

東海第二発電所 審査資料	
資料番号	PS-C-9 改 13
提出年月日	平成 30 年 3 月 12 日

# 東海第二発電所

## 重大事故等対策の有効性評価

### 比較表

平成 30 年 3 月

日本原子力発電株式会社

本資料のうち、は商業機密又は核物質防護上の観点から公開できません。

目 次

重大事故等対策の有効性評価

1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

2. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

2.1 高圧・低圧注水機能喪失

2.2 高圧注水・減圧機能喪失

2.3 全交流動力電源喪失

2.3.1 全交流動力電源喪失（長期T B）

2.3.2 全交流動力電源喪失（T B D， T B U）

2.3.3 全交流動力電源喪失（T B P）

2.4 崩壊熱除去機能喪失

2.4.1 取水機能が喪失した場合

2.4.2 残留熱除去系が故障した場合

2.5 原子炉停止機能喪失

2.6 L O C A時注水機能喪失

2.7 格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A）

3. 重大事故

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）

3.1.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策

3.1.2 代替循環冷却系を使用する場合

- 3.1.3 代替循環冷却系を使用できない場合
    - 3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
    - 3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
    - 3.4 水素燃焼
    - 3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用
  - 4. 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故
    - 4.1 想定事故 1
    - 4.2 想定事故 2
  - 5. 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
    - 5.1 崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
    - 5.2 全交流動力電源喪失
    - 5.3 原子炉冷却材の流出
    - 5.4 反応度の誤投入
  - 6. 必要な要員及び資源の評価
- 付録 1 事故シーケンスグループの抽出及び重要事故シーケンスの選定について

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方</p> <p>6.1 概要</p> <p>本発電用原子炉施設において、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」、「運転中の原子炉における重大事故」、「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」及び「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」（以下「重大事故等」という。）が発生した場合にも、炉心や燃料の著しい損傷の防止あるいは原子炉格納容器の破損及び敷地外への放射性物質の異常な水準の放出の防止に講じることとしている措置（以下「重大事故等対策」という。）が有効であることを示すため、以下のとおり、評価対象とする事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設定した上で、計算プログラムを用いた解析等の結果を踏まえて、設備、手順及び体制の有効性を評価する。</p> <p>6.1.1 評価対象の整理及び評価項目の設定</p> <p>本発電用原子炉施設を対象とした確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の知見等を踏まえ、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じである事故シーケンスのグループ化を行い、措置の有効性を確認するための代表的な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス等」という。）を選定して、対応する措置の有効性評価を行う。</p> <p>有効性評価に際しては、事故の様相やプラントの特徴を踏まえて有効性を確認するための評価項目を設ける。</p> <p>具体的には「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」による。</p> <p>6.1.2 評価に当たって考慮する事項</p> <p>有効性評価は、「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」で講じることとしている措置のうち、「添付書類八 1.10.2 発電用原子炉設置変更許可申請（平成25年9月27日申請）に係る実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則への適合」で重大事故等対策設備としている設備を用いたものを対象とするが、手順及び体制としてはその他の措置との関係を含めて必要となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理した上で、安全機能の喪失に対する仮定、外部電源に対する仮定、単一故障に対する仮定、運転員等（運転員と緊急時対策要員）の操作時間に対する仮定等を考慮して、原則として事故が収束し、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については原子炉が安定停止状態に、「運転中の原子炉における重大事故」については原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に、「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそ</p>	<p>1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方</p> <p>1.1 概要</p> <p>本発電用原子炉施設において、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」、「運転中の原子炉における重大事故」、「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」及び「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」（以下「重大事故等」という。）が発生した場合にも、炉心の著しい損傷の防止、燃料体又は使用済燃料（以下「燃料体等」という。）の著しい損傷の防止、燃料体の著しい損傷の防止あるいは原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水準の放出の防止のために講ずることとしている措置（以下「重大事故等対策」という。）が有効であることを示すため、以下のとおり、評価対象とする事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設定した上で、計算プログラムを用いた解析等を踏まえて、設備、手順及び体制の有効性を評価する。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料 1.1.1）</p> <p>1.1.1 評価対象の整理及び評価項目の設定</p> <p>本発電用原子炉施設を対象とした確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の知見等を踏まえ、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じである事故シーケンスのグループ化を行い、措置の有効性を確認するための代表的な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス」という。）を選定して、対応する措置の有効性評価を行う。</p> <p>有効性評価に際しては、事故の様相やプラントの特徴を踏まえて有効性を確認するための評価項目を設ける。</p> <p>具体的には「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」による。</p> <p>1.1.2 評価に当たって考慮する事項</p> <p>有効性評価は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合性状況説明資料（以下「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」という。）で講ずることとしている措置のうち、「重大事故等対策設備について」で重大事故等対策設備としている設備を用いたものを対象とするが、手順及び体制としてはその他の措置との関係を含めて必要となる水源、燃料及び電源の資源並びに要員を整理した上で、安全機能の喪失に対する仮定、外部電源に対する仮定、単一故障に対する仮定、運転員及び重大事故等対応要員（以下「運転員等」という。）の操作時間に対する仮定等を考慮して、原則として事故が収束し、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」及び「運転中の原子炉における重大事故」については原子炉及び格納容器が安定状態に、「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそ</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>れがある事故」については使用済燃料プール水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に、「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については原子炉が安定状態（以下「原子炉等が安定停止状態等」という。）に導かれる時点までを対象とする。</p> <p>具体的には「6.3 評価に当たって考慮する事項」による。</p> <p>6.1.3 有効性評価に使用する計算プログラム</p> <p>有効性評価において使用する計算プログラム（以下「解析コード」という。）は、事故シーケンスの特徴に応じて、評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象や運転員等操作に有意な影響を与える現象（以下「重要現象」という。）がモデル化されており、実験等をもとに妥当性が確認され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものを選定して使用する。</p> <p>具体的には「6.4 有効性評価に使用する計算プログラム」に示す解析コードを使用する。</p> <p>6.1.4 有効性評価における解析の条件設定</p> <p>有効性評価における解析の条件設定については、「6.3 評価に当たって考慮する事項」による仮定等を考慮するとともに、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とする。また、解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。</p> <p>具体的には「6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」による。</p> <p>6.1.5 解析の実施</p> <p>有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、その結果を明示する。</p> <p>なお、事象進展の特徴や厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが合理的に説明できる場合はこの限りではない。</p> <p>6.1.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認し、それらの影響を踏まえても、措置の実現性に問題なく、評価項目を満足することを感度解析等により確認する。</p> <p>具体的には「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」による。</p>	<p>れがある事故」については使用済燃料プールの水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に、「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については原子炉が安定状態（以下「原子炉等が安定停止状態等」という。）に導かれる時点までを対象とする。</p> <p>具体的には「1.3 評価に当たって考慮する事項」による。</p> <p>1.1.3 有効性評価に使用する計算プログラム</p> <p>有効性評価において使用する計算プログラム（以下「解析コード」という。）は、事故シーケンスの特徴に応じて、評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象や運転員等操作に有意な影響を与える現象（以下「重要現象」という。）がモデル化されており、実験等を基に妥当性が確認され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものを選定して使用する。</p> <p>具体的には「1.4 有効性評価に使用する計算プログラム」に示す解析コードを使用する。</p> <p>1.1.4 有効性評価における解析の条件設定</p> <p>有効性評価における解析の条件設定については、「1.3 評価に当たって考慮する事項」による仮定等を考慮するとともに、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を用いるか又は有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるよう設定する。また、解析コードや解析条件の不確かさの影響が大きい場合には、影響評価において感度解析等を実施することを前提に設定する。</p> <p>具体的には「1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」による。</p> <p>1.1.5 解析の実施</p> <p>有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、その結果を明示する。</p> <p>なお、事象進展の特徴や厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが合理的に説明できる場合はこの限りではない。</p> <p>1.1.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認する。また、これらの不確かさの影響を踏まえても、措置の実現性に問題がなく、評価項目を満足することを感度解析等により確認する。</p> <p>具体的には「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」による。</p>	

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>6.1.7 必要な要員及び資源の評価</p> <p>必要な要員及び資源については、発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することを想定して整備することから、それぞれの観点から最も厳しい重大事故等を考慮しても、少なくとも外部支援がないものとして所内単独での措置を7日間継続して実施できることを確認する。</p> <p>具体的には「6.8 必要な要員及び資源の評価方針」による。</p> <p>6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定</p> <p>重大事故等対策の有効性を確認するため、重大事故等のそれぞれについて、以下のとおり、事故シーケンスのグループ化、重要事故シーケンス等の選定及び有効性を確認するための評価項目の設定を行う。</p> <p>炉心損傷防止対策及び運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスグループ、並びに格納容器破損防止対策の有効性を確認する格納容器破損モード（以下「事故シーケンスグループ等」という。）の選定に当たっては、アクシデントマネジメント策や緊急安全対策等を考慮しない仮想的なプラント状態を評価対象として実施したPRAの結果を活用する。</p> <p>「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に対しては、発電用原子炉施設内部の原因によって引き起こされる事象（以下「内部事象」という。）を対象とする内部事象運転時レベル1PRAに加えて、PRAが適用可能な外部事象として地震及び津波それぞれのレベル1PRAを活用する。「運転中の原子炉における重大事故」に対しては、内部事象運転時レベル1.5PRAを活用する。「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に対しては、内部事象停止時レベル1PRAを活用する。</p> <p>PRAを実施した結果、本発電用原子炉施設の運転中の炉心損傷頻度は<math>10^{-4}</math>/炉年程度、格納容器破損頻度は<math>10^{-5}</math>/炉年程度、運転停止中の炉心損傷頻度は<math>10^{-8}</math>/定検程度である。</p> <p>また、現状PRAが適用できない地震及び津波以外の外部事象については、当該外部事象により誘発される起因事象について分析を実施した結果、いずれも内部事象レベル1PRAで想定する起因事象に包絡されること及び炉心損傷後の原子炉格納容器内の事象進展は内部事象と同等であると考えられることから、新たに追加すべき事故シーケンスグループ等はない。</p> <p>なお、有効性評価における重要事故シーケンスと「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」（以下「技術的能力審査基準」という。）、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）との関連を第6.2-1表に示す。</p>	<p>1.1.7 必要な要員及び資源の評価</p> <p>必要な要員及び資源については、少なくとも外部支援がないものとして発電所内単独での措置を7日間継続して実施できることを確認する。</p> <p>具体的には「1.8 必要な要員及び資源の評価方針」による。</p> <p>1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定</p> <p>重大事故等対策の有効性を確認するため、重大事故等のそれぞれについて、以下のとおり、事故シーケンスのグループ化、重要事故シーケンスの選定及び有効性を確認するための評価項目の設定を行う。</p> <p>炉心損傷防止対策及び運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスグループ並びに格納容器破損防止対策の有効性を確認する格納容器破損モード（以下「事故シーケンスグループ等」という。）の選定に当たっては、アクシデントマネジメント策や緊急安全対策等を考慮しない仮想的なプラント状態を対象として実施したPRAの結果を活用する。</p> <p>「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に対しては、発電用原子炉施設内部の原因によって引き起こされる事象（以下「内部事象」という。）を対象とする内部事象出力運転時レベル1PRAに加えて、PRAが適用可能な外部事象として地震、津波についてそれぞれ地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAを活用する。「運転中の原子炉における重大事故」に対しては、内部事象出力運転時レベル1.5PRAを活用する。「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に対しては、内部事象停止時レベル1PRAを活用する。</p> <p>PRAを実施した結果、本発電用原子炉施設の運転中の炉心損傷頻度は<math>10^{-4}</math>/炉年程度、格納容器破損頻度は<math>10^{-4}</math>/炉年程度、運転停止中の炉心損傷頻度は<math>10^{-5}</math>/施設定期検査程度である。</p> <p>また、現状PRAが適用できない地震及び津波以外の外部事象については、当該外部事象により誘発される起因事象について分析した結果、いずれも内部事象出力運転時レベル1PRAで想定する起因事象に包絡されること及び炉心損傷後の格納容器内の事象進展は内部事象と同等であると考えられることから、新たに追加すべき事故シーケンスグループ等はない。</p> <p>なお、有効性評価における重要事故シーケンスと「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「技術的能力審査基準」という。）」、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）」及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則（以下「技術基準規則」という。）」との関連を第1.2-1表に示す。</p>	



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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>ここで記載している事故シーケンスグループ等の選定の考え方については、「追補2. I 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」に示す。</p> <p>6.2.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>6.2.1.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定</p> <p>「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対し、発電用原子炉施設の安全性を損なうことがないように設計することが求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故シーケンスを、本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえてグループ化し、それぞれに対して重要事故シーケンスを選定し、評価を行う。</p> <p>(1) 事故シーケンスの抽出</p> <p>内部事象運転時レベル1PRAにおいては、各起因事象の発生から炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段等の成功及び失敗の組合せをイベントツリーを用いて網羅的に分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出する。第6.2-1図に内部事象運転時レベル1PRAにおけるイベントツリーを示す。</p> <p>地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAにおいては、内部事象と同様にイベントツリーを用いた分析を実施し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出する。第6.2-2図に地震レベル1PRAの階層イベントツリーを、第6.2-3図に地震レベル1PRAのイベントツリーを、第6.2-4図に津波レベル1PRAの津波高さ別イベントツリーを、第6.2-5図に津波レベル1PRAのイベントツリーを示す。</p> <p>地震や津波の場合、各安全機能の喪失に至るプロセスは異なるものの、喪失する安全機能が内部事象と同じであれば、炉心損傷を防止するための緩和手段も同じであるため、事故シーケンスは内部事象と同じである。また、地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAでは、複数の安全機能時に損傷する事象や、建屋・構築物等の損傷の発生により直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスも取り扱う。</p> <p>具体的には、地震レベル1PRAでは、建屋の損傷や原子炉圧力容器等の大型静的機器の損傷、計測・制御機能喪失によって発電用原子炉施設が監視及び制御不能となる事象等、緩和設備への影響範囲や影響程度等を明確にすることが困難な事象を抽出し</p>	<p>ここで記載している事故シーケンスグループ等の選定の考え方については、「付録1 事故シーケンスグループの抽出及び重要事故シーケンスの選定について」に示す。</p> <p>1.2.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>1.2.1.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定</p> <p>「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対し、発電用原子炉施設の安全性を損なうことがないように設計することが求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故シーケンスについて本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえてグループ化し、それぞれの事故シーケンスグループに対して重要事故シーケンスを選定し評価を行う。</p> <p>(1) 事故シーケンスの抽出</p> <p>内部事象出力運転時レベル1PRAにおいては、各起因事象の発生から炉心損傷に至ることを防止するための緩和設備等の成功及び失敗の組合せについてイベントツリーを用いて網羅的に分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出する。第1.2-1図に内部事象出力運転時レベル1PRAにおけるイベントツリーを示す。</p> <p>地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAにおいては、地震や津波により引き起こされる起因事象をプラントへ与える影響度の高い順に階層イベントツリーの形で整理することで、原子炉建屋や格納容器等の大規模な損傷が発生し、直接炉心損傷に至る事故シーケンスや、複合的な事象発生も含めた事故シーケンスの抽出を実施している。また、緩和設備による対応に期待できる起因事象については、内部事象出力運転時レベル1PRAと同様に各起因事象の発生から炉心損傷に至ることを防止するための緩和設備等の成功及び失敗の組合せについてイベントツリーで分析し、事故シーケンスを抽出する。第1.2-2図に地震レベル1PRAの階層イベントツリーを、第1.2-3図に地震レベル1PRAのイベントツリーを、第1.2-4図に津波レベル1PRAの階層イベントツリーを、第1.2-5図に津波レベル1PRAのイベントツリーを示す。</p> <p>地震や津波の場合、各安全機能の喪失に至るプロセスは異なるものの、起因事象が内部事象と同じであれば、炉心損傷を防止するための緩和手段も同じであるため、事故シーケンスも内部事象と同様である。また、地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAでは、内部事象レベル1PRAでは想定していない複数の安全機能や緩和機能を有する機器が同時に損傷する事象や、建屋・構築物等の大規模な損傷の発生により直接炉心損傷に至る事故シーケンスも扱っている。</p> <p>具体的には、地震レベル1PRAでは、建屋の損傷や原子炉圧力容器等の大型静的機器の損傷、計装・制御機能喪失によって本発電用原子炉施設が監視及び制御不能となる事象等、緩和設備への影響範囲や影響程度等を明確にすることが困難な事</p>	<p>・東海第二では、地震レベル1PRA及び津波レベル1PRAの特徴について記載（記載の充実）</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>ており、これらは直接、炉心損傷に至る事象として取り扱う。</p> <p>津波レベル 1PRA では、浸水高さに応じ、当該高さに設置されている安全機能が機能喪失する評価モデルとしており、浸水高さに応じた安全機能の喪失の状態ごとに津波特有のシーケンスとして抽出する。</p> <p>なお、LOCA では、原子炉冷却材圧力バウンダリからの冷却材の流出規模によりプラント応答、成功基準等が異なるため、流出の規模に応じて以下のとおりに分類する。</p> <p>a. 大破断 LOCA          原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の両端破断のように、事象初期に急激な原子炉減圧を伴うもので、自動減圧系の作動なしに低圧注水系によって冷却が可能となる規模の LOCA である。</p> <p>b. 中破断 LOCA          大破断 LOCA と比較して破断口径が小さく、原子炉減圧が緩やかなもので、低圧注水系による炉心冷却には自動減圧系の作動が必要となる規模の LOCA である。また、流出量は原子炉隔離時冷却系の容量以上であり、原子炉隔離時冷却系のみでの水位確保は不可能である。</p> <p>c. 小破断 LOCA          中破断 LOCA より破断口径が小さなもので、原子炉隔離時冷却系のみでの水位確保が可能となる規模の LOCA である。また、原子炉減圧が緩やかなため、低圧注水系による炉心冷却には、自動減圧系の作動が必要である。</p> <p>d. Excessive LOCA          大破断 LOCA を上回る規模の LOCA であり、非常用炉心冷却系の注水の成否に関わらず炉心損傷に至る。</p> <p>(2) 事故シーケンスのグループ化          PRA の知見を活用して抽出した事故シーケンスを、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう、炉心損傷に至る主要因の観点から以下の事故シーケンスグループに分類する。なお、PRA では LOCA 時の注水機能喪失シーケンスを、破断口径の大きさに応じて大破断 LOCA、中破断 LOCA、小破断 LOCA に詳細化して抽出しているが、いずれも LOCA 時の注水機能喪失を伴う事故シーケンスグループであるため、LOCA 時注水機能喪失に該当するものとして整理する。</p> <p>a. 高圧・低圧注水機能喪失</p>	<p>象を抽出しており、これらは直接炉心損傷に至る事象として取り扱う。</p> <p>津波レベル 1 PRA では、防潮堤高さを超える津波を対象に、非常用海水ポンプの被水・没水により最終ヒートシンクが喪失する事象、原子炉建屋内浸水により複数の緩和機能が喪失する事象、防潮堤損傷により屋内外の施設が広範囲にわたり機能喪失して炉心損傷に至る事象を抽出しており、これらは津波特有の事故シーケンスとして抽出する。</p> <p>なお、原子炉冷却材喪失事故（以下、「LOCA」という。）では、原子炉冷却材圧力バウンダリからの原子炉冷却材の流出規模によりプラント応答、成功基準等が異なるため、流出の規模に応じて以下のとおりに分類する。</p> <p>a. 大破断 LOCA          原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の両端破断のように、事象初期に急激な原子炉減圧を伴うもので、自動減圧系の作動なしに低圧注水系によって冷却が可能となる規模の LOCA である。</p> <p>b. 中小破断 LOCA          大破断 LOCA と比較して破断口径が小さく、原子炉減圧が緩やかなもので、低圧注水系による炉心冷却には自動減圧系の作動が必要となる規模の LOCA である。</p> <p>c. Excessive LOCA          大破断 LOCA を上回る規模の LOCA であり、非常用炉心冷却系の注水の成否に関わらず炉心損傷に至る。</p> <p>(2) 事故シーケンスのグループ化          PRA の知見を活用して抽出した事故シーケンスを、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう、炉心損傷に至る主要因の観点から以下の事故シーケンスグループに分類する。なお、PRA では LOCA を起因として炉心損傷に至る事故シーケンスを、破断口の大きさに応じて AE（大破断 LOCA を起因とする事故シーケンス）、S1E（中破断 LOCA を起因とする事故シーケンス）及び S2E（小破断 LOCA を起因とする事故シーケンス）に詳細化して抽出しているが、いずれも LOCA 時の注水機能喪失を伴う事故シーケンスであるため、解釈 1-1(a) に記載の事故シーケンスグループ「LOCA 時注水機能喪失」に該当するものとして整理した。</p> <p>a. 高圧・低圧注水機能喪失</p>	<p>・柏崎は中破断 LOCA と小破断 LOCA を分けて記載しているが、東海第二はイベントツリーの構造が同じであることを考慮し、中小破断 LOCA としている</p>



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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>b. 高圧注水・減圧機能喪失            c. 全交流動力電源喪失            d. 崩壊熱除去機能喪失            e. 原子炉停止機能喪失            f. LOCA 時注水機能喪失            g. 格納容器バイパス(インターフェイスシステム LOCA)</p> <p>津波特有の事故シーケンスでは、津波高さに応じた複数の安全機能の喪失を考慮したが、これについては、その喪失により、最も早く炉心損傷に至る安全機能あるいは安全機能の組合せの事故シーケンスグループとして、上記の a. 及び c. に整理した。</p> <p>また、地震特有の事象で、以下に示す5つの事故シーケンスは、地震動に応じた詳細な損傷の程度や影響を評価することが困難なことから、上記の事故シーケンスグループと直接的に対応せず、炉心損傷に直結するものとして抽出している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ Excessive LOCA</li> <li>・ 計測・制御系喪失</li> <li>・ 格納容器バイパス（地震による配管の格納容器外での破損と隔離弁の閉失敗の重畳）</li> <li>・ 原子炉圧力容器・原子炉格納容器損傷</li> <li>・ 原子炉建屋損傷</li> </ul> <p>これらの各事故シーケンスグループによる炉心損傷頻度には、必ずしも炉心損傷に直結する程の損傷に至らない場合も含んでおり、実際には地震の程度に応じ、機能を維持した設計基準事故対処設備等がある場合、これらを用いた対応に期待することにより、炉心損傷を防止できる可能性もあると考えられる。このため、過度な保守性を排除することで各事故シーケンスグループの炉心損傷頻度は、現在の値よりも更に小さくなる。また、地震後に機能を維持した設計基準事故対処設備等に期待した上で、それらのランダム故障により炉心損傷に至る場合の事故シーケンスは、内部事象運転時レベルIPRAにより抽出された上記の a. から g. の事故シーケンスグループに包絡されるものと考えられること及びそれらに該当しない深刻な損傷の場合には可搬型のポンプ、電源、放水設備等を駆使した大規模損壊対策による影響緩和を図ることから、これらの各事故シーケンスグループを有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして追加する必要はない。</p> <p>(3) 重要事故シーケンスの選定            事故シーケンスグループごとに、有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定する。同じ事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、</p>	<p>b. 高圧注水・減圧機能喪失            c. 全交流動力電源喪失            d. 崩壊熱除去機能喪失            e. 原子炉停止機能喪失            f. LOCA時注水機能喪失            g. 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）            h. 津波浸水による注水機能喪失</p> <p>津波特有の事故シーケンスについては、敷地内への浸水により内部事象起因の事故シーケンスとは本発電用原子炉施設への影響が異なることから、津波特有の事故シーケンスグループとして抽出している。</p> <p>また、地震及び津波特有の事象で、以下に示す7つの事故シーケンスは、事象発生時に本発電用原子炉施設に与える影響が大きな幅を有し、建屋や機器の損傷程度や組合せを特定することが困難であるため、上記の事故シーケンスグループとは直接的に対応しない事故シーケンスとして抽出している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 防潮堤損傷</li> <li>・ 原子炉建屋損傷</li> <li>・ 格納容器損傷</li> <li>・ 原子炉圧力容器損傷</li> <li>・ 格納容器バイパス（地震による格納容器外での配管破損と隔離弁の閉失敗の重畳）</li> <li>・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失（Excessive LOCA）</li> <li>・ 計装・制御系喪失</li> </ul> <p>これらの地震及び津波特有の各事故シーケンスによる炉心損傷頻度は、全炉心損傷頻度に対して極めて小さい寄与である。また、これらの事故シーケンスは本発電用原子炉施設に及ぼす影響について大きな幅を有しており、事故シーケンスグループとして単独で定義するものではなく、発生する事象の程度や組合せに応じて対応すべきものである。具体的には、影響が限定されるような小規模な事故の場合には、使用可能な炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用して、事故進展の緩和を図ることが可能であり、実際には炉心損傷頻度はより低減されると考えられる。また、上記に該当しないような深刻な事故の場合には、可搬型設備等を駆使した大規模損壊対策による対応を含め、臨機応変に影響緩和を図る。</p> <p>以上のことから、これらの事故シーケンスを有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして追加する必要はない。</p> <p>(3) 重要事故シーケンスの選定            事故シーケンスグループごとに、有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定する。同じ事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合に</p>	<p>・ 東海第二では、頻度及び影響の観点から、津波特有の事故シーケンスグループを抽出</p> <p>・ 東海第二では、「防潮堤損傷」を有効性評価の対象とはしない事故シーケンスとして抽出</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>共通原因故障又は系統間の機能の依存性、炉心損傷防止対策の実施に対する時間余裕、炉心損傷防止に必要な設備容量及び事故シーケンスグループ内の代表性の観点で、より厳しい事故シーケンスを選定する。</p> <p>重要事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。</p> <p>a. 高圧・低圧注水機能喪失</p> <p>起回事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象（原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定）を起因とし、逃がし安全弁の再閉失敗を含まない、「過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。逃がし安全弁の再閉失敗を含まないシーケンスとした理由は、炉心損傷防止のために重大事故等対処設備による低圧注水を実施する状況を想定した場合、事象発生時点から逃がし安全弁の再閉失敗によって原子炉減圧されている場合の方が、原子炉減圧に必要な逃がし安全弁の容量が少なく、低圧注水が可能となるまでの時間が短縮でき、対応が容易になると考えられるためである。</p> <p>また、本事故シーケンスグループには津波特有の事故シーケンスが含まれているが、これについてはその対策が止水対策であり、事象進展に応じた重大事故等対処設備の有効性の確認には適さないと判断したため、重要事故シーケンスとして選定しないものとし、選定対象から除外した。</p> <p>b. 高圧注水・減圧機能喪失</p> <p>起回事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象（原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定）を起回事象とし、逃がし安全弁の再閉失敗を含まない、「過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。逃がし安全弁の再閉失敗を含まないシーケンスとした理由は、炉心損傷防止のために重大事故等対処設備による原子炉減圧を実施する状況を想定した場合、事象発生時点から逃がし安全弁の再閉失敗によって原子炉減圧されている場合の方が、原子炉減圧に必要な逃がし安全弁の容量が少なく、低圧注水が可能となるまでの時間が短縮でき、対応が容易になると考えられるためである。</p> <p>c. 全交流動力電源喪失</p> <p>本事故シーケンスグループからは、機能喪失の状況が異なる4つの事故シーケンスが抽出されたため、これらを以下の4つの詳細化した事故シーケンスグループとして分類し、重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>(a) 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）</p> <p>本事故シーケンスグループは、全交流動力電源喪失後、原子炉隔離時冷却系により炉心冷却を継続するが、蓄電池の直流電源供給能力が枯渇して、原子炉隔離時冷却系が機能喪失し炉心損傷に至るものである。</p>	<p>は、共通原因故障又は系統間の機能の依存性、炉心損傷防止対策の実施に対する時間余裕、炉心損傷防止に必要な設備容量及び事故シーケンスグループ内の代表性を考慮し選定する。</p> <p>重要事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。</p> <p>a. 高圧・低圧注水機能喪失</p> <p>過渡事象（給水流量の全喪失）又はサポート系喪失（自動停止）を起因とする事故シーケンスは、事象進展が早いため、余裕時間の観点で厳しい。また、逃がし安全弁の再閉鎖に成功する事故シーケンスは、逃がし安全弁の再閉鎖に失敗する事故シーケンスに比べて、逃がし安全弁の設備容量の観点で厳しい。これらの事故シーケンスのうち、代表性の観点から炉心損傷頻度が最も高い「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>本事故シーケンスグループに含まれる各事故シーケンスは主な炉心損傷防止対策に差異がないため、起回事象発生後の事象進展が早い過渡事象（給水流量の全喪失）を起因として選定した重要事故シーケンスは他の事故シーケンスに対して包絡性を有している。</p> <p>b. 高圧注水・減圧機能喪失</p> <p>過渡事象（給水流量の全喪失）又はサポート系喪失（自動停止）を起因とする事故シーケンスは、事象進展が早いため、余裕時間の観点及び原子炉減圧に必要な設備容量の観点で厳しい。これらの事故シーケンスのうち、代表性の観点から炉心損傷頻度が最も高い「過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>本事故シーケンスグループに含まれる各事故シーケンスは主な炉心損傷防止対策に差異がないため、起回事象発生後の事象進展が早い過渡事象（給水流量の全喪失）を起因として選定した重要事故シーケンスは他の事故シーケンスに対して包絡性を有している。</p> <p>c. 全交流動力電源喪失</p> <p>本事故シーケンスグループからは、安全機能の喪失状況が異なる4つの事故シーケンスが抽出されたため、原子炉圧力、時間余裕及び対応する主な炉心損傷防止対策に着目して事故シーケンスグループを以下の3つに細分化し、それぞれの事故シーケンスグループから重要事故シーケンスを選定する。</p> <p>(a) 長期TB</p> <p>本事故シーケンスグループは、外部電源喪失の発生後、非常用ディーゼル発電機の故障により全交流動力電源喪失が発生するとともに、高圧炉心スプレイ系による炉心冷却にも失敗し、原子炉隔離時冷却系による炉心冷却に成功するが、蓄電池が枯渇することにより原子炉隔離時冷却系の運転継続が不能となり、</p>	<p>・東海第二は重要事故シーケンスの選定理由を追記</p> <p>・東海第二は津波 PRA から抽出される事故シーケンスを「津波浸水による注水機能喪失」の事故シーケンスグループとして整理</p> <p>・東海第二は重要事故シーケンスの選定理由を追記</p> <p>・逃がし安全弁の成功基準の違い（柏崎刈羽は、原子炉減圧に逃がし安全弁2個を必要とするため、逃がし安全弁1個再閉失敗時は高圧シーケンスに整理されるが、東海第二は逃がし安全弁1個で原子炉減圧するため、逃がし安全弁1個再閉失敗時は低圧シーケンスに整理される）</p>



