詳細な対応手順は異なるが、減圧し炉心注水するという点では、泊も女川も同様</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

女川原子力発電所2号炉

第2.6.5図 「LOCA時日本機注水機」の作業と所要時間

泊発電所3号炉

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）時に高圧注入機能が喪失する事故）

大阪発電所3/4号炉

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）

作業等の相違

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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大阪発電所3/4号炉	差異の説明
	<p style="text-align: center;">第7.1.6.6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)</p>	<p style="text-align: center;">第2.6.7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)</p>	<p style="color: red;">作業等の相違</p>

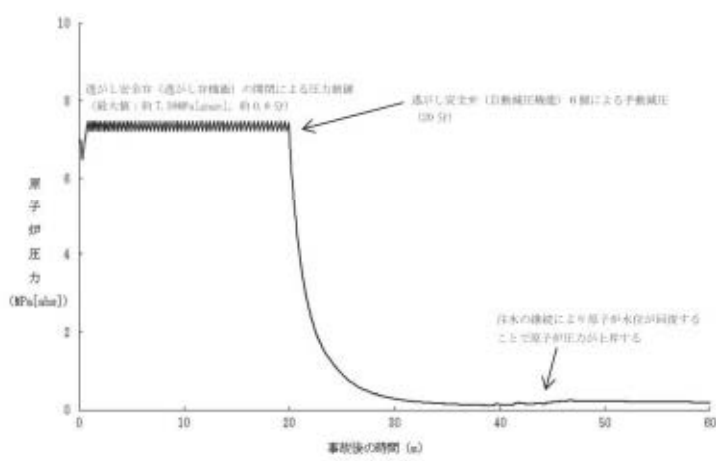
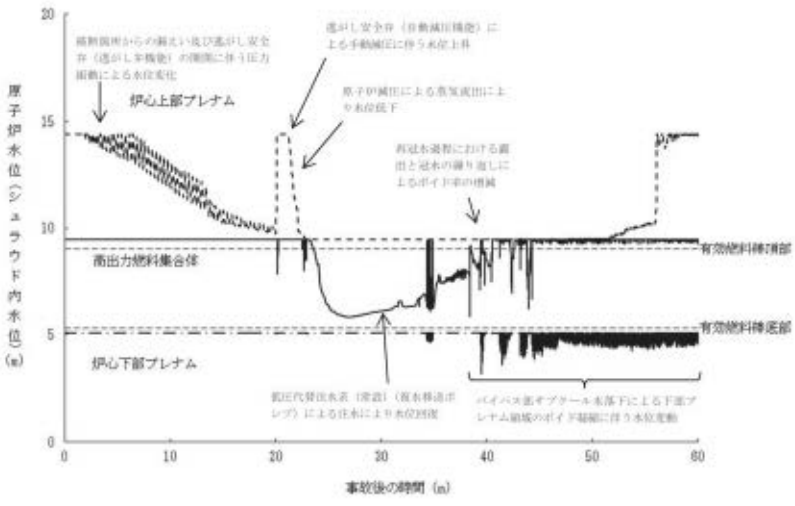
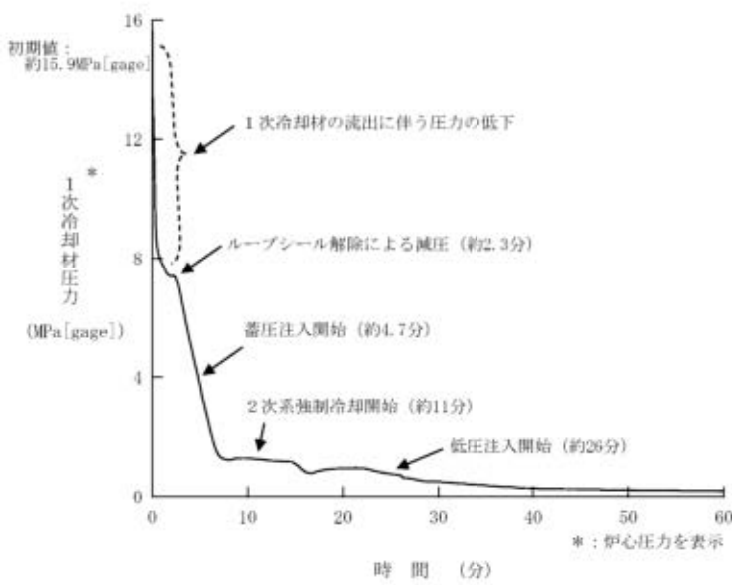
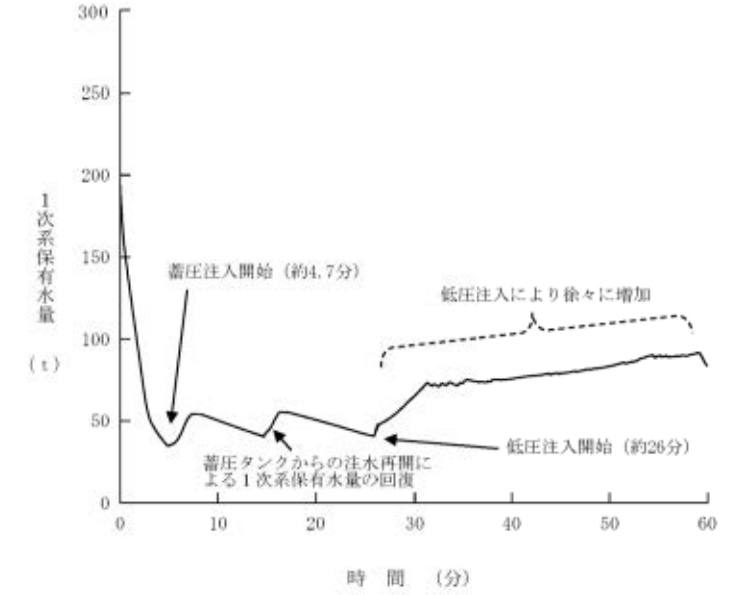
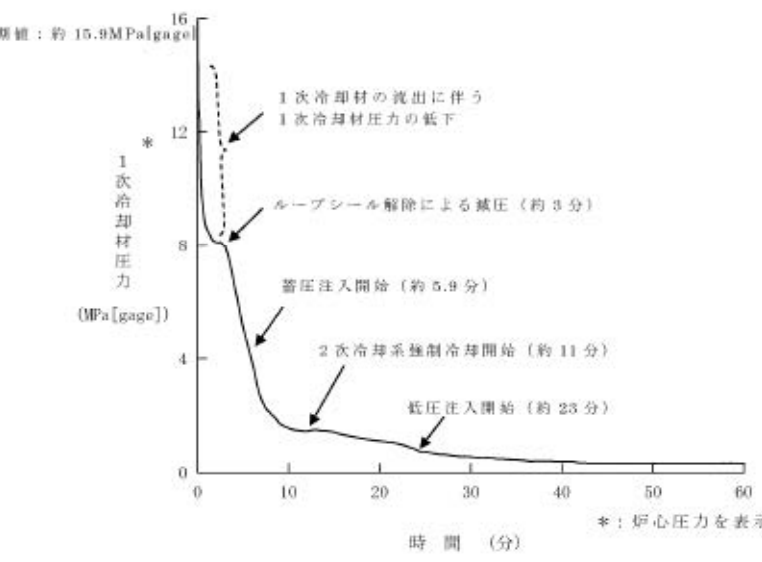
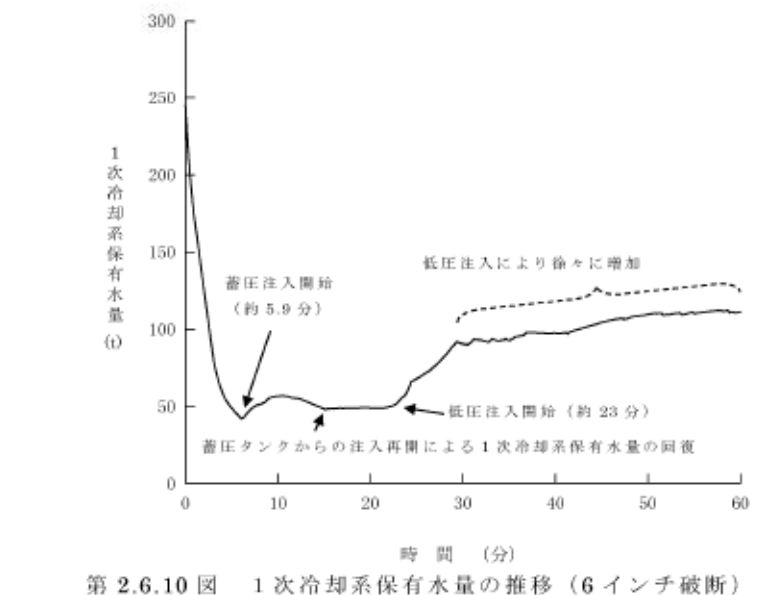
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	<p style="text-align: center;">第 7.1.6.7 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) 時に高圧注水機能が喪失する事故)</p>		<p style="text-align: center;">第 2.6.8 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) + 高圧注水失敗)</p> <p style="color: red;">作業等の相違</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>(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7.1.6.8図 1次冷却材圧力の推移（6インチ破断）</p>  <p>第7.1.6.9図 1次系保有水量の推移（6インチ破断）</p>	 <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2.6.10図 1次冷却系保有水量の推移（6インチ破断）</p>	<p>以降、事象進展が大きく異なるため大飯と比較</p> <p><b>【大飯】</b> 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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>第 2.6.8 図 原子炉水位（シールド内外水位）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>第 2.6.11 図 ECCS注水流量の推移（6インチ破断）</p>	<p><b>【大飯】</b>                  解析結果の相違</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>第 2.6.12 図 破断流量の推移（6インチ破断）</p>	<p>解析結果の相違</p>

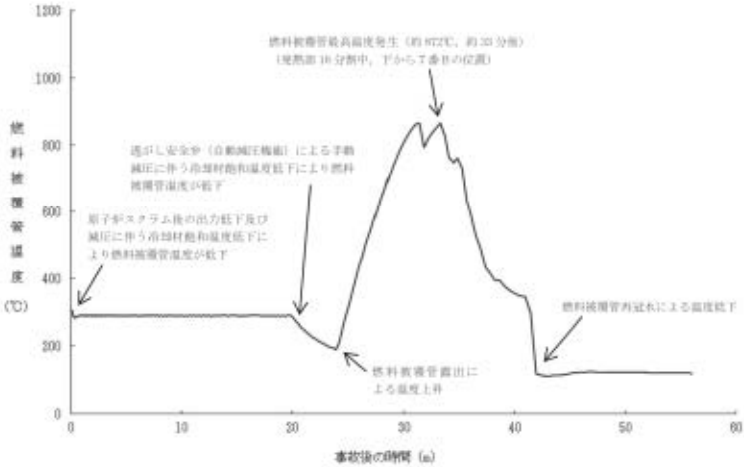
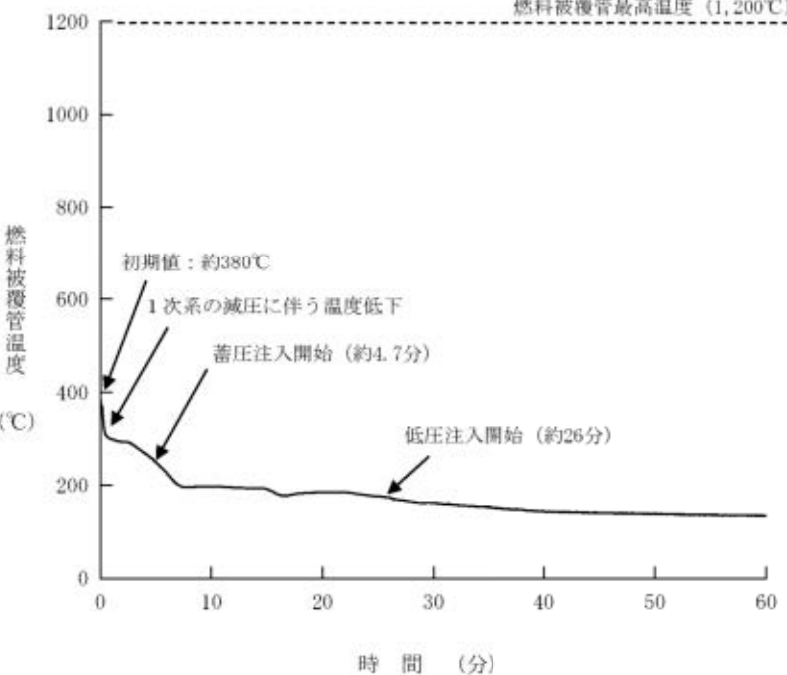
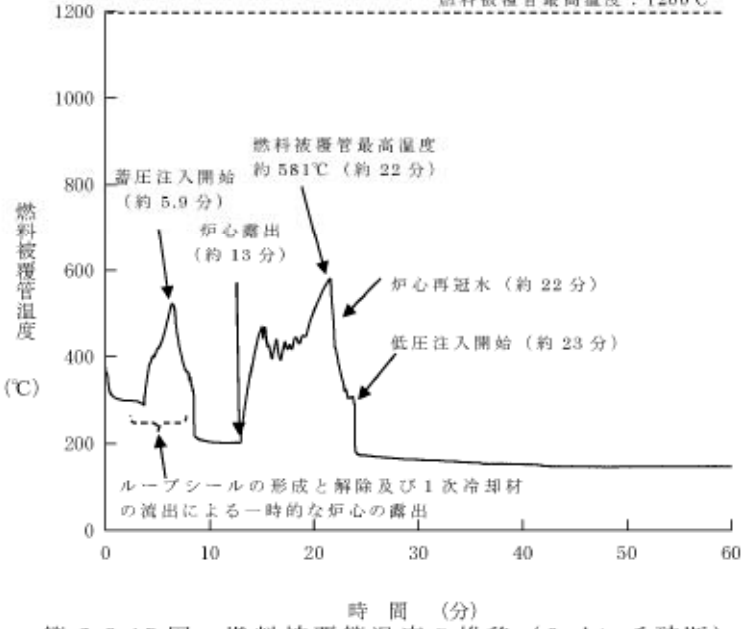
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>第 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>第 2.6.13 図 気泡炉心水位の推移（6インチ破断）</p>	<p><b>【大飯】</b> 解析結果の相違</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>第 2.6.14 図 炉心入口流量の推移（6インチ破断）</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）

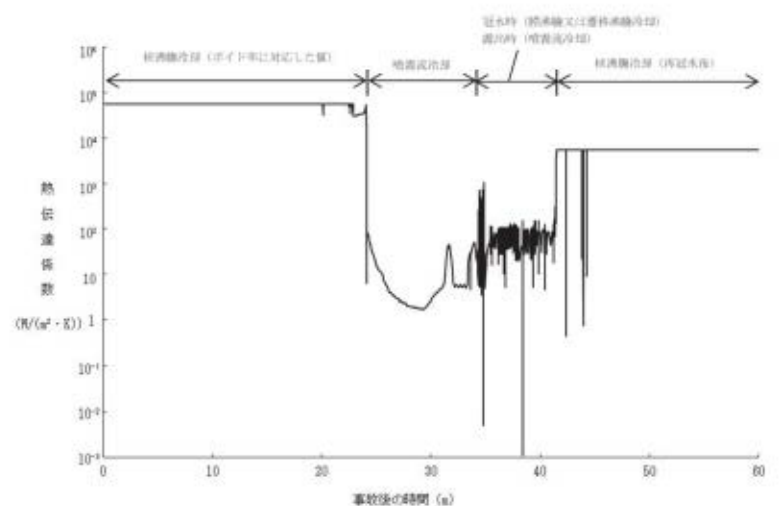
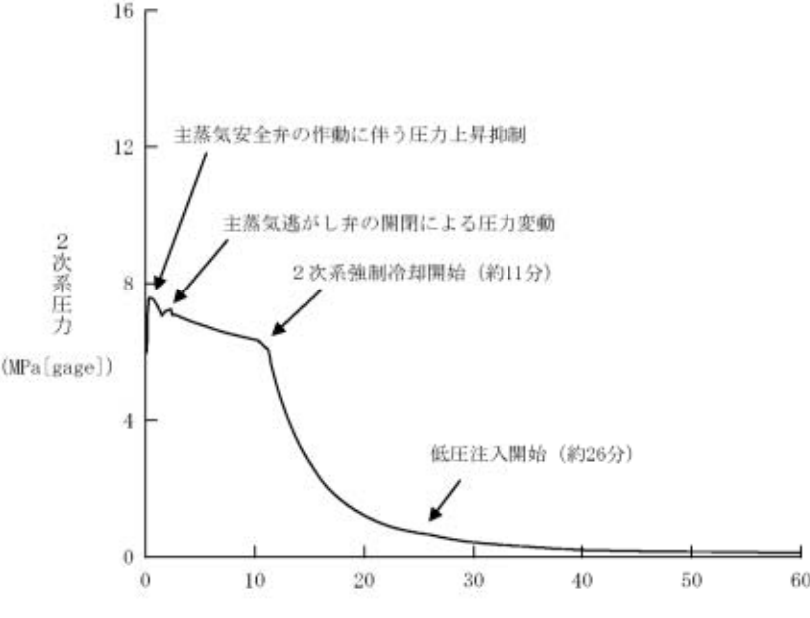
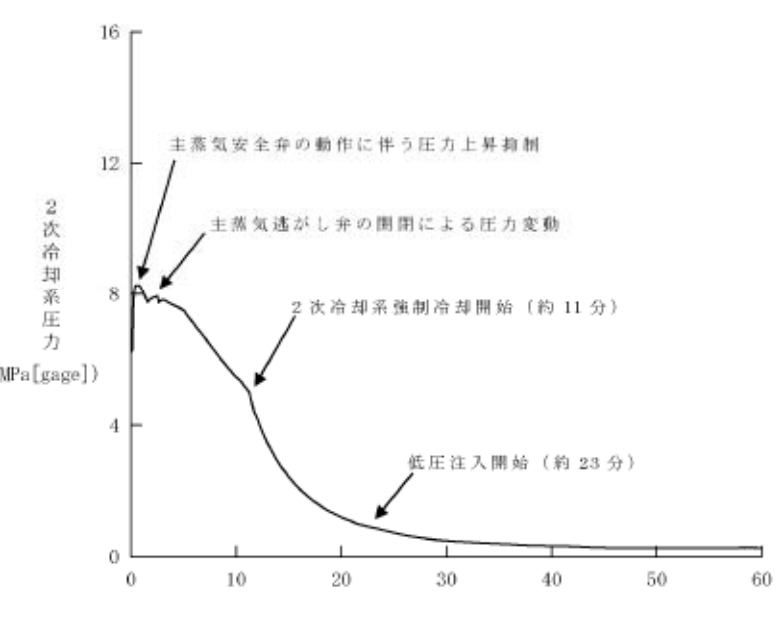
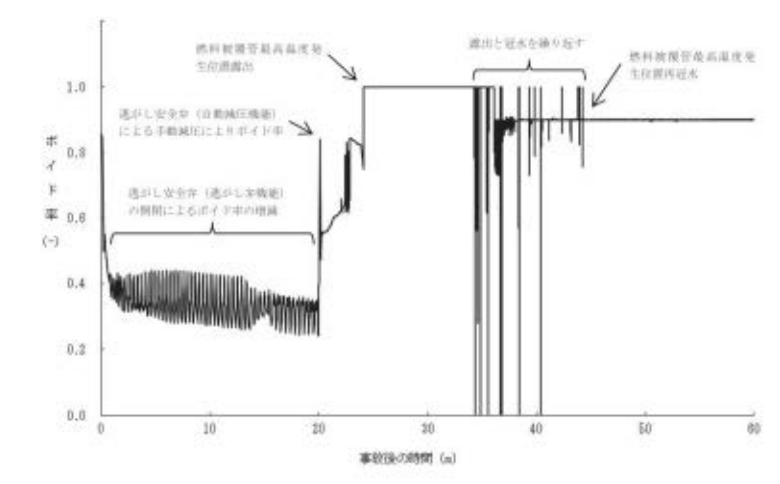
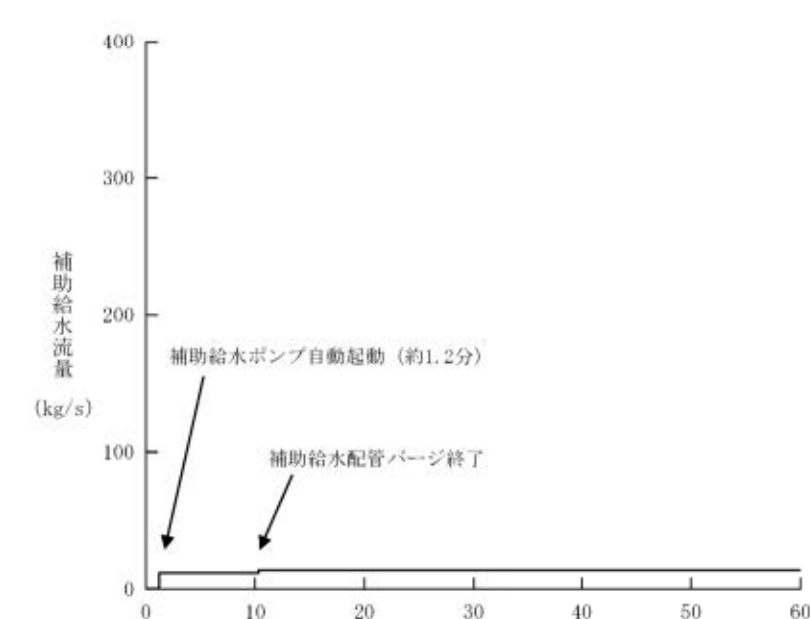
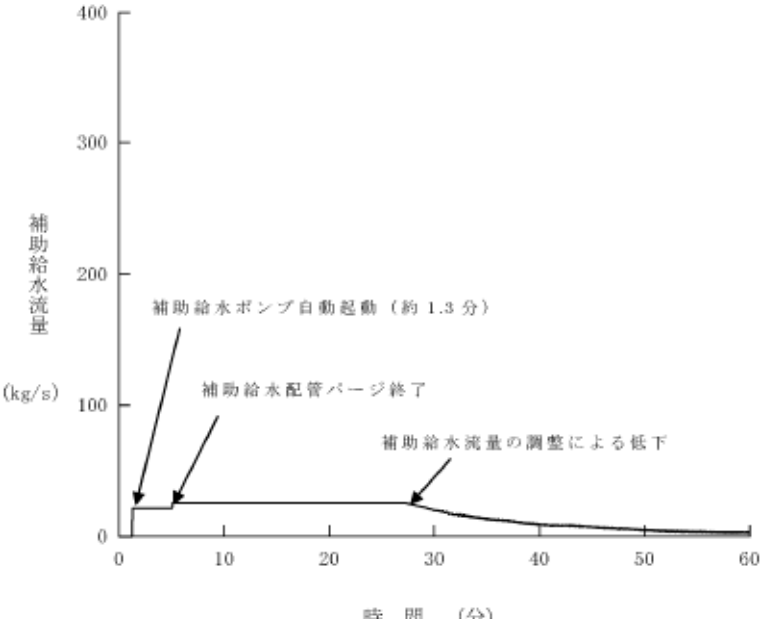
7.1.6 ECCS注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
 <p>第2.6.12図 燃料被覆管温度の推移</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>第2.6.15図 燃料被覆管温度の推移（6インチ破断）</p>	<p><b>【大飯】</b>                  解析結果の相違</p>