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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>本事故シーケンスグループに係る事故シーケンスは「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）（蓄電池枯渇後 RCIC 停止）」のみであることから、これを重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>(b) 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+RCIC 失敗          本事故シーケンスグループは、全交流動力電源喪失と同時に原子炉隔離時冷却系が機能喪失し炉心損傷に至るものである。本事故シーケンスグループに係る事故シーケンスは「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+RCIC 失敗（RCIC 本体の機能喪失）」のみであることから、これを重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>(c) 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+直流電源喪失          本事故シーケンスグループは、全交流動力電源と全ての直流電源が喪失し炉心損傷に至るものである。また、本事故シーケンスグループには津波特有の事故シーケンスが含まれているが、これについてはその対策が止水対策であり、事象進展に応じた重大事故等対処設備の有効性の確認には適さないと判断したため、重要事故シーケンスとして選定しないものとした。発生原因が津波特有の事故シーケンス以外には、本事故シーケンスグループに係る事故シーケンスは「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+直流電源喪失」のみであることから、これを重要事故シーケンスとして選定する。なお、全ての直流電源喪失により非常用ディーゼル発電機を起動できなくなることから、「外部電源喪失+直流電源喪失」により、全交流動力電源喪失となる。</p> <p>(d) 全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗          本事故シーケンスグループは、全交流動力電源喪失と同時に逃がし安全弁1個が開状態のまま固着することにより、原子炉隔離時冷却系も機能喪失し炉心損傷に至るものである。本事故シーケンスグループに係る事故シーケンスは「全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+SRV 再閉失敗」のみであることから、これを重要事故シーケンスとして選定する。</p>	<p>原子炉圧力が高圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。</p> <p>本事故シーケンスグループに含まれる各事故シーケンスは、いずれも全交流動力電源が喪失しているため、共通原因故障・系統間機能依存性の観点では差異がない。また、事象進展が同様であるため、余裕時間及び設備容量の観点についても差異がない。このため、代表性の観点から「外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗（RCIC成功※）」を重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>※ 事象発生初期は原子炉への注水に成功するが、蓄電池の枯渇により機能喪失する</p> <p>(b) TBD, TBU          本事故シーケンスグループは、外部電源喪失の発生後、直流又は非常用ディーゼル発電機の故障により全交流動力電源喪失が発生し、高圧炉心冷却にも失敗することにより、原子炉が高圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。</p> <p>本事故シーケンスグループに係る事故シーケンスは、外部電源喪失を起因とし、直流電源に失敗し高圧炉心冷却に失敗する事故シーケンス（TBD）と、外部電源喪失又は直流電源故障を起因とし、非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心冷却系に失敗する事故シーケンス（TBU）からなるが、いずれも全交流動力電源が喪失しているため、共通原因故障・系統間機能依存性の観点では差異がない。また、余裕時間及び設備容量の観点からは、いずれの事故シーケンスも事象進展の早さには差異はないものの、直流電源が喪失する事故シーケンスは代替注水設備の起動に必要な直流電源を緊急用125V系蓄電池から給電するための直流電源の切替操作が必要となり、代替直流電源の必要容量も大きくなるため、直流電源が喪失する事故シーケンスの方が厳しい。以上より「外部電源喪失+直流電源失敗+高圧炉心冷却失敗（TBD）」を重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>(c) TBP          本事故シーケンスグループは、外部電源喪失の発生後、非常用ディーゼル発電機の故障により全交流動力電源喪失が発生し、高圧炉心スプレイ系に失敗するとともに逃がし安全弁1個の再閉鎖失敗により原子炉圧力が徐々に低下することで、原子炉隔離時冷却系が運転不能となることにより、原子炉が低圧状態で炉心損傷に至る事故シーケンスグループである。</p> <p>本事故シーケンスグループに含まれる各事故シーケンスは、いずれも全交流動力電源が喪失しているため、共通原因故障・系統間機能依存性の観点では差異がない。また、事象進展が同様であるため、余裕時間及び設備容量の観点についても差異がない。このため、代表性の観点から「外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。</p>	<p>・東海第二は重要事故シーケンスの選定理由を追記</p> <p>・東海第二では、安全機能の喪失状態、事象進展及び重大事故等対策が同じとなるTBD及びTBUは、一つの細分化グループとしている。（柏崎刈羽の有効性評価においてもTBDは、ほぼTBUと同じと記載しており、実態として違いはない）</p> <p>・東海第二は重要事故シーケンスの選定理由を追記</p> <p>・東海第二は重要事故シーケンスの選定理由を追記</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>d. 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>起因事象発生後の事象進展が早いと考えられる過渡事象（原子炉水位低下の観点で厳しい給水流量の全喪失を選定）を起因とし、逃がし安全弁の再閉失敗を含まない、「過渡事象＋崩壊熱除去失敗」を選定する。逃がし安全弁の再閉失敗を含まないシーケンスとした理由は、逃がし安全弁の再閉失敗を含まないシーケンスと逃がし安全弁の再閉失敗を含むシーケンスを比較した場合、逃がし安全弁の再閉失敗を含まないシーケンスの方が炉心損傷頻度が高く、当該事故シーケンスグループの特徴を有するためである。</p> <p>ここで、崩壊熱除去機能喪失については、残留熱除去系の機能喪失と原子炉補機冷却系の機能喪失の場合で、炉心損傷防止対策が異なることを踏まえて、「過渡事象＋崩壊熱除去失敗（残留熱除去系の機能喪失）」及び「過渡事象＋崩壊熱除去失敗（原子炉補機冷却系の機能喪失）」を重要事故シーケンスとする。</p> <p>なお、LOCA を起因とする事故シーケンスについては、崩壊熱除去機能の代替手段の有効性も含めて事故シーケンスグループ「f. LOCA 時注水機能喪失」で評価することから、本事故シーケンスグループにおける重要事故シーケンスの選定対象から除外している。</p> <p>e. 原子炉停止機能喪失</p> <p>原子炉停止機能喪失に関連して抽出される事故シーケンス「大破断 LOCA＋原子炉停止失敗」、「中破断 LOCA＋原子炉停止失敗」、「小破断 LOCA＋原子炉停止失敗」については、反応度投入の観点では原子炉が減圧されることから「過渡事象＋原子炉停止失敗」よりも事象進展が緩やかな事象である。</p> <p>重大事故等対処設備である ATWS 緩和設備（代替制御棒挿入機能）（以下「代替制御棒挿入機能」という。）に期待する場合、LOCA と原子炉停止機能喪失が重畳する事故シーケンスは、LOCA を伴う事故シーケンスグループに包絡される。また、LOCA と原</p>	<p>d. 崩壊熱除去機能喪失</p> <p>本事故シーケンスグループは、炉心冷却に成功し、崩壊熱除去機能の喪失により格納容器温度・圧力が上昇することで、格納容器が破損する事故シーケンスグループである。中長期的な格納容器の温度・圧力の上昇の観点では崩壊熱が支配要因となることから、いずれの事故シーケンスにおいても、崩壊熱除去機能喪失に対する炉心損傷防止対策に差異はなく、対策の実施に対する操作の余裕時間についても有意な差異はない。このため、余裕時間及び設備容量の観点については、事象発生初期に着目した。</p> <p>過渡事象（給水流量の全喪失）、サポート系喪失（自動停止）又はLOCAを起因とする事故シーケンスは、事象進展が早いこと、余裕時間の観点及び原子炉注水に必要な設備容量の観点で厳しい。また、低圧の代替注水手段に期待する場合、逃がし安全弁の再閉鎖に失敗する事故シーケンスは、注水の開始時点で原子炉が一定程度減圧されているため、逃がし安全弁の設備容量は再閉鎖成功時の方が厳しくなる。これらの事故シーケンスのうち、代表性の観点から炉心損傷頻度が最も高い「過渡事象＋RHR失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。また、崩壊熱除去機能が喪失する要因が残留熱除去系の故障の場合と取水機能が喪失する場合で炉心損傷防止対策が異なることを踏まえ、「過渡事象＋RHR失敗（RHR故障時）」及び「過渡事象＋RHR失敗（取水機能喪失時）」を重要事故シーケンスとする。</p> <p>なお、LOCAを起因とする事故シーケンスについては、LOCA時注水機能喪失及び雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）において、代替除熱手段に係る重大事故等対策の有効性を含めて確認する。</p> <p>また、本事故シーケンスグループに対する主な炉心損傷防止対策の電源を代替電源とすることにより、本事故シーケンスグループに含まれる各事故シーケンスは主な炉心損傷防止対策に差異がないため、起因事象発生後の事象進展が早い過渡事象（給水流量の全喪失）を起因として選定した重要事故シーケンスは他の事故シーケンスに対して包絡性を有している。</p> <p>e. 原子炉停止機能喪失</p> <p>過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）に起因する事故シーケンスは、原子炉圧力の上昇が早く、反応度印加の観点で厳しい。また、事象進展が早く余裕時間が短い場合、反応度印加の観点で厳しく出力抑制に必要な設備容量が大きくなる。以上より「過渡事象＋原子炉停止失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>なお、LOCAを起因とする事故シーケンスについては、水位低下の観点では厳しいものの、水位低下及びLOCAに伴う原子炉減圧によってボイド率が上昇し、負の反応度が投入されると考えられることから、事象発生直後の反応度投入に伴う出力抑制の観点では、過渡事象（主蒸気隔離弁の誤閉止）を起因とする事</p>	<p>・東海第二は重要事故シーケンスの選定理由を追記</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>子炉停止機能喪失が重畳する事故シーケンスの炉心損傷頻度は他の事故シーケンスグループの事故シーケンスの炉心損傷頻度と比較しても極めて小さい。これらを踏まえ、起因事象発生後の出力変化及び原子炉格納容器に与えられる蒸気負荷の観点で厳しい過渡事象（反応度投入の観点で最も厳しく、格納容器隔離によって炉心からの発生蒸気が全て格納容器に流入する主蒸気隔離弁閉を選定）を起因とする、「過渡事象＋原子炉停止失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>f. LOCA 時注水機能喪失        配管破断規模の大きさによる原子炉冷却材流出流量が多く水位の低下が早い場合、原子炉注水開始までの時間余裕が短い中破断 LOCA を起因とする。また、重畳する注水機能喪失のうち、低圧注水機能喪失については、原子炉減圧機能喪失による場合と、低圧非常用炉心冷却系そのものが機能喪失する場合が考えられるが、代替となる設備に要求される設備容量の観点では、原子炉減圧機能である逃がし安全弁には十分な台数が備えられている一方、低圧非常用炉心冷却系そのものが機能喪失する場合は、代替となる注水設備の容量が低圧非常用炉心冷却系よりも少ない点で厳しい事象になると考えられること、さらに原子炉減圧機能が喪失する事故シーケンスよりも低圧非常用炉心冷却系そのものが機能喪失する事故シーケンスの方が炉心損傷頻度が高いことも踏まえ、低圧非常用炉心冷却系そのものの機能喪失が重畳する場合である「中破断 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>なお、上記の重要事故シーケンスは、低圧 ECCS 注水失敗が含まれており、低圧非常用炉心冷却系の機能喪失は残留熱除去系による崩壊熱除去機能にも期待できないこととほぼ同義であることから、事故シーケンスグループ「d. 崩壊熱除去機能喪失」の LOCA を起因とする事故シーケンスを包絡する。</p> <p>g. 格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）        格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）に係る事故シーケンスは、「インターフェイスシステム LOCA」のみとしていることから、これを重要事故シーケンスとして選定する。なお、格納容器バイパスとしては原子炉冷却材浄化系等の高圧設計の配管の原子炉格納容器外での破断事象も想定できるが、これは PRA の検討の中で高圧設計の配管の破損頻度が低圧設計の配管の破損頻度に比べて小さい傾向にあることを理由に考慮の対象から除外している。</p>	<p>故シーケンスの方が厳しいと考えられる。また、LOCAを起因とする場合、原子炉冷却材の流出により、ほう酸水注入系が有効に機能しないことも考えられるが、本事故シーケンスグループに対する対策であるATWS緩和設備（代替制御棒挿入機能）に期待することにより対応可能であり、炉心損傷頻度も極めて小さい。</p> <p>f. LOCA時注水機能喪失        余裕時間の観点では、いずれもLOCAを起因とする事故シーケンスであり、差異がない。設備容量の観点では、原子炉減圧に用いる逃がし安全弁は十分な台数が設置されているが、低圧の代替注水設備の設備容量は低圧ECCSより少ないため、低圧炉心冷却に失敗する事故シーケンスの方が厳しい。以上より「中小破断LOCA＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>なお、本事故シーケンスグループに含まれる各事故シーケンスは主な炉心損傷防止対策に差異がないため、選定した重要事故シーケンスは他の事故シーケンスに対して包絡性を有している。</p> <p>また、「崩壊熱除去機能喪失」の事故シーケンスグループにおいてLOCAを起因とする事故シーケンスが抽出されている。これについて、重要事故シーケンスによる包絡性を考慮すると、低圧炉心冷却失敗の事故シーケンスを重要事故シーケンスとして選定することにより、崩壊熱除去機能喪失に対する代替除熱手段の有効性についても評価することとなる。このことから、選定した重要事故シーケンスは「崩壊熱除去機能喪失」の事故シーケンスグループにおけるLOCAを起因とする事故シーケンスに対しても包絡性を有している。</p> <p>g. 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）        本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスは、「インターフェイスシステムLOCA」のみであることから、これを重要事故シーケンスとして選定する。なお、格納容器バイパスとしては原子炉冷却材浄化系等の高圧設計の配管が格納容器外で破断する事象も想定できるが、これはPRAの検討の中で高圧設計の配管の破損頻度が低圧設計の配管の破損頻度に比べて小さい傾向にあることを理由に、考慮の対象から除外している。</p> <p>h. 津波浸水による注水機能喪失        本事故シーケンスグループは、津波浸水により複数の緩和機能が失われる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、本事故シーケンスグループに対しては、敷地に遡上する津波に対する防護対策を実施した重大事故等対処設備の有効性を確認することとする。</p> <p>共通原因故障・系統間機能依存性の観点では、原子炉建屋内浸水を起因とする</p>	<p>・東海第二では、新たに抽出した事故シーケンスグループ及びその重要事故シーケンスについて記載。</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>なお、国内外の先進的な対策を考慮した場合であっても、全ての状況に対応できるような炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シナリオとしては、以下の事故シナリオが抽出されている。</p> <p>①大破断 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗          ②全交流動力電源喪失（外部電源喪失+DG 喪失）+原子炉停止失敗</p> <p>①については、格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の機能に期待できることを確認しており、これを除く事故シナリオを対象に、重要事故シナリオの選定を実施している。</p> <p>②は地震レベル 1PRA から抽出された事故シナリオであり、炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シナリオであるが、喪失する安全機能が明確であることから炉心損傷に直結する事故シナリオとはしていない。この事故シナリオにおける原子炉停止失敗の支配的な要因は地震による炉内構造物の損傷であるが、これは地震の最大加速度が地震発生と同時に加わるという、現状の保守的な PRA のモデルによって評価されるものであり、現実的には、炉内構造物の損傷確率が高くなる加速度に到達する前に、原子炉スクラムに至ると考えられる。</p> <p>以上のとおり、②の事故シナリオの炉心損傷頻度は保守的に評価されており、現実的に想定すると、本事故シナリオによって炉心損傷に至る頻度は十分に小さいと判断したことから、本事故シナリオは炉心損傷防止対策又は格納容器破損防止対策の有効性を確認する事故シナリオから除外している。</p> <p>各事故シナリオグループに含まれる事故シナリオ及び重要事故シナリオについて整理した結果を第 6.2-2 表に示す。</p>	<p>事故シナリオが厳しい。余裕時間の観点では、事象発生初期に原子炉への注水に失敗する事故シナリオが厳しい。設備容量の観点では、原子炉建屋内浸水を起因とする事故シナリオは津波防護対策に要求される防護高さが高くなる。以上より「原子炉建屋内浸水による複数の緩和機能喪失」を重要事故シナリオとして選定する。</p> <p>なお、本事故シナリオグループは外部電源喪失が重畳すると全交流動力電源喪失が発生するため、本事故シナリオグループの主な炉心損傷防止対策は津波防護対策に加えて全交流動力電源喪失の事故シナリオグループと同様となる。また、本事故シナリオグループに含まれる各事故シナリオの炉心損傷防止対策に差異がないため、選定した重要事故シナリオは他の事故シナリオに対して包絡性を有している。</p> <p>なお、国内外の先進的な対策を講じた場合であっても、全ての状況に対応できるような炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シナリオとしては、以下の事故シナリオが抽出されている。</p> <p>①大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗          ②直流電源喪失+原子炉停止失敗          ③交流電源喪失+原子炉停止失敗</p> <p>①の事故シナリオについては、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象とすることとしており、格納容器の閉じ込め機能に期待できることを確認していることから、これを除く事故シナリオを対象に、重要事故シナリオの選定を実施している。</p> <p>②、③の事故シナリオは地震レベル 1 PRA から抽出された事故シナリオであり、炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シナリオであるが、喪失する安全機能が明確であることから炉心損傷に直結する事故シナリオとはしていない。これらの事故シナリオは、炉内構造物等の損傷による原子炉停止機能喪失と、直流電源喪失又は全交流動力電源喪失が重畳する事故シナリオであり、代替の原子炉停止手段であるほう酸水注入系が機能喪失することから、炉心損傷を防止することができない。これらの事故シナリオを抽出した地震レベル 1 PRA では、炉内構造物等が地震発生と同時に最大加速度を受けるものとして評価しているが、実機のスクラム信号「地震加速度大」は、最大加速度よりも十分小さな加速度で発信し、炉内構造物等が損傷する前に制御棒の挿入が完了すると考えられる。このため、現実的にはこれらの事故シナリオは発生し難いと考えられ、炉心損傷防止対策の有効性を確認する事故シナリオとしては取り扱わないこととした。</p> <p>各事故シナリオグループに含まれる事故シナリオ及び重要事故シナリオについて整理した結果を第 1.2-2 表に示す。</p> <p>1.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>6.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定</p> <p>「6.2.1.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定」に挙げた事故シーケンスグループについては、炉心の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。</p> <p>(1) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。具体的には燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること及び燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。</p> <p>(2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が、最高使用圧力8.62MPa[gage]の1.2倍の圧力10.34MPa[gage]を下回ること。</p> <p>(3) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、限界圧力である最高使用圧力0.31MPa[gage]の2倍の圧力0.62MPa[gage]を下回ること。</p> <p>(4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が、限界温度200℃を下回ること。</p> <p>また、格納容器圧力逃がし装置等を使用する事故シーケンスグループの有効性評価では、上記の評価項目に加えて、敷地境界での実効線量を評価し、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこととして、発生事故当たりおおむね5mSv以下であることを確認する。</p> <p>ここで、原子炉格納容器バウンダリの健全性に対する有効性を確認するための評価項目の上限については、漏えい経路になる可能性がある原子炉格納容器バウンダリ構成部に対して、規格計算又は試験にて、構造健全性及びシール部機能維持の確認を行っており、継続的に評価条件を維持していく。</p> <p>ここで記載している、原子炉格納容器本体、シール部等の原子炉格納容器バウンダリ構成部の健全性については、「追補2. II 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」に示す。</p>	<p>「1.2.1.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定」に挙げた事故シーケンスグループについては、炉心の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。</p> <p>(1) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。具体的には燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること及び燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。</p> <p>(2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力8.62MPa [gage]の1.2倍である10.34MPa [gage]を下回ること。</p> <p>(3) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力0.31MPa [gage]の2倍の圧力0.62MPa [gage]を下回ること。</p> <p>(4) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、限界温度を下回る温度である200℃を下回ること。</p> <p>また、格納容器圧力逃がし装置等を使用する事故シーケンスグループの有効性評価では、上記の評価項目に加えて、<b>非居住区域境界及び敷地境界</b>での実効線量を評価し、周辺の公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えないこととして、発生事故当たり5mSv以下であることを確認する。</p> <p>ここで、格納容器バウンダリの健全性に対する有効性を確認するための評価項目の上限については、漏えい経路になる可能性がある格納容器バウンダリ構成部に対して、規格計算又は試験にて、東海第二発電所における仕様を踏まえた構造健全性及びシール部機能維持の確認を行っており、継続的に評価条件を維持していく。</p> <p>ここで記載している、格納容器本体、シール部等の格納容器バウンダリ構成部の健全性については、「付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」にて示す。        （添付資料1.2.1, 1.2.2, 1.2.3）</p>	
<p>6.2.2 運転中の原子炉における重大事故</p> <p>6.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンスの選定</p> <p>「運転中の原子炉における重大事故」については、著しい炉心損傷の発生後、原子炉格納容器が破損に至る可能性があるとして想定する格納容器破損モードを、本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえて選定し、格納容器破損モードごとに評価事故シーケンスを選定して評価を行う。</p> <p>(1) 格納容器破損モードの抽出</p> <p>内部事象運転時レベル1.5PRAにおいては、事象進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷の分析から、格納容器破損モードの抽出を行う。</p> <p>具体的には、事象進展を炉心損傷前、原子炉圧力容器破損前、原子炉圧力容器破損直後、原子炉圧力容器破損以降の長期の各プラント状態に分類して、それぞれの状態</p>	<p>1.2.2 運転中の原子炉における重大事故</p> <p>1.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンスの選定</p> <p>「運転中の原子炉における重大事故」については、著しい炉心損傷の発生後、格納容器が破損に至る可能性があるとして想定する格納容器破損モードを、本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえて選定し、格納容器破損モードごとに評価事故シーケンスを選定して評価を行う。</p> <p>(1) 格納容器破損モードの抽出</p> <p>内部事象出力運転時レベル1.5PRAにおいては事象進展に伴い生じる格納容器の健全性に影響を与える負荷を分析し、格納容器破損モードの抽出を行う。</p> <p>具体的には、事象進展を炉心損傷前、原子炉圧力容器破損前、原子炉圧力容器破損直後、事故後期の長期の各プラント状態に分類し、それぞれの状態で発生する負荷を抽出している。また、事象進展中に実施される緩和手段等を考慮し、第1.2-6</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>で発生する負荷を抽出し、事象進展中に実施される緩和手段等から第 6.2-6 図に示す格納容器イベントツリーを作成し、格納容器破損モードを抽出して整理する。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの選定</p> <p>格納容器イベントツリーにより抽出した格納容器破損モードを、事象進展の類似性から以下の格納容器破損モードに分類する。ここで、水素燃焼については、本発電用原子炉施設では、運転中は原子炉格納容器内の雰囲気気を窒素で置換し、酸素濃度を低く管理しているため、PRA で定量化する格納容器破損モードから除外しているが、有効性評価においては窒素置換の有効性を確認する観点で、格納容器破損モードとして挙げている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</li> <li>b. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気気直接加熱</li> <li>c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</li> <li>d. 水素燃焼</li> <li>e. 溶融炉心・コンクリート相互作用</li> </ul> <p>また、上記に分類されない格納容器破損モードとして、以下の格納容器破損モードを抽出している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉未臨界確保失敗時の過圧破損</li> <li>・水蒸気（崩壊熱）による過圧破損（炉心損傷前）</li> <li>・格納容器隔離失敗（炉心損傷の時点で何らかの要因により原子炉格納容器の隔離機能が失われている状態）</li> <li>・インターフェイスシステム LOCA</li> <li>・原子炉圧力容器内での水蒸気爆発</li> </ul> <p>原子炉未臨界確保失敗時の過圧破損、水蒸気（崩壊熱）による過圧破損（炉心損傷前）及びインターフェイスシステム LOCA は格納容器先行破損の事故シーケンスである。原子炉未臨界確保失敗時の過圧破損及び水蒸気（崩壊熱）による過圧破損（炉心損傷前）では炉心損傷の前に水蒸気によって原子炉格納容器が過圧破損し、また、インターフェイスシステム LOCA ではインターフェイスシステム LOCA によって原子炉格納容器の隔離機能を喪失することで、原子炉格納容器外への原子炉冷却材の流出による原子炉建屋内の環境悪化等が生じ、原子炉注水機能の維持が困難となり、炉心損傷に至るおそれがある。格納容器先行破損の事故シーケンスは、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」の評価において、各々重要事故シーケンスを選定し、重大事故等防止対策の有効性を確認していることから、新たな格納容器破損モードとして追加する必要はない。</p> <p>格納容器隔離失敗（炉心損傷の時点で何らかの要因により原子炉格納容器の隔離機能が失われている状態）については、炉心損傷頻度の低減を図るとともに、万一の重大事故発生時に原子炉格納容器の隔離に失敗することのないよう、原子炉格納容器の</p>	<p>図に示すイベントツリーを作成し、格納容器破損に至る格納容器破損モードを整理する。</p> <p>(2) 格納容器破損モードの選定</p> <p>格納容器イベントツリーにより抽出した格納容器破損モードを、事象進展の類似性から以下の格納容器破損モードに分類する。ここで、水素燃焼については、本発電用原子炉施設では、運転中は格納容器内雰囲気気を窒素で置換し、酸素濃度を低く管理しているため、PRA で定量化する格納容器破損モードから除外しているが、有効性評価においては窒素置換の有効性を確認する観点で、格納容器破損モードとして挙げている。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>a. 雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</li> <li>b. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気気直接加熱</li> <li>c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</li> <li>d. 水素燃焼</li> <li>e. 溶融炉心・コンクリート相互作用</li> </ul> <p>また、上記に分類されない格納容器破損モードとして、以下の格納容器破損モードを抽出している。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・<b>早期</b>過圧破損（未臨界確保失敗）</li> <li>・過圧破損（崩壊熱除去失敗）</li> <li>・格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）</li> <li>・格納容器バイパス（格納容器隔離失敗）</li> <li>・<b>原子炉圧力容器内での水蒸気爆発</b></li> <li>・<b>溶融物直接接触</b></li> </ul> <p><b>早期</b>過圧破損（未臨界確保失敗）、過圧破損（崩壊熱除去失敗）は格納容器先行破損、格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）は炉心損傷の前に格納容器が破損している事故シーケンスであり、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」の評価において、各々重要事故シーケンスを選定し、重大事故等防止対策の有効性を確認していることから、新たな格納容器破損モードとして追加する必要はない。</p> <p>格納容器バイパス（格納容器隔離失敗）については、炉心損傷時点で何らかの要因により格納容器隔離に失敗している格納容器破損モードであるが、炉心損傷の防止を図るとともに、万一の重大事故発生時に格納容器の隔離に失敗することのないよう、格納容器の漏えいに対する検知性を向上させることが有効であり、これらに</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>漏えいに対する検知性を向上させることが有効であり、これらについては重大事故等対処設備、日常の原子炉格納容器の圧力監視等に対応すべき事象であることから、有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして新たに追加する必要はない。</p> <p>原子炉圧力容器内での水蒸気爆発については、発生する可能性が極めて低いことから、有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして新たに追加する必要はない。</p> <p>なお、原子炉格納容器下部床とドライウェル床とが同じレベルに構成されているBWR MARK-I型の原子炉格納容器に特有の事象として格納容器直接接触（シェルアタック）があるが、本発電用原子炉施設はRCCV型の原子炉格納容器であり、熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに直接接触することはない構造であることから、評価対象として想定する格納容器破損モードとはしていない。</p> <p>(3) 評価事故シーケンスの選定</p> <p>格納容器破損モードごとに、有効性評価の対象とする評価事故シーケンスを選定する。具体的には、格納容器破損モードごとに、当該破損モードに至る可能性のある最も厳しいと考えられるプラント損傷状態（以下「PDS」という。）を含む事故シーケンスの中から、当該破損モードの観点で厳しい事故シーケンスを選定する。評価事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。また、PDSの分類結果についての説明を第6.2-3表に示す。なお、第6.2-3表において格納容器破損時期が炉心損傷前に分類されている崩壊熱除去機能喪失、原子炉停止機能喪失、インターフェイスシステムLOCAは、格納容器先行破損の事故シーケンスであり、著しい炉心損傷の発生後、原子炉格納容器が破損に至る可能性があるとして想定する格納容器破損モードには該当しないことから、これらのPDSは評価事故シーケンスの選定においては考慮していない。</p> <p>なお、PDSとして「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」の事故シーケンスグループに対して以下の表記を用いる。</p> <p>高圧・低圧注水機能喪失：TQUV          高圧注水・減圧機能喪失：TQUX          全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)：長期TB</p> <p>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+RCIC失敗：TBU</p> <p>全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+直流電源喪失：TBD          全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV再閉失敗：TBP</p> <p>LOCA時注水機能喪失(大破断LOCA)：LOCA(AE)          LOCA時注水機能喪失(中破断LOCA)：LOCA(S1E)</p>	<p>については重大事故等対処設備、日常の格納容器の圧力監視等に対応すべき事象であることから、有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして新たに追加する必要はない。</p> <p>原子炉圧力容器内での水蒸気爆発については、発生する可能性が極めて低いことから、有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして新たに追加する必要はない。</p> <p>なお、格納容器下部床とドライウェル床とが同じレベルに構成されているBWR MARK-I型の原子炉格納容器に特有の事象として格納容器直接接触（シェルアタック）があるが、本発電用原子炉施設はBWR MARK-II型の格納容器であり、熔融炉心が格納容器バウンダリに直接接触することはない構造であることから、評価対象として想定する格納容器破損モードとはしていない。</p> <p>(3) 評価事故シーケンスの選定</p> <p>格納容器破損モードごとに、有効性評価の対象とする評価事故シーケンスを選定する。具体的には、格納容器破損モードごとに、当該破損モードに至る可能性のある最も厳しいと考えられるプラント損傷状態（以下「PDS」という。）に属する事故シーケンスの中から、当該破損モードの観点で厳しい事故シーケンスを選定する。評価事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。また、PDSの分類結果についての説明を第1.2-3表に示す。なお、第1.2-3表において格納容器破損時期が炉心損傷前に分類されている崩壊熱除去機能喪失（TW/TBW）、原子炉停止機能喪失（TC）及びインターフェイスシステムLOCA（ISLOCA）は格納容器先行破損の事故シーケンスであり、著しい炉心損傷の発生後に格納容器が破損に至る可能性があるとして想定する格納容器破損モードには該当しないことから、これらのPDSは評価事故シーケンスの選定において考慮していない。</p> <p>また、PDSとして「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」の事故シーケンスグループに対して以下の表記を用いる。</p> <p>高圧・低圧注水機能喪失：TQUV          高圧注水・減圧機能喪失：TQUX          全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗(RCIC成功)：長期TB          全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+HPCS失敗+RCIC失敗：TBU          全交流動力電源喪失(外部電源喪失+直流電源失敗)+HPCS失敗：TBD          全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗：TBP          LOCA時注水機能喪失(大/中小破断LOCA)：LOCA          崩壊熱除去機能喪失：TW          全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG失敗)(HPCS成功)：TBW</p>	<p>・TBWは、BWR-5特有の事故シ</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>LOCA 時注水機能喪失(小破断 LOCA) :LOCA(S2E)            崩壊熱除去機能喪失 :TW            原子炉停止機能喪失 :TC</p> <p>a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）            本格納容器破損モードに含まれる PDS のうち、LOCA は原子炉冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く、事象進展の観点で厳しい。頻度の観点で PDS を見ると、過圧破損では、長期 TB 及び TBU を PDS とした格納容器破損頻度が全体の約 50%を占めており、過温破損では、LOCA を PDS とした格納容器破損頻度が全体の 50%以上を占めている。対策の観点では過圧破損に対しては原子炉格納容器の除熱が、過温破損に対しては損傷炉心への注水が必要となる。            以上の観点を総合的に考慮すると、LOCA に非常用炉心冷却系注水機能喪失及び全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる対応が多く、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとなる。よって、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価するため PDS として、LOCA を選定し、これに全交流動力電源喪失の重畳を考慮するものとする。            LOCA に属する事故シーケンスのうち、破断口径が大きいことから原子炉水位の低下が早く、また、水位回復に必要な流量が多いため、対応時の時間余裕、必要な設備容量の観点で厳しい大破断 LOCA を起因とし、炉心損傷防止が困難な事故シーケンスとして「6.2.1.1(3) 重要事故シーケンスの選定」にて挙げた事故シーケンスとの包絡関係や、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間の厳しさを踏まえて、「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を評価事故シーケンスとして選定する。</p> <p>b. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱            本格納容器破損モードに含まれる PDS のうち、長期 TB は炉心損傷に至る前に RCIC による一時的な冷却に成功しており、起因事象発生から原子炉減圧までの時間余裕の観点では TQUX, TBD 及び TBU が厳しい PDS となる。高圧状態で炉心損傷に至る点では TQUX, TBD, TBU に PDS 選定上の有意な違いはないことから、これらのうち、本格納容器破損モードを代表する PDS として、TQUX を選定する。</p>	<p>原子炉停止機能喪失：TC            格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）：I S LOCA</p> <p>a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）            本格納容器破損モードに至る可能性のある PDS のうち、LOCA は原子炉冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く、事象進展の観点で厳しい。また、格納容器圧力が高く推移すること等、環境に放出される放射性物質量の観点でも厳しい事故シーケンスとなると考えられる。対策の観点では、過圧破損に対しては格納容器の除熱が、過温破損に対しては格納容器（損傷炉心）への注水が必要となる。            以上の観点を総合的に考慮し、本格納容器破損モードを代表する PDS として LOCA を選定する。また、この PDS に全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる対応が多く、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。</p> <p>LOCA に属する事故シーケンスのうち、中小破断 LOCA に比べて破断口径が大きいことから事象進展が早く、格納容器圧力及び格納容器温度上昇の観点で厳しい大破断 LOCA を起因とし、炉心損傷防止が困難な事故シーケンスとして「1.2.1.1(3) 重要事故シーケンスの選定」にて挙げた事故シーケンスとの包絡関係や、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間の厳しさを踏まえて、「大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」を評価事故シーケンスとして選定する。            なお、「大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」は、炉心損傷に至り、かつ損傷炉心の冷却にも失敗することにより過温破損に至る。一方、「大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」の事故シーケンスにおいて代替注水手段による損傷炉心の冷却に成功した場合は、炉心で発生する蒸気により格納容器が過圧され、代替除熱手段を考慮しない場合は過圧破損に至る。以上を踏まえ、本格納容器破損モードでは、過温・過圧破損で共通の「大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」を評価事故シーケンスとしている。</p> <p>b. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱            本格納容器破損モードに含まれる PDS のうち、長期 TB は炉心損傷に至る前に RCIC による一時的な冷却に成功しており、起因事象発生から原子炉減圧までの時間余裕の観点では TQUX, TBD, TBU が厳しい PDS となる。高圧状態で炉心損傷に至る点では TQUX, TBD, TBU に PDS 選定上の有意な違いはないことから、これらのうち、本格納容器破損モードを代表する PDS として、TQUX を選定する。また、この PDS に全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる対応が多く、格納容器破損</p>	<p>ーケンス。</p> <p>・格納容器内が高圧であり建屋への漏えい量が増えること、事象進展が厳しく炉心損傷割合が増加すること等から、放射性物質量の観点でも厳しいと考えられる。</p> <p>・東海第二は過温・過圧破損の各事故シーケンスと評価事故シーケンスの関係を記載。</p> <p>・東海第二は選定した PDS に全交流動力電源喪失を重畳させることを</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>TQUX に属する事故シーケンスのうち、事象進展が早く、炉心溶融までの時間の観点で厳しい過渡事象を起因とし、逃がし安全弁の再閉失敗を含まない、「過渡事象＋高圧注水失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH 発生）」を評価事故シーケンスとして選定する。</p> <p>逃がし安全弁の再閉失敗を含まないシーケンスとした理由は、炉心損傷防止のために重大事故等対処設備による原子炉減圧を実施する状況を想定した場合、事象発生時点から逃がし安全弁の再閉失敗によって原子炉減圧されている場合の方が、原子炉減圧が完了し、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱を防止できる状態となるまでの時間が短縮でき、対応が容易になると考えられるためである。</p> <p>c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <p>本格納容器破損モードに含まれる PDS のうち、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）の観点からは、原子炉格納容器下部へ落下する溶融炉心の割合が多く、原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の保有エネルギーが大きいシーケンスが厳しくなる。原子炉圧力容器が高圧で破損に至る場合、原子炉格納容器に放出される溶融炉心が分散され易いと考え、原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が、原子炉格納容器下部へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多くなると考えられる。また、本格納容器破損モードに対する事象の厳しさを考慮する上では、溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和対策である、原子炉格納容器下部への水張りが実施された状態を想定しているが、その一方で、原子炉圧力容器破損が想定される状況では、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止するため、原子炉圧力容器の減圧が実施されている。これらの状況も考慮し、原子炉圧力容器が低圧状態で破損する PDS を選定するものとし、高圧状態で破損する TQUX、TBU 及び長期 TB は選定対象から除外する。LOCA は、蒸気が急速に原子炉格納容器に流出するため、ジルコニウムの酸化割合が他の低圧破損シーケンスより小さくなり、酸化ジルコニウム質量割合が他の低圧破損シーケンスより小さくなることでデブリの内部エネルギーが小さくなると考えられる。さらに、破断口から高温の冷却材が流出し原子炉格納容器下部に滞留する可能性があるが、FCI による水蒸気爆発は、低温の水に落下する場合の方が発生する可能性が高い事象であり、原子炉格納容器下部に高温の冷却材が流入する場合には発生の可能性が低減されるものと考えられることから、LOCA は選定対象から除外する。よって、本格納容器破損モードにおいて厳しい PDS として、原子炉の水位低下が早く、原子炉圧力容器破損までの時間が短い TQUV を選定する。</p> <p>TQUV に属する事故シーケンスのうち、事象進展が早い過渡事象を起因とし、発生頻度の観点で大きいと考えられる逃がし安全弁の再閉失敗を含まない、「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI 発生）」を評価事故シーケンスとして選定する。</p>	<p>防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。</p> <p>TQUXに属する事故シーケンスのうち、事象進展が早く、炉心溶融までの時間の観点で厳しい過渡事象を起因とし、逃がし安全弁再閉鎖失敗を含まない「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗（＋DCH）」を評価事故シーケンスとして選定する。</p> <p>c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</p> <p>本格納容器破損モードに含まれる PDS のうち、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）の観点からは、格納容器下部へ落下する溶融炉心の割合が多く、原子炉圧力容器破損時の溶融炉心の保有エネルギーが大きいシーケンスが厳しくなる。原子炉圧力容器が高圧で破損に至る場合、格納容器に放出される溶融炉心が分散され易いと考え、原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が、格納容器下部へ一体となって落下する溶融炉心の割合が多くなると考えられる。</p> <p>また、本格納容器破損モードに対する事象の厳しさを考慮する上では、溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和対策である、格納容器下部への水張りが実施された状態を想定しているが、その一方で、原子炉圧力容器破損が想定される状況では、高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止するため、原子炉圧力容器の減圧が実施されている。これらの状況も考慮し、原子炉圧力容器が低圧状態で破損する PDS を選定するものとし、高圧状態で破損する TQUX、TBU 及び長期 TB は選定対象から除外する。LOCA は、蒸気が急速に格納容器に流出するため、ジルコニウムの酸化割合が他の低圧破損シーケンスより小さくなることでデブリの内部エネルギーが小さくなると考えられる。</p> <p>よって、本格納容器破損モードにおいて厳しい PDS として、原子炉の水位低下が早く、原子炉圧力容器破損までの時間が短い TQUV を選定する。また、この PDS に全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる対応が多く、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。</p> <p>TQUVに属する事故シーケンスのうち、事象進展が早い過渡事象を起因とし、発生頻度の観点で大きいと考えられる逃がし安全弁の再閉鎖失敗を含まない「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋FCI（ペDESTAL））」を評価事故シーケンスとして選定する。</p>	<p>記載</p> <p>・東海第二における逃がし安全弁の再閉鎖を含む事故シーケンスは、原子炉圧力容器破損時における原子炉圧力が 2MPa 以下となり、DCH 発生に至らない。</p> <p>・東海第二は、LOCA における破断口からの冷却材がペDESTAL に流入しない対策を行う。</p> <p>・東海第二は選定した PDS に全交流動力電源喪失を重畳させることを記載</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>d. 水素燃焼</p> <p>本発電用原子炉施設では、原子炉格納容器内が窒素置換され、初期酸素濃度が低く保たれている。炉心損傷に伴い、水素濃度は容易に13vol%を超えることから、水素燃焼防止の観点からは酸素濃度が重要となるため、炉心損傷により放出される核分裂生成物による水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇に着目する。本格納容器破損モードはPRAから抽出されたものではないが、評価のためにPDSを格納容器先行破損の事故シーケンス以外のPDSから選定する。酸素ガスは水の放射線分解で発生するが、酸素濃度は他の気体の存在量の影響を受けるため、炉心損傷後の原子炉格納容器内の気体組成を考える上で影響が大きいと考えられるジルコニウム-水反応による水素ガス発生に着目する。原子炉注水に期待しない場合のジルコニウム-水反応の挙動は事象発生時の原子炉圧力容器外への冷却材の放出経路から、LOCAとその他のPDSに大別できる。LOCAでは事象発生と同時に原子炉圧力容器が大きく減圧され、冷却材が多量に原子炉圧力容器外に排出されることから、ジルコニウム-水反応に寄与する冷却材の量が少なくなり、水素濃度は13vol%を上回るものの、その他のPDSに比べて水素ガス発生量が少なくなると考えられる。このため、LOCAでは水の放射線分解によって増加する酸素濃度が他のPDSよりも相対的に高くなる可能性が考えられる。</p> <p>さらに、原子炉圧力容器破損の有無の影響を考えると、原子炉圧力容器が破損する場合には、原子炉格納容器下部での熔融炉心・コンクリート相互作用によって生じる非凝縮性ガスが酸素濃度を低下させる方向に寄与する可能性が考えられることから、同じPDSでも原子炉圧力容器破損に至らない場合を想定することが適切と考える。また、6.2.1.1(3)に示すとおり、炉心損傷を防止できない事故シーケンスのうち、格納容器破損防止対策の有効性を確認する事故シーケンスとしては、大破断LOCAと非常用炉心冷却系注水機能の喪失が重畳する事故シーケンスのみが抽出されている。これらのことから、「a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」において選定した評価事故シーケンス、「大破断LOCA+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」を本格納容器破損モードの評価事故シーケンスとして選定する。</p> <p>有効性評価に当たっては、酸素濃度の上昇に着目する観点から、ジルコニウム-水反応による水素ガスの過剰な発生抑制及び水の放射線分解に伴い発生する酸素ガスを原子炉格納容器内に保持することによる酸素濃度の上昇を考慮し、炉心損傷後に原子炉注水に成功し、格納容器ベントを実施しない場合について評価するものとする。</p> <p>e. 熔融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、熔融炉心・コンクリート相互作用の観点からは、原子炉格納容器下部に落下する熔融炉心の割合が多いシーケンスが厳しくなる。原子炉圧力容器が高圧で破損に至る場合、原子炉格納容器に放出される熔融炉心が分散され易く、また、落下速度が大きくなることで、原子炉格納容器下部に落</p>	<p>d. 水素燃焼</p> <p>本発電用原子炉施設では、通常運転時から格納容器内が窒素置換され、初期酸素濃度が低く保たれている。炉心損傷に伴い、水素濃度は容易に13vol%を超えることから、水素燃焼防止の観点からは酸素濃度が重要となるため、炉心損傷により放出される核分裂生成物による水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇に着目する。</p> <p>本格納容器破損モードはPRAから抽出されたものではないが、評価のためにPDSを格納容器先行破損の事故シーケンス以外のPDSから選定する。酸素は水の放射線分解で発生するが、酸素濃度は他の気体の存在量の影響を受けるため、炉心損傷後の格納容器内の気体組成を考える上で影響が大きいと考えられるジルコニウム-水反応による水素発生に着目する。原子炉注水に期待しない場合のジルコニウム-水反応の挙動は事象発生時の原子炉圧力容器外への冷却材の放出経路から、LOCAとその他のPDSに大別できる。LOCAでは事象発生と同時に原子炉圧力容器が大きく減圧され、冷却材が多量に原子炉圧力容器外に排出されることから、ジルコニウム-水反応に寄与する冷却材の量が少なくなり、水素濃度は13vol%を上回るものの、その他のPDSに比べて水素発生量が少なくなると考えられる。</p> <p>このため、LOCAでは水の放射線分解によって増加する酸素濃度が他のPDSよりも相対的に高くなる可能性が考えられる。以上のことから、同じPDSでも原子炉圧力容器破損に至らない場合を想定することが適切と考える。また、1.2.1.1(3)に示すとおり、炉心損傷を防止できない事故シーケンスのうち、格納容器破損防止対策の有効性を確認する事故シーケンスとしては、大破断LOCAと非常用炉心冷却系注水機能の喪失が重畳する事故シーケンスのみが抽出されている。これらのことから、「(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）」において選定した評価事故シーケンス、「大破断LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗」を本格納容器破損モードの評価事故シーケンスとして選定する。</p> <p>有効性評価に当たっては、酸素濃度の上昇に着目する観点から、ジルコニウム-水反応による水素の過剰な発生抑制及び水の放射線分解に伴い発生する酸素を格納容器内に保持することによる酸素濃度の上昇を考慮し、炉心損傷後に原子炉注水に成功し、格納容器ベントを実施しない場合について評価するものとする。</p> <p>e. 熔融炉心・コンクリート相互作用</p> <p>本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、熔融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)の観点からは、格納容器下部に落下する熔融炉心の割合が多いシーケンスが厳しくなる。原子炉圧力容器が高圧で破損に至る場合、格納容器に放出される熔融炉心が分散され易く、また、落下速度が大きくなることで、格納容器下部に落下した際の粒子化割合が高くなり、落下した熔融炉心が冷却され易</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>下した際の粒子化割合が高くなり、落下した熔融炉心が冷却され易いと考え、原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が、原子炉格納容器下部へ一体となって落下する熔融炉心の割合が多くなると考えられる。また、原子炉圧力容器破損が想定される状況では、高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止するため、原子炉圧力容器の減圧が実施されている。これらの状況も考慮し、原子炉圧力容器が低圧状態で破損する PDS を選定するものとし、高圧状態で破損する TQUX, TBU 及び長期 TB は選定対象から除外する。LOCA は原子炉格納容器下部への冷却材の流入の可能性があり、熔融炉心・コンクリート相互作用の観点で厳しい事象とはならないと考えられるため、選定対象から除外する。よって、本格格納容器破損モードにおいて最も厳しい PDS として、原子炉の水位低下が早く、対策実施までの時間余裕の観点から厳しい TQUV を選定する。</p> <p>TQUV に属する事故シーケンスのうち、事象進展が早く、対応時の時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因とし、発生頻度の観点で大きいと考えられる逃がし安全弁の再閉失敗を含まない、「過渡事象＋高圧注水失敗＋低圧注水失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗）」を評価事故シーケンスとして選定する。</p> <p>格納容器破損モード及び評価事故シーケンスについて整理した結果を第 6.2-3 表に示す。</p> <p>6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定</p> <p>「6.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンスの選定」に挙げた格納容器破損モードについては、格納容器破損防止対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。なお、格納容器直接接触（シェルアタック）については、BWR MARK-I 型の原子炉格納容器に特有の格納容器破損モードであり、RCCV 型の原子炉格納容器は熔融炉心が原子炉格納容器バウンダリに直接接触する構造ではないため、格納容器直接接触（シェルアタック）に係る評価項目「原子炉格納容器の床上に落下した熔融炉心が床面を拵がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること」については、有効性を確認するための評価項目として設定しない。</p>	<p>いと考えると、原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が、格納容器下部へ一体となって落下する熔融炉心の割合が多くなると考えられる。また、原子炉圧力容器破損が想定される状況では、高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の発生を防止するため、原子炉圧力容器の減圧が実施されている。これらの状況も考慮し、原子炉圧力容器が低圧状態で破損する PDS を選定するものとし、高圧状態で破損する TQUX, TBU 及び長期 TB は選定対象から除外する。LOCA は原子炉圧力容器破損のタイミングが過渡事象より早いため、熔融炉心の崩壊熱は過渡事象に比べて高いが、有効性評価における本格格納容器破損モードに対しては、原子炉圧力容器破損までの原子炉注水に期待していない評価としていること、原子炉圧力容器破損までの時間余裕は事象発生から 3 時間以上であることから、事象緩和のための対応操作の観点で大きな差異はない。また、FCI と MCCI は原子炉圧力容器破損後に発生する一連の物理現象であることから、FCI と同じ PDS を選定することにより、一連のプラント挙動を確認することができる。</p> <p>以上より、MCCI への対応の厳しさの観点で TQUV を評価対象 PDS として選定する。また、この PDS に全交流動力電源喪失の重畳を考慮することで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる対応が多く、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとする。</p> <p>TQUV に属する事故シーケンスのうち、事象進展が早く、対応時の時間余裕の観点で厳しい過渡事象を起因とし、発生頻度の観点で大きいと考えられる逃がし安全弁の再閉鎖失敗を含まない、「過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋損傷炉心冷却失敗（＋デブリ冷却失敗（ペDESTAL））」を評価事故シーケンスとして選定する。</p> <p>格納容器破損モード及び評価事故シーケンスについて整理した結果を第 1.2-3 表に示す。</p> <p>1.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定</p> <p>「1.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンスの選定」に挙げた格納容器破損モードについては、格納容器破損防止対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。なお、格納容器直接接触（シェルアタック）については、BWR MARK-I 型の格納容器に特有の格納容器破損モードであり、東海第二発電所の MARK-II 型の格納容器は熔融炉心が格納容器バウンダリに直接接触する構造ではないため、格納容器直接接触（シェルアタック）に係る評価項目「原子炉格納容器の床上に落下した熔融炉心が床面を拵がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び熔融炉心が適切に冷却されること」については、有効性を確認するための評価項目として設定しない。</p> <p>(1) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が、限界圧力を下回る圧力である最</p>	<p>・評価対象 PDS は、東海第二と柏崎同様（選定理由が異なるのみ）。</p> <p>・東海第二は選定した PDS に全交流動力電源喪失を重畳させることを記載</p> <p>・過渡事象を選定しているが、大破断 LOCA に対しても、「7.2.3 FCI」及び「7.2.5 MCCI」において、感度解析を実施し、圧力スパイク及びコンクリート侵食量の観点で影響評価を実施しており、過渡事象及び LOCA のいずれについても有効性を確認している。</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>(1) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が、限界圧力である最高使用圧力0.31MPa[gage]の2倍の圧力0.62MPa[gage]を下回ること。</p> <p>(2) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が、限界温度200℃を下回ること。</p> <p>(3) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。</p> <p>(4) 原子炉圧力容器の破損までに、原子炉圧力は2.0MPa[gage]以下に低減されていること。</p> <p>(5) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって、原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。</p> <p>(6) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。具体的には、原子炉格納容器内の酸素濃度が5vol%以下であること。</p> <p>(7) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(1)の要件を満足すること。</p> <p>(8) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。</p>	<p>高使用圧力0.31MPa[gage]の2倍の圧力0.62MPa[gage]を下回ること。</p> <p>(2) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が、限界温度を下回る温度である200℃を下回ること。</p> <p>(3) 放射性物質の総放出量は、放射性物質による環境への汚染の視点も含め、環境への影響をできるだけ小さくとどめるものであること。</p> <p>(4) 原子炉圧力容器の破損までに、原子炉圧力は2.0MPa[gage]以下に低減されていること。</p> <p>(5) 急速な原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重によって、原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと。</p> <p>(6) 原子炉格納容器が破損する可能性のある水素の爆轟を防止すること。具体的には、原子炉格納容器内の酸素濃度が5vol%以下であること。</p> <p>(7) 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、(1)の要件を満足すること。</p> <p>(8) 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。</p> <p>このうち、原子炉圧力容器が健全な評価事故シーケンスについては、評価項目のうち(1)から(3)、(6)及び(7)が評価対象となる。原子炉圧力容器の破損を仮定する評価事故シーケンスについては、評価項目のうち(4)、(5)及び(8)が評価対象となるが、原子炉圧力容器が破損した場合においても格納容器破損防止対策の有効性を確認する観点から、評価項目のうち(1)から(3)、(6)及び(7)についても評価を行う。</p> <p>(添付資料1.2.4)</p>	<p>・東二は適用される評価項目について記載（記載の充実）。</p>
<p>6.2.3 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故</p>	<p>1.2.3 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故</p>	
<p>6.2.3.1 想定事故</p>	<p>1.2.3.1 想定事故</p>	
<p>「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」については、本発電所原子炉施設において、使用済燃料プール内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の事故の評価を行う。</p>	<p>「使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故」については、本発電所原子炉施設において、使用済燃料プール内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の事故の評価を行う。</p>	
<p>(1) 想定事故1</p>	<p>(1) 想定事故1</p>	
<p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故</p>	<p>使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故</p>	
<p>(2) 想定事故2</p>	<p>(2) 想定事故2</p>	
<p>サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料プールの水位が低下する事故</p>	<p>サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料プールの水位が低下する事故</p>	
<p>6.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定</p>	<p>1.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定</p>	
	<p>「1.2.3.1 想定事故」に挙げた想定事故については、使用済燃料プールにおける</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>「6.2.3.1 想定事故」に挙げた想定事故については、使用済燃料プールにおける燃料損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。</p> <p>(1) 有効燃料棒頂部が冠水していること。            (2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。            (3) 未臨界が維持されていること。</p> <p>6.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>6.2.4.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定</p> <p>「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については、復水器真空破壊から制御棒引き抜き開始までの期間を評価対象*とし、原子炉の水位、温度、圧力等のプラントパラメータの類似性、保守点検状況等に応じた緩和設備の使用可能性、起因事象及び成功基準に関する類似性に応じて、プラントの状態を適切に区分する。また、区分したプラント状態を考慮し、燃料の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故シーケンスを、本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえて、運転停止中事故シーケンスグループにグループ化し、運転停止中事故シーケンスグループごとに、重要事故シーケンスを選定して評価を行う。</p> <p>※：「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」の共通解析条件に定められている運転停止中の期間は「主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列まで」となり、本評価対象と異なる。ただし、「主発電機の解列から復水器真空破壊まで」及び「制御棒引き抜き開始から原子炉起動の過程における主発電機の併列まで」における低出力運転時及びプラント停止時の期間においては、給復水系を含む緩和設備の待機状態が出力運転時とほぼ同程度であり、かつ発生する起因事象もほぼ同様であることから運転時における内部事象レベル1PRAの評価範囲と位置づけている。</p> <p>(1) 運転停止中事故シーケンスの抽出</p> <p>内部事象停止時レベル1PRAにおいては、各起因事象の発生から燃料損傷に至ることを防止するための緩和手段の組合せ等を第6.2-7図に示すイベントツリーで分析し、燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出する。</p> <p>(2) 運転停止中事故シーケンスのグループ化</p> <p>PRAの結果を踏まえて抽出した事故シーケンスについて、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう、燃料損傷に至る主要因の観点から事故シーケンスを以下のように分類する。なお、反応度の誤投入については、複数の人的過誤や機器故障が重畳しない限り反応度事故に至る可能性はなく、また万一、反応度事故に至った場合でも、局所的な事象で収束し、燃料の著しい破損または大規模</p>	<p>燃料損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。</p> <p>(1) 燃料有効長頂部が冠水していること。            (2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。            (3) 未臨界が維持されていること。</p> <p>1.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>1.2.4.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定</p> <p>「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については、主発電機解列から制御棒引抜開始までの期間を評価対象*とし、原子炉の水位、温度、圧力などのプラントパラメータの類似性、保守点検状況などに応じた緩和設備の使用可能性、起因事象、成功基準に関する類似性に応じて、プラントの状態を適切に区分する。また、区分したプラント状態を考慮し、燃料の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故シーケンスを、本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえ運転停止中事故シーケンスグループにグループ化し、運転停止中事故シーケンスグループごとに、重要事故シーケンスを選定して評価を行う。</p> <p>※ 「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」の共通解析条件に定められている運転停止中の期間は「主発電機の解列から、原子炉起動の過程における主発電機の併列まで」となり、本評価対象と異なる。ただし、「制御棒引抜開始から原子炉起動の過程における主発電機の併列まで」における低出力運転時及びプラント停止時の期間においては、給水系を除く緩和設備が原子炉運転中と同様に待機状態又は早期復旧により使用可能な状態であり、かつ発生する起因事象もほぼ同様であることから、運転時における内部事象レベル1PRAの評価範囲と位置づけている。</p> <p>(添付資料1.2.5)</p> <p>(1) 運転停止中事故シーケンスの抽出</p> <p>内部事象停止時レベル1PRAにおいては、各起因事象の発生から燃料損傷に至ることを防止するための緩和手段の組合せ等を第1.2-7図に示すイベントツリーで分析し、燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出する。</p> <p>(2) 運転停止中事故シーケンスのグループ化</p> <p>PRAの結果を踏まえて抽出した事故シーケンスについて、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう、燃料損傷に至る主要因の観点から事故シーケンスを以下のように分類する。なお、反応度の誤投入については、複数の人的過誤や機器故障が重畳しない限り反応度事故に至る可能性はなく、また万一、反応度事故に至った場合でも、局所的な事象で収束し、燃料の著しい破損または大規模</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>った場合でも、局所的な事象で収束し、燃料の著しい破損又は大規模な炉心損傷に至ることは考え難いことから、内部事象停止時レベル 1PRA の起因事象から除外しているが、本事故事象に対する対策の有効性を確認する観点や「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」にて挙げられる運転停止中事故シーケンスグループとの包含関係も踏まえて追加する。</p> <p>a. 崩壊熱除去機能喪失          b. 全交流動力電源喪失          c. 原子炉冷却材の流出          d. 反応度の誤投入</p> <p>(3) 重要事故シーケンスの選定          運転停止中事故シーケンスグループごとに、有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定する。同じ運転停止中事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、燃料損傷防止対策の実施に対する時間余裕、燃料損傷回避に必要な設備容量及び運転停止中事故シーケンスグループ内の代表性の観点で、より厳しいシーケンスを選定する。重要事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。</p> <p>a. 崩壊熱除去機能喪失          運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの代表性の観点から、RHR機能喪失[フロントライン]を起因事象とする「崩壊熱除去機能喪失(RHR機能喪失[フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>なお、原子炉補機冷却系(原子炉補機冷却海水系を含む)の故障によって崩壊熱除去機能が喪失する場合については、事象進展が同様となる全交流動力電源喪失において、燃料損傷防止対策の有効性を確認する。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失          運転停止中事故シーケンスグループ内の事故シーケンスの代表性の観点から、外部電源喪失とともに非常用ディーゼル発電機が機能喪失し、全交流動力電源喪失に至る「外部電源喪失+交流電源喪失+崩壊熱除去・注水系失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>なお、本重要事故シーケンスは、従属的に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重畳を考慮したものとなっている。</p> <p>c. 原子炉冷却材の流出</p>	<p>な炉心損傷に至ることは考え難いことから、内部事象停止時レベル 1 P R A の起因事象から除外しているが、本事故事象に対する対策の有効性を確認する観点や、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則の解釈」にて挙げられる運転停止中事故シーケンスグループとの包含関係も踏まえて追加する。</p> <p>a. 崩壊熱除去機能喪失          b. 全交流動力電源喪失          c. 原子炉冷却材の流出          d. 反応度の誤投入</p> <p>(3) 重要事故シーケンスの選定          運転停止中事故シーケンスグループごとに、有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定する。同じ運転停止中事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、燃料損傷までの時間余裕、燃料損傷回避に必要な設備容量及び運転停止中事故シーケンスグループ内の代表性の観点で、より厳しい事故シーケンスを選定する。重要事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。</p> <p>a. 崩壊熱除去機能喪失          余裕時間及び原子炉への注水に必要な設備容量については事故シーケンス間で差異がない。このため、代表性の観点から「残留熱除去系の故障(RHR喪失)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>また、残留熱除去系海水系の喪失により崩壊熱除去機能が喪失する「残留熱除去系の故障(RHR S喪失)+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」の事故シーケンスについては、「全交流動力電源喪失」にて燃料損傷防止対策の有効性を確認する。</p> <p>なお、対策実施の時間余裕及び原子炉注水に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない原子炉停止後1日後に、崩壊熱除去機能が喪失する事象を想定する。</p> <p>b. 全交流動力電源喪失          余裕時間及び原子炉への注水に必要な設備容量については事故シーケンス間で差異がない。このため、代表性の観点から「外部電源喪失+交流電源失敗+崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>なお、対策実施の時間余裕及び原子炉注水に必要な設備容量を厳しく評価する観点から、崩壊熱が高く、原子炉冷却材の保有水量が少ない原子炉停止後1日後に、全交流動力電源が喪失する事象を想定する。</p> <p>c. 原子炉冷却材の流出          燃料損傷までの時間余裕が最も短く、代表性を有する事故シーケンスとして、</p>	<p>・東海第二は重要事故シーケンスの選定理由を追記</p> <p>・東海第二は重要事故シーケンスの選定理由を追記</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>事象認知までに要する時間や冷却材の流出量の観点から、「原子炉冷却材流出（RHRシステム切替え時のミニマムフロー弁操作誤り）＋崩壊熱除去・注水系失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>なお、内部事象停止時レベル 1PRA では、RHR の原子炉停止時冷却モードの吸込みノズルの設置位置が、有効燃料棒頂部より高い位置にあり、冷却材の流出が発生したとしても燃料露出に至らないことから、「RHR システム切替え時のミニマムフロー弁操作誤り」は起因事象として同定していないが、「6.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定」において設定する「(2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること」を考慮して、あらためて起因事象として選定した。</p> <p>d. 反応度の誤投入</p> <p>反応度の誤投入に係る事故シーケンスは「反応度の誤投入」のみであることから、重要事故シーケンスとして選定する。具体的には、代表性の観点から、「停止中に実施される試験等により、最大反応度値を有する制御棒1本が全引抜されている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」を想定する。</p> <p>各運転停止中事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンス及び重要事故シーケンスについて整理した結果を第6.2-4表に示す。</p> <p>6.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定</p> <p>「6.2.4.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定」に挙げた事故シーケンスグループについては、運転停止中の原子炉における燃料の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。</p> <p>(1) 有効燃料棒頂部が冠水していること。        (2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。        (3) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く）。</p> <p>6.3 評価に当たって考慮する事項</p> <p>6.3.1 有効性評価において考慮する措置</p> <p>グループ化した事故シーケンスごとに、関連する措置を「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」及び「添付書類八</p>	<p>「原子炉冷却材の流出（RHR切替時のLOCA）＋崩壊熱除去・炉心冷却失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。</p> <p>なお、流出流量が比較的大きい、CRD点検時のLOCA及びLPRM点検時のLOCAについては、燃料損傷防止対策となる待機中のECCS・常設低圧代替注水系ポンプを用いた低圧代替注水系（常設）の設備容量が流出流量より十分大きいこと、及び作業・操作場所と漏えい発生個所が同一であり認知が容易であることを考慮し、重要事故シーケンスとしては選定しない。また、CUWブロー時のLOCAについては、原子炉ウェル水位を低下させる操作であるため、原子炉ウェル水位は適宜監視されており、中央制御室の運転員の他にR/Wの運転員も廃液収集タンク等の水位高により認知することができるため、認知が容易であることから重要事故シーケンスとしては選定しない。</p> <p>d. 反応度の誤投入</p> <p>反応度の誤投入に係る事故シーケンスは、「反応度の誤投入」のみであることから、重要事故シーケンスとして選定する。具体的には、代表性の観点から、「停止中に実施される検査等により、最大反応度値を有する制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認知できずに燃料の損傷に至る事故」を想定する。</p> <p>各運転停止中事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンス及び重要事故シーケンスについて整理した結果を第1.2-4表に示す。</p> <p>1.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定</p> <p>「1.2.4.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定」に挙げた事故シーケンスグループについては、運転停止中の原子炉における燃料の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。</p> <p>(1) 燃料有効長頂部が冠水していること。        (2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。        (3) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。</p> <p>1.3 評価に当たって考慮する事項</p> <p>1.3.1 有効性評価において考慮する措置</p> <p>グループ化した事故シーケンス毎に関連する措置を「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」及び「重大事故等対処設備について」との関係を含めて整理して評価を行う。評価に当たっては、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資</p>	<p>・設備の違い。        ・東二は重要事故シーケンスとして選定していない事象の選定しない理由を記載（記載の充実）。</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>1. 10. 2 発電用原子炉設置変更許可申請（平成 25 年 9 月 27 日申請）に係る実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則への適合」との関係を含めて整理して評価を行う。評価に当たっては、「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」で講じることとした措置のうち、「添付書類八 1. 10. 2 発電用原子炉設置変更許可申請（平成 25 年 9 月 27 日申請）に係る実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則への適合」で重大事故等対策として用いたものを対象とするが、手順及び体制としてはその他の措置との関係も含めて必要となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理し、資源及び要員の確保に関する評価を行う。</p> <p>なお、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」における 1 つの事故シーケンスグループにおいて複数の対策があり、それぞれで重要事故シーケンス等を選定していない場合には、代表性、包絡性を整理し解析を行う。また、「運転中の原子炉における重大事故」における 1 つの格納容器破損モードにおいて複数の対策がある場合には各々の対策において解析を行う。</p> <p>6. 3. 2 安全機能の喪失に対する仮定        グループ化した事故シーケンスごとに、PRA の結果を踏まえ、起因事象の発生に加えて想定する多重故障、共通原因故障又は系統間の機能依存性を考慮した従属故障等の安全機能の喪失を考慮する。また、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しない。</p> <p>6. 3. 3 外部電源に対する仮定        外部電源有無の双方について考慮するが、基本的には常用系機器の機能喪失、工学的安全施設の作動遅れ及び運転員等操作への影響を考慮して外部電源がない場合を想定する。ただし、外部電源を考慮した方が有効性を確認するための評価項目に対して評価結果の余裕が小さくなるような場合は、外部電源がある場合を想定する。</p> <p>6. 3. 4 単一故障に対する仮定        重大事故等は、設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起こすことを想定しており、さらに、重大事故等対処設備は、設計基準事故対処設備に対して多様性を考慮して設置していることから、重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。</p> <p>6. 3. 5 運転員等の操作時間に対する仮定        事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制</p>	<p>料」で講じることとした措置のうち、「重大事故等対処設備について」で重大事故等対策として用いたものを対象とするが、手順及び体制としてはその他の措置との関係も含めて必要となる水源、燃料、電源等の資源や要員を整理し、資源及び要員の確保に関する評価を行う。なお、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」及び「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」における 1 つの事故シーケンスグループ並びに「運転中の原子炉における重大事故」における 1 つの格納容器破損モードにおいて複数の対策があり、それぞれで重要事故シーケンスを選定していない場合には、代表性及び包含性を整理し、解析を行う。</p> <p>1. 3. 2 安全機能の喪失に対する仮定        グループ化した事故シーケンス毎に、PRA の結果を踏まえ、起因事象の発生に加えて、想定する多重故障、共通原因故障又は系統間の機能依存性を考慮した従属故障等の安全機能の喪失を考慮する。また、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しない。        （添付資料 1. 3. 1）</p> <p>1. 3. 3 外部電源に対する仮定        外部電源の有無の双方について考慮するが、基本的には原子炉スクラムが原子炉水位低（レベル 3）信号にて発生し、再循環ポンプトリップが原子炉水位異常低下（レベル 2）信号にて発生するため、原子炉スクラムまでの期間は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厳しい条件として外部電源ありを想定し、運転員等操作においては外部電源がない場合も考慮する。ただし、外部電源がない場合の方が有効性を確認するための評価項目に対する余裕が小さくなるような場合には、外部電源がない場合を想定する。        （添付資料 1. 3. 2）</p> <p>1. 3. 4 単一故障に対する仮定        重大事故等は設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起こすことを想定しており、さらに、重大事故等対処設備は設計基準事故対処設備に対して可能な限り多様性を考慮して設置していることから、重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。</p> <p>1. 3. 5 運転員等の操作時間に対する仮定        重大事故等が発生した場合の対応は運転手順に基づいて実施するため、有効性評価</p>	<p>・東海第二では、原子炉水位低下の観点で厳しい条件として外部電源ありを想定するとともに、運転員等操作の観点では外部電源が無い場合を考慮している。</p>