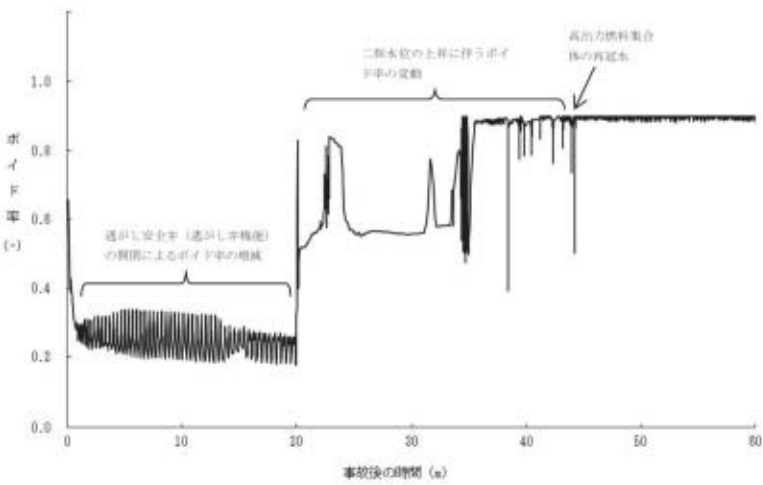
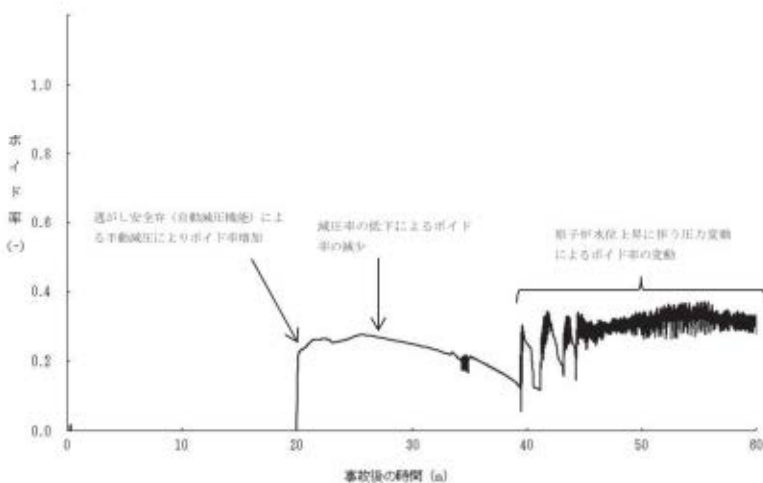
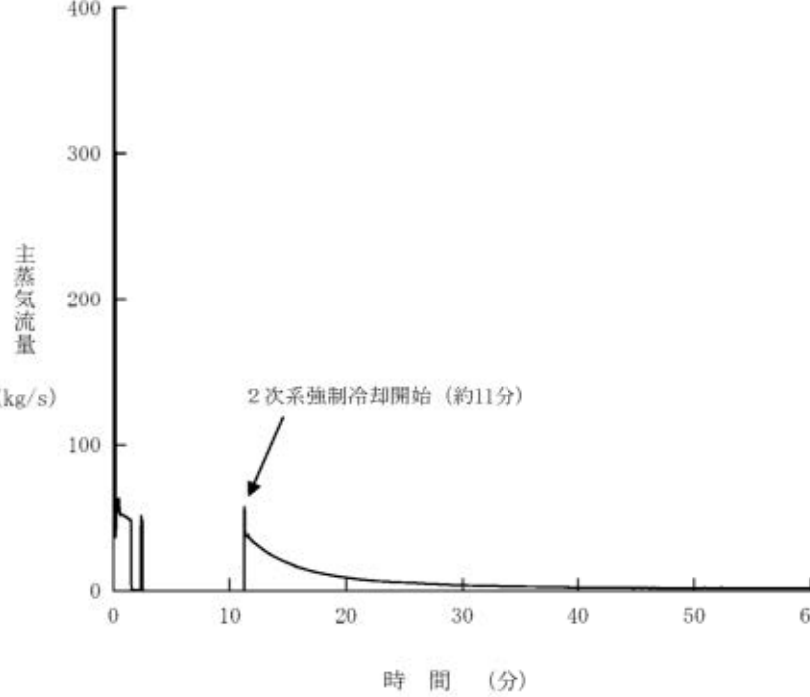
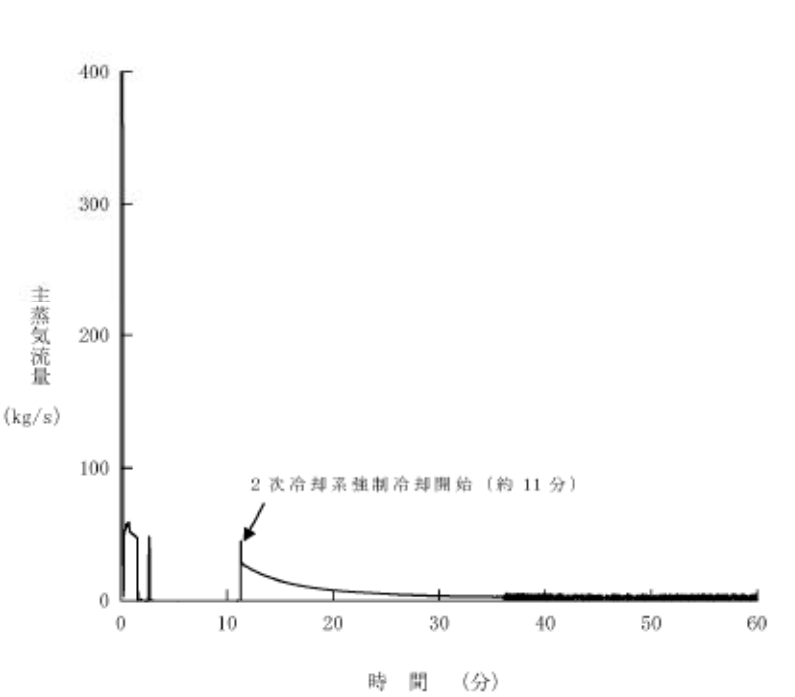
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
 <p>第 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次系圧力の推移（6インチ破断）</p>	 <p>第 2.6.16 図 2次冷却系圧力の推移（6インチ破断）</p>	<p>【大飯】 解析結果の相違</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>第 2.6.17 図 補助給水流量の推移（6インチ破断）</p>	<p>解析結果の相違</p>

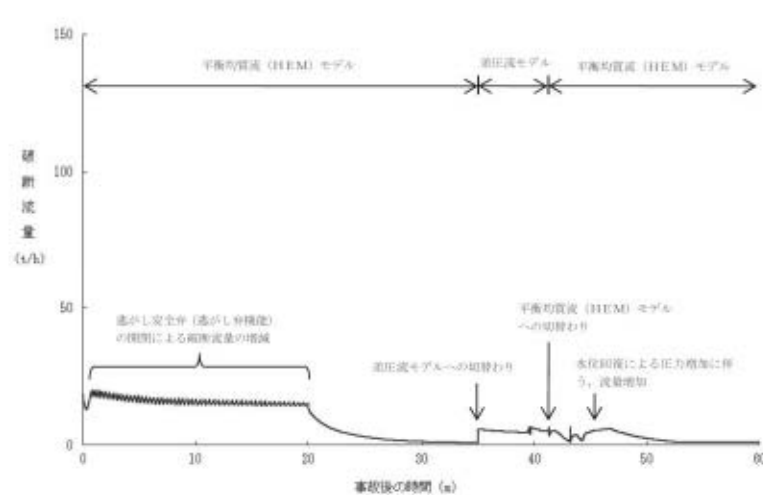
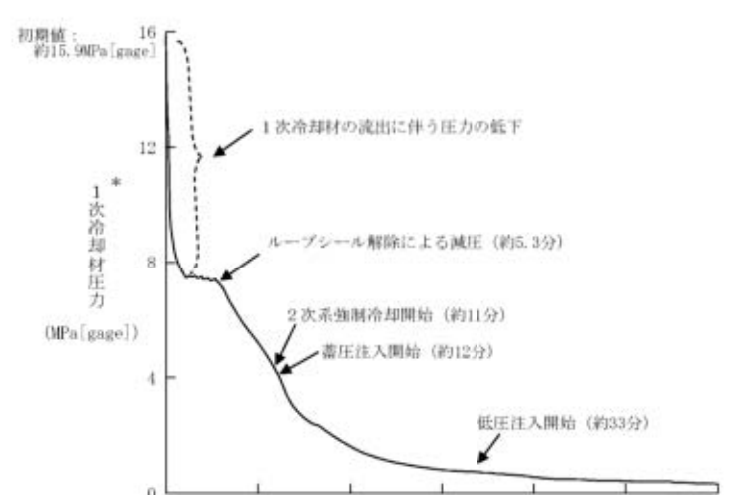
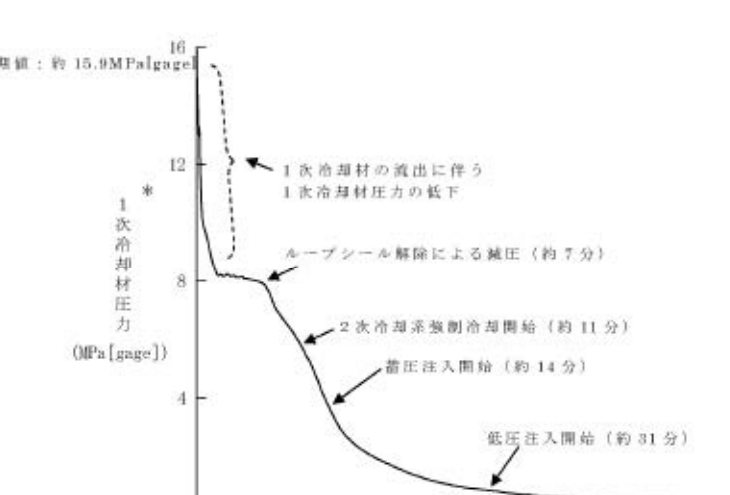
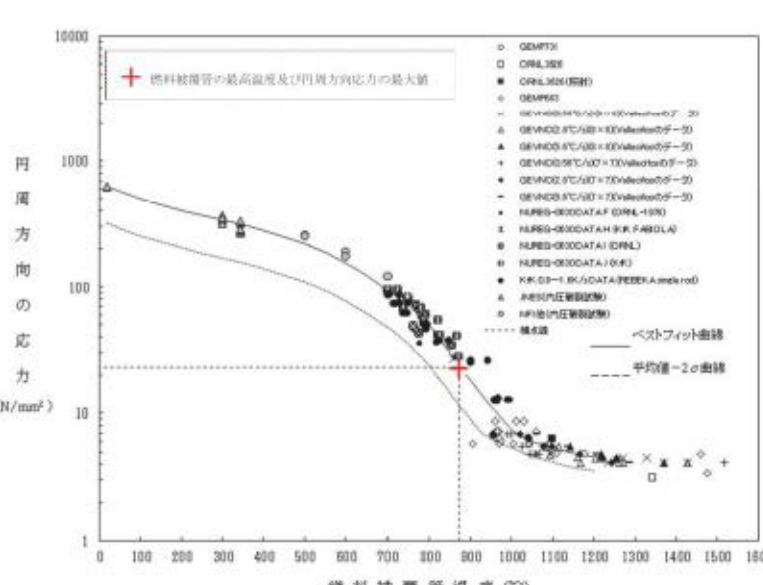
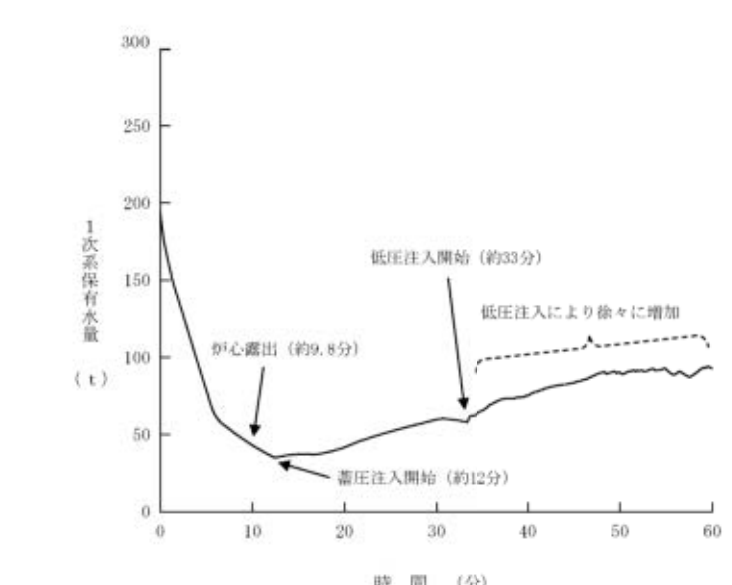
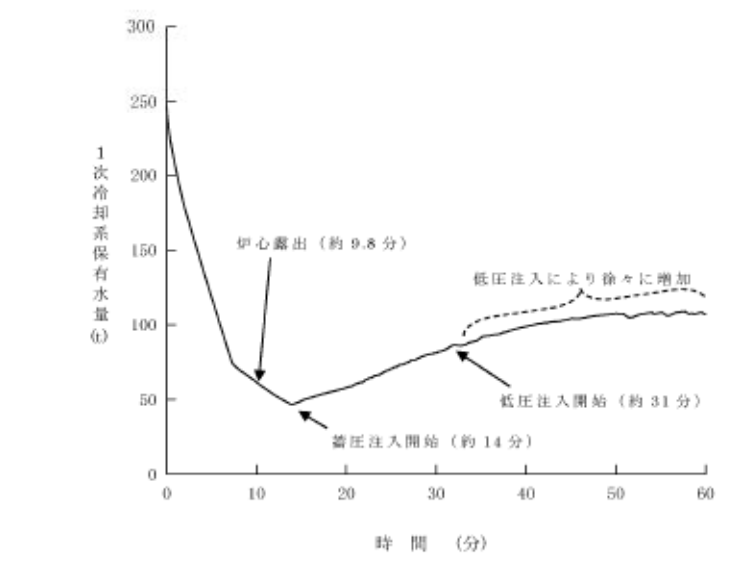
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
 <p>第 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>第 2.6.18 図 主蒸気流量の推移（6インチ破断）</p>	<p>【大飯】 解析結果の相違</p>