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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、確実な実施のための時間余裕を含め、以下に示す時間で実施するものとして考慮する。</p> <p>(1) 可搬型設備に関しては、事象発生から12時間は、可搬型設備を使用できなかった場合においても、その他の設備にて重大事故等に対応できるよう、その機能に期待しないと仮定する。ただし、要員の確保等速やかに対応可能な体制が整備されている場合を除く。</p> <p>(2) 可搬型設備以外の操作については、実際の操作に要する時間の不確定性を考慮し、以下の考え方に基づき設定する。</p> <p>a. 中央制御室で警報発信等を起点として実施する操作については、事象発生後の状況の把握や他のパラメータの確認等を考慮して開始するものとする。</p> <p>b. 上記操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、速やかに操作を開始するものとし、個別の運転操作に必要な時間を考慮する。運転員は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するものとし、有効性評価における解析の条件設定においては、各操作に必要な時間に基づき設定する。なお、事象発生直後の輻輳している状態においては操作を開始するまでの時間余裕を考慮する。</p> <p>c. 現場で実施する操作については、個別の現場操作に必要な時間を考慮する。なお、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルート状況、操作場所の作業環境等を踏まえて、現場操作に必要な時間を設定する。</p> <p>(3) 有効性評価における操作時間は、「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」で示している操作時間と同一若しくは時間余裕を踏まえて設定する。</p>	<p>では、事象進展に従って適宜運転員等が必要な操作を行うことを仮定している。</p> <p>事故に対処するために必要な運転員等の手動操作については、原則として、中央制御室での状況確認又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として、適切な時間余裕を設定する。また、運転員等操作時間は、操作場所までのアクセスルートの状況、操作場所の作業環境等を踏まえ、実現可能と考えられる操作時間の想定等に基づき設定する。</p> <p>(1) 運転員等の操作時間余裕に関する基本設定      有効性評価における解析で仮定した運転員等の操作時間余裕は、以下のとおり設定している。</p> <p>a. 事象発生直後の中央制御室では10分間<sup>*1</sup>の状況確認を行うものとし、状況確認後に引き続いて実施する操作については、状況確認10分+操作時間<sup>*2</sup>とする。</p> <p>b. 操作開始条件に到達したことを起点とした操作については、操作開始条件到達時点から操作時間<sup>*2</sup>を考慮する。</p> <p>c. ただし、パラメータ変化が緩やかに対応操作までの時間余裕が十分確保でき、数分の操作遅れの評価項目に与える影響が軽微な操作については、操作開始条件に到達した時点で操作が完了するものとする。</p> <p>d. その他、設定した時間までに時間余裕が十分ある操作については、設定時間で操作完了するものとする。</p> <p>※1 原子炉スクラム確認は、事象発生後の最初の確認項目であり、スクラムに失敗している場合は、直ちにスクラム失敗時の運転手順に移行し、原子炉出力の抑制操作などを実施する。このため、10分間の状況確認時間を設定すると実際の運転手順に即した有効性評価とならないことから、原子炉停止機能喪失では、10分の状況確認時間を設定せずに、個別に状況確認時間を設定する。</p> <p>※2 訓練等に基づく実移動時間や操作等に必要な時間から保守的に設定している。</p> <p>(2) 操作時間の積上げについて      (1)の基本設定においてa. 及びb. に分類される操作時間の積上げについては、原則5分単位で切り上げた時間を設定する。ただし、以下の操作については、5分単位の切上げを行わないものとする。</p> <p>① 原子炉スクラム失敗時の対応操作      原子炉スクラム失敗を確認した後に、直ちに実施する一連の操作であり、5分単位の切上げを行うことで、実際の運転手順に即した有効性評価とならないため、切上処理は行わないものとする。</p> <p>② 可搬型設備による原子炉注水準備完了後の原子炉減圧      時間余裕を含めて設定した可搬型設備の準備操作後に、一連の操作として行う短時間の単一操作であるため、切上処理は行わないものとする。</p> <p>③ 原子炉圧力容器破損時の対応操作</p>	<p>・有効性評価解析における、解析上の操作開始条件設定の考え方が異なる。</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>6.3.6 考慮する範囲</p> <p>有効性評価を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態として、通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される運転状態を考慮する。</p> <p>有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉等が安定停止状態等に導かれるまでを対象とするが、有効性評価における解析としては、原子炉等が安定停止状態等に導かれることが合理的に推定可能な時点までとし、外部支援がないものとして7日間の対策成立性を評価する。</p> <p>燃料の種類については、代表的に9×9燃料（A型）を評価対象とする。設計基準事故においては、9×9燃料（A型）及び9×9燃料（B型）の熱水力特性がほぼ同じであり、また、炉心全体及び局所的な核特性が混在炉心ゆえに厳しくなることはないため、代表的に9×9燃料（A型）のみ及び9×9燃料（B型）のみで構成された炉心について、解析条件を厳しく与え、評価を行っているが、燃料の種類の違いによって解析結果に大きな差異は確認されていない。これらの結果を考慮して、また、本発電用原子炉施設の重大事故等対策（設備、手順等）の有効性を確認するという重大事故等対策の有効性評価の目的を踏まえて、評価対象の燃料の種類は1つとし、代表的に9×9燃料（A型）について評価を行う。</p> <p>6.4 有効性評価に使用する計算プログラム</p> <p>有効性評価に使用する解析コードは、事故シーケンスの特徴に応じて、重要現象がモデル化されており、実験等をもとに妥当性が確認され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものとして、以下に示す解析コードを使用する。また、重要事故シーケンス等に対して適用する解析コードについて、事故シーケンスグループ等との対応を第6.4-1表から第6.4-3表に示す。</p> <p>ここで記載している、解析コードの妥当性確認内容や不確かさ等については、「追補2.Ⅲ 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」に示す。</p> <p>6.4.1 SAFER</p> <p>6.4.1.1 概要</p> <p>長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER は長期間の原子炉内熱水力過渡変化を解</p>	<p>原子炉圧力容器破損判断で実施する操作については、原子炉圧力容器破損前に破損の兆候を検知し、破損判断パラメータを常時監視することによって、原子炉圧力容器破損後に時間遅れなく操作に移行できるため、切上処理は行わないものとする。</p> <p>(添付資料1.3.3, 1.3.4, 1.3.5)</p> <p>1.3.6 考慮する範囲</p> <p>有効性評価の実施に当たっては、異常状態の発生前の状態として、通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される運転状態を考慮する。</p> <p>また、有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉等が安定停止状態等に導かれるまでを対象とするが、有効性評価における解析としては、原子炉等が安定停止状態等に導かれることが合理的に推定可能な時点までとし、外部支援がないものとして7日間の対策成立性を評価する。</p> <p>燃料の種類については、代表的に9×9燃料（A型）を評価対象とする。9×9燃料（A型）及び9×9燃料（B型）の熱水力特性はほぼ同じであり、また、炉心全体及び局所的な核特性が混在炉心ゆえに厳しくなることはないため、代表的に9×9燃料（A型）単独炉心及び9×9燃料（B型）単独炉心について、解析条件を厳しく与え評価を行っているが、燃料型式の違いにより解析結果に大きな差異は確認されていない。これらの結果及び本発電用原子炉施設の重大事故等対策（設備、手順等）の有効性を確認するという目的を踏まえ、評価対象の燃料型式は1つとし、代表的に9×9燃料（A型）について評価を実施する。</p> <p>(添付資料1.3.6)</p> <p>1.4 有効性評価に使用する計算プログラム</p> <p>有効性評価に使用する解析コードは、事故シーケンスの特徴に応じて、重要現象がモデル化されており、実験等を基に妥当性が確認され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものとして、以下に示す解析コードを使用する。また、重要事故シーケンスに対して適用する解析コードについて、事故シーケンスグループ等との対応を第1.4-1表から第1.4-3表に示す。</p> <p>ここで記載している解析コードの妥当性確認内容や不確かさ等については、「付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」に示す。</p> <p>(添付資料1.4.1)</p> <p>1.4.1 SAFER</p> <p>1.4.1.1 概要</p> <p>長期間熱水力過渡変化解析コード SAFER は、長期間の原子炉内熱水力過渡変化</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>析するコードである。原子炉内を9ノードに分割し、原子炉圧力、各ノードの水位変化等を計算する。原子炉内冷却材量の評価に当たっては、上部タイププレート、炉心入口オリフィス等での気液対向流制限現象（CCFL）及び上部プレナムにおけるサブクール域の局在化により冷却材が下部プレナムに落下する現象（CCFL ブレークダウン）を考慮することができる。</p> <p>また、本コードでは、平均出力燃料集合体及び高出力燃料集合体に対して燃料ペレット、燃料被覆管、チャンネルボックス等の温度計算を行う。燃料被覆管の温度計算においては、その冷却状態に応じた熱伝達係数、燃料棒間の輻射及び燃料棒とチャンネルボックスの輻射を考慮することができる。また、燃料被覆管と冷却水又は水蒸気との化学反応（ジルコニウム－水反応）を Baker－Just の式によって計算し、表面の酸化量を求める。さらに、燃料棒内の圧力を計算することによって、燃料被覆管の膨れと破裂の有無を評価し、破裂が起きた場合には、燃料被覆管の内面に対してもジルコニウム－水反応を考慮する。</p> <p>本コードの入力は、原子炉出力、原子炉圧力等の初期条件、原子炉の幾何学的形状及び水力学的諸量、燃料集合体及び炉心に関するデータ、プラント過渡特性パラメータ、非常用炉心冷却系等の特性、想定破断の位置及び破断面積等であり、出力として、原子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管の最高温度、燃料被覆管酸化量等が求められる。</p> <p>6.4.1.2 重要現象のモデル化</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じて、炉心及び原子炉圧力容器における重要現象がモデル化されている。具体的には以下のとおりである。</p> <p>(1) 炉心</p> <p>核については、重要現象として、崩壊熱がモデル化されている。</p> <p>燃料については、重要現象として、燃料棒表面熱伝達、沸騰遷移、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形がモデル化されている。</p> <p>熱流動については、重要現象として、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、三次元効果及び気液熱非平衡がモデル化されている。</p> <p>(2) 原子炉圧力容器</p> <p>重要現象として、冷却材放出（臨界流・差圧流）、沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流及び ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）がモデル化されている。</p> <p>6.4.1.3 妥当性確認及び不確かさの把握</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、TBL, ROSA－Ⅲ及びFIST－ABWR の実験解析により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第6.4－4表に示すとおりである。</p>	<p>を解析するコードである。原子炉内を9ノードに分割し、原子炉圧力、各ノードの水位変化等を計算する。原子炉内冷却材量の評価に当たっては、上部タイププレート、炉心入口オリフィス等での気液対向流制限現象（CCFL）及び上部プレナムにおけるサブクール域の局在化により冷却材が下部プレナムに落下する現象（CCFLブレークダウン）を考慮することができる。</p> <p>本コードでは、平均出力燃料集合体及び高出力燃料集合体に対して燃料ペレット、燃料被覆管、チャンネルボックス等の温度計算を行う。燃料被覆管の温度計算においては、その冷却状態に応じた熱伝達係数、燃料棒間の輻射及び燃料棒とチャンネルボックスの輻射を考慮することができる。また、燃料被覆管と冷却水又は水蒸気との化学反応（ジルコニウム－水反応）を Baker－Just の式によって計算し、表面の酸化量を求める。さらに、燃料棒内の圧力を計算することによって、燃料被覆管の膨れと破裂の有無を評価し、破裂が起きた場合には、燃料被覆管の内面に対してもジルコニウム－水反応を考慮する。</p> <p>本コードの入力は、原子炉出力、原子炉圧力等の初期条件、原子炉の幾何学的形状及び水力学的諸量、燃料集合体及び炉心に関するデータ、プラント過渡特性パラメータ、非常用炉心冷却系等の特性、想定破断の位置、破断面積等であり、出力として、原子炉圧力、原子炉水位、燃料被覆管温度、燃料被覆管酸化量等が求められる。</p> <p>1.4.1.2 重要現象のモデル化</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じて、炉心及び原子炉圧力容器における重要現象がモデル化されている。具体的には以下のとおりである。</p> <p>(1) 炉 心</p> <p>核については、重要現象として、崩壊熱がモデル化されている。</p> <p>燃料については、重要現象として、燃料棒表面熱伝達、沸騰遷移、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形がモデル化されている。</p> <p>熱流動については、重要現象として、沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、気液熱非平衡及び三次元効果がモデル化されている。</p> <p>(2) 原子炉圧力容器</p> <p>重要現象として、冷却材放出（臨界流・差圧流）、沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流及び ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）がモデル化されている。</p> <p>1.4.1.3 妥当性確認及び不確かさの把握</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、TBL, ROSA－Ⅲ及びFIST－ABWR の実験解析により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第1.4－4表に示すとおりである。</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>6.4.2 CHASTE</p> <p>6.4.2.1 概要</p> <p>炉心ヒートアップ解析コード CHASTE は、燃料ペレット、燃料被覆管、チャンネルボックス等の温度計算を行うコードである。本コードは、燃料ペレットを半径方向に最大 9 ノードに分割し、燃料集合体内燃料棒を 1 本ごとに全て取り扱い、その熱的相互作用（輻射）を考慮している。また、ジルコニウム-水反応を Baker-Just の式によって計算し、表面の酸化量を求める。さらに、燃料棒内の圧力を計算することによって、燃料被覆管の膨れと破裂の有無を評価し、破裂が起きた場合には、燃料被覆管の内面に対してもジルコニウム-水反応を考慮する。燃料被覆管表面からの除熱に対する熱伝達係数は、SAFER で求めた値を用いる。</p> <p>本コードの入力は、原子炉出力及び原子炉圧力の時間変化、炉心露出時間、再冠水時間、炉心スプレイによる冷却開始時間等のプラント過渡特性、燃料集合体及び炉心に関するデータ並びに熱伝達係数変化であり、出力として、燃料被覆管の最高温度、燃料被覆管酸化量等が求められる。</p> <p>6.4.2.2 重要現象のモデル化</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じて、炉心における重要現象がモデル化されている。具体的には以下のとおりである。</p> <p>(1) 炉心</p> <p>核については、重要現象として、崩壊熱がモデル化されている。</p> <p>燃料については、重要現象として、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形がモデル化されている。</p> <p>6.4.2.3 妥当性確認及び不確かさの把握</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、BWR-FLECHT 実験解析、炉心冷却実験解析及びスプレイ冷却特性実験解析により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第6.4-5表に示すとおりである。</p> <p>6.4.3 REDY</p> <p>6.4.3.1 概要</p> <p>プラント動特性解析コード REDY は、炉心、原子炉圧力容器、原子炉圧力容器内部構造物、原子炉冷却材再循環系、主蒸気管、タービン系、原子炉格納容器等のプラント全体を模擬し、6 群の遅発中性子及び反応度フィードバックを含む炉心一点近似動特性、燃料棒の熱的動特性及び冷却材の熱水力挙動を計算する。</p> <p>本コードの入力は、原子炉出力、炉心流量等の初期条件、原子炉、主蒸気管、原子</p>	<p>1.4.2 REDY</p> <p>1.4.2.1 概 要</p> <p>プラント動特性解析コード REDY は、炉心、原子炉圧力容器、原子炉圧力容器内部構造物、原子炉冷却材再循環系、主蒸気管、タービン系、格納容器等のプラント全体を模擬し、6 群の遅発中性子及び反応度フィードバックを含む炉心一点近似動特性、燃料棒の熱的動特性及び冷却材の熱水力挙動を計算する。</p> <p>本コードの入力は、原子炉出力、炉心流量等の初期条件、原子炉、主蒸気管、格納</p>	<p>・東海第二では CHASTE コードを使用していないため記載していない。</p>

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>炉格納容器等のデータ、核データ、燃料棒データ、各種制御系データ等であり、出力として、原子炉出力、原子炉圧力、炉心流量、原子炉水位、格納容器圧力、サブプレッション・チェンバ・プール水温度等の時間変化が求められる。</p> <p>なお、本コードは、従来の原子炉設置変更許可申請書において適用実績のあるものに、格納容器圧力、サブプレッション・チェンバ・プール水温度の時間変化を求めることができるように、格納容器モデルを追加したものである。</p> <p>6.4.3.2 重要現象のモデル化</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、原子炉圧力容器及び原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。</p> <p>(1) 炉心</p> <p>核については、重要現象として核分裂出力、反応度フィードバック効果及び崩壊熱がモデル化されている。</p> <p>熱流動については、重要現象として、沸騰・ボイド率変化がモデル化されている。</p> <p>(2) 原子炉圧力容器</p> <p>重要現象として、冷却材流量変化、冷却材放出（臨界流・差圧流）、ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）及びほう酸水の拡散がモデル化されている。</p> <p>(3) 原子炉格納容器</p> <p>重要現象として、サブプレッション・プール冷却がモデル化されている。</p> <p>6.4.3.3 妥当性確認及び不確かさの把握</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、ABWR 実機試験解析、設計解析での確認等により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第6.4-6 表に示すとおりである。</p> <p>6.4.4 SCAT</p> <p>6.4.4.1 概要</p> <p>単チャンネル熱水力解析コード SCAT は、単一チャンネルを模擬し、これを軸方向一次元に多ノード分割する。各ノードについて、燃料棒には半径方向にのみ熱伝導方程式を適用して冷却材への熱伝達を計算し、チャンネル内冷却材には、質量及びエネルギー保存則を適用して冷却材の熱水力挙動を計算する。</p> <p>本コードの入力は、燃料集合体の幾何学的形状、軸方向出力分布等の炉心データ、燃料集合体出力、チャンネル入口流量等の初期条件、REDY コードの出力から得られたチャンネル入口流量等の過渡変化のデータ等であり、出力として、GEXL 相関式に基づく限界出力比（CPR）、各ノードでの冷却材流量、クオリティ等の時間変化が求め</p>	<p>容器等のデータ、核データ、燃料棒データ、各種制御系データ等であり、出力として、原子炉出力、原子炉圧力、炉心流量、原子炉水位、格納容器圧力、サブプレッション・プール水温度等の時間変化が求められる。</p> <p>なお、本コードは、従来の原子炉設置変更許可申請書において適用実績のあるものに、格納容器圧力、サブプレッション・プール水温度の時間変化を求めることができるように、格納容器モデルを追加したものである。</p> <p>1.4.2.2 重要現象のモデル化</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、原子炉圧力容器及び格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。</p> <p>(1) 炉 心</p> <p>核については、重要現象として核分裂出力、反応度フィードバック効果（ボイド反応度、ドップラ反応度、ボロン反応度）及び崩壊熱がモデル化されている。</p> <p>熱流動については、重要現象として、沸騰・ボイド率変化がモデル化されている。</p> <p>(2) 原子炉圧力容器</p> <p>重要現象として、冷却材流量変化、冷却材放出（臨界流・差圧流）、ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）及びほう酸水の拡散がモデル化されている。</p> <p>(3) 格納容器</p> <p>重要現象として、サブプレッション・プール冷却がモデル化されている。</p> <p>1.4.2.3 妥当性確認及び不確かさの把握</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、ABWR 実機試験解析、設計解析での確認等により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第1.4-5 表に示すとおりである。</p> <p>1.4.3 SCAT</p> <p>1.4.3.1 概 要</p> <p>単チャンネル熱水力解析コード SCAT は、単一チャンネルを模擬し、これを軸方向一次元に多ノード分割する。各ノードについて、燃料棒には半径方向にのみ熱伝導方程式を適用して冷却材への熱伝達を計算し、チャンネル内冷却材には、質量及びエネルギー保存則を適用して冷却材の熱水力挙動を計算する。</p> <p>本コードの入力は、燃料集合体の幾何学的形状、軸方向出力分布等の炉心データ、燃料集合体出力、チャンネル入口流量等の初期条件、REDY コードの出力から得られたチャンネル入口流量等の過渡変化のデータ等であり、出力として、GEXL 相関式に基づく限界出力比、各ノードでの冷却材流量、クオリティ等の時間変化が求めら</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>られる。</p> <p>なお、本コードは、従来の原子炉設置変更許可申請書において適用実績のあるものに、沸騰遷移後の燃料被覆管温度を求めることができるように、沸騰遷移後の燃料被覆管－冷却材間の熱伝達評価式とリウエット相関式を適用している。</p> <p>6.4.4.2 重要現象のモデル化</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じて、炉心における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。</p> <p>(1) 炉心</p> <p>核については、重要現象として、出力分布変化がモデル化されている。</p> <p>燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達及び沸騰遷移がモデル化されている。</p> <p>熱流動については、重要現象として、気液熱非平衡がモデル化されている。</p> <p>6.4.4.3 妥当性確認及び不確かさの把握</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、ATLAS 試験、NUPEC BWR 燃料集合体熱水力試験により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第6.4-7 表に示すとおりである。</p> <p>6.4.5 MAAP</p> <p>6.4.5.1 概要</p> <p>シビアアクシデント総合解析コード MAAP は、炉心損傷を伴う事故シーケンスについて、炉心損傷、原子炉圧力容器破損、原子炉格納容器破損、放射性物質の環境放出に至るまでのプラント内の熱水力及び放射性物質挙動を解析するコードである。炉心損傷後の原子炉内及び原子炉格納容器内を一次系、ドライウェル、ウェットウェルに分割し、重大事故等時に想定される炉心のヒートアップ、燃料被覆管の酸化・破裂、炉心損傷、熔融炉心移行挙動と冷却性、水素ガスと水蒸気の生成、熔融炉心・コンクリート反応、格納容器圧力・温度、放射性物質の放出と移行／沈着挙動等の諸現象がモデル化され、また、種々の注水設備や冷却設備の特性や制御系がモデル化できるため、自動トリップや運転員操作等によるシステム応答を含む、重大事故等時のプラント挙動の評価が可能である。</p> <p>本コードの入力は、原子炉出力、原子炉圧力、格納容器圧力、格納容器温度等の初期条件、原子炉の幾何学的形状及び水力学的諸量、燃料集合体及び炉心に関するデータ、格納容器自由空間体積、流路面積及び流路抵抗、注水設備、原子炉減圧設備及び冷却設備の特性、想定破断の位置及び破断面積等であり、出力として、原子炉圧力、原子炉水位、燃料温度、熔融炉心温度、格納容器圧力、格納容器温度、コンクリート</p>	<p>れる。</p> <p>なお、本コードは、従来の原子炉設置変更許可申請書において適用実績のあるものに、沸騰遷移後の燃料被覆管温度を求めることができるように、沸騰遷移後の燃料被覆管－冷却材間の熱伝達評価式とリウエット相関式を適用している。</p> <p>1.4.3.2 重要現象のモデル化</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じて、炉心における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。</p> <p>(1) 炉 心</p> <p>核については、重要現象として、出力分布変化がモデル化されている。</p> <p>燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達及び沸騰遷移がモデル化されている。</p> <p>熱流動については、重要現象として、気液熱非平衡がモデル化されている。</p> <p>1.4.3.3 妥当性確認及び不確かさの把握</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、ATLAS 試験、NUPEC BWR 燃料集合体熱水力試験により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第1.4-6 表に示すとおりである。</p> <p>1.4.4 MAAP</p> <p>1.4.4.1 概 要</p> <p>シビアアクシデント総合解析コードMAAPは、炉心損傷を伴う事故シーケンスについて、炉心損傷、原子炉圧力容器破損、格納容器破損、放射性物質の環境放出に至るまでのプラント内の熱水力及び放射性物質挙動を解析するコードである。炉心損傷後の原子炉内及び格納容器内を一次系、ドライウェル及びウェットウェルに分割し、重大事故等時に想定される炉心のヒートアップ、燃料被覆管の酸化・破損、炉心損傷、熔融炉心移行挙動と冷却性、水素と水蒸気の生成、熔融炉心・コンクリート反応、格納容器圧力・温度、放射性物質の放出と移行／沈着挙動等の諸現象がモデル化され、また、種々の注水設備や冷却設備の特性や制御系がモデル化できるため、自動トリップや運転員操作等によるシステム応答を含む、重大事故等時のプラント挙動の評価が可能である。</p> <p>本コードの入力は、原子炉出力、原子炉圧力、格納容器圧力、格納容器温度等の初期条件、原子炉の幾何学的形状及び水力学的諸量、燃料集合体及び炉心に関するデータ、格納容器自由空間体積、流路面積及び流路抵抗、注水設備、原子炉減圧設備及び冷却設備の特性、想定破断の位置及び破断面積等であり、出力として、原子炉圧力、原子炉水位、燃料温度、熔融炉心温度、格納容器圧力、格納容器温度、コンクリート</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>侵食量、放射性物質の原子炉格納容器内の分布等が求められる。</p> <p>6.4.5.2 重要現象のモデル化</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、原子炉压力容器、原子炉格納容器、原子炉压力容器（炉心損傷後）、原子炉格納容器（炉心損傷後）における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。</p> <p>(1) 炉心</p> <p>核については、重要現象として、崩壊熱がモデル化されている。</p> <p>燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管変形及び燃料被覆管酸化がモデル化されている。</p> <p>熱流動については、重要現象として、沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流がモデル化されている。</p> <p>(2) 原子炉压力容器</p> <p>重要現象として、冷却材流出（臨界流・差圧流）及び ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）がモデル化されている。</p> <p>(3) 原子炉格納容器</p> <p>重要現象として、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレー冷却、放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生並びに格納容器ベント及びサプレッション・プール冷却がモデル化されている。</p> <p>(4) 原子炉压力容器（炉心損傷後）</p> <p>重要現象として、リロケーション、構造材との熱伝達、原子炉压力容器内 FCI（熔融炉心細粒化）、原子炉压力容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達、原子炉压力容器破損及び原子炉压力容器内 FP 挙動がモデル化されている。</p> <p>(5) 原子炉格納容器（炉心損傷後）</p> <p>重要現象として、原子炉压力容器外 FCI（熔融炉心細粒化）、原子炉压力容器外 FCI（デブリ粒子熱伝達）、格納容器下部床面での熔融炉心の拡がり、熔融炉心と格納容器下部プール水との伝熱、熔融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生、原子炉格納容器内 FP 挙動がモデル化されている。</p> <p>6.4.5.3 妥当性確認及び不確かさの把握</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、TMI 事故解析、CORA 実験解析、HDR 実験解析、CSTF 実験解析、ACE 実験解析、SURC-4 実験解析、PHEBUS-FP 実験解析、ABCOVE 実験解析、感度解</p>	<p>侵食量、放射性物質の格納容器内の分布等が求められる。</p> <p>1.4.4.2 重要現象のモデル化</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、原子炉压力容器、格納容器、原子炉压力容器（炉心損傷後）、格納容器（炉心損傷後）における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。</p> <p>(1) 炉 心</p> <p>核については、重要現象として、崩壊熱がモデル化されている。</p> <p>燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管変形及び燃料被覆管酸化がモデル化されている。</p> <p>熱流動については、重要現象として、沸騰・ボイド率変化及び気液分離（炉心水位）・対向流がモデル化されている。</p> <p>(2) 原子炉压力容器</p> <p>重要現象として、冷却材流出（臨界流・差圧流）及び ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）がモデル化されている。</p> <p>(3) 格納容器</p> <p>重要現象として、格納容器各領域間の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、気液界面の熱伝達、スプレー冷却、放射線水分解等による水素・酸素発生並びに格納容器ベント及びサプレッション・プール冷却がモデル化されている。</p> <p>(4) 原子炉压力容器（炉心損傷後）</p> <p>重要現象として、リロケーション、構造材との熱伝達、原子炉压力容器内 FCI（熔融炉心細粒化）、原子炉压力容器内 FCI（デブリ粒子熱伝達）、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達、原子炉压力容器破損及び原子炉压力容器内 FP 挙動がモデル化されている。</p> <p>(5) 格納容器（炉心損傷後）</p> <p>重要現象として、原子炉压力容器外 FCI（熔融炉心細粒化）、原子炉压力容器外 FCI（デブリ粒子熱伝達）、格納容器下部床面での熔融炉心の拡がり、熔融炉心と格納容器下部プール水との伝熱、熔融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生、格納容器内 FP 挙動がモデル化されている。</p> <p>1.4.4.3 妥当性確認及び不確かさの把握</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、TMI 事故解析、CORA 実験解析、HDR 実験解析、CSTF 実験解析、ACE 実験解析、SURC-4 実験解析、PHEBUS-FP 実験解析、</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>析等により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第 6.4-8 表に示すとおりである。</p> <p>6.4.6 APEX</p> <p>6.4.6.1 概要</p> <p>反応度投入事象解析コード APEX は、熱的現象を断熱としており、炉心平均出力の過渡変化を炉心一点近似による中性子動特性方程式で表し、出力の炉心空間分布を二次元（R-Z）拡散方程式で表す。炉心各部分のエンタルピの上昇は、出力分布に比例するものとし、炉心平均エンタルピがある程度上昇する間（エンタルピステップ）は、出力分布は一定としている。</p> <p>また、投入反応度としては、制御棒価値、スクラム反応度及びドップラ反応度を考慮するが、このドップラ反応度は、二次元拡散計算による出力分布を考慮して求められる。</p> <p>APEX の入力は、炉心の幾何学的形状、各種中性子断面積、拡散係数、ドップラ係数、炉心動特性パラメータ等の核データ、制御棒反応度の時間変化等であり、出力として、中性子束分布、エンタルピ分布及び炉心平均出力の時間変化が求められる。</p> <p>APEX の出力に基づき、単チャンネル熱水力解析を行う場合には、単チャンネル熱水力解析コード SCAT（RIA 用）を用いる。</p> <p>SCAT（RIA 用）は、燃料棒を燃料ペレット、ペレットと燃料被覆管の間の空隙部であるギャップ部、燃料被覆管で構成し、ノードごとに径方向の熱伝達を計算する。燃料ペレット及び燃料被覆管には、径方向一次元の非定常熱伝導方程式を適用して燃料棒内の温度分布を計算し、チャンネル内冷却材には、質量、運動量及びエネルギー保存則を適用して冷却材の熱水力挙動を計算する。冷却材の沸騰状態に応じた熱伝達率相関式を用いることにより、燃料棒の除熱量を求める。</p> <p>SCAT（RIA 用）の入力は、APEX の出力から得られた炉心平均出力変化、炉心出力分布に加え、燃料集合体幾何条件、燃料集合体熱水力データ、燃料物性データ、ギャップ熱伝達係数、ペレット径方向出力分布、局所出力ピーキング係数等であり、出力として、非断熱燃料エンタルピの時間変化が求められる。</p> <p>6.4.6.2 重要現象のモデル化</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じて、炉心における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。</p> <p>(1) 炉心</p> <p>核については、重要現象として、核分裂出力、出力分布変化、反応度フィードバック効果及び制御棒反応度効果がモデル化されている。</p> <p>燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達及び沸騰遷移がモデル化されている。</p>	<p>ABCOVE 実験解析、感度解析等により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第 1.4-7 表に示すとおりである。</p> <p>1.4.5 APEX</p> <p>1.4.5.1 概要</p> <p>反応度投入事象解析コード APEX は、熱的現象を断熱としており、炉心平均出力の過渡変化を炉心一点近似による中性子動特性方程式で表し、出力の炉心空間分布を二次元（R-Z）拡散方程式で表す。炉心各部分のエンタルピの上昇は、出力分布に比例するものとし、炉心平均エンタルピがある程度上昇する間（エンタルピステップ）は、出力分布は一定としている。また、投入反応度としては、制御棒価値、スクラム反応度及びドップラ反応度を考慮するが、このドップラ反応度は、二次元拡散計算による出力分布を考慮して求められる。</p> <p>APEX の入力は、炉心の幾何学的形状、各種中性子断面積、拡散係数、ドップラ係数、炉心動特性パラメータ等の核データ、制御棒反応度の時間変化等であり、出力として、中性子束分布、エンタルピ分布及び炉心平均出力の時間変化が求められる。</p> <p>APEX の出力に基づき、単チャンネル熱水力解析を行う場合には、単チャンネル熱水力解析コード SCAT（RIA 用）を用いる。</p> <p>SCAT（RIA 用）は、燃料棒を燃料ペレット、ペレットと被覆管の間の空隙部であるギャップ部及び被覆管で構成し、ノードごとに径方向の熱伝達を計算する。燃料ペレット及び被覆管には、径方向一次元の非定常熱伝導方程式を適用して燃料棒内の温度分布を計算し、チャンネル内冷却材には、質量、運動量及びエネルギー保存則を適用して冷却材の熱水力挙動を計算する。冷却材の沸騰状態に応じた熱伝達率相関式を用いることにより、燃料棒の除熱量を求める。</p> <p>SCAT（RIA 用）の入力は、APEX の出力から得られた炉心平均出力変化及び炉心出力分布に加え、燃料集合体幾何条件、燃料集合体熱水力データ、燃料物性データ、ギャップ熱伝達係数、ペレット径方向出力分布、局所出力ピーキング係数等であり、出力として、非断熱燃料エンタルピの時間変化が求められる。</p> <p>1.4.5.2 重要現象のモデル化</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じて、炉心における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。</p> <p>(1) 炉 心</p> <p>核については、重要現象として、核分裂出力、出力分布変化、反応度フィードバック効果及び制御棒反応度効果がモデル化されている。</p> <p>燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達及び沸騰遷移がモデル化されている。</p>	