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
 <p>第2.6.17図 破断流量の推移</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2.6.19図 1次冷却材圧力の推移 (4インチ破断)</p>	<p><b>【大飯】</b>                  解析結果の相違</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7.1.6.19図 1次系保有水量の推移 (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>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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>第 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>第 2.6.21 図 ECCS注水流量の推移（4インチ破断）</p>	<p><b>【大飯】</b> 解析結果の相違</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>第 2.6.22 図 破断流量の推移（4インチ破断）</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>第 2.6.21 図 サプレッションプール水位の推移</p>	<p>第7.1.6.22図 気泡炉心水位の推移（4インチ破断）</p>	<p>第 2.6.23 図 気泡炉心水位の推移（4インチ破断）</p>	<p><b>【大飯】</b>                  解析結果の相違</p>
<p>第 2.6.22 図 サプレッションプール水温の推移</p>	<p>第7.1.6.23図 炉心入口流量の推移（4インチ破断）</p>	<p>第 2.6.24 図 炉心入口流量の推移（4インチ破断）</p>	<p>解析結果の相違</p>

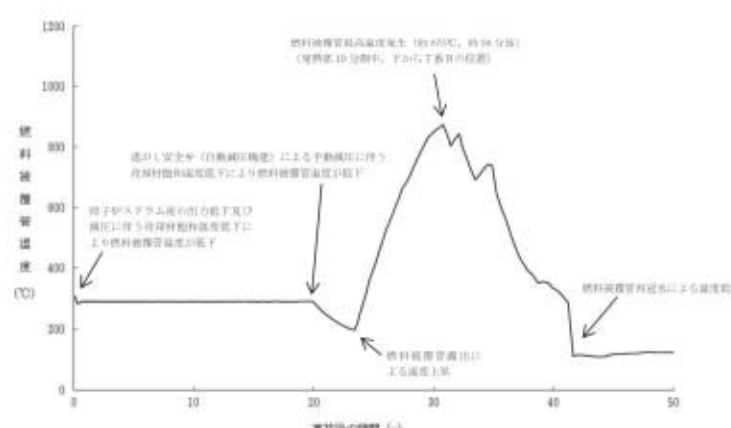
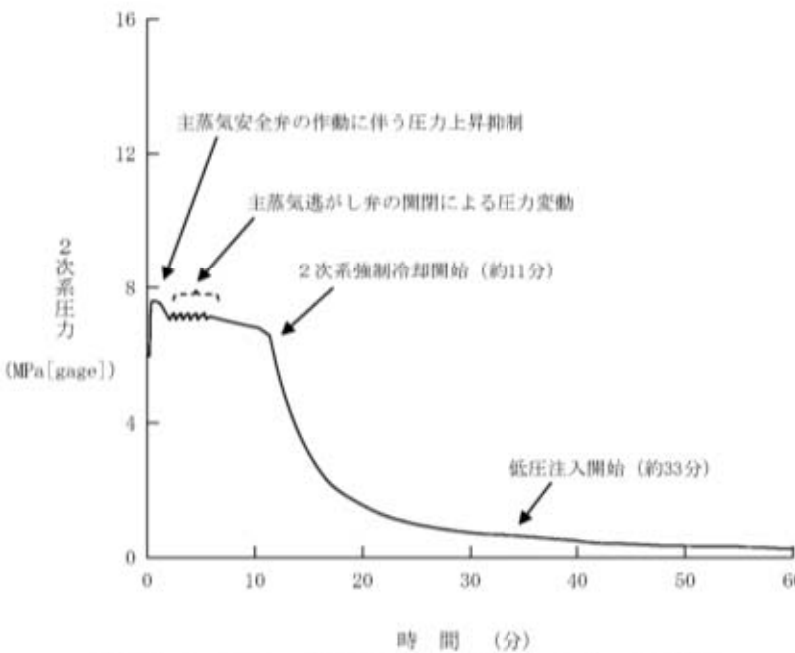
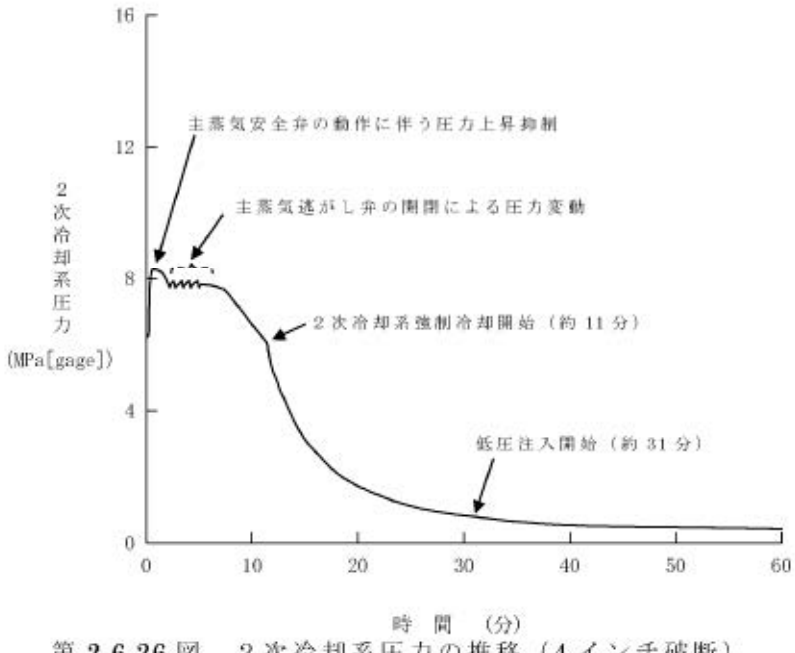
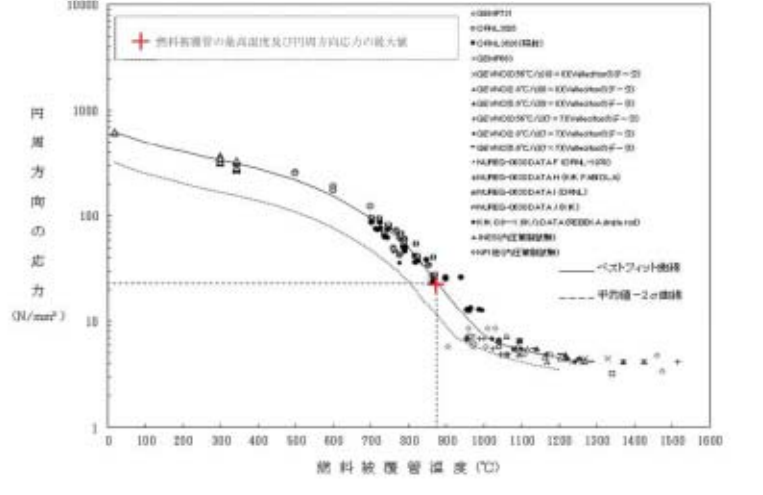
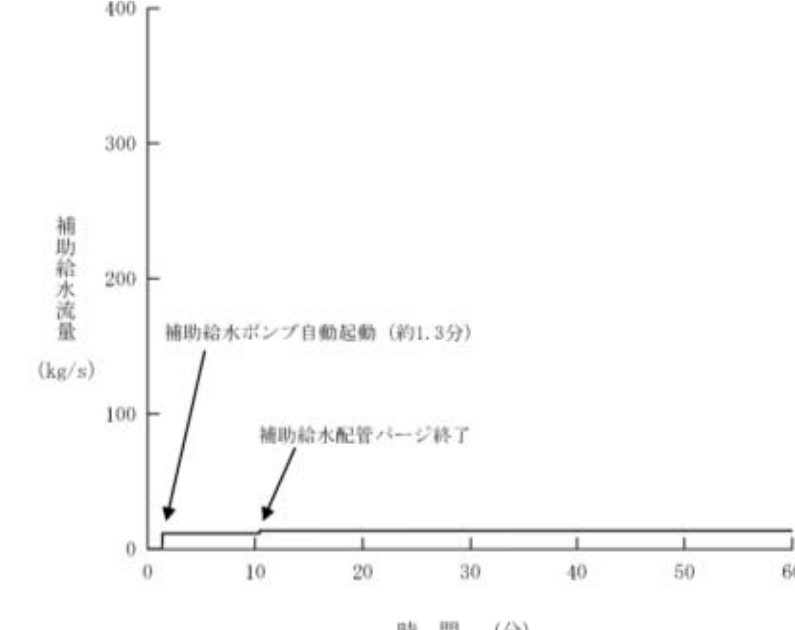
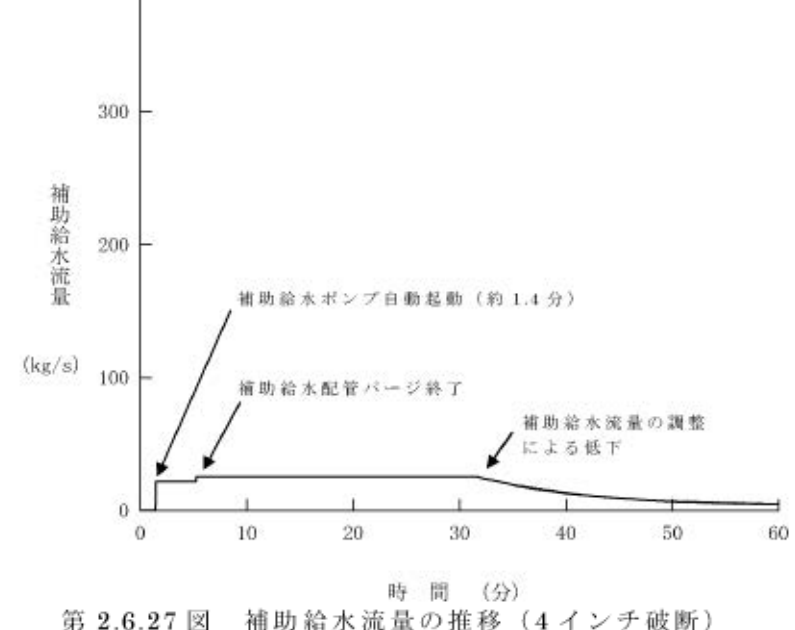
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>第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>第7.1.6.24図 燃料被覆管温度の推移（4インチ破断）</p>	<p>第2.6.25図 燃料被覆管温度の推移（4インチ破断）</p>	<p>【大飯】                  解析結果の相違</p>