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>6.4.6.3 妥当性確認及び不確かさの把握</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、SPERT-III 炉心実験、実効共鳴積分測定に関わる Hellstrand の実験式、MISTRAL 臨界試験、実機での制御棒価値測定試験により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第6.4-9 表に示すとおりである。</p> <p>6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針</p> <p>6.5.1 解析条件設定の考え方</p> <p>有効性評価における解析の条件設定については、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とする。この際、「6.4 有効性評価に使用する計算プログラム」において把握した解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。ただし、「6.5.2 共通解析条件」に示す解析条件については共通の条件として設定する。</p> <p>なお、初期条件とは異常状態が発生する前の発電用原子炉施設の状態、事故条件とは重大事故等の発生原因となる機器の故障又は安全機能の喪失の状態、機器条件とは重大事故等を収束させる際に使用する重大事故等対処設備の状態、操作条件とは運転員等が重大事故等対処設備を操作可能となる状態のことをいう。</p> <p>また、有効性評価においては発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時に発生することも想定していることから、6 号及び7 号炉で異なる評価条件を設定している場合は、両号炉の条件を記載する。</p> <p>6.5.2 共通解析条件</p> <p>操作条件については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示すとおり個別に解析条件を設定するが、以下に示す解析条件は、各重要事故シーケンス等においてその影響が大きく変わらないことから共通の条件として設定する。また、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断による LOCA を想定する場合の配管の破断位置については、原子炉圧力容器内の保有水量、流出量等の観点から選定する。なお、解析条件の不確かさの影響については、グループ化した事故シーケンスごとに確認する。</p> <p>6.5.2.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれのある事故</p>	<p>1.4.5.3 妥当性確認及び不確かさの把握</p> <p>事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、SPERT-III 炉心実験、実効共鳴積分測定に関わる Hellstrand の実験式、MISTRAL 臨界試験及び実機での制御棒価値測定試験により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第1.4-8 表に示すとおりである。</p> <p>1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針</p> <p>1.5.1 解析条件設定の考え方</p> <p>有効性評価における解析の条件設定については、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を用いるか又は有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるよう設定する。この際、「1.4 有効性評価に使用する計算プログラム」において把握した解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。ただし、「1.5.2 共通解析条件」に示す解析条件については共通の解析条件として設定する。</p> <p>なお、初期条件とは異常状態が発生する前の発電用原子炉施設の状態、事故条件とは重大事故等の発生原因となる機器の故障又は安全機能の喪失の状態、機器条件とは重大事故等を収束させる際に使用する重大事故等対処設備の状態、操作条件とは運転員等が重大事故等対処設備を操作可能となる状態のことをいう。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.5.1)</p> <p>1.5.2 共通解析条件</p> <p>操作条件については、「1.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示すとおり個別に解析条件を設定するが、以下に示す解析条件は、各重要事故シーケンスにおいてその影響が大きく変わらないことから、原則として共通の条件として設定する。また、原子炉冷却材バウンダリを構成する配管の破断による LOCA を想定する場合の配管の破断位置については、原子炉圧力バウンダリに接続する液相部配管の中で最大口径である再循環配管（出口ノズル）を選定する。なお、解析条件の不確かさの影響については、グループ化した事故シーケンスごとに確認する。</p> <p style="text-align: right;">(添付資料 1.5.2)</p> <p>1.5.2.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>(1) 初期条件</p> <p>a. 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く事故シーケンスグループにおいて用いる条件</p> <p>(a) 初期運転条件          原子炉熱出力の初期値として、定格値 (3,926MWt)、原子炉圧力の初期値として、定格値 (7.07MPa[gage]) を用いるものとする。また、炉心流量の初期値として、定格値である 100%流量(52.2×103t/h)を用いるものとする。</p> <p>(b) 炉心及び燃料          炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。なお、炉心に関する条件は9×9 燃料 (A 型) を装荷した平衡サイクルを想定した値、燃料ペレット、燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p> <p>a) 原子炉停止後の崩壊熱          原子炉停止後の崩壊熱は、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」にて使用することが妥当とされた ANSI/ANS-5.1-1979+2σ を最確条件とした ANSI/ANS-5.1-1979 の式に基づく崩壊熱曲線を使用する。また、使用する崩壊熱は燃焼度が高くなるサイクル末期炉心の平均燃焼度に、サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮して10%の保守性を考慮した燃焼度33GWd/t の条件に対応したものとする。崩壊熱曲線を第6.5-1 図に示す。</p> <p>b) 最大線出力密度          燃料棒の最大線出力密度は、設計限界値として、44.0kW/m を用いるものとする。</p> <p>(c) 原子炉圧力容器          原子炉水位の初期値は、通常運転水位とする。</p> <p>(d) 原子炉格納容器          原子炉格納容器に関する解析条件の設定を以下に示す。なお、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)」では原子炉格納容器に関する解析条件は用いない。</p> <p>a) 容積          原子炉格納容器容積について、ドライウエル空間部は、内部機器、構造物体積を除く全体積として7,350m<sup>3</sup>、ウェットウエル空間部は、必要最小空間部体積として5,960m<sup>3</sup>、ウェットウエル液相部は、必要最小プール水量として3,580m<sup>3</sup> を用いるものとする。</p> <p>b) 初期温度及び初期圧力          原子炉格納容器の初期温度について、ドライウエル空間部温度は57℃、サブプレッション・チェンバ・プール水温は35℃を用いるものとする。また、原子炉格納容器の初期圧力は5.2kPa[gage]を用いるものとする。</p>	<p>(1) 初期条件</p> <p>a. 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」を除く事故シーケンスグループにおいて用いる条件</p> <p>(a) 初期運転条件          原子炉熱出力の初期値として定格値 (3,293MW)、原子炉圧力の初期値として定格値 (6.93MPa[gage]) 及び炉心流量の初期値として100%流量 (48,300t/h) を用いるものとする。</p> <p>(b) 炉心及び燃料          炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。なお、炉心に関する条件は9×9燃料(A型)を装荷した平衡サイクルを想定した値、燃料ペレット、燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p> <p>(b-1) 原子炉停止後の崩壊熱          原子炉停止後の崩壊熱は、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」にて使用することが妥当とされたANSI/ANS-5.1-1979+2σを最確条件としたANSI/ANS-5.1-1979の式に基づく崩壊熱曲線を使用する。また、使用する崩壊熱は、1サイクルの運転期間(13ヶ月)に調整運転期間(1ヶ月)を考慮した運転期間に対応する燃焼度33GWd/tの条件に対応したものとする。崩壊熱曲線を第1.5-1 図に示す。</p> <p>(b-2) 最大線出力密度          燃料棒の最大線出力密度は、保安規定の運転上の制限における上限値として、44.0kW/mを用いるものとする。</p> <p>(c) 原子炉圧力容器          原子炉水位の初期値は、通常運転水位とする。</p> <p>(d) 格納容器          格納容器に関する解析条件の設定を以下に示す。なお、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)」では、格納容器に関する解析条件は用いない。</p> <p>(d-1) 容 積          格納容器容積について、ドライウエルは設計値として5,700m<sup>3</sup>、サブプレッション・チェンバ空間部及び液相部は、サブプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる少なめの水量として、サブプレッション・プール水位の保安規定の運転上の制限における下限値に対応する4,100m<sup>3</sup> (空間部) 及び3,300m<sup>3</sup> (液相部) を用いるものとする。</p> <p>(d-2) 初期温度及び初期圧力          格納容器の初期温度について、ドライウエル雰囲気温度は57℃、サブプレッション・プール水温度は32℃を用いるものとする。また、格納容器の初期圧力は5kPa[gage]を用いるものとする。</p>	



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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>c) サプレッション・チェンバ・プールの初期水位            サプレッション・チェンバ・プールの初期水位は、通常運転時の水位として7.05mを用いるものとする。</p> <p>d) 真空破壊装置            真空破壊装置の作動条件は、設計値（3.43kPa（ドライウェル・サプレッション・チェンバ間差圧））を用いるものとする。</p> <p>(e) 外部水源の温度            外部水源の温度について、復水貯蔵槽の水温は初期温度を50℃とし、事象発生から12時間以降は45℃、事象発生から24時間以降は40℃とする。また、淡水貯水池の水温は40℃とする。</p> <p>(f) 主要機器の形状            原子炉圧力容器、原子炉格納容器等の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p> <p>b. 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において用いる条件</p> <p>(a) 初期運転条件            原子炉熱出力の初期値として、定格値（3,926MWt）、原子炉圧力の初期値として、定格値（7.07MPa[gage]）を用いるものとする。また、炉心流量の初期値として、定格値である100%流量（52.2×103t/h）、主蒸気流量の初期値として、定格値（7.64×103t/h）を用いるものとする。</p> <p>(b) 給水温度            給水温度の初期値は215℃とする。</p> <p>(c) 燃料及び炉心            炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。なお、炉心に関する条件は9×9燃料（A型）を装荷した平衡サイクルを想定した値、燃料ペレット、燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p> <p>a) 最小限界出力比            燃料の最小限界出力比は、設計限界値として、1.22を用いるものとする。</p> <p>b) 最大線出力密度            燃料棒の最大線出力密度は、設計限界値として、44.0kW/mを用いるものとする。</p> <p>c) 核データ            動的ボイド係数（減速材ボイド係数を遅発中性子発生割合で除した値）はサイクル末期の値の1.25倍、動的ドップラ係数（ドップラ係数を遅発中性子発生</p>	<p>(d-3) サプレッション・プール初期水位            サプレッション・プールの初期水位は、サプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる低めの水位として、保安規定の運転上の制限における下限値である6.983m（サプレッション・チェンバ底部から）を用いるものとする。            （添付資料1.5.3）</p> <p>(d-4) ベント管真空破壊装置            ベント管真空破壊装置の作動条件は、設計値として3.45kPa（ドライウェル・サプレッション・チェンバ間差圧）を用いるものとする。</p> <p>(e) 外部水源の温度            外部水源の温度は、35℃とする。            （添付資料1.5.4）</p> <p>(f) 主要機器の形状            原子炉圧力容器、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管、格納容器等の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p> <p>b. 事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」において用いる条件</p> <p>(a) 初期運転条件            原子炉熱出力の初期値として定格値（3,293MW）、原子炉圧力の初期値として定格値（6.93MPa[gage]）、炉心流量の初期値として保安規定の運転範囲における原子炉定格出力時の下限流量である85%流量（41,060t/h）及び主蒸気流量の初期値として、定格値（6,420t/h）を用いるものとする。</p> <p>(b) 給水温度            給水温度の初期値は、216℃とする。</p> <p>(c) 炉心及び燃料            炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。なお、炉心に関する条件は9×9燃料（A型）を装荷した平衡サイクルを想定した値、燃料ペレット、燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p> <p>(c-1) 最小限界出力比            燃料の最小限界出力比は、9×9燃料（A型）のサイクル初期における保安規定の運転上の制限の下限値である1.24を用いるものとする。</p> <p>(c-2) 最大線出力密度            燃料棒の最大線出力密度は、保安規定の運転上の制限における上限値として、44.0kW/mを用いるものとする。</p> <p>(c-3) 核データ            動的ボイド係数はサイクル末期の値の1.25倍、動的ドップラ係数はサイクル末期の値の0.9倍を用いるものとする。</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備 考
<p>割合で除した値)はサイクル末期の値の0.9倍を用いるものとする。</p> <p>(d) 原子炉圧力容器 原子炉水位の初期値は、通常運転水位とする。</p> <p>(e) 原子炉格納容器 原子炉格納容器に関する解析条件の設定を以下に示す。</p> <p>a) 容積 原子炉格納容器容積について、ドライウェル空間部は、内部機器、構造物体積を除く全体積として7,350m<sup>3</sup>、ウェットウェル空間部は、必要最小空間部体積として5,960m<sup>3</sup>、ウェットウェル液相部は、必要最小プール水量として3,580m<sup>3</sup>を用いるものとする。</p> <p>b) 初期温度及び初期圧力 原子炉格納容器の初期温度について、サブプレッション・チェンバ・プール水温は35℃を用いるものとする。また、原子炉格納容器の初期圧力は5.2kPa[gage]を用いるものとする。</p> <p>(f) 外部水源の温度 外部水源の温度は32℃とする。</p> <p>(g) 主要機器の形状 原子炉圧力容器、原子炉格納容器等の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p> <p>(2) 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>a. 安全保護系等の設定点 原子炉緊急停止系作動回路のスクラム設定点として、以下の値を用いるものとする。</p> <p>原子炉水位低（レベル3） セパレータスカート下端から+62cm （有効燃料棒頂部から+380cm）（遅れ時間1.05秒）</p> <p>タービン蒸気加減弁急速閉 制御油圧低（4.12MPa[gage]）（遅れ時間0.08秒）</p> <p>炉心流量急減 「第3.2.1-1 図 炉心流量急減の解析上のスクラムの設定値」参照</p> <p>工学的安全施設作動回路等の設定点として、以下の値を用いるものとする。</p> <p>原子炉水位低（原子炉隔離時冷却系（補給水機能）起動）設定点 セパレータスカート下端から-58cm （有効燃料棒頂部から+260cm）（レベル2）</p> <p>原子炉水位低（高圧炉心注水系起動、主蒸気隔離弁閉止）設定点 セパレータスカート下端から-203cm （有効燃料棒頂部から+115cm）（レベル1.5）</p>	<p>(d) 原子炉圧力容器 原子炉水位の初期値は、通常運転水位とする。</p> <p>(e) 格納容器 格納容器に関する解析条件の設定を以下に示す。</p> <p>(e-1) 容 積 格納容器容積について、空間部は、設計値として9,800m<sup>3</sup>、サブプレッション・プール水量は、保安規定の運転上の制限における下限値として3,300m<sup>3</sup>を用いるものとする。</p> <p>(e-2) 初期温度及び初期圧力 格納容器の初期温度について、サブプレッション・プール水温は32℃を用いるものとする。また、格納容器の初期圧力は5kPa[gage]を用いるものとする。</p> <p>(f) 主要機器の形状 原子炉圧力容器、格納容器等の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。  (添付資料1.5.5)</p> <p>(2) 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>a. 安全保護系等の設定点 原子炉緊急停止系作動回路のスクラム設定点として、以下の値を用いるものとする。</p> <p>原子炉水位低（レベル3）設定点 セパレータスカート下端から+66cm （燃料有効長頂部から+452cm、原子炉圧力容器底部から+1,372cm）（遅れ時間1.05秒）</p> <p>工学的安全施設作動回路等の設定点として、以下の値を用いるものとする。</p> <p>原子炉水位異常低下（レベル2）（原子炉隔離時冷却系起動、高圧炉心スプレイ系起動）設定点 セパレータスカート下端から-63cm （燃料有効長頂部から+323cm、原子炉圧力容器底部から+1,243cm）</p> <p>原子炉水位異常低下（レベル2）（再循環ポンプ全台トリップ）設定点 セパレータスカート下端から-63cm （燃料有効長頂部から+323cm、原子炉圧力容器底部から+1,243cm）</p> <p>原子炉水位異常低下（レベル2）（主蒸気隔離弁閉止）設定点 セパレータスカート下端から-63cm</p>	<p>・東海第二では、HPCS及びRCICの水源を内部水源（S/P）としている。</p>



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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>原子炉水位低（低圧注水系起動，自動減圧系作動）設定点            セパレータスカート下端から-287cm            （有効燃料棒頂部から+31cm）（レベル1）            原子炉水位低（再循環ポンプ4台トリップ）設定点            セパレータスカート下端から+62cm            （有効燃料棒頂部から+380cm）（レベル3）            原子炉水位低（再循環ポンプ6台トリップ）設定点            セパレータスカート下端から-58cm            （有効燃料棒頂部から+260cm）（レベル2）            原子炉水位高（原子炉隔離時冷却系（補給水機能）トリップ，高圧炉心注水系注入隔離弁閉止）設定点            セパレータスカート下端から+166cm            （有効燃料棒頂部から+484cm）（レベル8）            原子炉圧力高（再循環ポンプ4台トリップ）設定点            原子炉圧力7.48MPa[gage]            ドライウエル圧力高（非常用炉心冷却系起動，自動減圧系作動）設定点            ドライウエル圧力13.7kPa[gage]</p>	<p>（燃料有効長頂部から+323cm，原子炉圧力容器底部から+1,243cm）            原子炉水位異常低下（レベル1）（低圧炉心スプレイ系起動，低圧注水系起動，自動減圧系作動信号）設定点            セパレータスカート下端から-345cm            （燃料有効長頂部から+41cm，原子炉圧力容器底部から+961cm）            原子炉水位高（レベル8）（原子炉隔離時冷却系等による原子炉注水停止）設定点            セパレータスカート下端から+175cm            （燃料有効長頂部から+561cm，原子炉圧力容器底部から+1,481cm）            原子炉圧力高（再循環ポンプ全台トリップ）設定点            原子炉圧力7.39MPa[gage]            ドライウエル圧力高（非常用炉心冷却系起動，自動減圧系作動信号）設定点            ドライウエル圧力13.7kPa[gage]</p>	
<p>b. 逃がし安全弁            逃がし安全弁の逃がし弁機能の吹出し圧力及び容量（吹出し圧力における値）は，設計値として以下の値を用いるものとする。なお，アキュムレータ内の窒素を消費した場合には安全弁機能による原子炉圧力制御となるが，事象初期に作動する逃がし弁機能による原子炉圧力制御にて代表させる。</p> <p>第1段：7.51MPa[gage]×1個，363t/h/個            第2段：7.58MPa[gage]×1個，367t/h/個            第3段：7.65MPa[gage]×4個，370t/h/個            第4段：7.72MPa[gage]×4個，373t/h/個            第5段：7.79MPa[gage]×4個，377t/h/個            第6段：7.86MPa[gage]×4個，380t/h/個</p>	<p>b. 逃がし安全弁            原子炉停止機能喪失以外においては，安全弁機能（以下「逃がし安全弁（安全弁機能）」という。）による原子炉圧力制御に期待することとし，原子炉停止機能喪失においては，高圧炉心スプレイ系による原子炉注水流量が大きくなる条件として逃がし弁機能（以下「逃がし安全弁（逃がし弁機能）」という。）による原子炉圧力制御に期待することとする。逃がし安全弁の吹出し圧力及び容量（吹出し圧力における値）は，設計値として以下の値を用いるものとする。</p> <p>逃がし弁機能</p> <p>7.37MPa[gage]×2個，354.6t/h (1個当たり)            7.44MPa[gage]×4個，357.8t/h (1個当たり)            7.51MPa[gage]×4個，361.1t/h (1個当たり)            7.58MPa[gage]×4個，364.3t/h (1個当たり)            7.65MPa[gage]×4個，367.6t/h (1個当たり)</p> <p>安全弁機能</p> <p>7.79MPa[gage]×2個，385.2t/h (1個当たり)            8.10MPa[gage]×4個，400.5t/h (1個当たり)            8.17MPa[gage]×4個，403.9t/h (1個当たり)            8.24MPa[gage]×4個，407.2t/h (1個当たり)            8.31MPa[gage]×4個，410.6t/h (1個当たり)</p> <p>(添付資料 1.5.6, 1.5.7, 1.5.8)</p>	<p>・東海第二では，原子炉圧力が高めに維持され，原子炉減圧操作時に原子炉圧力が所定の圧力に到達するまでの時間が遅くなるため，事象発生初期において高圧注水機能が喪失し低圧注水機能を用いて原子炉注水を実施する事故シーケンスにおいては，評価項目に対して厳しい条件となる安全弁機能を設定。</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>6.5.2.2 運転中の原子炉における重大事故</p> <p>(1) 初期条件</p> <p>a. 初期運転条件</p> <p>原子炉熱出力の初期値として、定格値 (3,926MWt)、原子炉圧力の初期値として、定格値 (7.07MPa[gage]) を用いるものとする。また、炉心流量の初期値として、定格値である 100%流量 (52.2×103t/h) を用いるものとする。</p> <p>b. 炉心及び燃料</p> <p>炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。なお、炉心に関する条件は 9×9 燃料 (A 型) を装荷した平衡サイクルを想定した値、燃料ペレット、燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p> <p>(a) 原子炉停止後の崩壊熱</p> <p>原子炉停止後の崩壊熱は、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」にて使用することが妥当とされた ANSI/ANS-5.1-1979+2σ を最確条件とした ANSI/ANS-5.1-1979 の式に基づく崩壊熱曲線を使用する。また、使用する崩壊熱は燃焼度が高くなるサイクル末期炉心の平均燃焼度に、サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮して 10%の保守性を考慮した燃焼度 33GWd/t の条件に対応したものとする。崩壊熱曲線を第 6.5-1 図に示す。</p> <p>c. 原子炉圧力容器</p> <p>原子炉水位の初期値は、通常運転水位とする。</p> <p>d. 原子炉格納容器</p> <p>原子炉格納容器に関する解析条件の設定を以下に示す。なお、評価事故シーケンス「雰囲気圧力・温度の静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」及び「水素燃焼」では以下のうち (e) から (i) は解析条件として用いない。</p> <p>(a) 容 積</p> <p>原子炉格納容器容積について、ドライウェル空間部は、内部機器、構造物体積を除く全体積として 7,350m<sup>3</sup>、ウェットウェル空間部は、必要最小空間部体積として 5,960m<sup>3</sup>、ウェットウェル液相部は、必要最小プール水量として 3,580m<sup>3</sup> を用いるものとする。</p> <p>(b) 初期温度及び初期圧力</p> <p>原子炉格納容器の初期温度について、ドライウェル空間部温度は 57℃、サブプレッション・チェンバ・プール水温は 35℃を用いるものとする。また、原子炉格納容器の初期圧力は 5.2kPa[gage]を用いるものとする。</p> <p>(c) サプレッション・チェンバ・プールの初期水位</p> <p>サブプレッション・チェンバ・プールの初期水位は、通常運転時の水位として 7.05m を用いるものとする。</p>	<p>1.5.2.2 運転中の原子炉における重大事故</p> <p>(1) 初期条件</p> <p>a. 初期運転条件</p> <p>原子炉熱出力の初期値として定格値 (3,293MW)、原子炉圧力 (圧力容器ドーム部) の初期値として定格値 (6.93MPa[gage]) 及び炉心流量の初期値として定格値 (48,300t/h (100%流量)) を用いるものとする。</p> <p>b. 炉心及び燃料</p> <p>炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。なお、炉心に関する条件は 9×9 燃料 (A 型) を装荷した平衡サイクルを想定した値、燃料ペレット、燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p> <p>(a) 原子炉停止後の崩壊熱</p> <p>原子炉停止後の崩壊熱は、「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針」にて使用することが妥当とされた ANSI/ANS-5.1-1979+2σ を最確条件とした ANSI/ANS-5.1-1979 の式に基づく崩壊熱曲線を使用する。また、使用する崩壊熱は、1 サイクルの運転期間 (13 ヶ月) に調整運転期間 (1 ヶ月) を考慮した運転期間に対応する燃焼度 33GWd/t の条件に対応したものとする。崩壊熱曲線を第 1.5-1 図に示す。</p> <p>c. 原子炉圧力容器</p> <p>原子炉水位の初期値は、通常運転水位とする。</p> <p>d. 格納容器</p> <p>格納容器に関する解析条件の設定を以下に示す。なお、評価事故シーケンス「雰囲気圧力・温度の静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」及び「水素燃焼」では以下のうち、(f) から (i) は解析条件として用いない。</p> <p>(a) 容 積</p> <p>格納容器容積について、ドライウェルは設計値として 5,700m<sup>3</sup>、サブプレッション・チェンバ空間部及び液相部は、サブプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる少なめの水量として、サブプレッション・プール水位の保安規定の運転上の制限における下限値に対応する 4,100m<sup>3</sup> (空間部) 及び 3,300m<sup>3</sup> (液相部) を用いるものとする。</p> <p>(b) 初期温度及び初期圧力</p> <p>格納容器の初期温度について、ドライウェル雰囲気温度は 57℃、サブプレッション・プール水温は 32℃を用いるものとする。また、格納容器の初期圧力は 5kPa[gage]を用いるものとする。</p> <p>(c) サプレッション・プール初期水位</p> <p>サブプレッション・プールの初期水位は、サブプレッション・プールでの圧力抑制効果が厳しくなる低めの水位として、保安規定の運転上の制限における下限値である 6.983m (サブプレッション・チェンバ底部が基準) を用いるものとする。</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
<p>(d) 真空破壊装置 真空破壊装置の作動条件は、設計値（3.43kPa（ドライウェル・サプレッション・チェンバ間差圧））を用いるものとする。</p> <p>(e) 溶融炉心からプール水への熱流束 溶融炉心からプール水への熱流束は、800kW/m<sup>2</sup>相当（圧力依存あり）とする。</p> <p>(f) コンクリートの種類 コンクリートの種類は、玄武岩系コンクリートとする。</p> <p>(g) コンクリート以外の構造材の扱い 内側鋼板、外側鋼板及びリブ鋼板についてはコンクリートよりも融点が高いことから保守的に考慮しないものとする。</p> <p>(h) 原子炉圧力容器下部の構造物の扱い 原子炉圧力容器下部の構造物は、発熱密度を下げないよう保守的に原子炉格納容器下部に落下する溶融物とは扱わないものとする。</p> <p>(i) 格納容器下部床面積 コリウムシールドで囲まれる部分が広く、溶融炉心の拡がり面積が狭いことにより、コンクリート侵食量の観点で厳しくなる6号炉の格納容器下部床面積を用いるものとする。</p> <p>e. 外部水源の温度 外部水源の温度は初期温度を50℃とし、事象発生から12時間以降は45℃、事象発生から24時間以降は40℃とする。</p> <p>f. 主要機器の形状 原子炉圧力容器、原子炉格納容器等の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p> <p>(2) 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>a. 逃がし安全弁 逃がし安全弁の逃がし弁機能の吹出し圧力及び容量（吹出し圧力における値）は、設計値として以下の値を用いるものとする。</p> <p>第1段：7.51MPa[gage]×1個、363t/h/個          第2段：7.58MPa[gage]×1個、367t/h/個          第3段：7.65MPa[gage]×4個、370t/h/個          第4段：7.72MPa[gage]×4個、373t/h/個          第5段：7.79MPa[gage]×4個、377t/h/個          第6段：7.86MPa[gage]×4個、380t/h/個</p> <p>6.5.2.3 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>(1) 初期条件</p> <p>a. 崩壊熱</p>	<p>(d) ベント管真空破壊装置 ベント管真空破壊装置の作動条件は、設計値（3.45kPa（ドライウェル・サプレッション・チェンバ間差圧））を用いるものとする。</p> <p>(e) 初期酸素濃度 格納容器内の初期酸素濃度は、2.5vol%（ドライ条件）を用いるものとする。</p> <p>(f) 溶融炉心からプール水への熱流束 溶融炉心からプール水への熱流束は、800kW/m<sup>2</sup>相当（圧力依存あり）とする。</p> <p>(g) コンクリートの種類 コンクリートの種類は、玄武岩系コンクリートとする。</p> <p>(h) コンクリート以外の構造材の扱い 鉄筋コンクリート内の鉄筋については、コンクリートよりも融点が高いことから保守的に考慮しないものとする。</p> <p>(i) 原子炉圧力容器下部の構造物の扱い 原子炉圧力容器下部の構造物は、発熱密度を下げないよう保守的にペDESTAL（ドライウェル部）に落下する溶融物とは扱わないものとする。</p> <p>e. 外部水源の温度 外部水源の温度は、35℃とする。</p> <p>f. 主要機器の形状 原子炉圧力容器、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管、格納容器等の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p> <p>(2) 重大事故等対策に関連する機器条件</p> <p>a. 逃がし安全弁 逃がし安全弁の吹出し圧力及び容量（吹出し圧力における値）は、設計値として以下の値を用いるものとする。</p> <p>7.79MPa[gage]×2個、385.2t/h（1個当たり）          8.10MPa[gage]×4個、400.5t/h（1個当たり）          8.17MPa[gage]×4個、403.9t/h（1個当たり）          8.24MPa[gage]×4個、407.2t/h（1個当たり）          8.31MPa[gage]×4個、410.6t/h（1個当たり）</p> <p>1.5.2.3 使用済燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故</p> <p>(1) 初期条件</p> <p>a. 燃料崩壊熱</p>	<p>・東海第二は単基プラントであり、格納容器下部床面積については、「7.2.5 溶融炉心-コンクリート相互作用」に記載。</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>使用済燃料プールには貯蔵燃料のほかに、原子炉停止後に最短時間（原子炉停止後10日）で取り出された全炉心分の燃料が一時保管されていることを想定して、使用済燃料プールの崩壊熱は約11MWを用いるものとする。</p> <p>b. 使用済燃料プールの初期水位及び初期水温          使用済燃料プールの初期水位は通常水位とし、この時の使用済燃料プール保有水量は、保有水量を厳しく見積もるため使用済燃料プールと隣接する原子炉ウェルの間に設置されているプールゲートは閉を仮定し、約2,093m<sup>3</sup>とする。また、使用済燃料プールの初期水温は、運用上許容される上限の65℃とする。</p> <p>c. 主要機器の形状          使用済燃料プール等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いる。</p> <p>6.5.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故          (1) 初期条件（事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く）          a. 崩壊熱          原子炉停止後の崩壊熱は、第6.5-1図に示すANSI/ANS-5.1-1979の式に基づく崩壊熱曲線を使用し、崩壊熱を厳しく見積もるために、原子炉停止1日後の崩壊熱として約22MWを用いるものとする。</p> <p>b. 原子炉初期水位及び原子炉初期水温          原子炉初期水位は通常運転水位とする。また、原子炉初期水温は52℃とする。</p> <p>c. 原子炉圧力          原子炉圧力の初期値は大気圧とし、水位低下量を厳しく見積もるために、事象発生後も大気圧が維持されるものとする。</p> <p>d. 外部水源の温度          外部水源の温度は50℃とする。</p> <p>e. 主要機器の形状          原子炉圧力容器等の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p> <p>6.6 解析の実施          有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、事象進展が適切</p>	<p>使用済燃料プールには貯蔵燃料の他に、原子炉の停止後最短期間（原子炉停止後9日）で取り出された全炉心分の燃料と過去に取り出された燃料を合わせて、使用済燃料貯蔵ラックに最大数が貯蔵されていることを想定して、使用済燃料プールの崩壊熱は約9.1MWを用いるものとする。</p> <p>b. 使用済燃料プール水温          使用済燃料プールの初期水温は、保安規定の運転上の制限における上限値である、65℃を用いるものとする。</p> <p>c. 使用済燃料プールのプールゲートの状態          保有水量を厳しく見積もるため、使用済燃料プールと隣接する原子炉ウェルの間に設置されているプールゲートは閉状態とする。</p> <p>d. 主要機器の形状          使用済燃料プール等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いる。          （添付資料1.5.9）</p> <p>1.5.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故          (1) 初期条件（事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く）          a. 崩壊熱          原子炉停止後の崩壊熱は、第1.5-1図に示すANSI/ANS-5.1-1979の式に基づくものとし、また、崩壊熱を厳しく見積もるために、原子炉停止1日後の崩壊熱を用いる。この時の崩壊熱は約18.8MWである。</p> <p>b. 原子炉圧力          原子炉の初期圧力は大気圧が維持されているものとする。また、解析上、原子炉の水位低下量を厳しく見積もるために、逃がし安全弁（自動減圧機能）の開操作によって原子炉圧力が大気圧に維持されているものとする。</p> <p>c. 原子炉水温          原子炉水温の初期値は、残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）の設計温度である52℃とする。</p> <p>d. 主要機器の形状          原子炉圧力容器等の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。</p> <p>1.6 解析の実施方針          有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、事象進展が適切</p>	<p>・東二は外部水源を使用している事故シーケンスグループは「全交流動力電源喪失」のみであるため、共通条件としては記載せず。</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>に解析されていることを確認し、その結果を明示する。</p> <p>なお、事象進展の特徴、厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが合理的に説明できる場合はこの限りではない。</p> <p>6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p> <p>6.7.1 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>「6.4 有効性評価に使用する計算プログラム」においては、重要現象として評価指標及び運転操作に対する影響が大きい又は中程度と考えられる物理現象を選定しており、そのうち第6.7-1表から第6.7-3表に示す物理現象を有効性評価において評価項目となるパラメータに有意な影響を与えると整理している。解析コードの不確かさは、選定している重要事故シーケンス等における上記の物理現象に対する不確かさを考慮し、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。</p> <p>6.7.2 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析条件のうち、初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさについて、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。また、解析条件である操作条件の不確かさとして、操作の不確かさ要因である、「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」に起因して生じる運転員等操作の開始時間の変動が、操作開始時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。</p> <p>6.7.3 操作時間余裕の把握</p> <p>解析上考慮する運転員等操作の各々について、その遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内の操作時間余裕を確認する。</p>	<p>に解析されていることを確認し、その結果を明示する。</p> <p>なお、事象進展の特徴や厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが合理的に説明できる場合はこの限りではない。</p> <p>1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針</p> <p>解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。</p> <p>不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンスの解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。</p> <p style="text-align: right;">（添付資料1.7.1）</p> <p>1.7.1 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価</p> <p>「1.4 有効性評価に使用する計算プログラム」においては、重要現象として評価指標及び運転操作に対する影響が大きい又は中程度と考えられる物理現象を選定しており、そのうち第1.7-1表から第1.7-3表に示す物理現象を有効性評価において評価項目となるパラメータに有意な影響を与えるものと整理している。解析コードの不確かさは、選定している重要事故シーケンス等における上記の物理現象に対する不確かさを考慮し、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。</p> <p>1.7.2 解析条件の不確かさの影響評価</p> <p>解析条件のうち、初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさについて、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。また、解析条件のうち操作条件の不確かさとして、操作の不確かさ要因である、「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作」及び「操作の確実さ」に起因して生じる運転員等操作の開始時間の変動が、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。</p> <p>1.7.3 操作時間余裕の把握</p> <p>解析上考慮する運転員等操作について、その遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内の操作時間余裕を確認する。</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考
<p>6.8 必要な要員及び資源の評価方針</p> <p>6.8.1 必要な要員の評価</p> <p>発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することを想定した最も厳しい状態での重大事故等対策時において、夜間及び休日（平日の勤務時間帯以外）における要員の確保の観点から、「5. 重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力」で整備される体制にて、対処可能であることを確認するとともに、必要な作業が所要時間内に実施できることを確認する。</p> <p>6.8.2 必要な資源の評価</p> <p>発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することを想定した最も厳しい状態での重大事故等対策時において、必要となる水源、燃料及び電源の資源の確保の観点から、必要水量、燃料消費量及び電源負荷を確認するとともに、7日間継続してこれらの資源が供給可能であることを評価する。また、有効性評価において考慮されていない機器についても、使用した場合を想定して、各資源について7日間継続して資源の供給が可能であることを確認する。</p>	<p>1.8 必要な要員及び資源の評価方針</p> <p>1.8.1 必要な要員の評価</p> <p>重要事故シーケンス等で実施する作業に対して、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で整備する体制で評価を行い、必要な作業対応が可能であることを確認する。発電所外から招集される参集要員が行う作業については、事象発生2時間後までは期待しないものとする。</p> <p>1.8.2 必要な資源の評価</p> <p>重大事故等対策の有効性評価における必要な資源の評価については、必要となる水源、燃料及び電源の資源の確保の観点から、必要水量、燃料消費量及び電源負荷を評価し、7日間継続してこれらの資源が供給可能であることを確認する。</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)  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 (実質的な相違なし)

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

過渡事象	原子炉停止	圧力バウンダリ健全性	高圧炉心冷却	原子炉減圧	低圧炉心冷却	崩壊熱除去	事故シナリオ	事故シナリオグループ
炉心損傷なし							炉心損傷なし	炉心損傷なし (d)
過渡事象+崩壊熱除去失敗							過渡事象+崩壊熱除去失敗	炉心損傷なし (d)
炉心損傷なし							炉心損傷なし	炉心損傷なし (a)
過渡事象+崩壊熱除去失敗							過渡事象+崩壊熱除去失敗	炉心損傷なし (b)
過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗							過渡事象+高圧注水失敗+低圧注水失敗	炉心損傷なし (d)
過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗							過渡事象+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	炉心損傷なし (d)
炉心損傷なし							炉心損傷なし	炉心損傷なし (a)
過渡事象+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗							過渡事象+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗	炉心損傷なし (b)
炉心損傷なし							炉心損傷なし	炉心損傷なし (c)
過渡事象+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗							過渡事象+SRV再閉失敗+崩壊熱除去失敗	炉心損傷なし (a)
過渡事象+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗							過渡事象+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+低圧注水失敗	炉心損傷なし (b)
過渡事象+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗							過渡事象+SRV再閉失敗+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗	炉心損傷なし (c)
過渡事象+原子炉停止失敗							過渡事象+原子炉停止失敗	炉心損傷なし (e)

外部電源喪失	直流電源	交流電源	圧力バウンダリ健全性	高圧炉心冷却	事故シナリオ	事故シナリオグループ
過渡事象へ					外部電源喪失+非常用交流電源喪失	過渡事象へ (c)
外部電源喪失+非常用交流電源喪失					外部電源喪失+非常用交流電源喪失+RCIC失敗	(c)
外部電源喪失+非常用交流電源喪失+SRV再閉失敗					外部電源喪失+非常用交流電源喪失+SRV再閉失敗	(c)
外部電源喪失+直流電源喪失					外部電源喪失+直流電源喪失	(c)

(a) 高圧・低圧注水機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失 (c) 全交流動力電源喪失 (d) 崩壊熱除去機能喪失  
 (e) 原子炉停止機能喪失

第 6.2-1 図 内部事象運転時レベル 1PRA イベントツリー (1/3)

東海第二発電所

過渡事象	原子炉停止	圧力バウンダリ健全性	高圧炉心冷却	原子炉減圧	低圧炉心冷却	崩壊熱除去	事故シナリオ	事故シナリオグループ	No.
炉心損傷なし							炉心損傷なし	炉心損傷なし	-
過渡事象+RHR失敗							過渡事象+RHR失敗	崩壊熱除去機能喪失	(4)
炉心損傷なし							炉心損傷なし	炉心損傷なし	-
過渡事象+RHR失敗							過渡事象+RHR失敗	崩壊熱除去機能喪失	(4)
過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗							過渡事象+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	高圧・低圧注水機能喪失	(1)
過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗							過渡事象+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗	高圧注水・減圧機能喪失	(3)
炉心損傷なし							炉心損傷なし	炉心損傷なし	-
過渡事象+過剰安全弁再閉失敗+RHR失敗							過渡事象+過剰安全弁再閉失敗+RHR失敗	崩壊熱除去機能喪失	(6)
炉心損傷なし							炉心損傷なし	炉心損傷なし	-
過渡事象+過剰安全弁再閉失敗+RHR失敗							過渡事象+過剰安全弁再閉失敗+RHR失敗	崩壊熱除去機能喪失	(6)
過渡事象+過剰安全弁再閉失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗							過渡事象+過剰安全弁再閉失敗+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗	高圧・低圧注水機能喪失	(2)
過渡事象+原子炉停止失敗							過渡事象+原子炉停止失敗	原子炉停止機能喪失	(6)