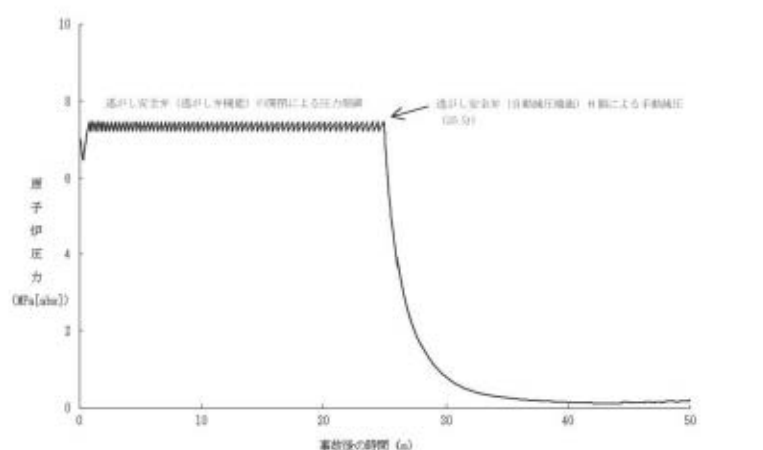
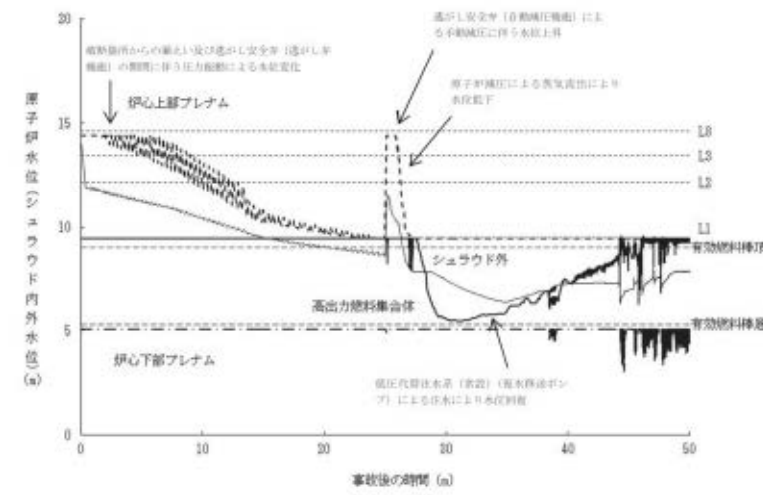
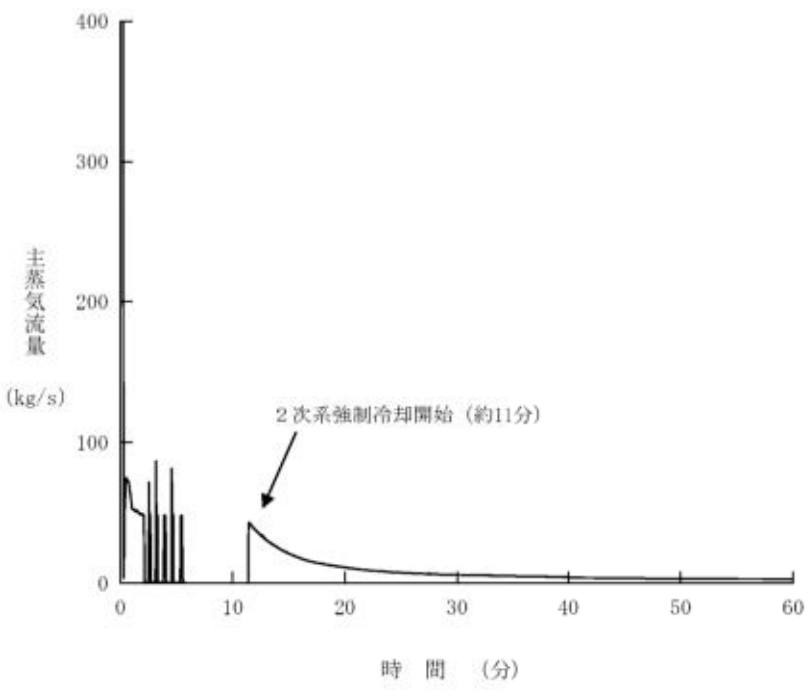
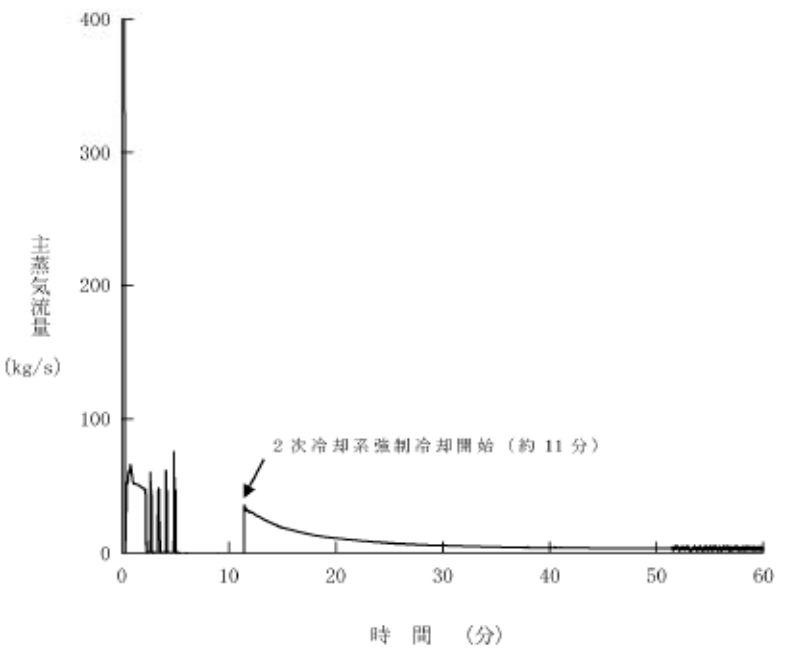
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
<p>第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次系圧力の推移（4インチ破断）</p> 	<p>第2.6.26図 2次冷却系圧力の推移（4インチ破断）</p> 	<p>【大飯】 解析結果の相違</p>
<p>第2.6.26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（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>第2.6.27図 補助給水流量の推移（4インチ破断）</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）

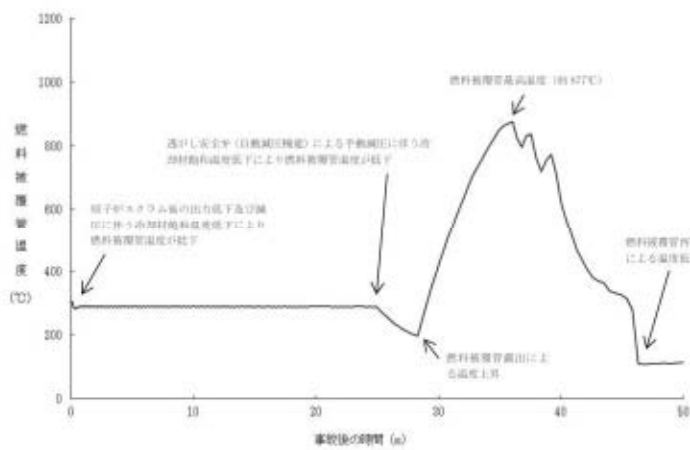
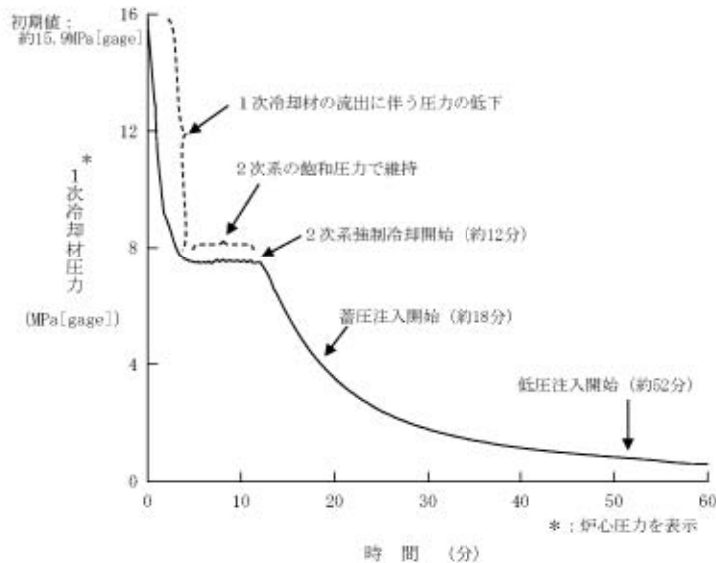
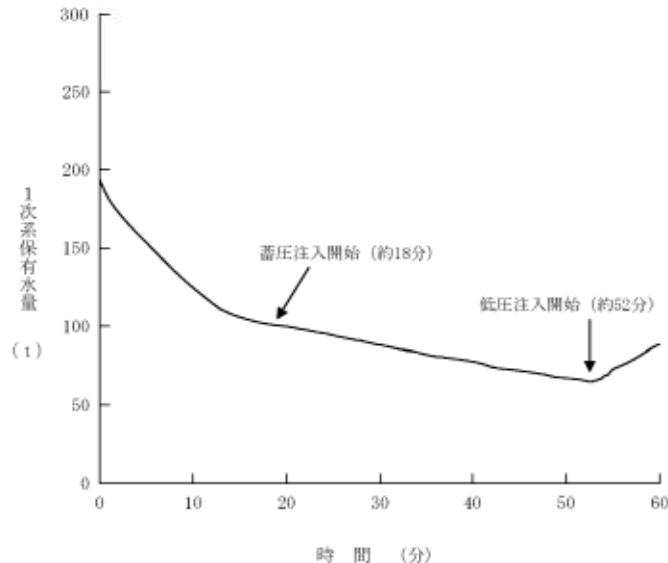
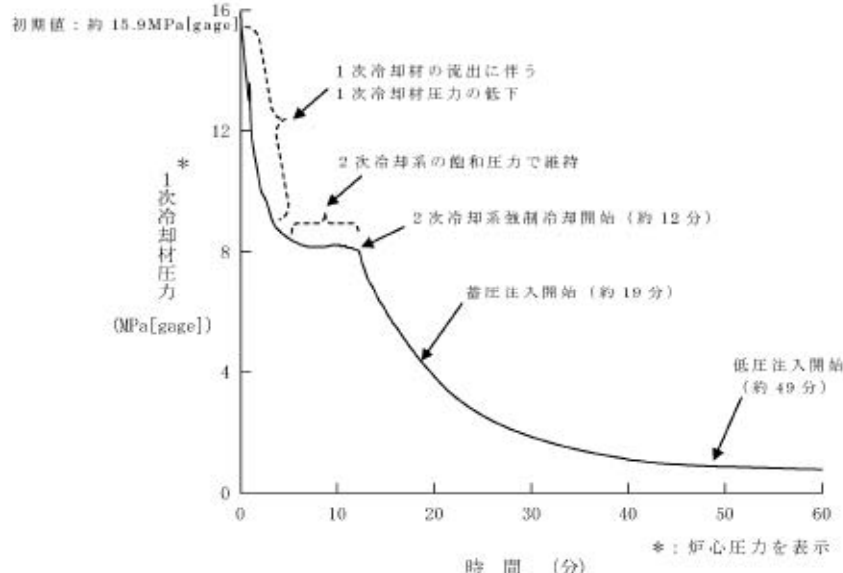
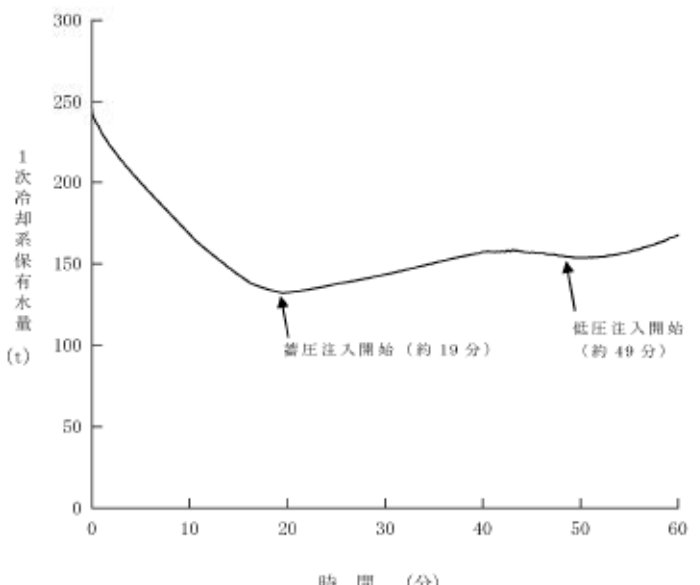
7.1.6 ECCS 注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
 <p>第 2.6.27 図 事象発生 25 分後に原子炉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>第 2.6.28 図 主蒸気流量の推移（4インチ破断）</p>	<p><b>【大飯】</b>                  解析結果の相違</p>



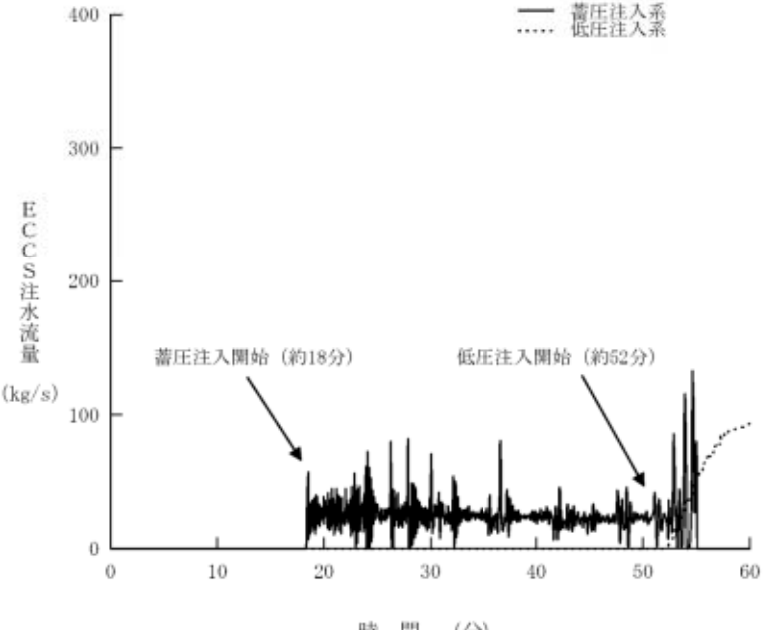
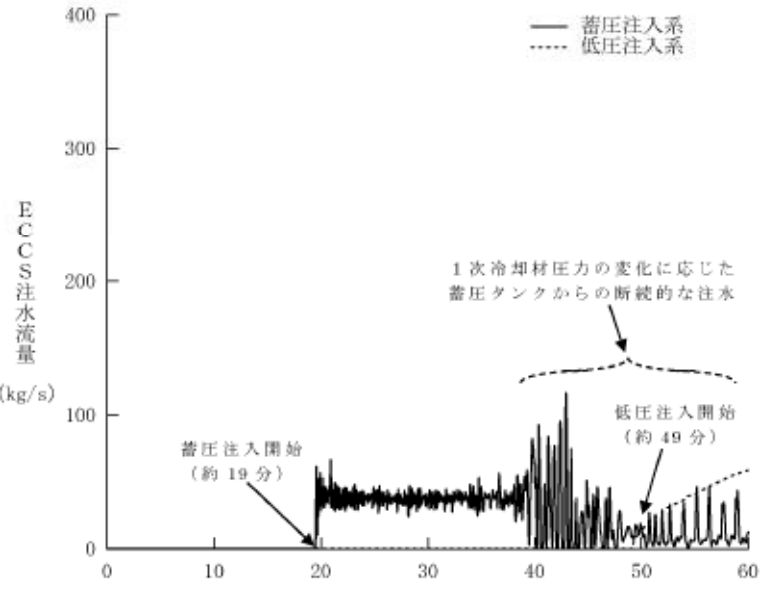
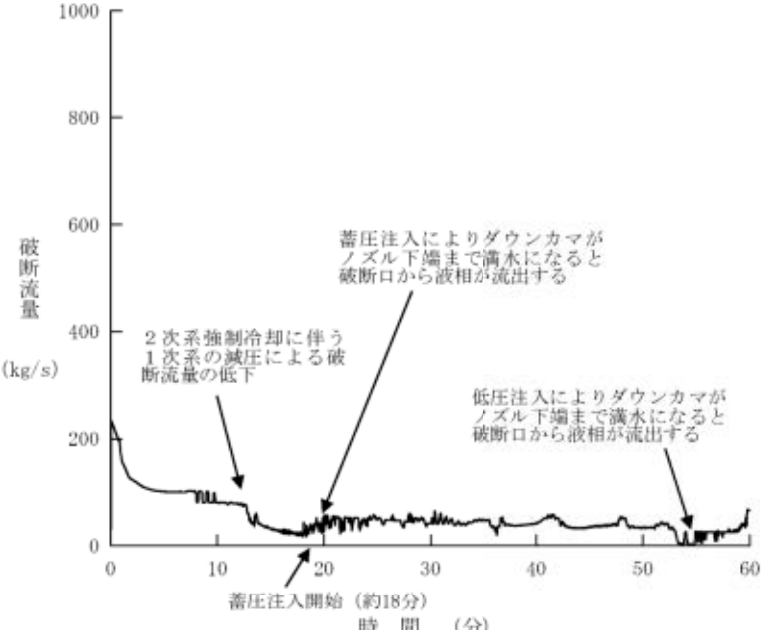
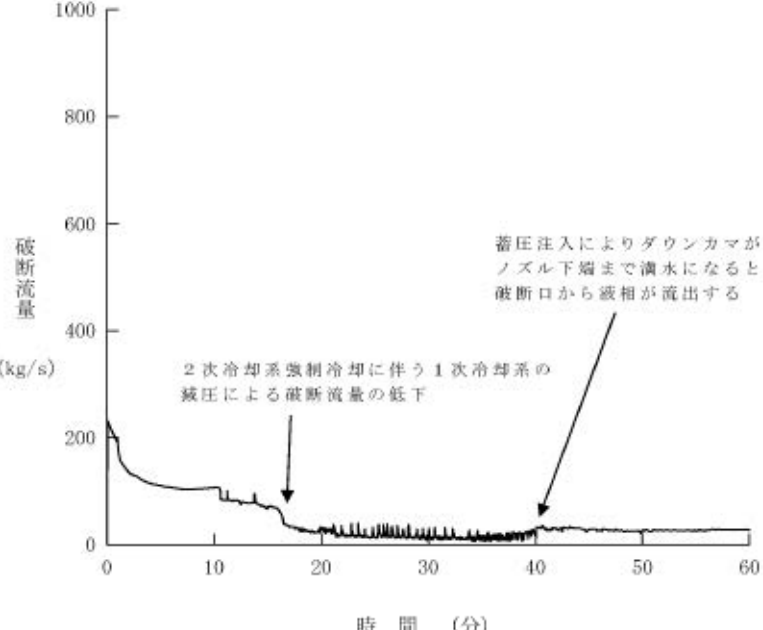
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
 <p>第2.6.29図 事象発生25分後に原子炉急速減圧を開始したケースにおける燃料被覆管温度の推移</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>第7.1.6.29図 1次系保有水量の推移（2インチ破断）</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>第2.6.30図 1次冷却系保有水量の推移（2インチ破断）</p>	<p><b>【大飯】</b> 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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	 <p>第7.1.6.30図 ECCS注水流量の推移（2インチ破断）</p>	 <p>第2.6.31図 ECCS注水流量の推移（2インチ破断）</p>	<p><b>【大飯】</b>                  解析結果の相違</p>
	 <p>第7.1.6.31図 破断流量の推移（2インチ破断）</p>	 <p>第2.6.32図 破断流量の推移（2インチ破断）</p>	<p>解析結果の相違</p>

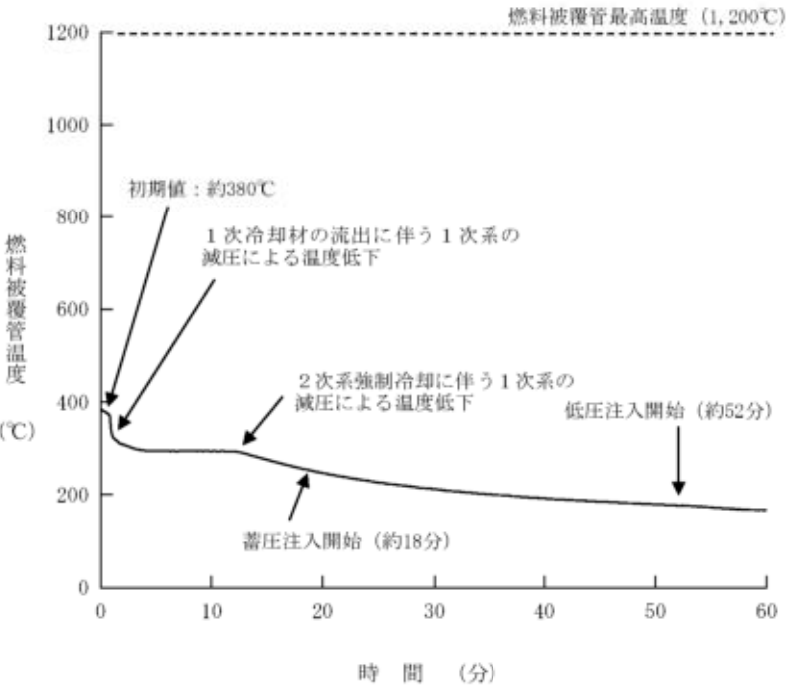
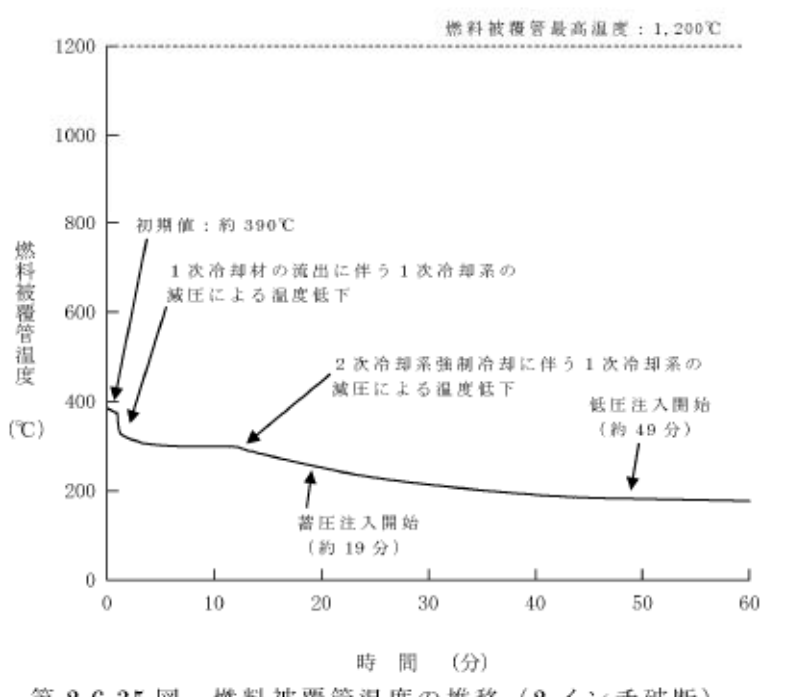
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	<p>第7.1.6.32図 気泡炉心水位の推移（2インチ破断）</p>	<p>第2.6.33図 気泡炉心水位の推移（2インチ破断）</p>	<p>【大飯】 解析結果の相違</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>第2.6.34図 炉心入口流量の推移（2インチ破断）</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	 <p>第7.1.6.34図 燃料被覆管温度の推移（2インチ破断）</p>	 <p>第2.6.35図 燃料被覆管温度の推移（2インチ破断）</p>	<p><b>【大飯】</b>                  解析結果の相違</p>