第 1.2-1 図 内部事象出力運転時レベル 1PRA イベントツリー (1/7)

備考





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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考

冷却材喪失事象	原子炉停止	高圧炉心冷却	原子炉減圧	低圧炉心冷却	崩壊熱除去	事故シナリオ	事故シナリオグループ
						炉心損傷なし	炉心損傷なし
						大破断LOCA + RHR失敗 中破断LOCA + RHR失敗 小破断LOCA + 崩壊熱除去失敗	(d)
						炉心損傷なし	炉心損傷なし
						大破断LOCA + RHR失敗 中破断LOCA + RHR失敗 小破断LOCA + 崩壊熱除去失敗	(d)
						大破断LOCA + HPCF失敗 + 低圧ECCS注水失敗 中破断LOCA + HPCF失敗 + 低圧ECCS注水失敗 小破断LOCA + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗	(f)
						中破断LOCA + HPCF注水失敗 + 原子炉減圧失敗 小破断LOCA + 高圧注水失敗 + 原子炉減圧失敗	(f)
						大破断LOCA + 原子炉停止失敗 中破断LOCA + 原子炉停止失敗 小破断LOCA + 原子炉停止失敗	(e)

インターフェイスシステムLOCA	事故シナリオ	事故シナリオグループ
		(g)
	ISLOCA	

(d) 崩壊熱除去機能喪失 (e) 原子炉停止機能喪失 (f) LOCA 時注水機能喪失  
 (g) 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA) 第 6.2-1 図 内部事象運転時レベル IPRA イベントツリー (3/3)



第 1.2-1 図 内部事象出力運転時レベル 1 PRA イベントツリー (3/7)

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考
	<p style="text-align: center;">第 1.2-1 図 内部事象出力運転時レベル1 PRA イベントツリー (4/7)</p> <p style="font-size: small;">※ サポート系喪失において、原子炉自動停止に至る事象のうち、東海第二発電所については別添録。</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)  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 (実質的な相違なし)

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考

サブポート系喪失 (運転電源故障)	原子炉停止	交流電源	圧力バランタリ 機能性	減圧炉心冷却		事故シナシエンス	事故シナシエンス グループ	No.
				HPCS	RCIC			
成功	成功	成功	成功	成功	成功	サブポート系喪失 (自動停止) へ	サブポート系喪失 (自動停止) へ	—
	成功	成功	成功	成功	成功	サブポート系喪失 (運転電源故障) (外部電源喪失) + D G 失敗 (H P C S 成功)	副機熱除去機能喪失 (T B W)	(30)
失敗	成功	成功	成功	成功	成功	サブポート系喪失 (運転電源故障) (外部電源喪失) + D G 失敗 + H P C S 失敗 (R C I C 成功)	全交流動力電源喪失 (長期 T B)	(27)
	成功	成功	成功	成功	成功	サブポート系喪失 (運転電源故障) (外部電源喪失) + D G 失敗 + 高圧炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失 (T B U)	(28)
失敗	成功	成功	成功	成功	成功	サブポート系喪失 (運転電源故障) (外部電源喪失) + D G 失敗 + 連がし安全弁制御機能喪失 (H P C S 成功)	副機熱除去機能喪失 (T B W)	(31)
	成功	成功	成功	成功	成功	サブポート系喪失 (運転電源故障) (外部電源喪失) + D G 失敗 + 連がし安全弁制御機能喪失 + H P C S 失敗	全交流動力電源喪失 (T B P)	(29)
失敗	成功	成功	成功	成功	成功	サブポート系喪失 (自動停止) + 原子炉停止失敗	原子炉停止機能喪失	(26)

第 1.2-1 図 内部事象出力運転時レベル 1 P R A イベントツリー (5/7)

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考																																																																																															
	<table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1338 296 1403 1822">大破断 LOCA</th> <th data-bbox="1403 296 1469 1822">原子炉停止</th> <th data-bbox="1469 296 1534 1822">高压炉心冷却</th> <th data-bbox="1534 296 1599 1822">原子炉減圧</th> <th data-bbox="1599 296 1665 1822">低圧炉心冷却</th> <th data-bbox="1665 296 1730 1822">崩壊熱除去</th> <th data-bbox="1730 296 1795 1822">事故シナリオ</th> <th data-bbox="1795 296 1860 1822">事故シナリオ グループ</th> <th data-bbox="1860 296 1926 1822">No.</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">大破断 LOCA</td> <td rowspan="2">成功</td> <td rowspan="2">成功</td> <td rowspan="2">成功</td> <td>成功</td> <td>崩壊熱除去</td> <td>炉心損傷なし</td> <td>炉心損傷なし</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>失敗</td> <td>大破断 LOCA + RHR 失敗</td> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td>(37)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">失敗</td> <td rowspan="2">成功</td> <td>成功</td> <td>成功</td> <td>崩壊熱除去</td> <td>炉心損傷なし</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>失敗</td> <td>大破断 LOCA + RHR 失敗</td> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td>(37)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">失敗</td> <td rowspan="2">失敗</td> <td>成功</td> <td>失敗</td> <td>大破断 LOCA + 高压炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗</td> <td>LOCA 時注水機能喪失</td> <td>(36)</td> </tr> <tr> <td>失敗</td> <td>大破断 LOCA + 原子炉停止失敗</td> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>(38)</td> </tr> </tbody> </table> <table border="1"> <thead> <tr> <th data-bbox="1795 296 1860 1822">中小破断 LOCA</th> <th data-bbox="1860 296 1926 1822">原子炉停止</th> <th data-bbox="1926 296 1991 1822">高压炉心冷却</th> <th data-bbox="1991 296 2056 1822">原子炉減圧</th> <th data-bbox="2056 296 2122 1822">低圧炉心冷却</th> <th data-bbox="2122 296 2187 1822">崩壊熱除去</th> <th data-bbox="2187 296 2252 1822">事故シナリオ</th> <th data-bbox="2252 296 2318 1822">事故シナリオ グループ</th> <th data-bbox="2318 296 2383 1822">No.</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="4">中小破断 LOCA</td> <td rowspan="2">成功</td> <td rowspan="2">成功</td> <td rowspan="2">成功</td> <td>成功</td> <td>崩壊熱除去</td> <td>炉心損傷なし</td> <td>炉心損傷なし</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>失敗</td> <td>中小破断 LOCA + RHR 失敗</td> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td>(34)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">失敗</td> <td rowspan="2">成功</td> <td>成功</td> <td>成功</td> <td>崩壊熱除去</td> <td>炉心損傷なし</td> <td>—</td> </tr> <tr> <td>失敗</td> <td>中小破断 LOCA + RHR 失敗</td> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td>(34)</td> </tr> <tr> <td rowspan="2">失敗</td> <td rowspan="2">失敗</td> <td>成功</td> <td>失敗</td> <td>中小破断 LOCA + 高压炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗</td> <td>LOCA 時注水機能喪失</td> <td>(32)</td> </tr> <tr> <td>失敗</td> <td>中小破断 LOCA + 高压炉心冷却失敗 + 原子炉停止失敗</td> <td>LOCA 時注水機能喪失</td> <td>(33)</td> </tr> <tr> <td>失敗</td> <td>失敗</td> <td>失敗</td> <td>失敗</td> <td>中小破断 LOCA + 原子炉停止失敗</td> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>(35)</td> </tr> </tbody> </table>	大破断 LOCA	原子炉停止	高压炉心冷却	原子炉減圧	低圧炉心冷却	崩壊熱除去	事故シナリオ	事故シナリオ グループ	No.	大破断 LOCA	成功	成功	成功	成功	崩壊熱除去	炉心損傷なし	炉心損傷なし	—	失敗	大破断 LOCA + RHR 失敗	崩壊熱除去機能喪失	(37)	失敗	成功	成功	成功	崩壊熱除去	炉心損傷なし	—	失敗	大破断 LOCA + RHR 失敗	崩壊熱除去機能喪失	(37)	失敗	失敗	成功	失敗	大破断 LOCA + 高压炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	LOCA 時注水機能喪失	(36)	失敗	大破断 LOCA + 原子炉停止失敗	原子炉停止機能喪失	(38)	中小破断 LOCA	原子炉停止	高压炉心冷却	原子炉減圧	低圧炉心冷却	崩壊熱除去	事故シナリオ	事故シナリオ グループ	No.	中小破断 LOCA	成功	成功	成功	成功	崩壊熱除去	炉心損傷なし	炉心損傷なし	—	失敗	中小破断 LOCA + RHR 失敗	崩壊熱除去機能喪失	(34)	失敗	成功	成功	成功	崩壊熱除去	炉心損傷なし	—	失敗	中小破断 LOCA + RHR 失敗	崩壊熱除去機能喪失	(34)	失敗	失敗	成功	失敗	中小破断 LOCA + 高压炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	LOCA 時注水機能喪失	(32)	失敗	中小破断 LOCA + 高压炉心冷却失敗 + 原子炉停止失敗	LOCA 時注水機能喪失	(33)	失敗	失敗	失敗	失敗	中小破断 LOCA + 原子炉停止失敗	原子炉停止機能喪失	(35)	<p>第 1.2-1 図 内部事象出力運転時レベル 1 PRA イベントツリー (6/7)</p>
大破断 LOCA	原子炉停止	高压炉心冷却	原子炉減圧	低圧炉心冷却	崩壊熱除去	事故シナリオ	事故シナリオ グループ	No.																																																																																									
大破断 LOCA	成功	成功	成功	成功	崩壊熱除去	炉心損傷なし	炉心損傷なし	—																																																																																									
				失敗	大破断 LOCA + RHR 失敗	崩壊熱除去機能喪失	(37)																																																																																										
	失敗	成功	成功	成功	崩壊熱除去	炉心損傷なし	—																																																																																										
			失敗	大破断 LOCA + RHR 失敗	崩壊熱除去機能喪失	(37)																																																																																											
失敗	失敗	成功	失敗	大破断 LOCA + 高压炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	LOCA 時注水機能喪失	(36)																																																																																											
		失敗	大破断 LOCA + 原子炉停止失敗	原子炉停止機能喪失	(38)																																																																																												
中小破断 LOCA	原子炉停止	高压炉心冷却	原子炉減圧	低圧炉心冷却	崩壊熱除去	事故シナリオ	事故シナリオ グループ	No.																																																																																									
中小破断 LOCA	成功	成功	成功	成功	崩壊熱除去	炉心損傷なし	炉心損傷なし	—																																																																																									
				失敗	中小破断 LOCA + RHR 失敗	崩壊熱除去機能喪失	(34)																																																																																										
	失敗	成功	成功	成功	崩壊熱除去	炉心損傷なし	—																																																																																										
			失敗	中小破断 LOCA + RHR 失敗	崩壊熱除去機能喪失	(34)																																																																																											
失敗	失敗	成功	失敗	中小破断 LOCA + 高压炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	LOCA 時注水機能喪失	(32)																																																																																											
		失敗	中小破断 LOCA + 高压炉心冷却失敗 + 原子炉停止失敗	LOCA 時注水機能喪失	(33)																																																																																												
失敗	失敗	失敗	失敗	中小破断 LOCA + 原子炉停止失敗	原子炉停止機能喪失	(35)																																																																																											

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表 (基本的考え方)

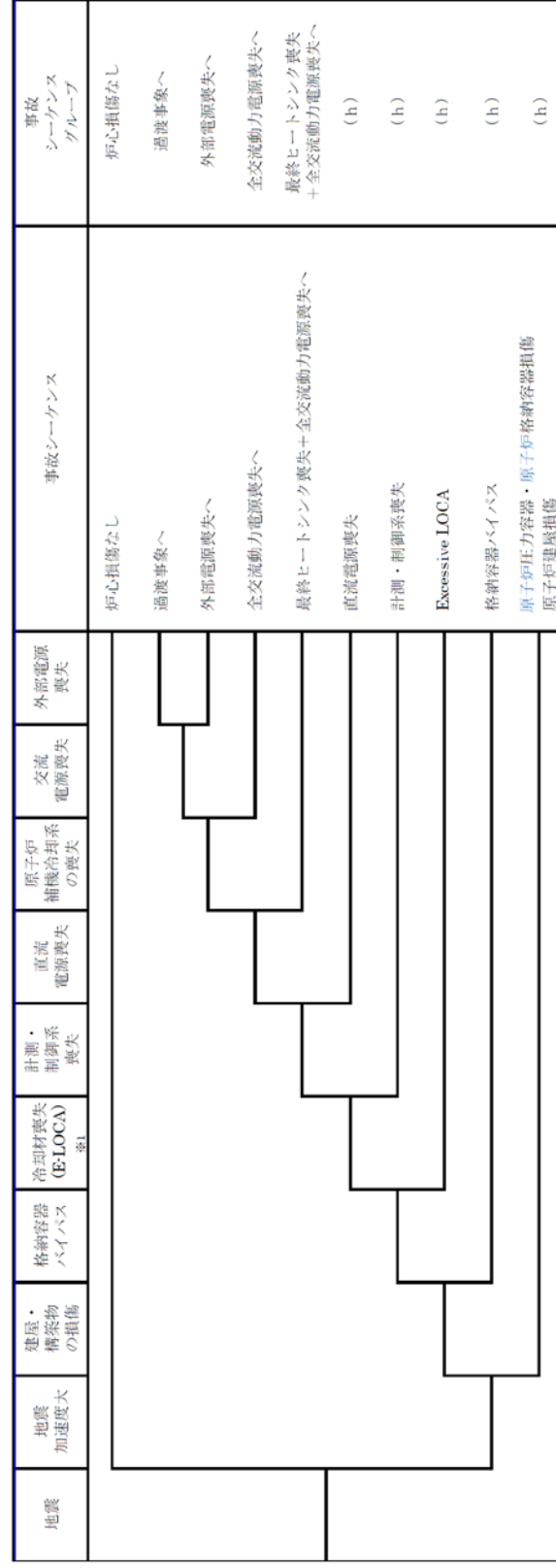
赤字：設備、運用又は体制の相違 (設計方針の相違)  
 青字：記載箇所又は記載内容の相違 (記載方針の相違)  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 (実質的な相違なし)

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考									
	<table border="1" data-bbox="1335 294 1528 1827"> <thead> <tr> <th data-bbox="1335 294 1394 640">事故シナリオ</th> <th data-bbox="1335 640 1394 1039">事故シナリオ</th> <th data-bbox="1335 1039 1394 1827">No.</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="1394 294 1454 640">インターフェイssystem△LOCA</td> <td data-bbox="1394 640 1454 1039">インターフェイssystem△LOCA</td> <td data-bbox="1394 1039 1454 1827">(39)</td> </tr> <tr> <td data-bbox="1454 294 1528 640">事故シナリオグループ</td> <td data-bbox="1454 640 1528 1039">格納容器バイパス (インターフェイssystem△LOCA)</td> <td data-bbox="1454 1039 1528 1827"></td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="1587 619 1647 1533">第1.2-1図 内部事象出力運転時レベル1 PRAイベントツリー (7/7)</p>	事故シナリオ	事故シナリオ	No.	インターフェイssystem△LOCA	インターフェイssystem△LOCA	(39)	事故シナリオグループ	格納容器バイパス (インターフェイssystem△LOCA)		
事故シナリオ	事故シナリオ	No.									
インターフェイssystem△LOCA	インターフェイssystem△LOCA	(39)									
事故シナリオグループ	格納容器バイパス (インターフェイssystem△LOCA)										



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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

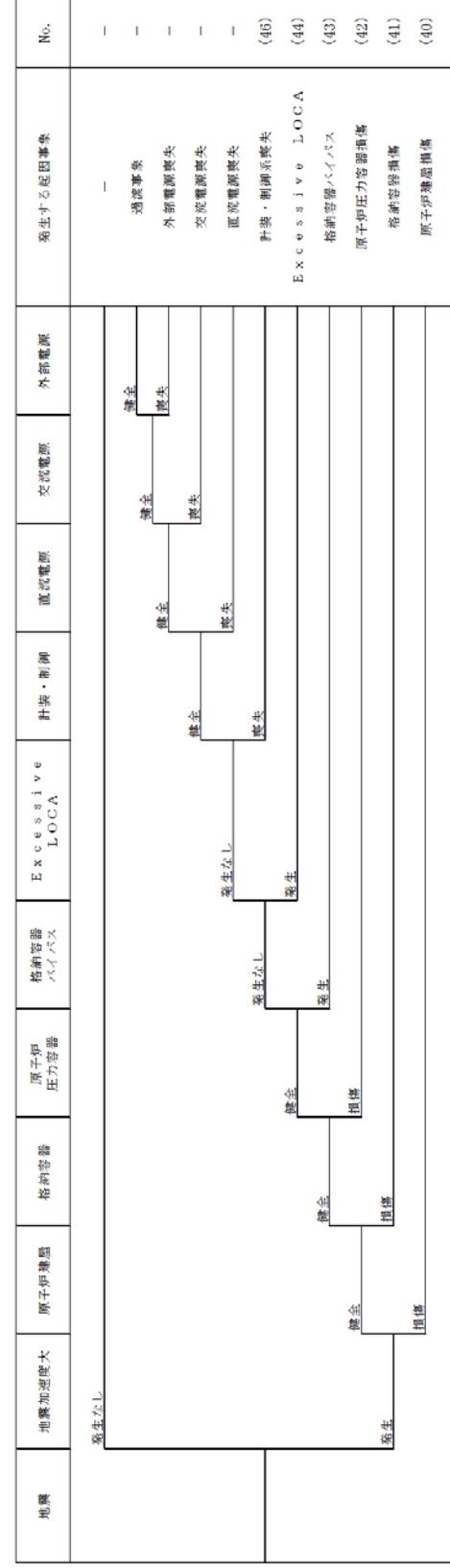


※1 E-LOCA : Excessive LOCA

(h) 炉心損傷直結シナリオ

第 6.2-2 図 地震レベル 1PRA 階層イベントツリー

東海第二発電所

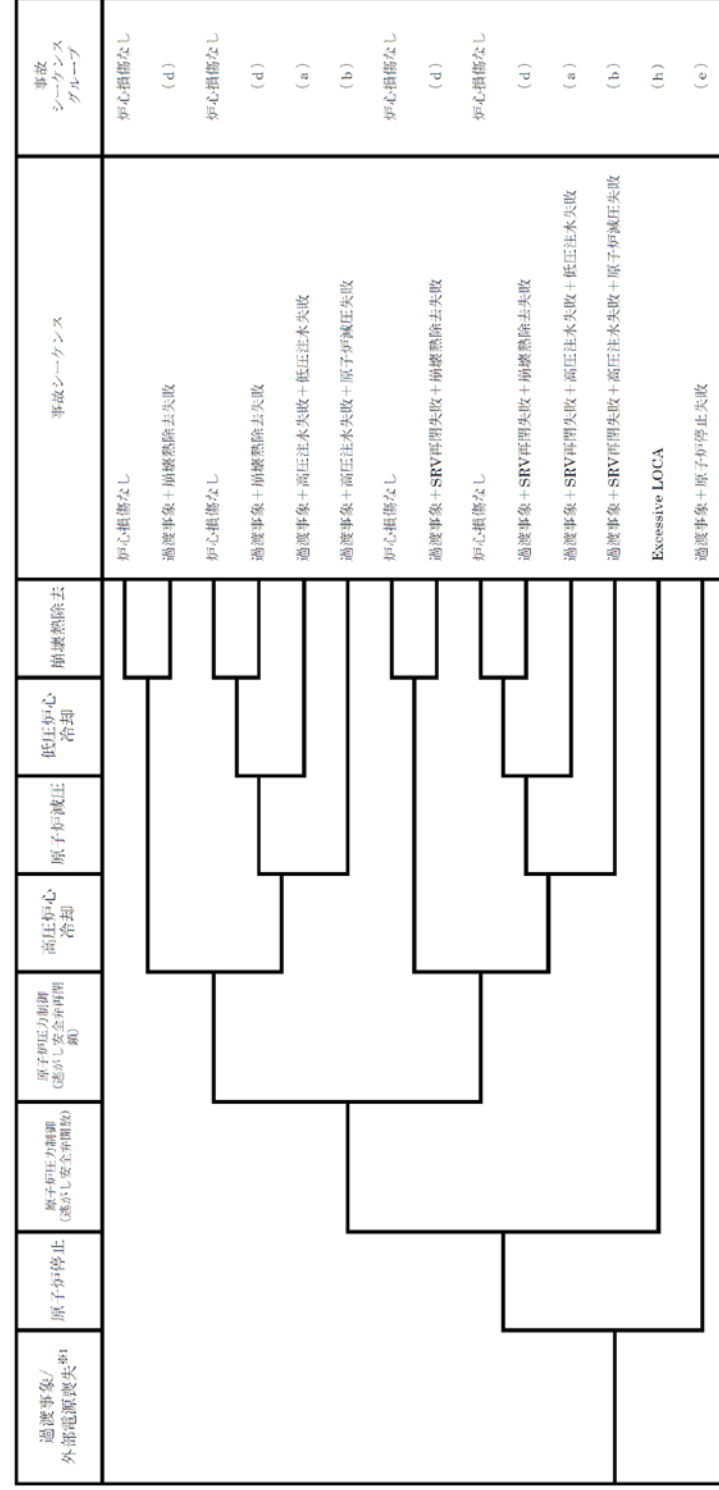


第 1.2-2 図 地震レベル 1 PRA 階層イベントツリー

備考

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

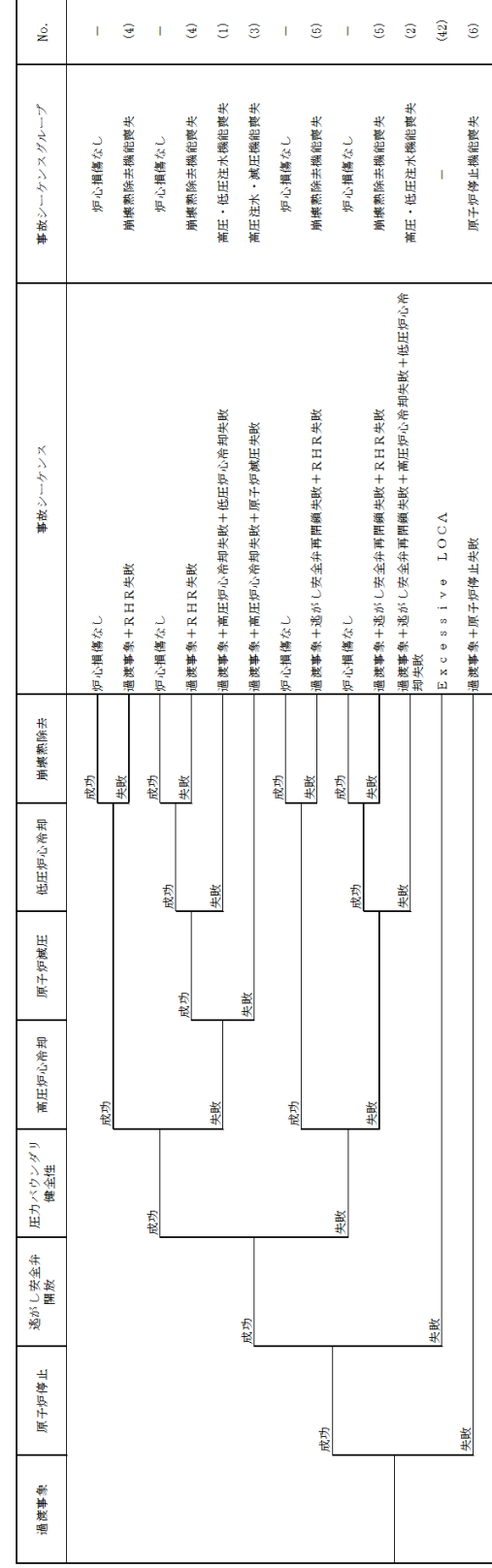


※1 非常用ディーゼル発電機全機能喪失を伴わない外部電源喪失は過渡事象として整理した。

(a) 高圧・低圧注水機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失 (c) 崩壊熱除去機能喪失 (d) 炉心損傷なし (e) 原子炉停止機能喪失 (f) 炉心損傷直結シークエンス

第 6.2-3 図 地震レベル 1PRA イベントツリー (1/2)

東海第二発電所



第 1.2-3 図 地震レベル 1 PRA イベントツリー (1/3)

備考

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

全交流動力電源喪失/原子炉停止	原子炉停止	原子炉圧力制御 (逃がし安全弁開放)	原子炉圧力制御 (逃がし安全弁閉鎖)	高圧炉心冷却	事故シナリオ	事故シナリオグループ
全交流動力電源喪失+最終ヒートシンク喪失	原子炉停止	原子炉圧力制御 (逃がし安全弁開放)	原子炉圧力制御 (逃がし安全弁閉鎖)	高圧炉心冷却	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失) 全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+最終ヒートシンク喪失*1	(e)
		原子炉圧力制御 (逃がし安全弁開放)	原子炉圧力制御 (逃がし安全弁閉鎖)	高圧炉心冷却	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+RCIC失敗	(c)
		原子炉圧力制御 (逃がし安全弁閉鎖)	原子炉圧力制御 (逃がし安全弁閉鎖)	高圧炉心冷却	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+最終ヒートシンク喪失+RCIC失敗*1	(c)
		原子炉圧力制御 (逃がし安全弁閉鎖)	原子炉圧力制御 (逃がし安全弁閉鎖)	高圧炉心冷却	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+SRV閉鎖失敗	(e)
		原子炉圧力制御 (逃がし安全弁閉鎖)	原子炉圧力制御 (逃がし安全弁閉鎖)	高圧炉心冷却	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+最終ヒートシンク喪失+SRV閉鎖失敗*1	(h)
		原子炉圧力制御 (逃がし安全弁閉鎖)	原子炉圧力制御 (逃がし安全弁閉鎖)	高圧炉心冷却	Excessive LOCA	(e)
		原子炉圧力制御 (逃がし安全弁閉鎖)	原子炉圧力制御 (逃がし安全弁閉鎖)	高圧炉心冷却	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+原子炉停止失敗	(e)

※1 全交流動力電源喪失が生じた時点で最終ヒートシンク喪失も発生することから、全交流動力電源喪失の事故シナリオとして整理した。

(c) 全交流動力電源喪失 (e) 原子炉停止機能喪失 (h) 炉心損傷直結シナリオ

第 6.2-3 図 地震レベル 1PRA イベントツリー (2/2)

東海第二発電所

外部電源喪失	原子炉停止	逃がし安全弁閉鎖	直流電源	交流電源	圧力バウナダリ機能性	高圧炉心冷却		事故シナリオ	事故シナリオグループ	No.
						HPCGS	RCIC			
			成功	成功	成功	成功	成功	全交流動力電源喪失+DG喪失 (HPCGS成功)	通報事象へ	-
			成功	成功	成功	成功	成功	全交流動力電源喪失+DG喪失+HPCGS成功	通報事象へ	(11)
			成功	成功	成功	成功	成功	全交流動力電源喪失+DG喪失+HPCGS成功+RCIC成功	通報事象へ	(7)
			成功	成功	成功	成功	成功	全交流動力電源喪失+DG喪失+原子炉停止機能喪失	通報事象へ	(8)
			成功	成功	成功	成功	成功	全交流動力電源喪失+DG喪失+原子炉停止機能喪失 (HPCGS成功)	通報事象へ	(12)
			成功	成功	成功	成功	成功	全交流動力電源喪失+DG喪失+原子炉停止機能喪失+HPCGS成功	通報事象へ	(9)
			成功	成功	成功	成功	成功	全交流動力電源喪失+直流電源喪失 (HPCGS成功)	通報事象へ	(13)
			成功	成功	成功	成功	成功	全交流動力電源喪失+直流電源喪失+HPCGS成功	通報事象へ	(10)
			成功	成功	成功	成功	成功	Excessive LOCA	通報事象へ	(42)
			成功	成功	成功	成功	成功	原子炉停止機能喪失	通報事象へ	(6)

第 1.2-3 図 地震レベル 1PRA イベントツリー (2/3)

備考



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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考

交流電源喪失	原子炉停止	逃がし安全弁開放	圧力バウンダリ健全性	高圧炉心冷却		事故シナケンス	事故シナケンスグループ	No.
				HPCS	RCIC			
	成功	成功	成功	成功	成功	外部電源喪失+DG失敗 (HPCS成功)	崩壊熱除去機能喪失 (TBW)	(11)
	成功	成功	成功	成功	成功	外部電源喪失+DG失敗+HPCS失敗 (RCIC成功)	全交流動力電源喪失 (長寿TB)	(7)
	成功	成功	成功	成功	成功	外部電源喪失+DG失敗+高圧炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失 (TBU)	(8)
	成功	成功	成功	成功	成功	外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗 (HPCS成功)	崩壊熱除去機能喪失 (TBW)	(12)
	成功	成功	成功	成功	成功	外部電源喪失+DG失敗+逃がし安全弁再閉鎖失敗+HPCS失敗	全交流動力電源喪失 (TBP)	(9)
	成功	成功	成功	成功	成功	Excessive LOCA	—	(42)
	成功	成功	成功	成功	成功	交流電源喪失+原子炉停止失敗	交流電源喪失+原子炉停止失敗	(46)

直流電源喪失	原子炉停止	逃がし安全弁開放	圧力バウンダリ健全性	高圧炉心冷却		事故シナケンス	事故シナケンスグループ	No.
				HPCS	RCIC			
	成功	成功	成功	成功	成功	外部電源喪失+直流電源喪失 (HPCS成功)	崩壊熱除去機能喪失 (TBW)	(13)
	成功	成功	成功	成功	成功	外部電源喪失+直流電源喪失+HPCS失敗	全交流動力電源喪失 (TBD)	(10)
	成功	成功	成功	成功	成功	Excessive LOCA	—	(42)
	成功	成功	成功	成功	成功	直流電源喪失+原子炉停止失敗	直流電源喪失+原子炉停止失敗	(45)

第 1.2-3 図 地震レベル1 PRA イベントツリー (3/3)

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

津波高さ	12m	6.5m	4.8m	4.2m	3.5m	発生する起回事象	事故シナケンス	事故シナケンスグループ
以上↓	未満→	[ ]	[ ]	[ ]	[ ]	起因となる事象発生なし	炉心損傷なし 過渡事象へ <sup>※1</sup>	炉心損傷なし 過渡事象へ <sup>※1</sup>
4.2m~6.5mへ								
4.2m~6.5mへ	未満→	[ ]	[ ]	[ ]	[ ]	①	非常用交流電源喪失 +最終ヒートシンク喪失 +直流電源喪失	非常用交流電源喪失 +最終ヒートシンク喪失 +直流電源喪失
4.2m~6.5mへ								
4.2m~6.5mへ	未満→	[ ]	[ ]	[ ]	[ ]	①+②+③	①+②+③+④	①+②+③+④+⑤
4.2m~6.5mへ								
4.2m~6.5mへ	未満→	[ ]	[ ]	[ ]	[ ]	①+②+③+④	①+②+③+④+⑤	①+②+③+④+⑤
4.2m~6.5mへ								

※1 内部事象のイベントツリーに包絡されるものと整理した。  
 ① 過渡事象 ② 最終ヒートシンク喪失(LUHS) ③ 全交流動力電源喪失(SBO) ④ 直流電源喪失 ⑤ 外部電源喪失

第 6.2-4 図 津波レベル IPRA 津波高さ別イベントツリー

東海第二発電所

津波高さ (津波高さ)	防漏層損傷 (T.P.+24m~)	原子炉建屋内浸水 (T.P.+22m~24m)	最終ヒートシンク喪失 (T.P.+20m~22m)	発生する起回事象	No.
未満→	発生なし	発生なし	発生なし	-	-
4.2m~6.5mへ	発生なし	発生	発生	最終ヒートシンク喪失 (T.P.+20m~22m) 原子炉建屋内浸水による複数の線路機能喪失 <sup>※</sup> (T.P.+22m~24m) 防漏層損傷 <sup>※</sup> (T.P.+24m~)	(47) (46)

※ 炉心損傷直結のためイベントツリーは展開しない。

第 1.2-4 図 津波レベル 1PRA 階層イベントツリー

備考

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

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号機										東海第二発電所			備考
津波高さ 4.2m~6.5m	原子炉圧力制御 (逃がし安全弁 開放) ※2	原子炉圧力制御 (逃がし安全弁 再閉鎖) ※2	高圧炉心冷却	原子炉減圧	低圧炉心冷却	崩壊熱除去	事故シナリオ	事故シナリオ グループ	事故シナリオ グループ	No.			
							炉心損傷なし	炉心損傷なし	炉心損傷なし	(48)			
							※1	※1	※1	(49)			
							最終ヒートシンク喪失+RCIC失敗 最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失+RCIC失敗	最終ヒートシンク喪失+RCIC失敗 最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失+RCIC失敗	最終ヒートシンク喪失+RCIC失敗 最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失+RCIC失敗	(50)			
							※1	※1	※1	(51)			
							炉心損傷なし	炉心損傷なし	炉心損傷なし	(52)			
							※1	※1	※1	(53)			
							炉心損傷なし	炉心損傷なし	炉心損傷なし	(54)			
							最終ヒートシンク喪失+SRV再閉失敗 最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失+SRV再閉失敗	最終ヒートシンク喪失+SRV再閉失敗 最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失+SRV再閉失敗	最終ヒートシンク喪失+SRV再閉失敗 最終ヒートシンク喪失+全交流動力電源喪失+SRV再閉失敗	(55)			
							※1	※1	※1	(56)			
							LOCA	LOCA	LOCA	(57)			

※1 イベントツリー上はシナリオを抽出できるが、津波によって注水機能を全て喪失して炉心損傷に至るため、当該シナリオは発生しない。  
 ※2 当該シナリオはランダム故障を考慮している。これは当該シナリオが、逃がし安全弁の逃がし弁機能又は安全弁機能による、津波  
 波襲来後の過渡的な状況下での原子炉圧力制御を考慮しているものである。当該シナリオの非信頼度への影響は無いが、全ての事故シナリオを抽出する観点  
 による機能喪失は想定されたいためである。当該シナリオの非信頼度への影響は無いが、全ての事故シナリオを抽出する観点  
 から、ランダム故障による分岐確率 (内部事象 PRA) の値と同じを設定して分析している。  
 (a) 高圧・低圧注水・減圧機能喪失 (b) 高圧注水・減圧機能喪失 (c) 崩壊熱除去機能喪失 (d) LOCA 時注水機能喪失

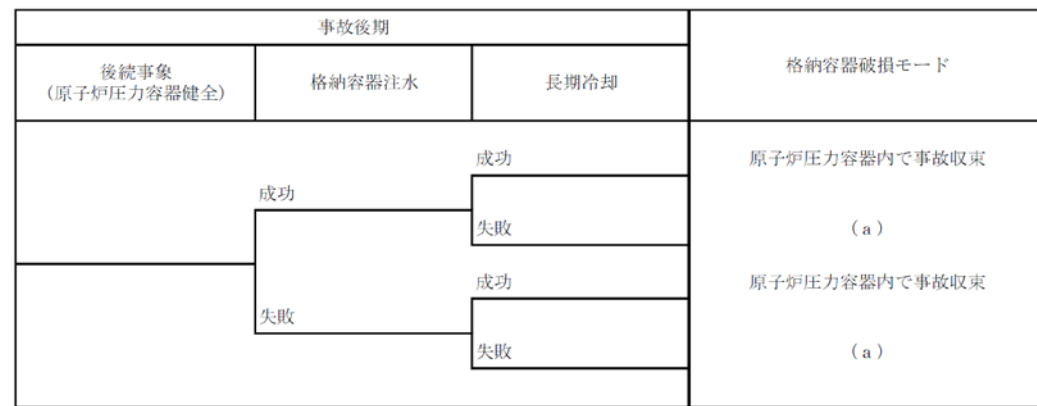
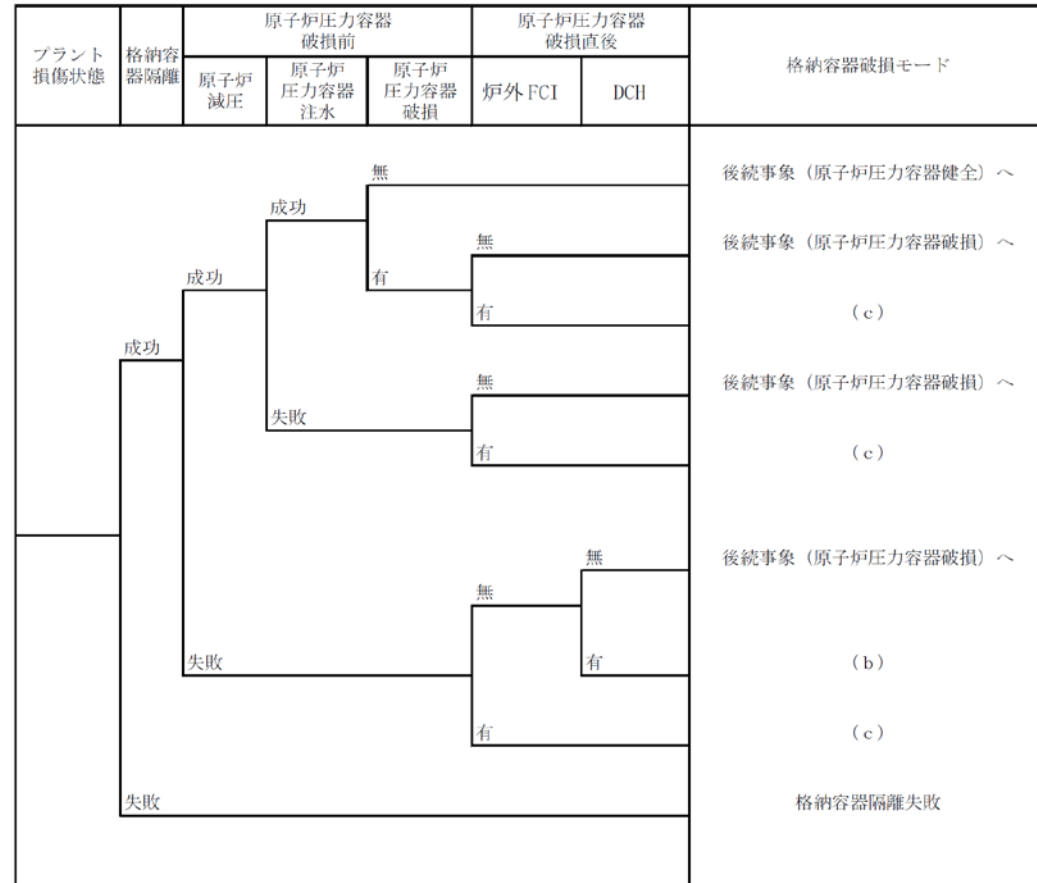
第 6.2-5 図 津波レベル 1 PRA イベントツリー

第 1.2-5 図 津波レベル 1 PRA イベントツリー



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

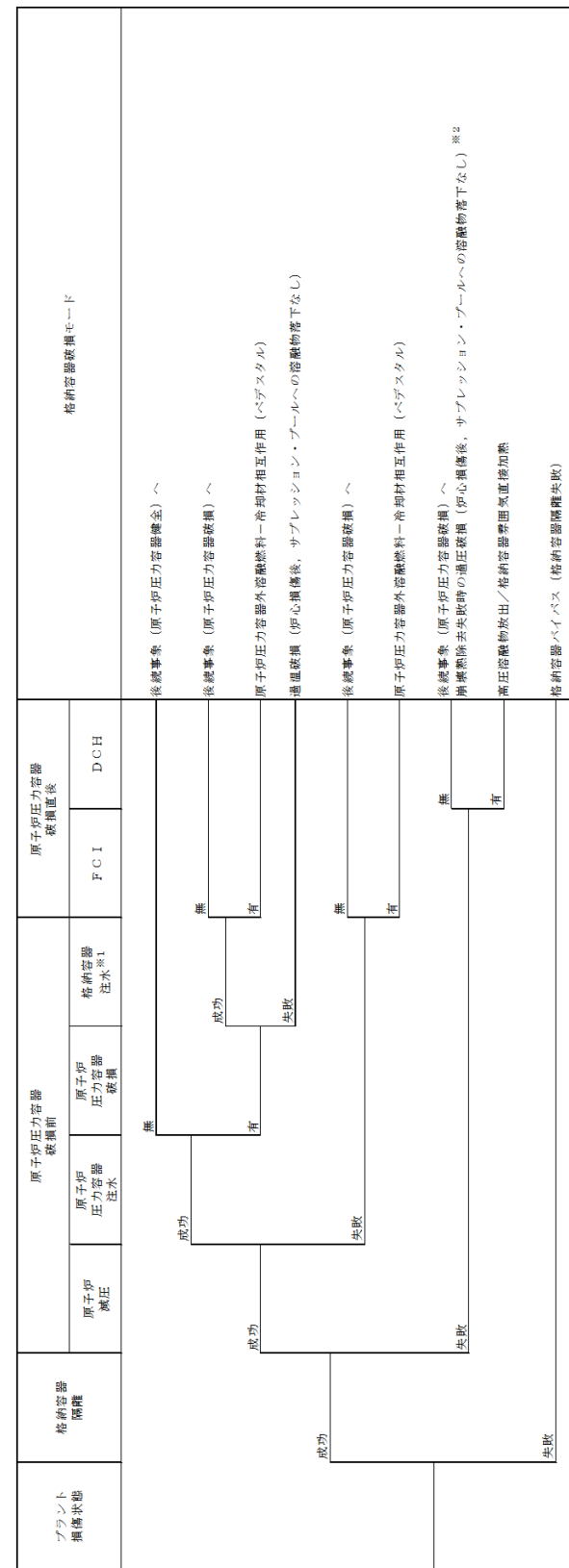
柏崎刈羽原子力発電所6/7号機



- (a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)
- (b) 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 (DCH)
- (c) 原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (炉外 FCI)

第 6.2-6 図 格納容器イベントツリー (1/2)

東海第二発電所



FCI：原子炉压力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用  
 DCH：格納容器雰囲気直接加熱  
 ※1 L O C A シーンシナシは、格納容器注水に失敗した場合、原子炉压力容器破損前に過温破損に至るため、本ヘディングの成功/失敗を原子炉压力容器破損前に考慮した。  
 ※2 本機 T B シーンシナシは、原子炉压力容器注水に失敗した場合、原子炉压力容器破損直後に過温破損に至る。

第 1.2-6 図 格納容器イベントツリー (1/3)