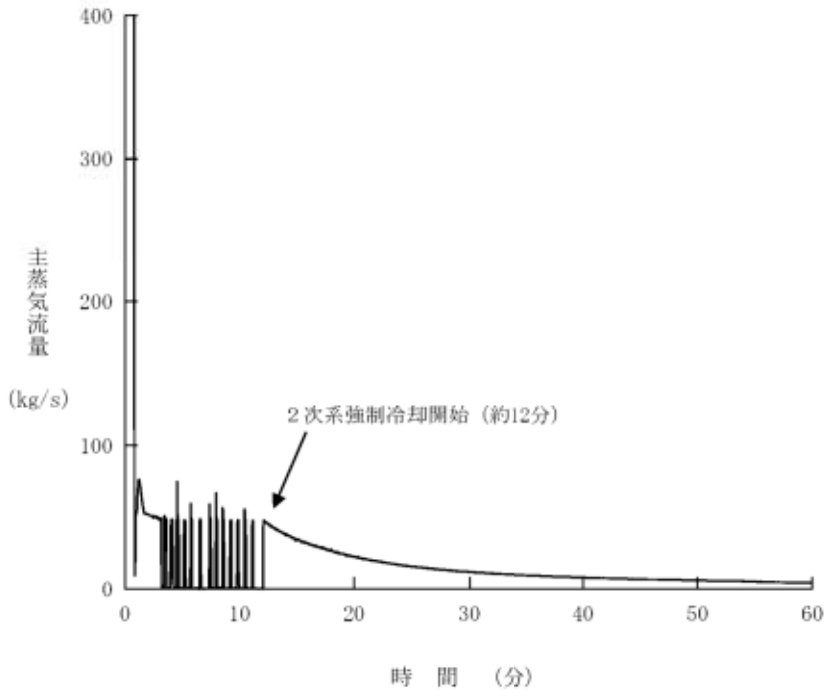
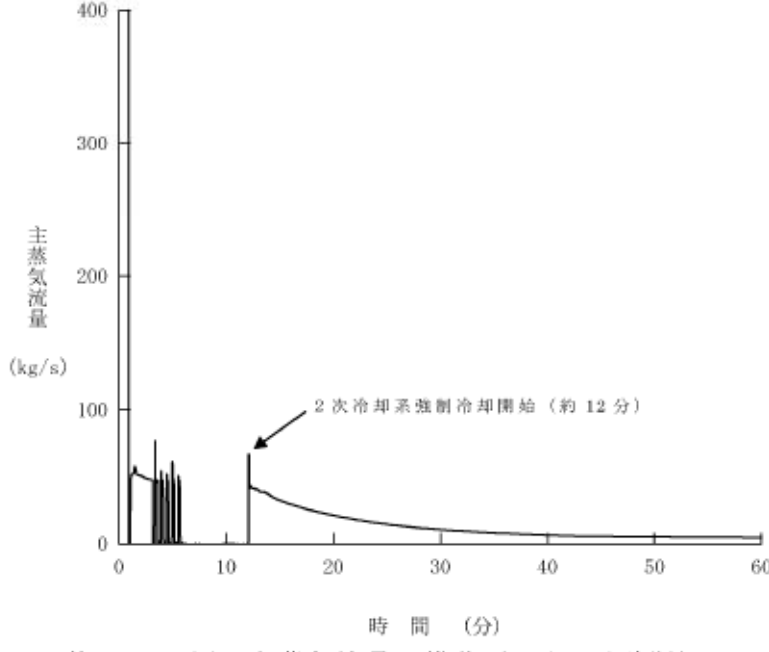
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	<p>第7.1.6.35図 2次系圧力の推移（2インチ破断）</p>	<p>第2.6.36図 2次冷却系圧力の推移（2インチ破断）</p>	<p><b>【大飯】</b>                  解析結果の相違</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>第2.6.37図 補助給水流量の推移（2インチ破断）</p>	<p>解析結果の相違</p>

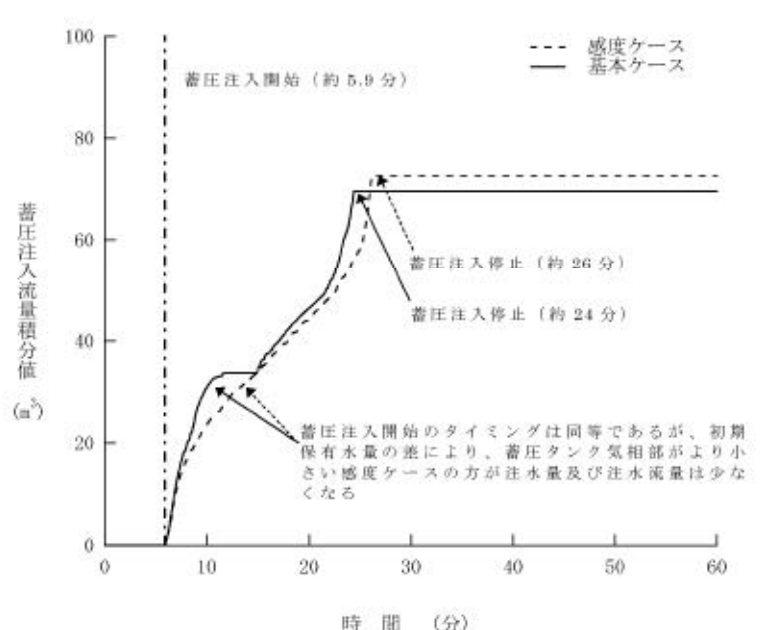
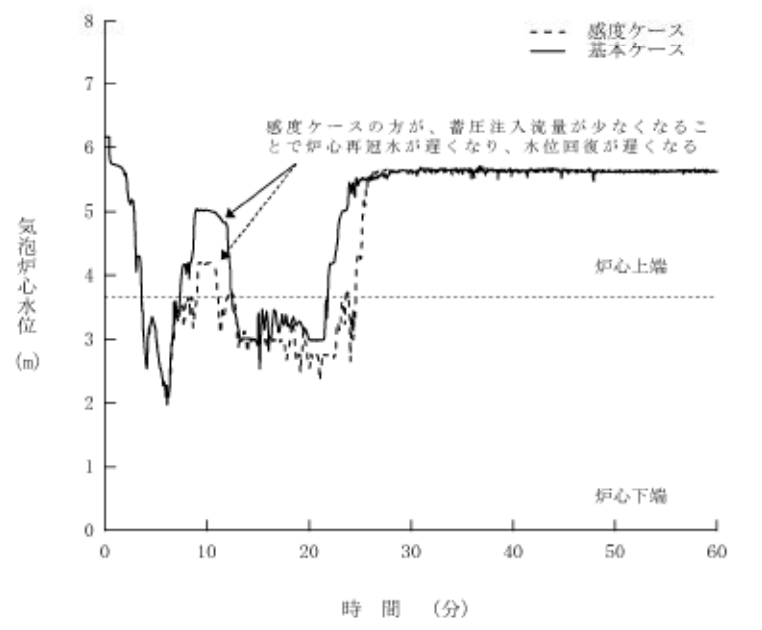
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	 <p>第7.1.6.37図 主蒸気流量の推移（2インチ破断）</p>	 <p>第2.6.38図 主蒸気流量の推移（2インチ破断）</p>	<p>【大飯】 解析結果の相違</p>

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

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
		 <p>第 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>【大飯】              解析結果の相違              ・泊3号の低圧注入系は、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、6インチに係る感度解析は不要。</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）

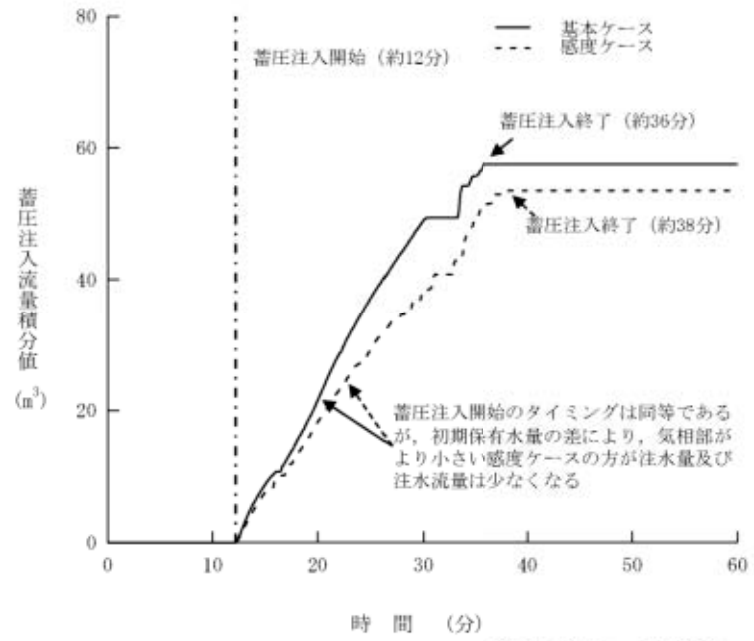
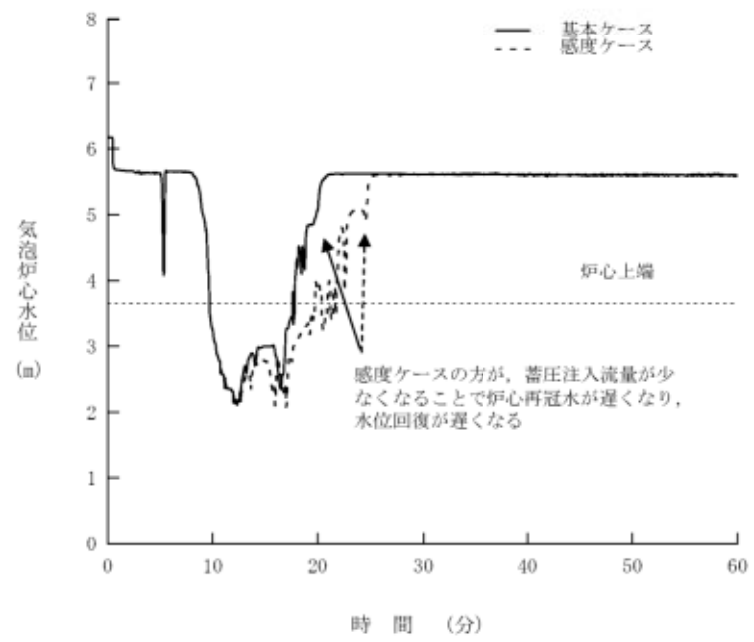
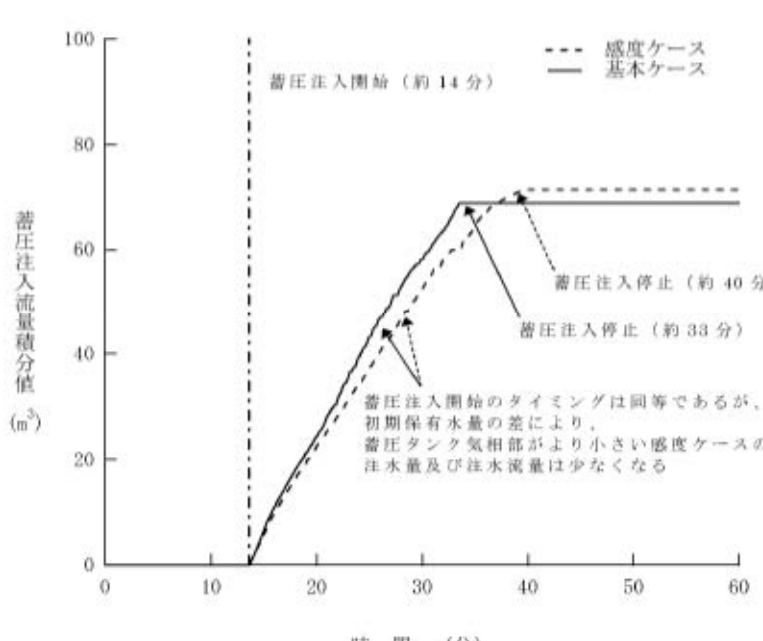
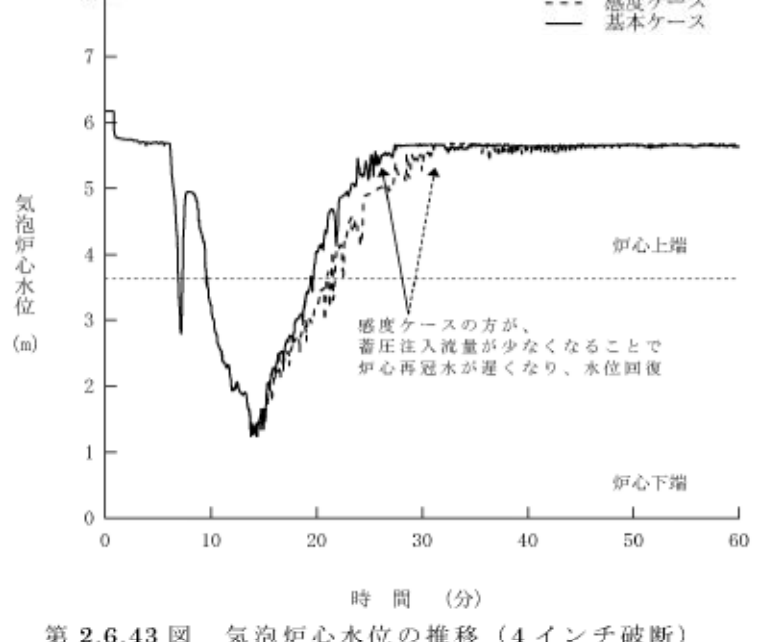
7.1.6 ECCS 注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
		<p>第 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>【大飯】                  解析結果の相違                  ・泊3号の低圧注入系は、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、6インチに係る感度解析は不要。</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	 <p>第7.1.6.38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>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>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2.6.43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><b>【大飯】</b>                  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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	<p>第7.1.6.40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>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><b>【大飯】</b>                  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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	<p>第7.1.6.41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><b>【大飯】</b> 解析結果の相違</p>
	<p>第7.1.6.42図 1次系保有水量の推移（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2.6.46図 1次冷却系保有水量の推移（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>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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	<p>炉心入口流量 (kg/s)</p> <p>時間 (分)</p> <p>基本ケース 感度ケース</p> <p>ループシール解除による流量変化 (約5.3分)</p>	<p>炉心入口流量 (kg/s)</p> <p>時間 (分)</p> <p>感度ケース 基本ケース</p> <p>ループシール解除による流量変化 (約7分)</p>	<p><b>【大飯】</b> 解析結果の相違</p>
	<p>第7.1.6.43図 炉心入口流量の推移（4インチ破断） （2次系強制冷却の操作時間余裕確認）</p> <p>蓄圧注入流量積分値 (m³)</p> <p>時間 (分)</p> <p>基本ケース 感度ケース</p> <p>蓄圧注入開始 (約12分)</p> <p>蓄圧注入終了 基本：約36分 感度：約40分</p>	<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>蓄圧注入流量積分値 (m³)</p> <p>時間 (分)</p> <p>感度ケース 基本ケース</p> <p>蓄圧注入開始 (約14分)</p> <p>蓄圧注入終了 感度：約38分 基本：約33分</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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大阪発電所3/4号炉	差異の説明
	<p>第7.1.6.45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余裕確認）</p>	<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><b>【大阪】</b> 解析結果の相違</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次系強制冷却の操作時間余裕確認）</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>解析結果の相違</p>

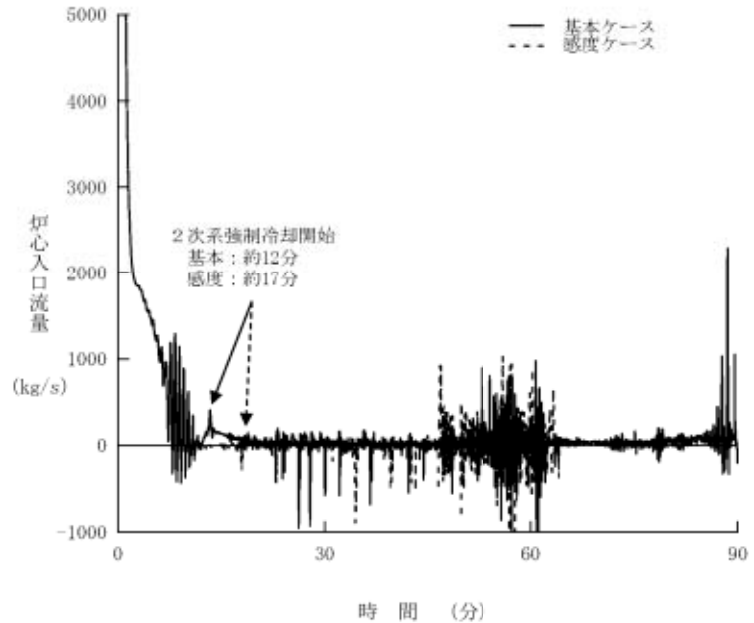
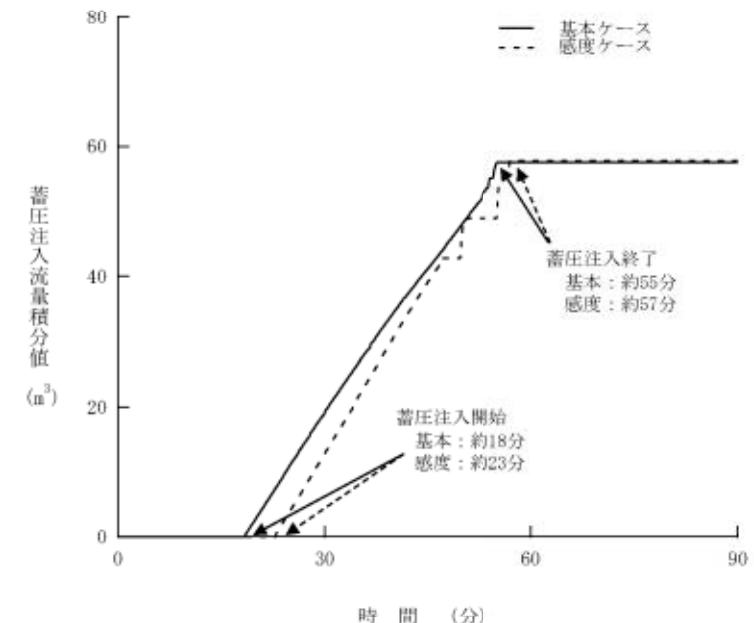
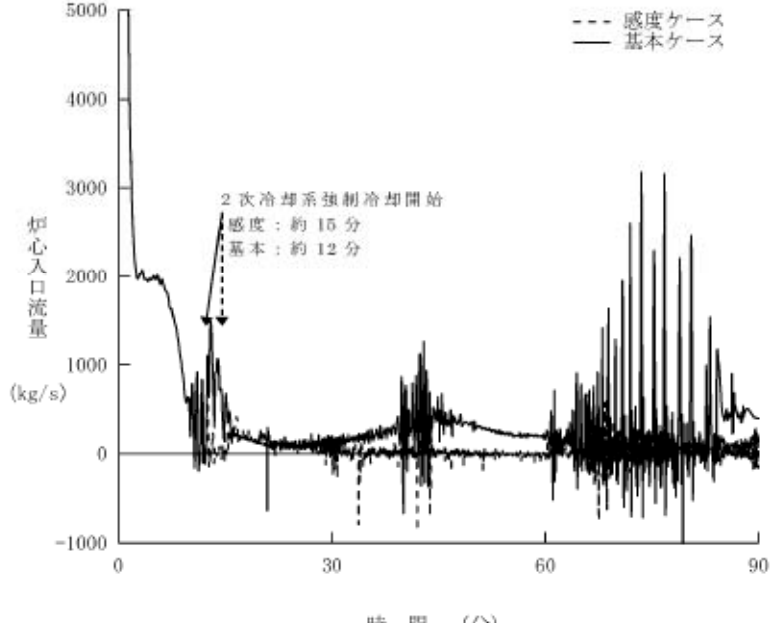
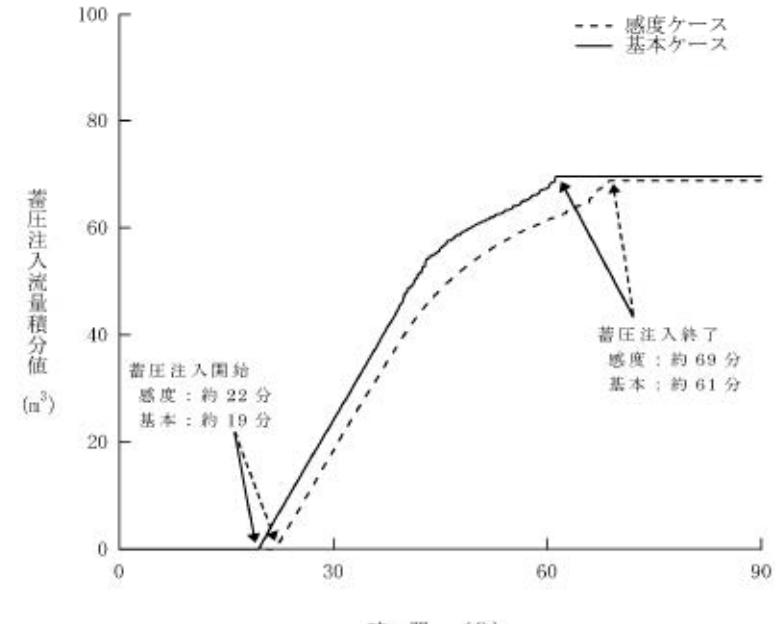
赤字：設備、運用又は体制の相違（設計方針の相違）  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違（記載方針の相違）  
 緑字：記載表現、設備名称の相違（実質的な相違なし）

7.1.6 ECCS 注水機能喪失

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
			<p><b>【大飯】</b>                  解析結果の相違</p>
	<p>第7.1.6.47図 1次系圧力の推移（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7.1.6.48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2.6.52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>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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大阪発電所3/4号炉	差異の説明
	 <p>第7.1.6.49図 炉心入口流量の推移（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7.1.6.50図 蓄圧注入流量積分値の推移（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2.6.54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><b>【大阪】</b>                  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

女川原子力発電所2号炉	泊発電所3号炉	大飯発電所3/4号炉	差異の説明
	<p>第7.1.6.51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>【大飯】                  解析結果の相違</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次系強制冷却の操作時間余裕確認）</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>解析結果の相違</p>