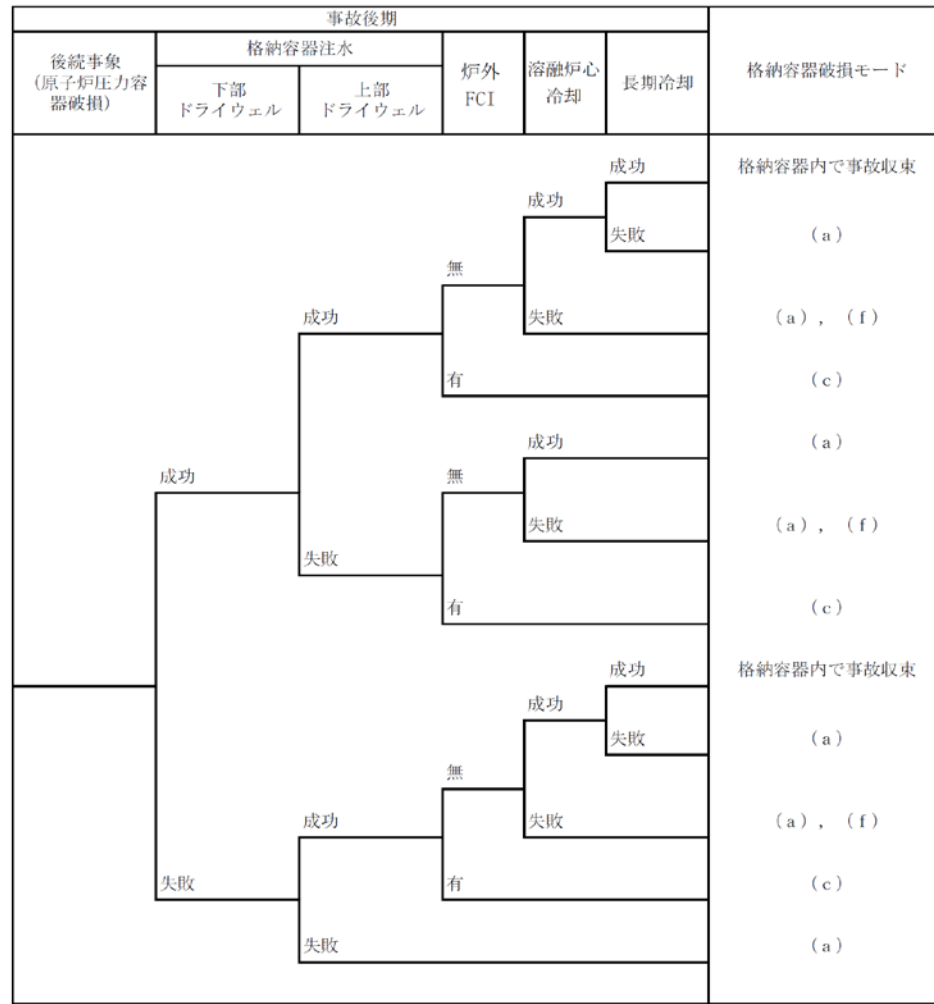
備考

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

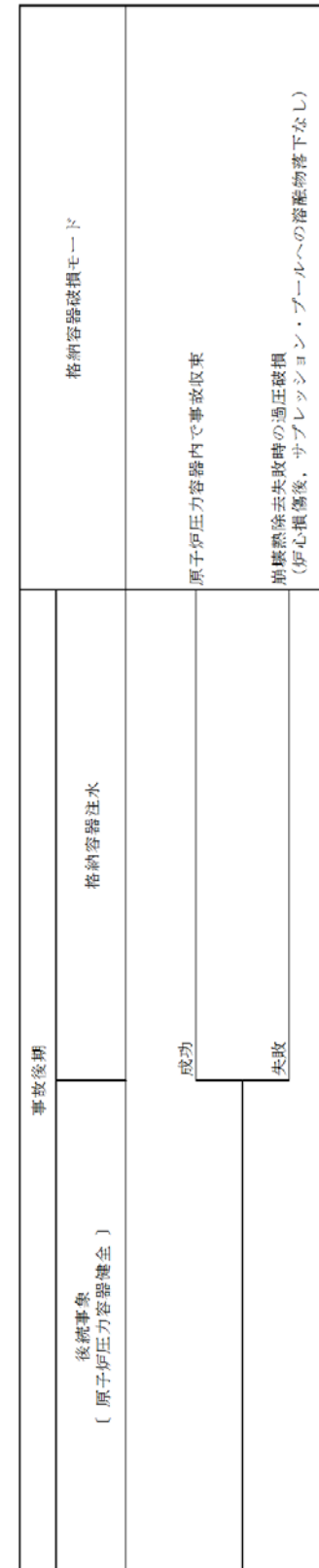
東海第二発電所

備考



- (a) 雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)
- (c) 原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (炉外 FCI)
- (f) 溶融炉心・コンクリート相互作用

第6.2-6図 格納容器イベントツリー (2/2)



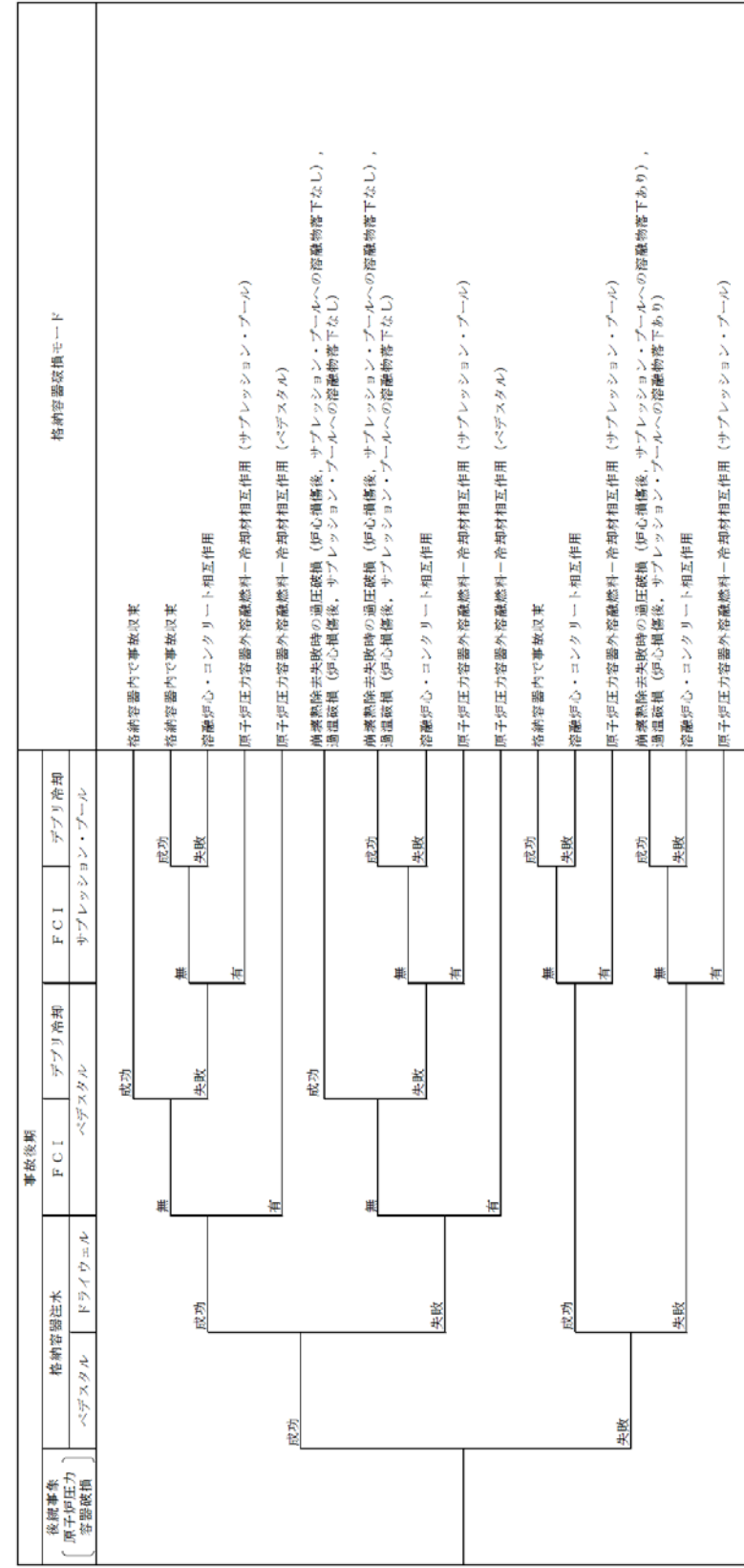
第1.2-6図 格納容器イベントツリー (2/3)

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考



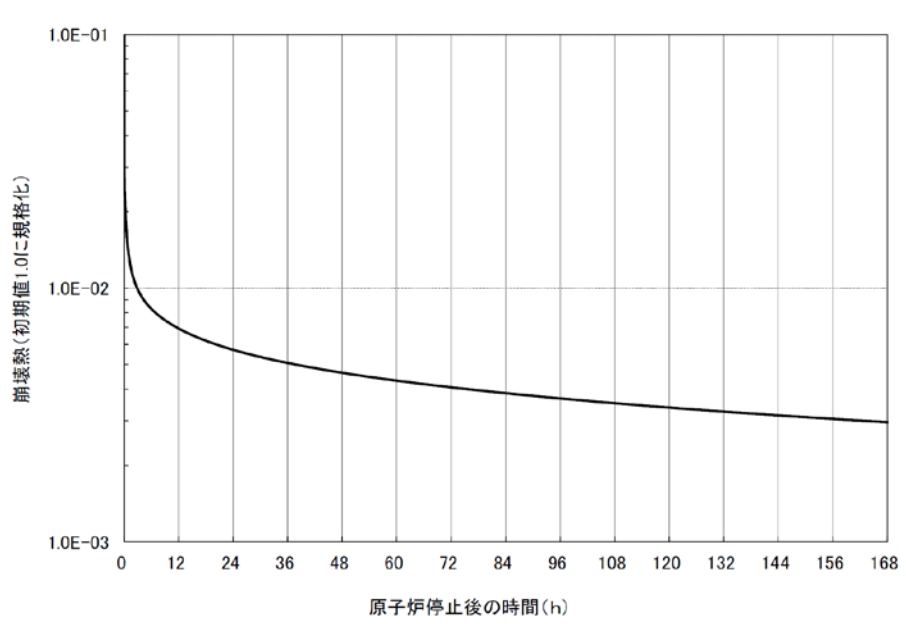
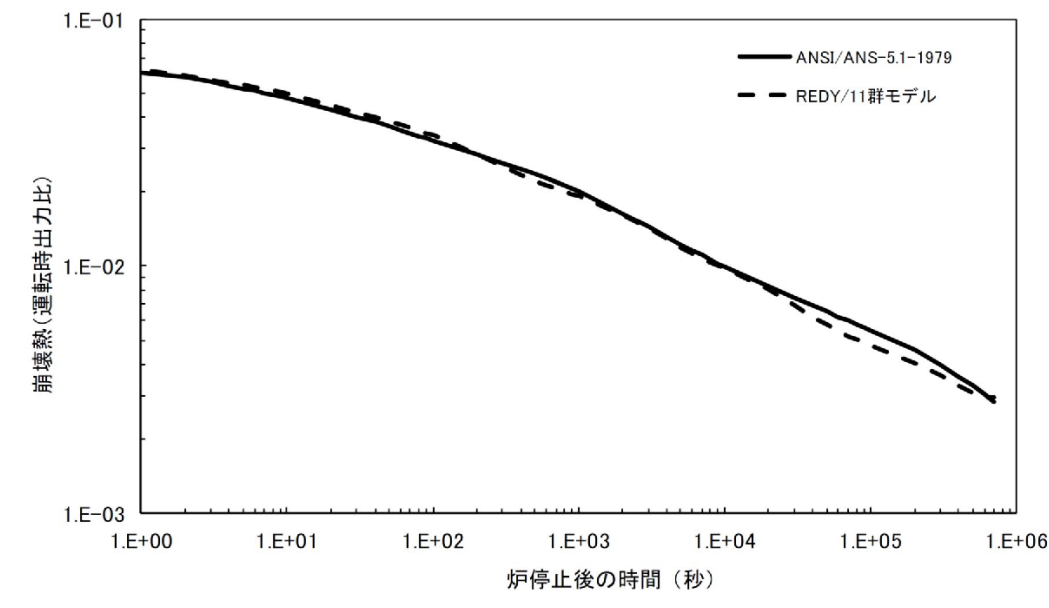
FCI：原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用

第 1.2-6 図 格納容器イベントツリー (3/3)



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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考																																																																																																																							
<table border="1"> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>直流電源</td> <td>交流電源 ※1</td> <td>崩壊熱除去・炉心冷却 ※2,3</td> <td>事故シーケンスグループ</td> </tr> <tr> <td colspan="4"></td> <td>炉心損傷なし</td> </tr> <tr> <td colspan="4"></td> <td>(a)</td> </tr> <tr> <td colspan="4"></td> <td>炉心損傷なし</td> </tr> <tr> <td colspan="4"></td> <td>(b)</td> </tr> <tr> <td colspan="4"></td> <td>炉心損傷なし</td> </tr> <tr> <td colspan="4"></td> <td>(b)</td> </tr> </table> <table border="1"> <tr> <td>崩壊熱除去機能喪失 ※4</td> <td>崩壊熱除去・炉心冷却 ※2</td> <td>事故シーケンスグループ</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>炉心損傷なし</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>(a)</td> </tr> </table> <table border="1"> <tr> <td>原子炉冷却材の流出 ※5</td> <td>崩壊熱除去・炉心冷却 ※6</td> <td>事故シーケンスグループ</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>炉心損傷なし</td> </tr> <tr> <td colspan="2"></td> <td>(c)</td> </tr> </table>	外部電源喪失	直流電源	交流電源 ※1	崩壊熱除去・炉心冷却 ※2,3	事故シーケンスグループ					炉心損傷なし					(a)					炉心損傷なし					(b)					炉心損傷なし					(b)	崩壊熱除去機能喪失 ※4	崩壊熱除去・炉心冷却 ※2	事故シーケンスグループ			炉心損傷なし			(a)	原子炉冷却材の流出 ※5	崩壊熱除去・炉心冷却 ※6	事故シーケンスグループ			炉心損傷なし			(c)	<table border="1"> <tr> <td>残留熱除去系の故障</td> <td>崩壊熱除去・炉心冷却</td> <td>事故シーケンス</td> <td>事故シーケンスグループ</td> </tr> <tr> <td colspan="2">成功</td> <td>-</td> <td>燃料損傷なし</td> </tr> <tr> <td colspan="2">失敗</td> <td>残留熱除去系の故障 (RHR喪失) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗 残留熱除去系の故障 (RHS喪失) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗</td> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> </tr> </table> <table border="1"> <tr> <td>外部電源喪失</td> <td>直流電源</td> <td>交流電源</td> <td>崩壊熱除去・炉心冷却</td> <td>事故シーケンス</td> <td>事故シーケンスグループ</td> </tr> <tr> <td colspan="4">成功</td> <td>-</td> <td>燃料損傷なし</td> </tr> <tr> <td colspan="4">成功</td> <td>外部電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗</td> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> </tr> <tr> <td colspan="4">失敗</td> <td>-</td> <td>燃料損傷なし</td> </tr> <tr> <td colspan="4">失敗</td> <td>外部電源喪失+交流電源喪失 +崩壊熱除去・炉心冷却失敗</td> <td>全交流動力電源喪失</td> </tr> <tr> <td colspan="4">成功</td> <td>-</td> <td>燃料損傷なし</td> </tr> <tr> <td colspan="4">失敗</td> <td>外部電源喪失+直流電源喪失 +崩壊熱除去・炉心冷却失敗</td> <td>全交流動力電源喪失</td> </tr> </table> <table border="1"> <tr> <td>原子炉冷却材の流出</td> <td>崩壊熱除去・炉心冷却</td> <td>事故シーケンス</td> <td>事故シーケンスグループ</td> </tr> <tr> <td colspan="2">成功</td> <td>-</td> <td>燃料損傷なし</td> </tr> <tr> <td colspan="2">失敗</td> <td>原子炉冷却材の流出 (RHR切替時のLOCA) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗 原子炉冷却材の流出 (CUWブロー時のLOCA) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗 原子炉冷却材の流出 (CRD点検時のLOCA) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗 原子炉冷却材の流出 (LPRM点検時のLOCA) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗</td> <td>原子炉冷却材の流出</td> </tr> </table>	残留熱除去系の故障	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	成功		-	燃料損傷なし	失敗		残留熱除去系の故障 (RHR喪失) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗 残留熱除去系の故障 (RHS喪失) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失	外部電源喪失	直流電源	交流電源	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	成功				-	燃料損傷なし	成功				外部電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失	失敗				-	燃料損傷なし	失敗				外部電源喪失+交流電源喪失 +崩壊熱除去・炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失	成功				-	燃料損傷なし	失敗				外部電源喪失+直流電源喪失 +崩壊熱除去・炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンス	事故シーケンスグループ	成功		-	燃料損傷なし	失敗		原子炉冷却材の流出 (RHR切替時のLOCA) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗 原子炉冷却材の流出 (CUWブロー時のLOCA) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗 原子炉冷却材の流出 (CRD点検時のLOCA) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗 原子炉冷却材の流出 (LPRM点検時のLOCA) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗	原子炉冷却材の流出	
外部電源喪失	直流電源	交流電源 ※1	崩壊熱除去・炉心冷却 ※2,3	事故シーケンスグループ																																																																																																																					
				炉心損傷なし																																																																																																																					
				(a)																																																																																																																					
				炉心損傷なし																																																																																																																					
				(b)																																																																																																																					
				炉心損傷なし																																																																																																																					
				(b)																																																																																																																					
崩壊熱除去機能喪失 ※4	崩壊熱除去・炉心冷却 ※2	事故シーケンスグループ																																																																																																																							
		炉心損傷なし																																																																																																																							
		(a)																																																																																																																							
原子炉冷却材の流出 ※5	崩壊熱除去・炉心冷却 ※6	事故シーケンスグループ																																																																																																																							
		炉心損傷なし																																																																																																																							
		(c)																																																																																																																							
残留熱除去系の故障	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンス	事故シーケンスグループ																																																																																																																						
成功		-	燃料損傷なし																																																																																																																						
失敗		残留熱除去系の故障 (RHR喪失) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗 残留熱除去系の故障 (RHS喪失) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失																																																																																																																						
外部電源喪失	直流電源	交流電源	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンス	事故シーケンスグループ																																																																																																																				
成功				-	燃料損傷なし																																																																																																																				
成功				外部電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失																																																																																																																				
失敗				-	燃料損傷なし																																																																																																																				
失敗				外部電源喪失+交流電源喪失 +崩壊熱除去・炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失																																																																																																																				
成功				-	燃料損傷なし																																																																																																																				
失敗				外部電源喪失+直流電源喪失 +崩壊熱除去・炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失																																																																																																																				
原子炉冷却材の流出	崩壊熱除去・炉心冷却	事故シーケンス	事故シーケンスグループ																																																																																																																						
成功		-	燃料損傷なし																																																																																																																						
失敗		原子炉冷却材の流出 (RHR切替時のLOCA) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗 原子炉冷却材の流出 (CUWブロー時のLOCA) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗 原子炉冷却材の流出 (CRD点検時のLOCA) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗 原子炉冷却材の流出 (LPRM点検時のLOCA) +崩壊熱除去・炉心冷却失敗	原子炉冷却材の流出																																																																																																																						
<p>(a) 崩壊熱除去機能喪失 (b) 全交流動力電源喪失 (c) 原子炉冷却材の流出</p> <p>※1 非常用ディーゼル発電機全台が機能喪失し、かつ外部電源復旧等に失敗するかどうかを示すヘディング</p> <p>※2 除熱機能(RHR, CUW)及び注水機能(HPCF, LPFL, MUWC, FP)の確保に失敗するかどうかを示すヘディング</p> <p>※3 直流電源喪失時又は全交流動力電源喪失時において、HPCF, LPFL, MUWの注水機能は期待できないが、原子炉開放中(POS B)における消火系(FP)のディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉ウェル・燃料プールへの注水についてのみ、エンジン駆動用蓄電池により制御電源が供給されるため、その機能を期待する</p> <p>※4 RHR・代替除熱設備(CUW)機能喪失(フロントライン系故障)及びRHR機能喪失(サポート系故障)</p> <p>※5 RIP・CRD・LPRM点検時、CUWブロー時における作業・操作誤りにより冷却材流出</p> <p>※6 事象を認知し、注水に成功するかどうかを示すヘディング(除熱機能(RHR, CUW)には期待しない)</p> <p>漏えい箇所隔離の成功・失敗により注水機能の成功基準が異なる</p> <p>第6.2-7図 内部事象停止時レベル1PRAイベントツリー</p>	<p>第1.2-7図 内部事象停止時レベル1PRAイベントツリー</p>																																																																																																																								

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号機	東海第二発電所	備考
 <p data-bbox="415 924 890 987">第 6.5-1 図 原子炉停止後の崩壊熱</p>	 <p data-bbox="1543 924 2047 976">第 1.5-1 図 原子炉停止後の崩壊熱</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)  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 (実質的な相違なし)

第6.2-1表 有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連(1/3)

事故シーケンスグループ等			技術的能力審査基準																
			設置許可基準規則/技術基準規則																
			1.1	1.2	1.3	1.4	1.5	1.6	1.7	1.8	1.9	1.10	1.11	1.12	1.13	1.14	1.15	1.16	
			44条/59条	45条/60条	46条/61条	47条/62条	48条/63条	49条/64条	50条/65条	51条/66条	52条/67条	53条/68条	54条/69条	55条/70条	56条/71条	57条/72条	58条/73条	59条/74条	
重要事故シーケンス等			緊急停止失敗時に発電用原子炉を	発電用原子炉冷却材圧力バウンダリを冷却するための高圧時に	原子炉冷却材圧力バウンダリを	発電用原子炉冷却材圧力バウンダリを冷却するための高圧時に	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等	原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	原子炉格納容器の過圧破損を	原子炉格納容器下部の溶融炉心を	水素爆発を防止するための手順等	水素爆発による原子炉建屋等の	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	発電所外への放射性物質の	重大事故等の収束に必要な水の供給手順等	電源の確保に関する手順等	事故時の計装に関する手順等	原子炉制御室の居住性等に関する手順等	
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	2.1	高圧・低圧注水機能喪失	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く)の発生後、高圧注水機能が喪失し、原子炉減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失する事故				●	●	●						●	●			
	2.2	高圧注水・減圧機能喪失	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く)の発生後、高圧注水機能が喪失し、かつ、原子炉減圧機能(自動減圧機能)が喪失する事故		●		●	●	●						●				
	2.3	全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)	外部電源喪失発生後、非常用ディーゼル発電機の起動に失敗する事故		●		●	●	●							●	●	●	
		全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+RCIC失敗	全交流動力電源喪失と同時に原子炉隔離時冷却系が機能喪失する事故		●		●	●	●							●	●	●	
		全交流動力電源喪失(外部電源喪失+DG喪失)+直流電源喪失	全交流動力電源喪失と同時に直流電源が喪失する事故		●		●	●	●							●	●	●	
	2.4	崩壊熱除去機能喪失(取水機能が喪失した場合)	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く)の発生後、炉心冷却には成功するが、取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失する事故		●		●	●	●							●	●	●	
		崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故(LOCAを除く)の発生後、炉心冷却には成功するが、残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失する事故		●		●	●	●							●	●	●	
2.5	原子炉停止機能喪失	運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失する事故	●	●			●	●							●				
2.6	LOCA時注水機能喪失	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事故				●	●	●							●	●			
2.7	格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の隔離失敗等により低圧設計部分が過圧され破断する事故		●	●		●	●							●	●			
運転中の原子炉における重大事故	3.1	雰囲気圧力・電圧による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)代替循環冷却系を使用する場合	発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故(LOCA)又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失する事故であり、代替循環冷却系を使用する場合				●	●	●	●	●	●			●	●	●	●	
		雰囲気圧力・電圧による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)代替循環冷却系を使用しない場合	発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故(LOCA)又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失する事故であり、代替循環冷却系を使用しない場合				●	●	●	●	●	●			●	●	●	●	
	3.2	高圧溶融物放出/格納容器蒸気直接加熱	発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能が喪失する事故		●		●	●	●	●	●				●	●	●	●	
	3.3	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故(LOCA)又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能が喪失する事故		●		●	●	●	●	●				●	●	●	●	
	3.4	水素燃焼	発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故(LOCA)又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能が喪失する事故であり、代替循環冷却系を使用する場合				●	●	●	●	●	●			●	●	●	●	
3.5	溶融炉心・コンクリート相互作用	発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故(LOCA)又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、非常用炉心冷却系等の安全機能が喪失する事故		●		●	●	●	●	●	●			●	●	●	●		
至る重なるおそれがある重大事故に及ぶ	4.1	想定事故1	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失する事故					●					●		●	●			
	4.2	想定事故2	使用済燃料プールの冷却系の配管損傷によるサイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生するとともに、使用済燃料プール注水機能が喪失する事故					●					●		●	●			
重なるおそれがある重大事故	5.1	崩壊熱除去機能喪失	原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により、崩壊熱除去機能が喪失する事故				●	●							●	●			
	5.2	全交流動力電源喪失	原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失することにより、原子炉の注水機能及び除熱機能が喪失する事故				●	●							●	●	●		
	5.3	原子炉冷却材の流出	原子炉の運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への冷却材の流出が発生し、崩壊熱除去機能が喪失する事故				●	●							●	●			
	5.4	反応度の誤投入	原子炉の運転停止中に制御棒の誤引き抜き等によって、燃料に反応度が投入される事故																



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

東海第二発電所

備考

第 1.2-1 表 有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査基準／設置許可基準規則／技術基準規則との関連（1/15）

事故シーケンスグループ等		技術的能力審査基準		1.1	1.2	1.3	1.4	1.5	1.6	1.7	1.8	1.9	1.10	1.11	1.12	1.13	1.14	1.15	1.16	
		設置許可基準規則／技術基準規則		44 条 ／59 条	45 条 ／60 条	46 条 ／61 条	47 条 ／62 条	48 条 ／63 条	49 条 ／64 条	50 条 ／65 条	51 条 ／66 条	52 条 ／67 条	53 条 ／68 条	54 条 ／69 条	55 条 ／70 条	56 条 ／71 条	57 条 ／72 条	58 条 ／73 条	59 条 ／74 条	
重要事故シーケンス		緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等		原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等	原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等	原子炉格納容器下部の溶解炉心を冷却するための手順等	水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等	水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等	重大事故等の収束に必要な水の供給手順等	電源の確保に関する手順等	事故時の計装に関する手順等	原子炉制御室の居住性等に関する手順等	
炉心損傷防止	2.1	高圧・低圧注水機能喪失	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く）の発生後、高圧注水機能が喪失し、原子炉減圧には成功するが、低圧注水機能が喪失する事故			●	●	●	●							●	●			
	2.2	高圧注水・減圧機能喪失	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く）の発生後、高圧注水機能が喪失し、かつ、原子炉減圧機能（自動減圧機能）が喪失する事故			●	●	●	●								●			
	2.3	全交流動力電源喪失（長期TB）	外部電源喪失発生後、非常用ディーゼル発電機の起動に失敗する事故		●	●	●			●							●	●	●	
		全交流動力電源喪失（TBD、TBU）	外部電源喪失発生後、非常用ディーゼル発電機の起動に失敗し、直流電源及び原子炉隔離時冷却系が喪失する事故		●	●	●			●							●	●		
		全交流動力電源喪失（TBP）	外部電源喪失発生後、非常用ディーゼル発電機の起動に失敗し、逃がし安全弁再閉鎖に失敗する事故		●	●	●			●							●	●	●	
	2.4	崩壊熱除去機能喪失（取水機能が喪失した場合）	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く）の発生後、炉心冷却には成功するが、取水機能の喪失により崩壊熱除去機能が喪失する事故		●	●	●	●	●	●							●	●	●	
		崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故（LOCAを除く）の発生後、炉心冷却には成功するが、残留熱除去系の故障により崩壊熱除去機能が喪失する事故		●	●	●	●	●	●							●	●		
	2.5	原子炉停止機能喪失	運転時の異常な過渡変化の発生後、原子炉停止機能が喪失する事故	●	●				●	●							●			
2.6	LOCA時注水機能喪失	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規模の破断の発生後、高圧注水機能、低圧注水機能及び原子炉減圧機能（自動減圧機能）が喪失する事故			●	●	●	●	●							●	●			
2.7	格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）	原子炉冷却材圧力バウンダリと接続された系統で、高圧設計部分と低圧設計部分のインターフェイスとなる配管のうち、隔離弁の故障等により、低圧設計部分が過圧され破断する事故		●	●	●	●	●	●							●				
2.8	津波浸水による注水機能喪失	基準津波を超え敷地に遡上する津波により、取水機能及び原子炉注水機能が喪失する事故		●	●	●	●	●	●							●	●	●		

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

東海第二発電所

備考

第1.2-1表 有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査基準／設置許可基準規則／技術基準規則との関連（2/15）

		技術的能力審査基準		1.1	1.2	1.3	1.4	1.5	1.6	1.7	1.8	1.9	1.10	1.11	1.12	1.13	1.14	1.15	1.16
		設置許可基準規則／技術基準規則		44条 /59条	45条 /60条	46条 /61条	47条 /62条	48条 /63条	49条 /64条	50条 /65条	51条 /66条	52条 /67条	53条 /68条	54条 /69条	55条 /70条	56条 /71条	57条 /72条	58条 /73条	59条 /74条
事故シーケンスグループ等		重要事故シーケンス																	
		緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等																	
		原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等																	
		原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等																	
		原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等																	
		最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等																	
		原子炉格納容器内の冷却等のための手順等																	
		原子炉格納容器の過圧破損を防止するための手順等																	
		溶融炉心を冷却するための手順等																	
		水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための手順等																	
		水素爆発による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等																	
		使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等																	
		工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等																	
		重大事故等の収束に必要な水の供給手順等																	
		電源の確保に関する手順等																	
		事故時の計装に関する手順等																	
		原子炉制御室の居住性等に関する手順等																	
格納容器破損防止	3.1	券囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）	LOCA発生時に高圧・低圧注水機能が喪失する事故であり、代替循環冷却系を使用する場合						●	●	●	●				●	●	●	●
		券囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）	LOCA発生時に高圧・低圧注水機能が喪失する事故であり、代替循環冷却系を使用できない場合						●	●	●	●				●	●	●	●
	3.2	高圧溶融物放出／格納容器直接加熱	原子炉の出力運転中の過渡事象の発生と、原子炉への注水機能が全喪失する事故			●	●		●	●	●	●				●	●	●	●
	3.3	原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用	原子炉の出力運転中の過渡事象の発生と、原子炉への注水機能が全喪失する事故			●	●		●	●	●	●				●	●	●	●
	3.4	水素燃焼	LOCA発生時に高圧・低圧注水機能が喪失する事故であり、代替循環冷却系を使用する場合						●	●	●	●				●	●	●	●
3.5	溶融炉心・コンクリート相互作用	原子炉の出力運転中の過渡事象の発生と、原子炉への注水機能が全喪失する事故			●	●		●	●	●	●				●	●	●	●	
損傷防止 SFP燃料	4.1	想定事故1	使用済燃料プールの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料プール内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故											●		●	●		
	4.2	想定事故2	サイフォン現象等により使用済燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料プールの水位が低下する事故											●		●	●		
停止中の燃料損傷防止	5.1	崩壊熱除去機能喪失	原子炉の運転停止中に残留熱除去系の故障により、崩壊熱除去機能が喪失する事故			●	●	●							●	●			
	5.2	全交流動力電源喪失	原子炉の運転停止中に全交流動力電源が喪失し、残留熱除去系等による崩壊熱除去機能が喪失する事故			●	●	●							●	●	●		
	5.3	原子炉冷却材の流出	原子炉の運転停止中に原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統から、運転員の誤操作等により系外への冷却材の漏えいが発生し、崩壊熱除去機能が喪失する事故				●	●							●				
	5.4	反応度の誤投入	原子炉の運転停止中に制御棒の誤引き等によって、燃料に反応度が投入されることにより、臨界に達する事故																





東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表 (基本的考え方)

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

東海第二発電所

備考

第 1.2-1 表 有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連 (3/15)

技術的能力 審査基準		重要事故シーケンス																										
		炉心の著しい損傷の防止										原子炉格納容器の破損の防止					使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止									
		高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失(長期T B)	全交流動力電源喪失(T B D, T B U)	全交流動力電源喪失(T B P)	崩壊熱除去系機能喪失(取水機能が喪失した場合)	崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系が故障した場合)	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA)	津波浸水による注水機能喪失	格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用できない場合)	格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却系を使用する場合)	格納容器過圧・過温による静的負荷	格納容器過圧・過温破損(代替循環冷却)	高圧溶解物放出/格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力・温度による静的負荷	溶解燃料・冷却材相互作用	水素燃焼	溶解炉心・コンクリート相互作用	想定事故1	想定事故2	崩壊熱除去機能喪失(残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入	
技術的能力 審査基準		対応手段																										
●：有効性評価において、解析上考慮している ○：有効性評価において、解析上考慮していない																												
※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。																												
1.1	原子炉手動スクラム							○																				
	代替制御棒挿入機能による制御棒挿入							○																				
	選択制御棒挿入機構による原子炉出力抑制							○																				
	原子炉再循環系ポンプ停止による原子炉出力抑制							●																				
	自動減圧系の起動阻止スイッチによる原子炉出力急上昇防止							●																				
	ほう酸水注入							●																				
	原子炉水位低下による原子炉出力抑制							○																				
	制御棒挿入							○																				
1.2	原子炉隔離時冷却系による原子炉注水			●		●	●	●	●	●																		
	高圧炉心スプレイ系による原子炉注水							●	●																			
	中央制御室からの高圧代替注水系起動	○	○	○	●	○	○	○		○	○	○			○	○		○										
	現場での入力操作による高圧代替注水系起動																											
	代替交流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電							○																				
	代替直流電源設備による原子炉隔離時冷却系への給電																											
	原子炉水位の監視又は推定	○	○	○	●	○	○	○		○	○	○			○	○		○										
	常設高圧代替注水系ポンプの作動状況確認																											
	原子炉水位の制御																											
	ほう酸水注入系による原子炉注水	○	○					○	○					○	○		○		○									
	制御棒駆動水圧系による原子炉注水	○	○					○	○					○	○		○		○									

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

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

東海第二発電所

備考

第 1.2-1 表 有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査基準／設置許可基準規則／技術基準規則との関連（4/15）

技術的能力 審査基準		重要事故シーケンス																								
		炉心の著しい損傷の防止											原子炉格納容器の破損の防止				使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止							
		高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失（長期TB）	全交流動力電源喪失（TBD・TBU）	全交流動力電源喪失（TBP）	崩壊熱除去系機能喪失（取水機能が喪失した場合）	崩壊熱除去系機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器パイパス（インターフェイスシステム）	津波浸水による注水機能喪失	格納容器過圧・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用できない場合）	格納容器過圧・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）（代替循環冷却系を使用する場合）	格納容器雰囲気直接加熱	高圧溶融物放出	原子炉圧力容器外の溶融燃料―冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故1	想定事故2	崩壊熱除去系機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入
技術的能力 審査基準		対応手段																								
1.3	原子炉減圧の自動化		●																							
	手動による原子炉減圧	●		●		●	●	●		●	●	●											●	●		
	常設代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復				●																					
	可搬型代替直流電源設備による逃がし安全弁機能回復																									
	逃がし安全弁用可搬型蓄電池による逃がし安全弁機能回復																									
	非常用窒素供給系による窒素確保	○	○	○	○	○	○	○		○	○	○			○	○		○					○	○		
	可搬型窒素供給装置（小型）による窒素確保																									
	非常用逃がし安全弁駆動系による原子炉減圧																									
	逃がし安全弁の背圧対策																									
	代替直流電源設備による復旧				○																					
	代替交流電源設備による復旧				●																					
	炉心損傷時における高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止															●	●		●							
インターフェイスシステムLOCA発生時の対応															●											

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

東海第二発電所

備考

第 1.2-1 表 有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査基準／設置許可基準規則／技術基準規則との関連（5/15）

技術的能力 審査基準		対応手段		重要事故シーケンス																				
				炉心の著しい損傷の防止								原子炉格納容器の破損の防止				使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止						
				高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失（長期TBE）	全交流動力電源喪失（TBD, TBU）	全交流動力電源喪失（TBP）	崩壊熱除去系機能喪失（取水機能が喪失した場合）	崩壊熱除去系が故障した場合（残留熱除去系）	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	LOCA時注水機能喪失（インターフェイスシステム）	格納容器バイパス（インターフェイスシステム）	津波浸水による注水機能喪失	（格納容器過圧・過温破損） （格納容器過圧・過温破損） （格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却系を使用する状況）	（格納容器過圧・過温破損） （格納容器過圧・過温破損） （格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却系を使用する状況）	（格納容器過圧・過温破損） （格納容器過圧・過温破損） （格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却系を使用する状況）	（格納容器過圧・過温破損） （格納容器過圧・過温破損） （格納容器過圧・過温破損） （代替循環冷却系を使用する状況）	想定事故1	想定事故2	崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出
1.4		残留熱除去系（低圧注水系）による原子炉注水	●																	●		●		
		低圧炉心スプレイ系による原子炉注水	●							●											●		●	
		残留熱除去系（原子炉停止時冷却系）による原子炉除熱																			●		●	
		低圧代替注水系（常設）による原子炉注水	●	○					●	●		●	●								○	●	○	
		低圧代替注水系（可搬型）による原子炉注水	○	○	●	●	●	○	○		○	○	●								○	○	○	
		代替循環冷却系による原子炉注水	○	●	●	●	●	○	○		○	○	●								○	○	○	
		消火系による原子炉注水	○	○	○	○	○	○		○	○										○	○	○	
		補給水系による原子炉注水	○	○				○	○												○	●	○	
		残留熱除去系（低圧注水系）復旧後の原子炉注水			●	●	●	●			●													
		低圧炉心スプレイ系復旧後の原子炉注水																				●		
		低圧代替注水系（常設）による残存溶融炉心の冷却																						
		低圧代替注水系（可搬型）による残存溶融炉心の冷却																						
		代替循環冷却系による残存溶融炉心の冷却													●	●	●							
		消火系による残存溶融炉心の冷却																						
		補給水系による残存溶融炉心の冷却																						
		残留熱除去系(原子炉停止時冷却系)復旧後の原子炉除熱																				●		
		原子炉冷却材浄化系による進展抑制																			●	●	●	





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

東海第二発電所

備考

第 1.2-1 表 有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査基準/設置許可基準規則/技術基準規則との関連 (7/15)

技術的能力 審査基準		重要事故シーケンス																								
		炉心の著しい損傷の防止							原子炉格納容器の破損の防止							使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止								
		高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失 (長期 T B)	全交流動力電源喪失 (T B D, T B U)	全交流動力電源喪失 (T B P)	崩壊熱除去系機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	崩壊熱除去系機能喪失 (残留熱除去系が故障した場合)	原子炉停止機能喪失	LOCA 時注水機能喪失	格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	津波浸水による注水機能喪失	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用できない場合)	格納容器過圧・過温破損 (代替循環冷却系を使用する場合)	格納容器熱気直接加熱	高圧溶融物放出	溶融燃料-冷却材相互作用	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故 1	想定事故 2	崩壊熱除去系機能喪失 (残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入
●：有効性評価において、解析上考慮している ○：有効性評価において、解析上考慮していない  ※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。																										
1.6	残留熱除去系 (格納容器スプレィ冷却系) による原子炉格納容器内の除熱																									
	残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) によるサブプレッション・プール水の除熱		●						●	●																
	代替循環冷却系によるサブプレッション・プール水の除熱			●	●	●	●				●															
	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の除熱	○		○	○	○	○		○		○	●	○	●	●	●	●									
	代替格納容器スプレィ冷却系 (常設) による原子炉格納容器内の冷却	●		○	○	○	○	●		●		○	●	●	●	●	●									
	代替格納容器スプレィ冷却系 (可搬型) による原子炉格納容器内の冷却	○		●	●	●	○	○		○	●	○	○	○	○	○	○									
	消火系による原子炉格納容器内の冷却	○		○	○	○	○	○		○		○	○	○	○	○	○									
	補給水系による原子炉格納容器内の冷却	○							○			○	○	○	○	○	○									
	ドライウェル内ガス冷却装置による原子炉格納容器内の除熱	○		○	●	○	○	○		○		○	○	○	○	○	○									
	残留熱除去系 (格納容器スプレィ冷却系) 復旧後の原子炉格納容器内の除熱			●	●	●	●				●															
	残留熱除去系 (サブプレッション・プール冷却系) 復旧後のサブプレッション・プール水の除熱			●	●	●	●				●															
1.7	代替循環冷却系による原子炉格納容器内の減圧及び除熱											●	○	●	●	●	●									
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器内の減圧及び除熱											○	●	○	○	○	○									
	遠隔人力操作機構による現場操作											○	○	○	○	○	○									
	不活性ガス (窒素) による系統内の置換																									
	原子炉格納容器負圧破損の防止																									
	サブプレッション・プール水 pH 制御装置による薬液注入											○	○	○	○	○	○									





東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表 (基本的考え方)

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

東海第二発電所																					備考				
第 1.2-1 表 有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査基準／設置許可基準規則／技術基準規則との関連 (9/15)																									
技術的能力対応手段と有効性評価 比較表  ●：有効性評価において、解析上考慮している ○：有効性評価において、解析上考慮していない  ※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。		重要事故シーケンス														使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止							
		炉心の著しい損傷の防止							原子炉格納容器の破損の防止																
		高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失 (長期T B)	全交流動力電源喪失 (T B D, T B U)	全交流動力電源喪失 (T B P)	崩壊熱除去系機能喪失 (取水機能が喪失した場合)	崩壊熱除去系が故障した場合 (残留熱除去系)	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器パイパス (インターフェイスシステム)	津波浸水による注水機能喪失	格納容器過圧・過温破損 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用できない場合)	格納容器熱気直接加熱 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用できない場合)	高圧溶融物放出 / 格納容器熱気直接加熱 (格納容器過圧・過温破損) (代替循環冷却系を使用できない場合)	原子炉圧力容器外への溶融燃料 / 冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故1	想定事故2	崩壊熱除去系機能喪失 (残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入	
		技術的能力審査基準	対応手段																						
1.9	不活性ガス系による原子炉格納容器内の不活性化																								
	可搬型窒素供給装置による原子炉格納容器内の不活性化																								
	<span style="background-color: yellow;">可搬型窒素供給装置による格納容器圧力逃がし装置内の不活性化</span>																								
	格納容器圧力逃がし装置による原子炉格納容器水素爆発防止																								
	<span style="background-color: yellow;">遠隔人力操作機構による現場操作</span>																								
	可燃性ガス濃度制御系による原子炉格納容器内の水素濃度制御																								
	格納容器内水素濃度 (S A) 及び格納容器内酸素濃度 (S A) による原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視																								
	格納容器熱気モニタによる原子炉格納容器内の水素濃度及び酸素濃度監視																								
代替電源設備により水素爆発による原子炉格納容器の破損を防止するための設備への給電																									















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

東海第二発電所

備考

第 1.2-1 表 有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査基準／設置許可基準規則／技術基準規則との関連（14／15）

技術的能力 審査基準		重要事故シーケンス																									
		炉心の著しい損傷の防止										原子炉格納容器の破損の防止						使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止							
		高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失（長期T B）	全交流動力電源喪失（T B D、T B U）	全交流動力電源喪失（T B P）	全交流動力電源喪失（取水機能が喪失した場合）	崩壊熱除去系機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	崩壊熱除去系機能喪失（取水機能が喪失した場合）	原子炉停止機能喪失	L O C A 時注水機能喪失	格納容器パイパス（インターフェイスシステム）	津波浸水による注水機能喪失	格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用できない場合）	格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）	格納容器圧力・温度による静的負荷	格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故 1	想定事故 2	崩壊熱除去系機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入
技術的能力 審査基準		対応手段																									
●：有効性評価において、解析上考慮している ○：有効性評価において、解析上考慮していない		※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。																									
1. 14	非常用交流電源設備による非常用所内電気設備への給電	●	●					●	●	●	●										●	●	●				
	常設代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電			●	●	●	●				●	●	●	●	●	●	●	●	●	●					●		
	可搬型代替交流電源設備による非常用所内電気設備への給電			○	○	○	●					●	●	●	●	●	●	●	●	●					○		
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電																										
	2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機海水系への代替送水による 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機又は高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機の電源給電機能の復旧																										
	所内常設直流電源設備による非常用所内電気設備への給電			●		●	●					●	●	●	●	●	●	●	●	●					●		
	可搬型代替直流電源設備による非常用所内電気設備への給電				○																						
	高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機による非常用所内電気設備への給電																										
	常設代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	可搬型代替交流電源設備による代替所内電気設備への給電			○	○	○	●						○	○	○	○	○	○	○	○	○				○		
	常設代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電			●	●	●						●															
	可搬型代替直流電源設備による代替所内電気設備への給電																										
	可搬型設備用軽油タンクから各機器への給油	●		●	●	●	●	●		●		●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	軽油貯蔵タンクから常設代替高圧電源装置への給油	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
軽油貯蔵タンクから 2 C・2 D 非常用ディーゼル発電機及び高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機への給油	●	●					●	●	●	●											●	●	●				

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

東海第二発電所

備考

第 1.2-1 表 有効性評価における重要事故シーケンスと技術的能力審査基準／設置許可基準規則／技術基準規則との関連（15／15）

技術的能力対応手段と有効性評価 比較表		重要事故シーケンス																									
		炉心の著しい損傷の防止								原子炉格納容器の破損の防止				使用済燃料貯蔵槽内の燃料破損の防止		運転停止中原子炉内の燃料損傷の防止											
		高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失（長期T B）	全交流動力電源喪失（T B D、T B U）	全交流動力電源喪失（T B P）	崩壊熱除去系機能喪失（取水機能が喪失した場合）	崩壊熱除去系機能喪失（残留熱除去系が故障した場合）	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス（インターフェイスシステム）	津波浸水による注水機能喪失	格納容器過圧・過温破損（格納容器過圧・過温破損）	格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用できない場合）	格納容器過圧・過温破損（代替循環冷却系を使用する場合）	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用	想定事故1	想定事故2	崩壊熱除去系機能喪失（残留熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出	反応度の誤投入	
●：有効性評価において、解析上考慮している ○：有効性評価において、解析上考慮していない	※対応手段は、今後の検討等により変更となる可能性があります。																										
技術的能力審査基準	対応手段																										
1.15	計器故障時の手順 他チャンネルによる計測																										
	計器故障時の手順 代替パラメータによる推定																										
	計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の手順 代替パラメータによる推定											●	●				●										
	計器の計測範囲（把握能力）を超えた場合の手順 可搬型計測器による計測又は監視																										
	常設代替交流電源設備又は可搬型代替交流電源設備からの給電			●		●	●					●	●	●	●	●	●	●	●	●					●		
	可搬型代替直流電源設備からの給電																										
	可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視																										
1.16	重大事故等時のパラメータ記録																										
	中央制御室換気系による居住性の確保											●	●	●	●	●	●	●	●	●							
	原子炉建屋ガス処理系による居住性の確保											●	●	●	●	●	●	●	●	●							
	原子炉建屋外側ブローアウトパネル閉止による居住性の確保																										
	酸素濃度計及び二酸化炭素濃度計による居住性の確保																										
	可搬型照明（S A）による居住性の確保																										
	中央制御室待避室による居住性の確保																										
その他の放射線防護措置等												○	○	○	○	○	○	○	○								
チェンジングエリアの設置及び運用による汚染の持ち込みの防止																											

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考

第 6.2-2 表 重要事故シナリオの選定 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (1/2)

事故シナリオグループ	事故シナリオ	選定した事故シナリオ (重要事故シナリオ)
高圧・低圧注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象 + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗</li> <li>過渡事象 + SRV 再閉失敗 + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗</li> <li>通常停止 + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗</li> <li>通常停止 + SRV 再閉失敗 + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗</li> <li>サポート系喪失 + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗</li> <li>サポート系喪失 + SRV 再閉失敗 + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象 + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗 + 低圧注水失敗</li> </ul>
高圧注水・減圧機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象 + 高圧注水失敗 + 原子炉減圧失敗</li> <li>過渡事象 + SRV 再閉失敗 + 高圧注水失敗 + 原子炉減圧失敗</li> <li>通常停止 + 高圧注水失敗 + 原子炉減圧失敗</li> <li>通常停止 + SRV 再閉失敗 + 高圧注水失敗 + 原子炉減圧失敗</li> <li>サポート系喪失 + 高圧注水失敗 + 原子炉減圧失敗</li> <li>サポート系喪失 + SRV 再閉失敗 + 高圧注水失敗 + 原子炉減圧失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象 + 高圧注水失敗 + 原子炉減圧失敗</li> <li>減圧失敗</li> </ul>
全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 喪失)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + 外部電源喪失 + DG 喪失) (RCIC 本体の機能喪失)</li> </ul>
全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 喪失)	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 喪失) + RCIC 失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 喪失) (RCIC 本体の機能喪失)</li> </ul>
全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + 直流電源喪失)	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失 + 直流電源喪失*</li> <li>最終ヒートシンク喪失 + 全交流動力電源喪失 (電源盤浸水) + 直流電源喪失 (電源設備浸水)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失 (外部電源喪失) + 直</li> </ul>
全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 喪失) + SRV 再閉失敗	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 喪失) + SRV 再閉失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>全交流動力電源喪失 (外部電源喪失) + SRV 再閉失敗</li> </ul>

※直流電源喪失により非常用ディーゼル発電機を起動できなくなることから、「外部電源喪失 + 直流電源喪失」により、全交流動力電源喪失となる。

第 1.2-2 表 重要事故シナリオの選定 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (1/2)

事故シナリオグループ	事故シナリオ	選定した事故シナリオ (重要事故シナリオ)
高圧・低圧注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗</li> <li>過渡事象 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗</li> <li>手動停止 / サポート系喪失 (手動停止) + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗</li> <li>手動停止 / サポート系喪失 (手動停止) + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗</li> <li>サポート系喪失 (自動停止) + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗</li> <li>サポート系喪失 (自動停止) + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗</li> </ul>
高圧注水・減圧機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 手動減圧失敗</li> <li>手動停止 / サポート系喪失 (手動停止) + 高圧炉心冷却失敗 + 手動減圧失敗</li> <li>サポート系喪失 (自動停止) + 高圧炉心冷却失敗 + 手動減圧失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉手動減圧失敗</li> </ul>
全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失 + DG 失敗 + HPCS 失敗 (RCIC 成功)</li> <li>サポート系喪失 (直流電源故障) (外部電源喪失) + DG 失敗 + HPCS 失敗 (RCIC 成功)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失 + DG 失敗 + HPCS 失敗 (RCIC 成功)</li> </ul>
TBD, TBU	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 高圧炉心冷却失敗</li> <li>外部電源喪失 + DG 失敗 + 高圧炉心冷却失敗</li> <li>サポート系喪失 (直流電源故障) (外部電源喪失) + DG 失敗 + HPCS 失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 高圧炉心冷却失敗</li> </ul>
TBP	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失 + DG 失敗 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + 高圧炉心冷却失敗</li> <li>サポート系喪失 (直流電源故障) (外部電源喪失) + DG 失敗 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + HPCS 失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失 + DG 失敗 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + HPCS 失敗</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)  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 (実質的な相違なし)

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考

第 6.2-2 表 重要事故シナリオの選定 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (2/2)

事故シナリオグループ	事故シナリオ	選定した事故シナリオ (重要事故シナリオ)
崩壊熱除去機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象 + 崩壊熱除去失敗</li> <li>過渡事象 + SRV 再閉失敗 + 崩壊熱除去失敗</li> <li>過渡事象 + SRV 再閉失敗 + 崩壊熱除去失敗</li> <li>過渡事象 + SRV 再閉失敗 + 崩壊熱除去失敗</li> <li>サポート系喪失 + 崩壊熱除去失敗</li> <li>サポート系喪失 + SRV 再閉失敗 + 崩壊熱除去失敗</li> <li>小破断 LOCA + 崩壊熱除去失敗</li> <li>中破断 LOCA + RHR 失敗</li> <li>大破断 LOCA + RHR 失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象 + 崩壊熱除去失敗</li> <li>過渡事象 + SRV 再閉失敗 + 崩壊熱除去失敗</li> <li>過渡事象 + SRV 再閉失敗 + 崩壊熱除去失敗</li> <li>過渡事象 + SRV 再閉失敗 + 崩壊熱除去失敗</li> <li>サポート系喪失 + 崩壊熱除去失敗</li> <li>サポート系喪失 + SRV 再閉失敗 + 崩壊熱除去失敗</li> <li>小破断 LOCA + 崩壊熱除去失敗</li> <li>中破断 LOCA + RHR 失敗</li> <li>大破断 LOCA + RHR 失敗</li> </ul>
原子炉停止機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象 + 原子炉停止失敗</li> <li>小破断 LOCA + 原子炉停止失敗</li> <li>中破断 LOCA + 原子炉停止失敗</li> <li>大破断 LOCA + 原子炉停止失敗</li> <li>全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 喪失) + 原子炉停止失敗</li> <li>小破断 LOCA + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗</li> <li>小破断 LOCA + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗</li> <li>中破断 LOCA + HPCF 注水失敗 + 低圧 ECCS 注水失敗</li> <li>中破断 LOCA + HPCF 注水失敗 + 原子炉減圧失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象 + 原子炉停止失敗</li> <li>小破断 LOCA + 原子炉停止失敗</li> <li>中破断 LOCA + 原子炉停止失敗</li> <li>大破断 LOCA + 原子炉停止失敗</li> <li>全交流動力電源喪失 (外部電源喪失 + DG 喪失) + 原子炉停止失敗</li> <li>小破断 LOCA + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗</li> <li>小破断 LOCA + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗</li> <li>中破断 LOCA + HPCF 注水失敗 + 低圧 ECCS 注水失敗</li> <li>中破断 LOCA + HPCF 注水失敗 + 原子炉減圧失敗</li> </ul>
LOCA 時注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>小破断 LOCA + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗</li> <li>小破断 LOCA + 高圧注水失敗 + 低圧注水失敗</li> <li>中破断 LOCA + HPCF 注水失敗 + 低圧 ECCS 注水失敗</li> <li>中破断 LOCA + HPCF 注水失敗 + 原子炉減圧失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>中破断 LOCA + HPCF 注水失敗 + 低圧 ECCS 注水失敗</li> <li>中破断 LOCA + HPCF 注水失敗 + 低圧 ECCS 注水失敗</li> <li>中破断 LOCA + HPCF 注水失敗 + 低圧 ECCS 注水失敗</li> <li>中破断 LOCA + HPCF 注水失敗 + 低圧 ECCS 注水失敗</li> </ul>
格納容器バイパス (ISLOCA)	<ul style="list-style-type: none"> <li>インターフェイスシステム LOCA (ISLOCA)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>インターフェイスシステム LOCA (ISLOCA)</li> </ul>

第 1.2-2 表 重要事故シナリオの選定 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (2/2)

事故シナリオグループ	事故シナリオ	選定した事故シナリオ (重要事故シナリオ)
崩壊熱除去機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象 + RHR 失敗</li> <li>過渡事象 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + RHR 失敗</li> <li>外部電源喪失 + DG 失敗 (HPCS 成功)</li> <li>外部電源喪失 + DG 失敗 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 (HPCS 成功)</li> <li>外部電源喪失 + 直流電源喪失 (HPCS 成功)</li> <li>手動停止 / サポート系喪失 (手動停止) + RHR 失敗</li> <li>手動停止 / サポート系喪失 (手動停止) + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + RHR 失敗</li> <li>サポート系喪失 (自動停止) + RHR 失敗</li> <li>サポート系喪失 (自動停止) + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + RHR 失敗</li> <li>サポート系喪失 (直流電源故障) (外部電源喪失) + DG 失敗 (HPCS 成功)</li> <li>サポート系喪失 (直流電源故障) (外部電源喪失) + DG 失敗 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 (HPCS 成功)</li> <li>中破断 LOCA + RHR 失敗</li> <li>大破断 LOCA + RHR 失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象 + RHR 失敗</li> <li>過渡事象 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + RHR 失敗</li> <li>外部電源喪失 + DG 失敗 (HPCS 成功)</li> <li>外部電源喪失 + DG 失敗 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 (HPCS 成功)</li> <li>外部電源喪失 + 直流電源喪失 (HPCS 成功)</li> <li>手動停止 / サポート系喪失 (手動停止) + RHR 失敗</li> <li>手動停止 / サポート系喪失 (手動停止) + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + RHR 失敗</li> <li>サポート系喪失 (自動停止) + RHR 失敗</li> <li>サポート系喪失 (自動停止) + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 + RHR 失敗</li> <li>サポート系喪失 (直流電源故障) (外部電源喪失) + DG 失敗 (HPCS 成功)</li> <li>サポート系喪失 (直流電源故障) (外部電源喪失) + DG 失敗 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗 (HPCS 成功)</li> <li>中破断 LOCA + RHR 失敗</li> <li>大破断 LOCA + RHR 失敗</li> </ul>
原子炉停止機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象 + 原子炉停止失敗</li> <li>サポート系喪失 (自動停止) + 原子炉停止失敗</li> <li>中破断 LOCA + 原子炉停止失敗</li> <li>大破断 LOCA + 原子炉停止失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象 + 原子炉停止失敗</li> <li>サポート系喪失 (自動停止) + 原子炉停止失敗</li> <li>中破断 LOCA + 原子炉停止失敗</li> <li>大破断 LOCA + 原子炉停止失敗</li> </ul>
LOCA 時注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>中破断 LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗</li> <li>中破断 LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>中破断 LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗</li> <li>中破断 LOCA + 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗</li> </ul>
格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	<ul style="list-style-type: none"> <li>インターフェイスシステム LOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>インターフェイスシステム LOCA</li> </ul>
津波浸水による注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋内浸水による複数の緩衝機能喪失</li> <li>最終ヒートシンク喪失 (RCIC 成功)</li> <li>最終ヒートシンク喪失 + 高圧炉心冷却失敗</li> <li>最終ヒートシンク喪失 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉建屋内浸水による複数の緩衝機能喪失</li> <li>最終ヒートシンク喪失 (RCIC 成功)</li> <li>最終ヒートシンク喪失 + 高圧炉心冷却失敗</li> <li>最終ヒートシンク喪失 + 逃がし安全弁再閉鎖失敗</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機

東海第二発電所

備考

第6.2-3表 評価事故シナリオの選定（運転中の原子炉における重大事故）（1/7）

格納容器破損モード	該当するPDS	選定したPDS	選定したPDSの考え方
格納容器破損モード 蒸気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・TQUV</li> <li>・TQUX</li> <li>・LOCA</li> <li>・長期TB</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・LOCA+SBO</li> </ul>	<p>【事象進展（過圧・過温）緩和の余裕時間及び設備容量の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・TQUX, TQUV, 長期TB, TBU, TBD, TBPの各シナリオと比較し、LOCAは原子炉冷却材の流出を伴うことから水位低下が早く、事象進展が早い。</li> <li>・過圧破損については長期TBやTBUが支配的であることから、全交流動力電源喪失の寄与が高い。</li> <li>・過圧破損については対策として原子炉格納容器の除熱が必要となる。</li> <li>・過温破損についてはLOCAの寄与が高い。</li> <li>・過温破損については対策として原子炉格納容器（損傷炉心）への注水が必要となる。</li> </ul> <p>LOCAに非常用炉心冷却系注水機能喪失及び全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要な事故対処設備が多く、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとなる。また、格納容器への注水・除熱対策の有効性を網羅的に確認可能なシナリオとなる。なお、いずれのPDSを選定しても必要な監視機能は維持される。</p> <p>以上より、LOCAに全交流動力電源喪失（SBO）を加え、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価するためのPDSとする。</p>
蒸気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・TQUX</li> <li>・長期TB</li> <li>・TBU</li> <li>・TBD</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・TQUX</li> </ul>	<p>【事象進展緩和（原子炉減圧）の余裕時間の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・長期TBは事象初期においてRCICによる冷却が有効なシナリオであり、原子炉減圧までの時間余裕の観点ではTQUX, TBD, TBUの方が厳しい。</li> <li>・高圧状態で炉心損傷に至る点ではTQUX, TBD, TBUにPDS選定上の有意な違いはない。</li> </ul> <p>以上より、最も厳しいPDSから、TQUXを代表として選定した。なお、いずれのPDSを選定しても必要な監視機能は維持される。</p>

第1.2-3表 評価事故シナリオの選定（運転中の原子炉における重大事故）（1/7）

格納容器破損モード	該当するPDS	選定したPDS	選定したPDSの考え方
格納容器破損モード 蒸気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・TQUV</li> <li>・TQUX</li> <li>・長期TB</li> <li>・TBU</li> <li>・TBD</li> <li>・LOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・LOCA</li> </ul>	<p>【事象進展（過圧・過温）緩和の余裕時間及び設備容量の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・他のPDSと比較して、LOCAは原子炉冷却材の流出を伴うことから、水位低下が早く、事象進展が早い。</li> <li>・過圧破損については対策として格納容器の除熱が必要となる。</li> <li>・過温破損については対策として格納容器（損傷炉心）への注水が必要となる。</li> <li>・LOCA時に高圧炉心冷却機能及び低圧炉心冷却機能の喪失に加え、全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要な対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとなる。</li> </ul> <p>以上より、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価するためのPDSとして、LOCAを選定し、これに全交流動力電源喪失を重畳させるものとする。なお、いずれのPDSを選定しても必要な監視機能は維持可能である。</p>
高圧溶融物放出／格納容器蒸気直接加熱（DCH）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・TQUX</li> <li>・長期TB</li> <li>・TBU</li> <li>・TBD</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・TQUX</li> </ul>	<p>【事象進展緩和（減圧）の時間余裕の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・長期TBは事象初期においてRCICによる冷却が有効なPDSであり、減圧までの余裕時間の観点ではTQUX, TBD, TBUの方が厳しい。</li> <li>・高圧状態で原子炉圧力容器破損に至る点ではTQUX, TBD, TBUにPDS選定上の有意な違いはない。</li> <li>・TQUX時に全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要な対策が多くなる。格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとなる。</li> </ul> <p>以上より、最も厳しいPDSから、TQUXを評価対象PDSとして選定する。なお、いずれのPDSを選定しても必要な監視機能は維持可能である。</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)  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 (実質的な相違なし)

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考

第6.2-3表 評価事故シナリオの選定 (運転中の原子炉における重大事故) (2/7)

格納容器破損モード	該当するPDS	選定したPDS	選定したPDSの考え方
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (炉外 FCI)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・TQUV</li> <li>・TQUX</li> <li>・LOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・TBU</li> <li>・TBP</li> <li>・長期 TB</li> </ul>	<p>【事象 (FCI) における発生エネルギーの大きさ】の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・溶融炉心落下時の発生エネルギーは、格納容器下部の水中に落下する溶融炉心の量が多く、溶融炉心の保有エネルギーが大きいほど大きくなる。この観点から、高圧の状態が維持される TQUX, TBU 及び長期 TB は選定対象から除外した。</li> <li>・LOCA は、炉内での蒸気の発生状況の差異から、酸化ジルコニウムの質量割合が他の低圧破損シナリオ (TQUV, TBP) より小さくなり、デブリの内部エネルギーが小さくなることから、LOCA では破断口から高温の冷却材が流出し、原子炉格納容器下部に滞留する。FCI は低温の水に落下する場合の方が厳しい事象であることから、LOCA を選定対象から除外した。</li> <li>・TBP について、事象初期の RCIC による一時的な注水を考慮すると、TQUV に比べて水位低下が遅く、事象進展が遅い。</li> <li>・過渡事象のうち、原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシナリオとなる。</li> </ul> <p>以上より、TQUV が最も厳しい PDS となる。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持される。</p> <p>※LOCA は原子炉冷却材の流出を伴い、発生蒸気によるジルコニウム酸化割合が他の低圧破損シナリオよりも少ないため。</p>
溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・TQUV</li> <li>・TQUX</li> <li>・LOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・TBU</li> <li>・TBP</li> <li>・長期 TB</li> </ul>	<p>【事象 (MCCI) に寄与する溶融炉心のエネルギーの大きさ】の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・MCCI の観点からは、格納容器下部に落下する溶融炉心の割合が多くなる原子炉圧力容器が低圧で破損に至るシナリオが厳しい。この観点で、高圧の状態が維持される TQUX, TBU 及び長期 TB を選定対象から除外した。</li> <li>・LOCA は原子炉格納容器下部への冷却材の流入の可能性があり、MCCI の観点で厳しい事象ではないと考えられるため、選定対象から除外した。</li> <li>・過渡事象のうち、原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシナリオとなる。</li> </ul> <p>以上より、TQUV が最も厳しい PDS となる。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持される。</p>

第1.2-3表 評価事故シナリオの選定 (運転中の原子炉における重大事故) (2/7)

格納容器破損モード	該当するPDS	選定したPDS	選定したPDSの考え方
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用 (FCI)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・TQUV</li> <li>・TQUX</li> <li>・長期 TB</li> <li>・TBU</li> <li>・TBP</li> <li>・TBD</li> <li>・LOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・TQUV</li> </ul>	<p>【事象 (FCI) における発生エネルギーの大きさ】の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・溶融燃料-冷却材相互作用の発生エネルギーは、格納容器下部の水中に落下する溶融炉心の量が多く、保有エネルギーが大きくなるほど厳しくなる。この観点から、高圧状態が維持される PDS である TQUX, TBU, TBP, 長期 TB は FCI の観点で厳しい事象とはならないと考えられる。</li> <li>・また、本格納容器破損モードに対する事象の厳しさを考慮する上では、溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和対策である、格納容器下部への水張りを実施された状態を想定しているが、その一方で、原子炉圧力容器破損が想定される状況では、高圧溶融燃料放出/格納容器雰囲気加熱の発生を防止するため、原子炉圧力容器の減圧が実施されている。これらの状況も考慮し、原子炉圧力容器が低圧状態で破損する PDS を選定するものとし、高圧状態で破損する TQUX, TBU 及び長期 TB は選定対象から除外する。</li> <li>・LOCA は、炉内での蒸気の発生状況の差異から、酸化ジルコニウムの質量割合が他の低圧破損シナリオ (TQUV, TBP) より小さくなり、デブリの内部エネルギーが小さくなることから、LOCA を選定対象から除外した。</li> <li>・TBP について、事象初期の RCIC による一時的な注水を考慮すると、TQUV に比べて水位低下が遅く、事象進展が遅い。</li> <li>・過渡事象のうち、原子炉の水位低下が早い事象を選定することで対応が厳しいシナリオとなる。</li> <li>・TQUV 時に全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる対応が多くなり、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとなる。</li> </ul> <p>以上より、FCI の観点で TQUV を評価対象 PDS として選定する。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持可能である。</p>
溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・TQUV</li> <li>・TQUX</li> <li>・長期 TB</li> <li>・TBU</li> <li>・TBP</li> <li>・TBD</li> <li>・LOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・TQUV</li> </ul>	<p>【事象 (MCCI) に寄与する溶融炉心のエネルギーの大きさ】及び事象緩和のための対応の厳しさ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・MCCI の観点からは、ベデスタル (ドライウェル部) に落下する溶融炉心の割合が多くなる原子炉圧力容器が低圧で破損に至るシナリオが厳しい。この観点で、高圧状態が維持される PDS である TQUX, TBU, TBP, 長期 TB は MCCI の観点で厳しい事象とはならないと考えられる。</li> <li>・LOCA は、原子炉圧力容器破損のタイミングが過渡事象より早いため、溶融炉心の崩壊は過渡事象に比べて高いが、有効性評価における本格納容器破損モードに対しては、原子炉圧力容器破損までの原子炉注水に期待していない評価としていること、原子炉圧力容器破損後の余剰時間は事象発生から3時間以上あることから、事象緩和のための対応操作の観点で大きな差異はない。</li> <li>・FCI と MCCI は原子炉圧力容器破損後に発生する一連の物理現象であることから、FCI と同じ PDS を選定することにより、一連のプラント挙動を確認することができる。</li> <li>・TQUV 時に全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の復旧、注水機能の確保等必要となる対応が多くなり、格納容器破損防止対策を講じるための対応時間が厳しいシナリオとなる。</li> </ul> <p>以上より、MCCI への対応の観点で TQUV を評価対象 PDS として選定する。なお、いずれの PDS を選定しても必要な監視機能は維持可能である。</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機

東海第二発電所

備考

第6.2-3表 評価事故シークエンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）（3/7）

格納容器 破損モード	該当する PDS	選定した PDS	選定したPDSの考え方
水素燃焼	—	LOCA+SBO <sup>※</sup>	<p>【有効性評価に関する審査ガイドの選定基準等との整合】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>本発電用原子炉施設では格納容器内を窒素で置換しているため、水素燃焼による格納容器破損シークエンスは抽出されない。このため、本発電用原子炉施設において評価することが適切と考えられるシークエンスを選定するものとする。</li> </ul> <p>【評価において着目するパラメータ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>本発電用原子炉施設では、原子炉格納容器内が窒素置換され、初期酸素濃度が低く保たれている。また、炉心損傷に伴う放射線分解に伴う酸素濃度の上昇に着目する。</li> </ul> <p>【本発電用原子炉施設において評価する事故シークエンス】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>本格納容器破損モードは PRA から抽出されたものではないが、評価のために PDS を格納容器先行破損の事故シークエンス以外の PDS から選定する。酸素ガスは水の放射線分解で発生するが、酸素濃度は他の気体の存在量の影響を受けるため、炉心損傷後の格納容器内の気体組成を考えると影響が大きいと考えられるジルコニウム-水反応による水素ガス発生に着目する。原子炉注水に期待しない場合のジルコニウム-水反応の挙動は事象発生時の原子炉圧力容器外への冷却材の放出経路から、LOCA とその他の PDS に大別できる。LOCA では事象発生と同時に原子炉圧力容器が大きく減圧され、冷却材が多量に原子炉圧力容器外に排出されることから、ジルコニウム-水反応に寄与する冷却材の量が小さくなり、これに伴う水素ガス発生量が少なくなると考えられる。このため、LOCA では水の放射線分解によって増加する酸素濃度が他の PDS よりも相対的に高くなる可能性が考えられる。さらに、原子炉圧力容器破損の有無の影響を考えると、原子炉圧力容器が破損する場合には、原子炉格納容器下部での溶融炉心・コンクリート相互作用によって生じる非凝縮性ガスが酸素濃度を低下させる方向に寄与する可能性が考えられることから、同じ PDS でも原子炉圧力容器破損に至らない場合を想定することが適切と考ええる。</li> <li>本発電用原子炉施設において、炉心損傷を防止できない事故シークエンスであるが、格納容器においてその事象進展を緩和できると考えられる事故シークエンスとしては、大破断 LOCA と非常用炉心冷却系注水機能の喪失が重量する事故シークエンスのみが抽出されている。</li> </ul> <p>以上より、PDS としては LOCA(大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失)を選定することが適切と考えられる。これに加え、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の評価事故シークエンスでは、対応の厳しさの観点で SBO の重量を設定していることを考慮し、LOCA(大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失)+SBO を PDS として選定する。</p>

※ 格納容器破損モード「水素燃焼」は、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉が運転中、格納容器内を窒素で置換しているため、酸素濃度が可燃限界に至る可能性が十分に小さいと判断し、内部事象運転時レベル1-BPRA の評価対象から除外している。このため、PRA からは PDS 及び事故シークエンスは抽出されない。

第1.2-3表 評価事故シークエンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）（3/7）

格納容器破損 モード	該当する PDS	選定した PDS	選定したPDSの考え方
水素燃焼	—	・ LOCA	<p>【有効性評価に関する審査ガイドの選定基準等との整合】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>審査ガイドでは「PRA」に基づく格納容器破損シークエンスの中から水素燃焼の観点から厳しいシークエンスを選定する。」と記載されているが、東海第二発電所では格納容器内を窒素で置換しているため、レベル1.5 PRA では水素燃焼により格納容器が破損するシークエンスは考慮していない。このため、東海第二発電所において評価することが適切と考えられる評価事故シークエンスを選定するものとする。</li> </ul> <p>【評価において着目するパラメータ】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>東海第二発電所では、格納容器内が窒素置換され、初期酸素濃度が低く保たれている。また、炉心損傷に伴い、水素は容易に可燃限界を超えることから、水素燃焼防止の観点では酸素濃度が重要となる。このため、水の放射線分解に伴う酸素濃度の上昇に着目する。</li> <li>東海第二発電所において評価するシークエンス】</li> <li>東海第二発電所において、国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷を防止できない事故シークエンスであるが、格納容器において事象進展を緩和できると考えられる事故シークエンスとして、LOCA と ECCS 注水機能喪失が重量する事故シークエンスが抽出されている。これに加え、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の評価シークエンスでは、対応の厳しさの観点で全交流動力電源喪失を重量させていることを考慮し、LOCA (LOCA+ECCS 注水機能喪失) を PDS として選定する。</li> </ul> <p>以上より、「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)」の評価事故シークエンスと同様、LOCA を評価対象 PDS として選定し、これに全交流動力電源喪失を重量させるものとする。</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)  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等 (実質的な相違なし)

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考

第 6.2-3 表 評価事故シーケンスの選定 (運転中の原子炉における重大事故) (4/7)

補足：PDS の分類結果

PDS	格納容器破損時期	原子炉圧力	炉心損傷時期	プラント損傷時点での電源有無
TQUV	炉心損傷後	低圧	早期	交流/直流電源有
TQUX	炉心損傷後	高圧	早期	交流/直流電源有
長期 TB	炉心損傷後	高圧	後期	直流電源無※1 交流電源無
TBU	炉心損傷後	高圧	早期	直流電源有 交流電源無
TBP	炉心損傷後	低圧	早期	直流電源有 交流電源無
TBD	炉心損傷後	高圧	早期	直流電源無
LOCA (AE, S1E, S2E)	炉心損傷後	低圧※2	早期	交流/直流電源有
TW	炉心損傷前	—	後期	—
TC	炉心損傷前	—	早期	—
格納容器バイパス (ISLOCA)	炉心損傷前	—	早期	—

※1 蓄電池枯渇により事象発生から 8 時間で原子炉隔離時冷却系が停止し、炉心損傷に至るため、プラント損傷時点では直流電源が機能喪失している。  
 ※2 S1E や S2E では、高圧状態で炉心損傷に至る場合が考えられるが、LOCA は速やかな冷却材流出の影響を確認する PDS として、大破断 LOCA をその代表として扱うこととし、高圧状態かつ早期に炉心損傷に至る事象は TQUX で代表させることとした。  
 注：網掛けは格納容器破損時期が炉心損傷前であり、炉心損傷後の原子炉格納容器の機能に期待できないため、炉心損傷防止対策の有効性を確認する。このため、格納容器破損防止対策の有効性評価の対象外とする PDS を示す。

第 1.2-3 表 評価事故シーケンスの選定 (運転中の原子炉における重大事故) (4/7)

補足：PDS の分類の定義

PDS	格納容器破損時期	原子炉圧力	炉心損傷時期	電源確保
TQUV	炉心損傷後	低圧	早期	交流電源有 直流電源有
TQUX	炉心損傷後	高圧	早期	交流電源有 直流電源有
長期 TB	炉心損傷後	高圧	後期	交流電源無 直流電源有
TBU	炉心損傷後	高圧	早期	交流電源有 直流電源無
TBP	炉心損傷後	低圧	早期	交流電源有 直流電源無
TBD	炉心損傷後	高圧	早期	交流電源有 直流電源無
TW/TBW	炉心損傷前	—	後期	—
TC	炉心損傷前	—	早期	—
LOCA	炉心損傷後	低圧	早期	交流電源有 直流電源有
ISLOCA	炉心損傷前	—	早期	—

注：ハッチングは炉心損傷前に格納容器破損に至る事故シーケンスであることから、解釈 1-2 (b) に基づき、「炉心の著しい損傷を防止する対策の有効性があ



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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考

第6.2-3表 評価事故シナリオの選定 (運転中の原子炉における重大事故) (5/7)

格納容器破損モード	選定したPDS	事故シナリオ	選定した事故シナリオ	評価事故シナリオ
蒸気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)	LOCA+SBO	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(溶融炉心冷却成功)+RHR 失敗</li> <li>中破断 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(溶融炉心冷却成功)+RHR 失敗</li> <li>小破断 LOCA+HPCF 注水失敗+原子炉減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+(溶融炉心冷却成功)+RHR 失敗</li> <li>小破断 LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(溶融炉心冷却成功)+RHR 失敗</li> <li>小破断 LOCA+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+(溶融炉心冷却成功)+RHR 失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(溶融炉心冷却成功)+RHR 失敗</li> <li>中破断 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗+損傷炉心冷却失敗+(溶融炉心冷却成功)+RHR 失敗</li> <li>小破断 LOCA+HPCF 注水失敗+原子炉減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+(溶融炉心冷却成功)+RHR 失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失</li> </ul> <p>(過圧及び過温の各々において、損傷炉心冷却失敗までは同じ事故シナリオが選定されている。また、対策は損傷炉心への注水 (損傷炉心冷却) の観点で同じとなることから、同様の事故シナリオを選定した。これに加え、過圧及び過温への対策の有効性を総合的に評価するため、全交流動力電源喪失の重量を考慮する。)</p>
蒸気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)		<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗+損傷炉心冷却失敗+下部ドライウエル注水失敗</li> <li>中破断 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗+損傷炉心冷却失敗+下部ドライウエル注水失敗</li> <li>中破断 LOCA+HPCF 注水失敗+原子炉減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+下部ドライウエル注水失敗</li> <li>小破断 LOCA+高圧注水失敗+低圧注水失敗+損傷炉心冷却失敗+下部ドライウエル注水失敗</li> <li>小破断 LOCA+高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+下部ドライウエル注水失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗+損傷炉心冷却失敗+下部ドライウエル注水失敗</li> <li>中破断 LOCA+HPCF 注水失敗+低圧 ECCS 注水失敗+損傷炉心冷却失敗+下部ドライウエル注水失敗</li> <li>小破断 LOCA+HPCF 注水失敗+原子炉減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+下部ドライウエル注水失敗</li> </ul>	

第1.2-3表 評価事故シナリオの選定 (運転中の原子炉における重大事故) (5/7)

格納容器破損モード	選定したPDS	事故シナリオ	選定した事故シナリオ	評価事故シナリオ
蒸気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)	LOCA	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+(デブリ冷却成功)+格納容器注水 (ドライウエル) 失敗</li> <li>中破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+(デブリ冷却成功)+格納容器注水 (ドライウエル) 失敗</li> <li>中破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+(デブリ冷却成功)+格納容器注水 (ドライウエル) 失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+(デブリ冷却成功)+格納容器注水 (ドライウエル) 失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗</li> </ul> <p>(過圧・過温の各々において損傷炉心冷却失敗までは同じ事故シナリオとなり、各事故シナリオの対策は損傷炉心への注水 (損傷炉心冷却) の点で同じとなることから、有効性評価では過圧・過温を同じ事故シナリオで評価している。)</p>
蒸気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)	LOCA	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+格納容器注水 (ベデスタル) 失敗</li> <li>中破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+格納容器注水 (ベデスタル) 失敗</li> <li>中破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+原子炉減圧失敗+損傷炉心冷却失敗+格納容器注水 (ベデスタル) 失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗+損傷炉心冷却失敗+格納容器注水 (ベデスタル) 失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の手動減圧失敗+DCH</li> </ul>
高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 (DCH)	TQUX	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象+高圧炉心冷却失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の手動減圧失敗+DCH</li> <li>手動停止/サポータ系喪失 (手動停止)+高圧炉心冷却失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の手動減圧失敗+DCH</li> <li>サポータ系喪失 (自動停止)+高圧炉心冷却失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の手動減圧失敗+DCH</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象+高圧炉心冷却失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の手動減圧失敗+DCH</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象+高圧炉心冷却失敗+手動減圧失敗+炉心損傷後の手動減圧失敗+DCH</li> </ul>



東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表 (基本的考え方)

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考

第6.2-3表 評価事故シナリオの選定 (運転中の原子炉における重大事故) (6/7)

Table with 5 columns: 格納容器破損モード, 選定したPDS, 事故シナリオ, 事故シナリオの選定, 評価事故シナリオ. Rows describe scenarios like '高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗' and '溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI)'.

第1.2-3表 評価事故シナリオの選定 (運転中の原子炉における重大事故) (6/7)

Table with 5 columns: 格納容器破損モード, 選定したPDS, 事故シナリオ, 事故シナリオの選定, 評価事故シナリオ. Rows describe scenarios like '高圧注水失敗+原子炉減圧失敗+炉心損傷後の原子炉減圧失敗' and '溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI)'.

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機

東海第二発電所

備考

第6.2-3表 評価事故シナリオの選定（運転中の原子炉における重大事故）（7/7）

格納容器破損モード	選定したPDS	事故シナリオ	選定した事故シナリオ	評価事故シナリオ
水素燃焼	LOCA+SBO*	一*	一	・大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失+全交流動力電源喪失+損傷炉心冷却成功+格納容器ベント無し（可燃限界到達まで維持） （酸素濃度が他のプラント損傷状態よりも相対的に高くなる可能性が考えられ、炉心損傷を防止できない事故シナリオであるが、格納容器においてその事象進展を緩和できると考えられる事故シナリオと見做して抽出される「大破断 LOCA+ECCS 注水機能喪失」に対応の厳しさに鑑みて全交流動力電源喪失（SBO）を加えた事故シナリオを設定した。さらに、原子炉圧力容器破損の有無の影響を考え、原子炉圧力容器が破損する場合には、原子炉格納容器下部での溶融炉心・コンクリート相互作用によって生じる非凝縮性ガスが酸素濃度を低下させる方向に寄与する可能性が考えられることから、同じ PDS でも原子炉圧力容器破損に至らない場合を想定することが適切と考えた。）

※ 格納容器破損モード「水素燃焼」は、柏崎刈羽原子力発電所6号及び7号炉が運転中、格納容器内を窒素で置換しており、酸素濃度を低く管理しているため、酸素ガスが可燃限界に至る可能性が十分に小さいと判断し、内部事象運転時レベル1.5PRA の評価対象から除外している。このため、PRA からは PDS 及び事故シナリオは抽出されない。その上での PDS の選定理由は同表（3/7）参照。

第1.2-3表 評価事故シナリオの選定（運転中の原子炉における重大事故）（7/7）

格納容器破損モード	選定したPDS	事故シナリオ	選定した事故シナリオ	評価事故シナリオ
水素燃焼	・LOCA	一	一	・大破断 LOCA+高圧炉心冷却失敗+低圧炉心冷却失敗（+格納容器ベント無し） （ジルコニウム-水反応による水素の過剰な発生を抑制する観点から、炉心損傷後に交流電源を復旧して原子炉注水を実施し、その後の事象進展に対応するシナリオを評価するものとする。また、格納容器ベントを実施する場合、格納容器内の水素及び酸素が大気中に放出され、格納容器内の水素及び酸素濃度が大きく低下することから、格納容器ベントを実施しないシナリオを評価するものとする。）



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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考

第6.2-4表 重要事故シナリオの選定 (運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

運転停止中 事故シナリオ グループ	事故シナリオ	選定した事故シナリオ (重要事故シナリオ)
崩壊熱除去機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>崩壊熱除去機能喪失 (RHR 機能喪失 [フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗</li> <li>崩壊熱除去機能喪失 (代替除熱機能喪失 [フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗</li> <li>崩壊熱除去機能喪失 (補機冷却系機能喪失) + 崩壊熱除去・注水系失敗</li> <li>外部電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>崩壊熱除去機能喪失 (RHR 機能喪失 [フロントライン]) + 崩壊熱除去・注水系失敗</li> <li>外部電源喪失 + 交流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗</li> <li>外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗</li> <li>原子炉冷却材流出 (RHR 系統切替時のミニマムフロー弁操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗</li> <li>原子炉冷却材流出 (CRD 点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗</li> <li>原子炉冷却材流出 (LPRM 点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗</li> <li>原子炉冷却材流出 (RIP 点検時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗</li> <li>原子炉冷却材流出 (CUW ブロー時の操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗</li> </ul>
全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失 + 交流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗</li> <li>外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失 + 交流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗</li> <li>外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 崩壊熱除去・注水系失敗</li> </ul>
原子炉冷却材の流出	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉冷却材流出 (RHR 系統切替時のミニマムフロー弁操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗</li> <li>原子炉冷却材流出 (CRD 点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗</li> <li>原子炉冷却材流出 (LPRM 点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗</li> <li>原子炉冷却材流出 (RIP 点検時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗</li> <li>原子炉冷却材流出 (CUW ブロー時の操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉冷却材流出 (RHR 系統切替時のミニマムフロー弁操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗</li> <li>原子炉冷却材流出 (CRD 点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗</li> <li>原子炉冷却材流出 (LPRM 点検 (交換) 時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗</li> <li>原子炉冷却材流出 (RIP 点検時の作業誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗</li> <li>原子炉冷却材流出 (CUW ブロー時の操作誤り) + 崩壊熱除去・注水系失敗</li> </ul>
反応度の誤投入	<ul style="list-style-type: none"> <li>反応度の誤投入</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>反応度の誤投入</li> </ul> <p>(代表性の観点から、停止中に実施される試験等により、最大反応度値を有する制御棒1本が全引抜されている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認識できずに燃料の損傷に至る事故を想定する。)</p>

第1.2-4表 重要事故シナリオの選定 (運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

事故シナリオグループ	事故シナリオ	選定した事故シナリオ (重要事故シナリオ)
崩壊熱除去機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>残留熱除去系の故障 (RHR 喪失) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>残留熱除去系の故障 (RHR S 喪失) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>外部電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>外部電源喪失 + 交流電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>残留熱除去系の故障 (RHR 喪失) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>炉心冷却失敗</li> <li>外部電源喪失 + 交流電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> </ul>
全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>外部電源喪失 + 交流電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失 + 交流電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> </ul>
原子炉冷却材の流出	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉冷却材の流出 (RHR 切替時の LOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>原子炉冷却材の流出 (CUW ブロー時の LOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>原子炉冷却材の流出 (CRD 点検時の LOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>原子炉冷却材の流出 (LPRM 点検時の LOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉冷却材の流出 (RHR 切替時の LOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>原子炉冷却材の流出 (CUW ブロー時の LOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>原子炉冷却材の流出 (CRD 点検時の LOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> <li>原子炉冷却材の流出 (LPRM 点検時の LOCA) + 崩壊熱除去・炉心冷却失敗</li> </ul>
反応度の誤投入	<ul style="list-style-type: none"> <li>反応度の誤投入</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>反応度の誤投入</li> </ul> <p>(代表性の観点から停止中に実施される検査等により、最大反応度値を有する制御棒1本が全引き抜きされている状態から、他の1本の制御棒が操作量の制限を超える誤った操作によって引き抜かれ、異常な反応度の投入を認識できずに燃料損傷に至る事故を想定する。)</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）  
 黒字：記載表現、設備名称の相違等（実質的な相違なし）

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考																																						
<p>第6.4-1表 有効性評価に使用する解析コード一覧表</p> <p>－運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <table border="1" data-bbox="142 489 1115 1606"> <thead> <tr> <th>事故シーケンスグループ</th> <th>適用コード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>高圧・低圧注水機能喪失</td> <td>SAFER CHASTE MAAP</td> </tr> <tr> <td>高圧注水・減圧機能喪失</td> <td>SAFER MAAP</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失</td> <td>SAFER MAAP</td> </tr> <tr> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td>SAFER MAAP</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>REDY SCAT</td> </tr> <tr> <td>LOCA時注水機能喪失</td> <td>SAFER CHASTE MAAP</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)</td> <td>SAFER</td> </tr> </tbody> </table>	事故シーケンスグループ	適用コード	高圧・低圧注水機能喪失	SAFER CHASTE MAAP	高圧注水・減圧機能喪失	SAFER MAAP	全交流動力電源喪失	SAFER MAAP	崩壊熱除去機能喪失	SAFER MAAP	原子炉停止機能喪失	REDY SCAT	LOCA時注水機能喪失	SAFER CHASTE MAAP	格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	SAFER	<p>第1.4-1表 有効性評価に使用する解析コード一覧表</p> <p>－運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故－</p> <table border="1" data-bbox="1374 430 2267 1606"> <thead> <tr> <th>事故シーケンスグループ</th> <th>適用コード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>高圧・低圧注水機能喪失</td> <td>SAFER MAAP</td> </tr> <tr> <td>高圧注水・減圧機能喪失</td> <td>SAFER MAAP</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失（長期TB）</td> <td>SAFER MAAP</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失（TBD, TBU）</td> <td>SAFER MAAP</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失（TBP）</td> <td>SAFER MAAP</td> </tr> <tr> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td>SAFER MAAP</td> </tr> <tr> <td>原子炉停止機能喪失</td> <td>REDY SCAT</td> </tr> <tr> <td>LOCA時注水機能喪失</td> <td>SAFER MAAP</td> </tr> <tr> <td>格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)</td> <td>SAFER</td> </tr> <tr> <td>津波浸水による注水機能喪失</td> <td>—</td> </tr> </tbody> </table>	事故シーケンスグループ	適用コード	高圧・低圧注水機能喪失	SAFER MAAP	高圧注水・減圧機能喪失	SAFER MAAP	全交流動力電源喪失（長期TB）	SAFER MAAP	全交流動力電源喪失（TBD, TBU）	SAFER MAAP	全交流動力電源喪失（TBP）	SAFER MAAP	崩壊熱除去機能喪失	SAFER MAAP	原子炉停止機能喪失	REDY SCAT	LOCA時注水機能喪失	SAFER MAAP	格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	SAFER	津波浸水による注水機能喪失	—	
事故シーケンスグループ	適用コード																																							
高圧・低圧注水機能喪失	SAFER CHASTE MAAP																																							
高圧注水・減圧機能喪失	SAFER MAAP																																							
全交流動力電源喪失	SAFER MAAP																																							
崩壊熱除去機能喪失	SAFER MAAP																																							
原子炉停止機能喪失	REDY SCAT																																							
LOCA時注水機能喪失	SAFER CHASTE MAAP																																							
格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	SAFER																																							
事故シーケンスグループ	適用コード																																							
高圧・低圧注水機能喪失	SAFER MAAP																																							
高圧注水・減圧機能喪失	SAFER MAAP																																							
全交流動力電源喪失（長期TB）	SAFER MAAP																																							
全交流動力電源喪失（TBD, TBU）	SAFER MAAP																																							
全交流動力電源喪失（TBP）	SAFER MAAP																																							
崩壊熱除去機能喪失	SAFER MAAP																																							
原子炉停止機能喪失	REDY SCAT																																							
LOCA時注水機能喪失	SAFER MAAP																																							
格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	SAFER																																							
津波浸水による注水機能喪失	—																																							

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備考																								
<p>第6.4-2表 有効性評価に使用する解析コード一覧表</p> <p>－運転中の原子炉における重大事故</p> <table border="1" data-bbox="145 436 1080 884"> <thead> <tr> <th>格納容器破損モード</th> <th>適用コード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</td> <td>MAAP</td> </tr> <tr> <td>高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</td> <td>MAAP</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</td> <td>MAAP</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼</td> <td>MAAP</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心・コンクリート相互作用</td> <td>MAAP</td> </tr> </tbody> </table>	格納容器破損モード	適用コード	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	MAAP	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	MAAP	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	MAAP	水素燃焼	MAAP	溶融炉心・コンクリート相互作用	MAAP	<p>第1.4-2表 有効性評価に使用する解析コード一覧表</p> <p>－運転中の原子炉における重大事故－</p> <table border="1" data-bbox="1397 394 2273 783"> <thead> <tr> <th>格納容器破損モード</th> <th>適用コード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）</td> <td>MAAP</td> </tr> <tr> <td>高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱</td> <td>MAAP</td> </tr> <tr> <td>原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用</td> <td>MAAP</td> </tr> <tr> <td>水素燃焼</td> <td>MAAP</td> </tr> <tr> <td>溶融炉心・コンクリート相互作用</td> <td>MAAP</td> </tr> </tbody> </table>	格納容器破損モード	適用コード	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	MAAP	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	MAAP	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	MAAP	水素燃焼	MAAP	溶融炉心・コンクリート相互作用	MAAP	
格納容器破損モード	適用コード																									
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	MAAP																									
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	MAAP																									
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	MAAP																									
水素燃焼	MAAP																									
溶融炉心・コンクリート相互作用	MAAP																									
格納容器破損モード	適用コード																									
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	MAAP																									
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	MAAP																									
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	MAAP																									
水素燃焼	MAAP																									
溶融炉心・コンクリート相互作用	MAAP																									

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

東海第二発電所 重大事故等対策の有効性評価 比較表（基本的考え方）

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機	東海第二発電所	備 考																				
<p>第6.4-3表 有効性評価に使用する解析コード一覧表</p> <p>－運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故</p> <table border="1" data-bbox="163 525 1098 913"> <thead> <tr> <th>運転停止中原子炉における燃料損傷防止</th> <th>適用コード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td>－</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失</td> <td>－</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材の流出</td> <td>－</td> </tr> <tr> <td>反応度の誤投入</td> <td>APEX SCAT（RIA用）</td> </tr> </tbody> </table>	運転停止中原子炉における燃料損傷防止	適用コード	崩壊熱除去機能喪失	－	全交流動力電源喪失	－	原子炉冷却材の流出	－	反応度の誤投入	APEX SCAT（RIA用）	<p>第1.4-3表 有効性評価に使用する解析コード一覧表</p> <p>－運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故－</p> <table border="1" data-bbox="1380 420 2255 756"> <thead> <tr> <th>運転停止中原子炉における燃料損傷防止</th> <th>適用コード</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>崩壊熱除去機能喪失</td> <td>－</td> </tr> <tr> <td>全交流動力電源喪失</td> <td>－</td> </tr> <tr> <td>原子炉冷却材の流出</td> <td>－</td> </tr> <tr> <td>反応度の誤投入</td> <td>APEX SCAT（RIA用）</td> </tr> </tbody> </table>	運転停止中原子炉における燃料損傷防止	適用コード	崩壊熱除去機能喪失	－	全交流動力電源喪失	－	原子炉冷却材の流出	－	反応度の誤投入	APEX SCAT（RIA用）	
運転停止中原子炉における燃料損傷防止	適用コード																					
崩壊熱除去機能喪失	－																					
全交流動力電源喪失	－																					
原子炉冷却材の流出	－																					
反応度の誤投入	APEX SCAT（RIA用）																					
運転停止中原子炉における燃料損傷防止	適用コード																					
崩壊熱除去機能喪失	－																					
全交流動力電源喪失	－																					
原子炉冷却材の流出	－																					
反応度の誤投入	APEX SCAT（RIA用）																					



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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機

東海第二発電所

備考

第6.4-4表 SAFERにおける重要現象の不確かさ等（1/2）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (核)	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。最確条件を包絡できる条件を設定することにより崩壊熱を大きくするよう考慮している。
	燃料棒表面熱伝達、沸騰遷移	燃料棒表面熱伝達モデル	TBL, ROSA-IIIの実験解析において、熱伝達係数を低めに評価する可能性があり、他の解析モデルの不確かさともあいまいになっており、炉心が露出し、スプレイ冷却のない場合には実験結果の燃料棒被覆管最高温度に比べて+50℃程度高めに評価し、スプレイ冷却のある場合には実験結果に比べて10℃～150℃程度高めに評価する。また、炉心が冠水維持する場合には、FIST-ABWRの実験解析において燃料棒被覆管温度の上昇はないため、不確かさは小さい。
炉心 (燃料)	燃料棒被覆管酸化	ジルコニウム-水反応モデル	また、低圧代替注水系による注水での燃料棒冷却過程における蒸気単相冷却又は噴霧流冷却の不確かさは20℃～40℃程度である。
	燃料棒被覆管変形	膨れ・破砕評価モデル	酸化量及び酸化反応に伴う発熱量をより大きく見積もる Baker-Just 式による計算モデルを採用しており、保守的な結果を与える。
炉心 (熱流動)	燃料棒被覆管変形	膨れ・破砕評価モデル	膨れ・破砕は、燃料棒被覆管温度と円周方向応力に基づいて評価され、燃料棒被覆管温度は上述のように高めに評価され、円周方向応力は燃焼期間中の変化を考慮して燃料棒内圧を大きく設定し保守的に評価している。したがって、ベストフィット曲線を用いる場合も破砕の判定はおおむね保守的となる。
	沸騰・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流、三次元効果	二相流体の流動モデル	TBL, ROSA-III, FIST-ABWR の実験解析において、二相水位変化は、解析結果に重畳する水位振動成分を除いて、実験結果とおおむね同等の結果が得られている。低圧代替注水系の注水による燃料棒冷却（蒸気単相冷却又は噴霧流冷却）の不確かさは20℃～40℃程度である。
炉心 (熱流動)	気液熱非平衡	燃料棒表面熱伝達モデル	また、原子炉圧力の評価において、ROSA-IIIでは、2MPaより低い圧力で系統的に圧力低下を早めに予測する傾向を呈しており、解析上、低圧注水系の起動タイミングを早める可能性が示される。しかし、実験で圧力低下が遅れた理由は、水面上に露出した上部支持格子等の構造材の温度が燃料棒被覆管からの輻射や過熱蒸気により上昇し、LPS スプレイの液滴で冷却された際に蒸気が発生したためであり、低圧注水系を注水手段として用いる事故シナリオでは考慮する必要がある不確かさである。このため、燃料棒被覆管温度に大きな影響を及ぼす低圧代替注水系の注水タイミングに特段の差異を生じる可能性はないと考えられる。
			TBL, ROSA-IIIの実験解析において、熱伝達係数を低めに評価する可能性があり、他の解析モデルの不確かさともあいまいになっており、炉心が露出し、スプレイ冷却のない場合には実験結果の燃料棒被覆管最高温度に比べて+50℃程度高めに評価し、スプレイ冷却のある場合には実験結果に比べて10℃～150℃程度高めに評価する。また、炉心が冠水維持する場合には、FIST-ABWR の実験解析において燃料棒被覆管温度の上昇はないため、不確かさは小さい。また、低圧代替注水系による注水での燃料棒冷却過程における蒸気単相冷却又は噴霧流冷却の不確かさは20℃～40℃程度である。

第1.4-4表 SAFERにおける重要現象の不確かさ等（1/2）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (核)	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。最確条件を包絡できる条件を設定することにより崩壊熱を大きくするよう考慮している。
	燃料棒表面熱伝達、沸騰遷移、気液熱非平衡	燃料棒表面熱伝達モデル	TBL, ROSA-IIIの実験解析において、熱伝達係数を低めに評価する可能性があり、他の解析モデルの不確かさともあいまいになっており、炉心が露出し、スプレイ冷却のない実験結果の燃料棒被覆管最高温度に比べて最大50℃程度高めに評価する。低圧代替注水系の注水による燃料棒冷却過程（蒸気単相冷却又は噴霧流冷却）の不確かさは+20℃～+40℃程度である。
炉心 (燃料)	燃料棒被覆管酸化	ジルコニウム-水反応モデル	酸化量及び酸化反応に伴う発熱量をより大きく見積もる Baker-Just 式による計算モデルを採用しており、保守的な結果を与える。
	燃料棒被覆管変形	膨れ・破砕評価モデル	膨れ・破砕は、燃料棒被覆管温度と円周方向応力に基づいて評価され、燃料棒被覆管温度は上述のように高めに評価され、円周方向応力は燃焼期間中の変化を考慮して燃料棒内圧を大きく設定し保守的に評価している。したがって、ベストフィット曲線を用いる場合も破砕の判定はおおむね保守的となる。
炉心 (熱流動)	沸騰・凝縮・ボイド率変化、気液分離（水位変化）・対向流	二相流体の流動モデル	TBL, ROSA-III, FIST-ABWR の実験解析において、二相水位変化は、解析結果に重畳する水位振動成分を除いて、実験結果とおおむね同等の結果が得られている。低圧代替注水系の注水による燃料棒冷却過程（蒸気単相冷却又は噴霧流冷却）の不確かさは+20℃～+40℃程度である。
			原子炉圧力の評価において、ROSA-IIIでは、2MPaより低い圧力で系統的に圧力低下を早めに予測する傾向を呈しており、解析上、低圧注水系の起動タイミングを早める可能性が示される。しかし、実験で圧力低下が遅れた理由は、水面上に露出した上部支持格子等の構造材の温度が燃料棒被覆管からの輻射や過熱蒸気により上昇し、LPCS スプレイの液滴で冷却された際に蒸気が発生したためであり、低圧注水系を注水手段として用いる事故シナリオでは考慮する必要がある不確かさである。このため、燃料棒被覆管温度に大きな影響を及ぼす低圧代替注水系の注水タイミングに特段の差異を生じる可能性はないと考えられる。

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機

東海第二発電所

備考

第 6.4-4 表 SAFER における重要現象の不確かさ等 (2/2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉圧力容器 (逃がし安全弁を含む)	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	臨界流モデル	TBL, ROSA-III, FIST-ABWR の実験解析において、圧力変化は実験結果とおおむね同等の解析結果が得られており、臨界流モデルに関して特段の不確かさを考慮する必要はない。
	沸騰・凝縮・ボイド率変化 気液分離 (水位変化)・対向流	二相流体の流動モデル	下部プレナムの二相水位を除き、ダウンカマの二相水位 (シュラウド外水位) に関する不確かさを取り扱う。シュラウド外水位については、燃料被覆管温度及び運転員操作のどちらに対しても二相水位及びこれを決定する二相流動モデルの妥当性の有無は重要でなく、質量及び水頭のバランスだけで定まるコラプス水位が取り扱えれば十分である。このため、特段の不確かさを考慮する必要はない。
	ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む)	原子炉注水系モデル	入力値に含まれる。各系統の設計条件に基づき原子炉圧力と注水流量の関係を使用しており、実機設備仕様に対して注水流量を少なめに与え、燃料被覆管温度を高めに評価する。

第 1.4-4 表 SAFER における重要現象の不確かさ等 (2/2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉圧力容器 (逃がし安全弁を含む)	沸騰・ボイド率変化 気液分離 (水位変化)・対向流	二相流体の流動モデル	下部プレナムの二相水位を除き、ダウンカマの二相水位 (シュラウド外水位) に関する不確かさを取り扱う。シュラウド外水位については、燃料被覆管温度及び運転員操作のどちらに対しても二相水位及びこれを決定する二相流動モデルの妥当性の有無は重要でなく、質量及び水頭のバランスだけで定まるコラプス水位が取り扱えれば十分である。このため、特段の不確かさを考慮する必要はない。
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	臨界流モデル	TBL, ROSA-III, FIST-ABWR の実験解析において、圧力変化は実験結果とおおむね同等の解析結果が得られており、臨界流モデルに関して特段の不確かさを考慮する必要はない。
	ECCS 注水 (給水系・代替注水含む)	原子炉注水系モデル	入力値に含まれる。各系統の設計条件に基づき原子炉圧力と注水流量の関係を使用しており、実機設備仕様に対して注水流量を少なめに与え、燃料被覆管温度を高めに評価する。

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

第6.4-5表 CHASTEにおける重要現象の不確かさ等

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機		東海第二発電所		備考
分類	炉心 (核)	重要現象 崩壊熱	解析モデル 崩壊熱モデル	不確かさ 入力値に含まれる。最確条件を包絡できる条件を設定することにより崩壊熱を大きくするよう考慮している。
	炉心 (燃料)	燃料棒表面熱伝達	対流熱伝達モデル 輻射熱伝達モデル	SAFERコードから引き継がれるため、不確かさはSAFERコードで考慮する。 入力値に含まれる。輻射率は、1,200℃付近のジルカロイ被覆管の酸化面における輻射率(0.7~0.8)を踏まえて0.67を用いることで、輻射伝熱を小さくするよう考慮している。 なお、輻射率0.67を用いた場合のPCTは、輻射率0.75を用いた場合に比べて数℃程度高くなる。また、部分長燃料棒より上部にも出力燃料棒が存在すると仮定して輻射伝熱を小さくするよう考慮している。
		燃料被覆管酸化	ジルコニウム-水反応モデル	酸化量及び酸化反応に伴う発熱量をより大きく見積もる Baker-Just 式による計算モデルを採用しており、保守的な結果を与える。
	燃料被覆管変形	膨れ・破裂評価モデル	膨れ・破裂は、燃料被覆管温度と円周方向応力に基づいて評価され、SAFERコードから引き継ぐ対流熱伝達係数、及び燃料の最大線出力密度などの解析条件を保守的に取り扱うことにより燃料被覆管温度は高めに評価され、円周方向応力は燃焼期間中の変化を考慮して燃料棒内圧を大きく設定し保守的に評価している。ベストフィット曲線を用いる場合も破裂の判定はおおむね保守的となる。	



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

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号機

東海第二発電所

備考

本資料のうち、枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

第 6.4-6 表 REDY における重要現象の不確かさ等 (1/2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (核)	核分裂出力	核特性モデル	反応度フィードバック効果の不確かさに含まれる。
	反応度フィードバック効果	反応度モデル (ボイド・ドップラ)	原子炉スクラム失敗を仮定した主蒸気隔離弁の誤閉止の事象に対して、初期の運転状態から炉心流量、原子炉圧力、炉心入口エンタルピー及び軸方向出力分布が変化した場合の、炉心一点近似手法による不確かさに、反応度係数計算及び取替炉心設計段階における不確かさを考慮し、反応度係数の保守因子の変動範囲の検討から、事象進展期間にわたる保守因子の変動範囲として以下を確認した。 ・動的ボイド係数 ・動的ドップラ係数
炉心 (熱流動)	崩壊熱	崩壊熱モデル	高温停止に必要なボロン反応度の不確かさは、平衡炉心におけるほう酸水注入系の三次元未臨界性評価における停止余裕基準の-1.5%Δkに、炉心変更等の不確かさとして停止余裕基準と同等の1.5%Δkを考慮して、-3%Δkを不確かさとした。 学会推奨値等と崩壊熱モデル式の比較から、崩壊熱計算の不確かさが-0.1%~+0.8%であることを確認した。
	沸騰・ボイド率変化	炉心ボイドモデル	設計データとの比較手法から、炉心流量補正の不確かさとして、補正なしを下限、最大補正二次関数を上限として設定した。
原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	再循環系モデル	再循環ポンプ慣性時定数の不確かさは、再循環ポンプの設計仕様から-10%~+10%であることを確認した。
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)		モデルの仮定に含まれる。
			モデルにおける吹出し容量は、「日本工業規格 JISB8210」付属記載の算出式により計算された値をインプットデータとして用いており、吹出し容量の不確かさは-0%~+16.6%であることを確認した。

第 1.4-5 表 REDY における重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (熱流動)	核分裂出力	核特性モデル	反応度フィードバック効果の不確かさに含まれる。
	反応度フィードバック効果	反応度モデル (ボイド・ドップラ)	動的ボイド係数 動的ドップラ係数 高温停止に必要なボロン反応度：-3%Δk
炉心 (熱流動)	崩壊熱	崩壊熱モデル	非常用炉心冷却系の性能評価において使用が認められている崩壊熱曲線に対して、1秒後の時点で+0.8%/-0.1%の不確かさを有する。
	沸騰・ボイド率変化	炉心ボイドモデル	炉心ボイドマップ確認試験により、炉心ボイドモデルにおいて使用するボイドマップ補正率に対して、以下の不確かさを有する。 補正なし/最大補正二次関数 再循環系ポンプ慣性時定数：+10%/-10% モデルの仮定に含まれる。
原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む)	冷却材流量変化	再循環系モデル	逃がし安全弁流量：+16.6%
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	逃がし安全弁モデル	逃がし安全弁流量：+16.6%
格納容器	ECCS注水 (給水系・代替注水設備含む)	給水系モデル	給水エンタルピー (1) 給水温度 (主蒸気流量零で)：-60kJ/kg (-14℃) (2) 遅れ時間：+50秒 高圧炉心注水系流量：実力値 (137%) サブレーション・プールの初期エンタルピー：設計仕様の常用温度下限 (-104kJ/kg (-25℃)) 保守的な混合特性を設定。 保守的モデルに含まれる。
	ほう酸水の拡散	ほう酸水拡散モデル	ほう酸水拡散モデル
	サブレーション・プール冷却	格納容器モデル	格納容器モデル

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機		東海第二発電所		備考
第 6.4-6 表 REDY における重要現象の不確かさ等 (2/2)				
原子炉圧力容器 (逃がし安全弁含む)	重要現象 ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む)	解析モデル 給水系モデル	不確かさ	<p>実機試験データとの比較から、主蒸気流量ゼロにおける給水エンタルピは、REDY コードの方が約 60kJ/kg (約 14℃) 程度高めであり、これを主蒸気流量がゼロの点での給水エンタルピの不確かさとした。また、エンタルピが低下した給水が原子炉圧力容器に到達する遅れ時間は、REDY コードでは厳しめに 0 秒としているが、遅れ時間 50 秒を不確かさの下限として設定した。</p> <p>設計流量 (安全要求の下限値である 182m<sup>3</sup>/h) と実力値 (250m<sup>3</sup>/h) の比較により、HPCF 流量の不確かさとして、+13%を設定した。</p> <p>サブレーション・チェンバ・プールの水温として保安規定で定められた上限値 35℃を設定しているが、設計仕様の常用温度下限 10℃を考慮して、不確かさを-25℃ (-104kJ/kg) を下限として設定した。</p> <p>ABWR 向けの試験結果から、保守的な値を使用していることを確認しており、不確かさは入力値に含まれる。</p> <p>モデル式の確認により保守的に評価することを確認しており、不確かさはモデルの保守性に含まれる。</p>
原子炉格納容器	ほう酸水の拡散 サブレーション・プールの冷却	ほう酸水拡散モデル 格納容器モデル		

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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機

東海第二発電所

備考

第 6.4-7 表 SCAT における重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (核)	出力分布変化	出力分布モデル	入力値に含まれる。解析コードでは保守的に中央ピークに基づく軸方向出力分布を代表的に入力するため、燃料被覆管温度は高く評価される。
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	熱伝導モデル、燃料ペレット被覆管ギャップ熱伝達モデル	入力値に含まれる。解析コードでは燃料ペレットと燃料被覆管間のギャップ熱伝達係数を高めに入力するため、過渡的な遷移沸騰時の燃料被覆管温度は高めに評価される。
	燃料棒表面熱伝達	熱伝達モデル、リウエットモデル	解析コードは燃料棒表面熱伝達をおおむね保守的に評価する相関式（修正 Dougall-Rohsenow 式）を採用したことに加え、放射熱伝達を無視しているため燃料棒表面の熱伝達係数はおおむね小さく評価される。
炉心 (熱流動)	沸騰遷移	沸騰遷移評価モデル	入力条件に含まれる。解析コードでは沸騰遷移が生じ易い条件として、初期条件を運転制限 MCPR となるバンドル出力、バンドル流量とし、SLMCPR を基準に沸騰遷移の発生及び沸騰遷移位置を判定するよう設定しているため、燃料被覆管温度はおおむね高めに評価される。
	気液熱非平衡	熱伝達モデル、リウエットモデル	解析コードでは沸騰遷移後の熱伝達をおおむね保守的に評価する相関式（修正 Dougall-Rohsenow 式）を採用し、加えて放射熱伝達を無視しているため、蒸気温度を飽和として熱伝達を取り扱っても燃料被覆管温度はおおむね高めに評価される。このため、燃料被覆管温度に対する気液の熱的非平衡の影響をおおむね保守的に取り扱っているとしてよい。

第 1.4-6 表 SCAT における重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (核)	出力分布変化	出力分布モデル	解析コードは、保守的に中央ピークに基づく軸方向出力分布を設定するため、燃料被覆管温度を高めに評価する。
	燃料棒内温度変化	熱伝導モデル、燃料ペレット被覆管ギャップ熱伝達モデル	解析コードは、燃料ペレットと燃料被覆管との間のギャップ熱伝達係数を高めに設定するため、原子炉出力が上昇する時の表面熱流束に対する熱伝達遅れが小さくなる。このため、主蒸気隔離弁閉止によって原子炉出力が急増する状態では、燃料被覆管温度を高めに評価する。また、給水加熱損失によって原子炉出力が準静的に増加する状態では、表面熱流束に対する熱伝達遅れの燃料被覆管温度への影響は大きくないと考えられる。
炉心 (燃料)	燃料棒表面熱伝達	熱伝達モデル、リウエットモデル	解析コードは、燃料棒表面熱伝達をおおむね保守的に評価する相関式（修正 Dougall-Rohsenow 式）を採用したことに加え、被覆管温度が高温となる領域で重要な熱伝達機構となる放射熱伝達を無視しているため、燃料棒表面の熱伝達係数をおおむね小さく評価し、燃料被覆管温度を高めに評価する。
	沸騰遷移	沸騰遷移評価モデル	解析コードは、燃料被覆管温度に依存するリウエット相関式（相関式 2）を使用し、上述のとおり被覆管温度を高めに評価することから、リウエット時刻を遅めに評価し、燃料被覆管温度を高めに評価する。 解析コードは、沸騰遷移が生じ易い条件として、SLMCPR を基準に沸騰遷移の発生及び沸騰遷移位置を判定するよう設定しているため、燃料被覆管温度をおおむね高めに評価する。
炉心 (熱流動)	気液熱非平衡	熱伝達モデル、リウエットモデル	解析コードは、沸騰遷移後の熱伝達をおおむね保守的に評価する相関式（修正 Dougall-Rohsenow 式）を採用したことに加え、被覆管温度が高温となる領域で重要な熱伝達機構となる放射熱伝達を無視しているため、冷却材温度を飽和温度として熱伝達を取り扱った場合でも燃料被覆管温度はおおむね高めに評価される。よって、燃料被覆管温度に対する気液熱非平衡の影響は、修正 Dougall-Rohsenow 式の保守性に含まれる。



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

柏崎刈羽原子力発電所6／7号機

第6.4-8表 MAAP における重要現象の不確かさ等 (1/4)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心	崩壊熱	炉心モデル（原子炉出力及び崩壊熱）	入力値に含まれる。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル（炉心熱水力モデル）	TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素ガス発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と良く一致することを確認した。 CORA 実験解析における、燃料被覆管、制御棒及びチャネルボックスの温度変化について、測定データと良く一致することを確認した。 炉心ヒートアップ速度の増加（被覆管酸化の促進）を想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響を確認した。 ・TQIV、大破断 LOCA シーンケンスともに、炉心溶融の開始時刻への影響は小さい。 ・下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時刻は、ほぼ変化しない。
	燃料棒表面熱伝達	溶融炉心の挙動モデル（炉心ヒートアップ）	
	燃料被覆管酸化		
	燃料被覆管変形		
沸騰・ポイド率変化	炉心モデル（炉心水位計算モデル）		
(逃がし安全弁含む) 原子炉圧力容器	冷却材放出（臨界流・差圧流）	原子炉圧力容器モデル（破断流モデル）	TQIX 及び中小破断 LOCA シーンケンスに対して、MAAP コードと SAFER コードの比較を行い、以下の傾向を確認した。 ・MAAP コードでは SAFER コードで考慮している CCFL を取り扱っていないこと等から、水位変化に差異が生じたものの、水位低下幅は MAAP コードの方が保守的であり、その後の注水操作による有効燃料棒頂部までの水位回復時刻は両コードで同等である。
	ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）	安全系モデル（非常用炉心冷却系） 安全系モデル（代替注水設備）	逃がし安全弁からの流量は、設計値に基づいて計算される。
			入力値に含まれる。

東海第二発電所

第1.4-7表 MAAP における重要現象の不確かさ等 (1/4)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心	崩壊熱	炉心モデル（原子炉出力及び崩壊熱）	入力値に含まれる。 保守的な崩壊熱を入力値に用いており、解析モデルの不確かさの影響はない。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル（炉心熱水力モデル）	TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素ガス発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と良く一致することを確認した。 CORA 実験解析における、燃料被覆管、制御棒及びチャネルボックスの温度変化について、測定データと良く一致することを確認した。 炉心ヒートアップ速度の増加（被覆管酸化の促進）を想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響を確認した。 ・TQIV、大破断 LOCA シーンケンスともに、炉心溶融の開始時刻への影響は小さい。 ・下部プレナムへの溶融炉心移行の開始時刻は、ほぼ変化しない。 TQIX 及び中小破断 LOCA シーンケンスに対して、MAAP コードと SAFER コードの比較を行い、以下の傾向を確認した。 ・MAAP コードでは SAFER コードで考慮している CCFL を取り扱っていないこと等から、水位変化に差異が生じたものの、水位低下幅は MAAP コードの方が保守的であり、その後の注水操作による燃料棒頂部までの水位回復時刻は両コードで同等である。 逃がし安全弁からの流量は、設計値に基づいて計算される。
	燃料棒表面熱伝達	溶融炉心の挙動モデル（炉心ヒートアップ）	
	燃料被覆管酸化		
	燃料被覆管変形		
	沸騰・ポイド率変化	炉心モデル（炉心水位計算モデル）	
	気液分離（水位変化）・対向流		
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	原子炉圧力容器モデル（破断流モデル）	
	ECCS 注水（給水系・代替注水設備含む）	安全系モデル（非常用炉心冷却系） 安全系モデル（代替注水設備）	

備考

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考

第 6.4-8 表 MAAP における重要現象の不確かさ等 (2/4)

分類	重要現象	解析モデル		不確かさ
		格納容器モデル (格納容器の熱水力モデル)	HDR 実験解析では、格納容器圧力及び温度について、温度成層化を含めて傾向は良く再現でき、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が確認されたが、実験体系に起因するものと考えられ、実験体系においてはこの種の不確かさは小さくなるものと考えられる。また、非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。	
原子炉格納容器	格納容器各領域間の流動	格納容器モデル (格納容器の熱水力モデル)	HDR 実験解析では、格納容器圧力及び温度について、温度成層化を含めて傾向は良く再現でき、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が確認されたが、実験体系に起因するものと考えられ、実験体系においてはこの種の不確かさは小さくなるものと考えられる。また、非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。	CSTF 実験解析では、格納容器温度及び非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。
	構造材との熱伝導及び内部熱伝導	安全系モデル (格納容器スプレイ)	安全系モデル (格納容器スプレイ)	
	気液界面の熱伝導	安全系モデル (格納容器スプレイ)	安全系モデル (格納容器スプレイ)	
	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	安全系モデル (格納容器スプレイ)	安全系モデル (格納容器スプレイ)	
	スプレイ冷却	安全系モデル (格納容器スプレイ)	安全系モデル (格納容器スプレイ)	入力値に含まれる。スプレイの水滴温度は短時間で雰囲気温度と平衡に至ることから伝熱モデルの不確かさは小さい。
	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	安全系モデル (格納容器スプレイ)	安全系モデル (格納容器スプレイ)	窒素置換による格納容器雰囲気の不活性化が行われており、酸素ガス発生は水の放射線分解に起因する。
	格納容器ベント	格納容器モデル (格納容器の熱水力モデル)	格納容器モデル (格納容器の熱水力モデル)	入力値に含まれる。MAAP コードでは格納容器ベントについては、設計流量に基づいて流路面積を入力値として与え、格納容器各領域間の流動と同様の計算方法が用いられている。
	サブレーション・プールの冷却	安全系モデル (非常用炉心冷却系)	安全系モデル (非常用炉心冷却系)	入力値に含まれる。

第 1.4-7 表 MAAP における重要現象の不確かさ等 (2/4)

分類	重要現象	解析モデル		不確かさ
		格納容器モデル (格納容器の熱水力モデル)	HDR 実験解析では、格納容器圧力及び温度について、温度成層化を含めて傾向は良く再現でき、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が確認されたが、実験体系に起因するものと考えられ、実験体系においてはこの種の不確かさは小さくなるものと考えられる。また、非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。	
格納容器	格納容器各領域間の流動	格納容器モデル (格納容器の熱水力モデル)	HDR 実験解析では、格納容器圧力及び温度について、温度成層化を含めて傾向は良く再現でき、格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が確認されたが、実験体系に起因するものと考えられ、実験体系においてはこの種の不確かさは小さくなるものと考えられる。また、非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データと良く一致することを確認した。	CSTF 実験解析では、格納容器温度及び非凝縮性ガス濃度の挙動について、解析結果が測定データとよく一致することを確認した。
	構造材との熱伝導及び内部熱伝導	安全系モデル (格納容器スプレイ)	安全系モデル (格納容器スプレイ)	
	気液界面の熱伝導	安全系モデル (格納容器スプレイ)	安全系モデル (格納容器スプレイ)	
	スプレイ冷却	安全系モデル (格納容器スプレイ)	安全系モデル (格納容器スプレイ)	入力値に含まれる。スプレイの水滴温度は短時間で雰囲気温度と平衡に至ることから伝熱モデルの不確かさは小さい。
	放射線水分解等による水素・酸素発生	安全系モデル (非常用炉心冷却系)	安全系モデル (非常用炉心冷却系)	窒素置換による格納容器雰囲気の不活性化が行われており、酸素発生は水の放射線分解に起因する。
	格納容器ベント	格納容器モデル (格納容器の熱水力モデル)	格納容器モデル (格納容器の熱水力モデル)	入力値に含まれる。MAAP コードでは格納容器ベントについては、設計流量に基づいて流路面積を入力値として与え、格納容器各領域間の流動と同様の計算方法が用いられている。
	サブレーション・プールの冷却	安全系モデル (非常用炉心冷却系)	安全系モデル (非常用炉心冷却系)	入力値に含まれる。



柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号機

東海第二発電所

備考

第 6.4-8 表 MAAP における重要現象の不確かさ等 (3/4)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
(逃がし安全弁含む) 原子炉圧力容器 (炉心損傷後)	リロケーション	溶融炉心の挙動モデル (リロケーション)	TMI 事故解析における炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と良く一致することを確認した。
	構造材との熱伝達		リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により影響を確認した。 ・TQV、大破断 LOCA シーケンスともに、炉心溶融時刻、原子炉圧力容器破損時刻への影響が小さいことを確認した。
	原子炉圧力容器内 FCI (溶融炉心細粒化)	溶融炉心の挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心の挙動)	原子炉圧力容器内 FCI に影響する項目として、溶融ジェット径、エントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い、いずれれについても、原子炉圧力容器破損時点での原子炉圧力に対する感度が小さいことを確認した。
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心の挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心の挙動)	TMI 事故解析における下部プレナムの温度挙動について、TMI 事故分析結果と良く一致することを確認した。
	原子炉圧力容器破損	溶融炉心の挙動モデル (原子炉圧力容器破損モデル)	下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束、下部プレナムギャップ除熱量に係る係数に対する感度解析を行い、原子炉圧力容器破損時刻等の事象進展に対する影響が小さいことを確認した。
	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	格納容器モデル (水素ガス発生)	原子炉圧力容器破損に影響する項目として制御棒駆動機構ハウジング溶接部の破損判定に用いる最大ひずみ (しきい値) をパラメータとした感度解析を行い、原子炉圧力容器破損時刻が約 13 分早まることを確認した。ただし、仮想的な厳しい条件に基づく解析結果であり、実機における影響は十分小さいと判断される。
	原子炉圧力容器内 FP 挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	炉心内のジルコニウム-水反応による水素ガス発生量は、TMI 事故解析を通じて分析結果と良く一致することを確認した。
			PHEBUS-PP 実験解析により、FP 放出の開始時刻を良く再現できているものの、燃料被覆管温度を高めめに評価することにより、急激な FP 放出を示す結果となった。ただし、この原因は実験における小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられる。

第 1.4-7 表 MAAP における重要現象の不確かさ等 (3/4)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	
原子炉圧力容器 (炉心損傷後) (逃がし安全弁含む)	リロケーション	溶融炉心の挙動モデル (リロケーション)	TMI 事故解析における炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と良く一致することを確認した。	
	構造材との熱伝達		リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心ノード崩壊のパラメータを低下させた感度解析により影響を確認した。 ・TQV、大破断 LOCA シーケンスともに、炉心溶融時刻、原子炉圧力容器破損時刻への影響が小さいことを確認した。	
	原子炉圧力容器内 FCI (溶融炉心細粒化)	溶融炉心の挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心の挙動)	原子炉圧力容器内 FCI に影響する項目として、溶融ジェット径、エントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い、いずれれについても、原子炉圧力容器破損時点での原子炉圧力に対する感度が小さいことを確認した。	
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心の挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心の挙動)	TMI 事故解析における下部プレナムの温度挙動について、TMI 事故分析結果と良く一致することを確認した。	
	原子炉圧力容器破損	溶融炉心の挙動モデル (原子炉圧力容器破損モデル)	下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束、下部プレナムギャップ除熱量に係る係数に対する感度解析を行い、原子炉圧力容器破損時刻等の事象進展に対する影響が小さいことを確認した。	
	放射線水分解等による水素・酸素発生	格納容器モデル (水素発生)	炉心内のジルコニウム-水反応による水素発生量は、TMI 事故解析を通じて分析結果と良く一致することを確認した。	
	原子炉圧力容器内 FP 挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	PHEBUS-PP 実験解析により、FP 放出の開始時刻を良く再現できているものの、燃料被覆管温度を高めめに評価することにより、急激な FP 放出を示す結果となった。ただし、この原因は実験における小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられる。	



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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考

第 6.4-8 表 MAAP における重要現象の不確かさ等 (4/4)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉圧力容器外 FCI (溶融炉心細粒化)	溶融炉心の挙動モデル (格納容器下部での溶融炉心の挙動)	原子炉圧力容器外 FCI 現象に影響する項目としてエントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い、原子炉圧力容器外 FCI によって生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認した。
	原子炉圧力容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心の挙動モデル (格納容器下部での溶融炉心の挙動)	溶融炉心の拡がりや事前水張りの深さを踏まえて、拡がりを抑制した感度解析等の取扱いを行うことが適切と考えられる。
	格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり	溶融炉心の挙動モデル (格納容器下部での溶融炉心の挙動)	MCCI 現象に関する不確かさの要因分析より、エントレインメント係数、上面熱流束及び溶融プールからクラストへの熱伝達係数をパラメータとした感度解析を行った。評価の結果、コンクリート侵食量に対して上面熱流束の感度が支配的であることを確認した。また、上面熱流束を下限值とした場合でも、コンクリート侵食量が 22.5cm 程度に収まることを確認した。
	溶融炉心と格納容器下部プールの伝熱	溶融炉心の挙動モデル (格納容器下部での溶融炉心の挙動)	上記の感度解析は、想定される範囲で厳しい条件を与えて感度を確認したものであり、不確かさを考慮しても実機でのコンクリート侵食量は感度解析よりも厳しくなることはないと考えられる。
溶融炉心とコンクリートの伝熱	溶融炉心の挙動モデル (格納容器下部での溶融炉心の挙動)	ACE 実験解析及び SURC-4 実験解析により、溶融炉心堆積状態が既知である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認した。	
コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	溶融炉心の挙動モデル (格納容器下部での溶融炉心の挙動)	実験で確認されている侵食の不均一性については、実験における侵食のばらつきが MAAP コードの予測侵食量の 20% の範囲内に収まっていることから、上面熱流束の感度に比べて影響が小さいことを確認した。	
原子炉格納容器内 FP 挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	PHEBUS-PP 実験解析により、FP 放出の開始時刻を良く再現できているものの、燃料被覆管温度を高め評価することにより、急激な FP 放出を示す結果となった。ただし、この原因は実験における小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な炉心体系においてはこの種の不確かさは小さく考えられる。	
			ABCVE 実験解析により、格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認した。

第 1.4-7 表 MAAP における重要現象の不確かさ等 (4/4)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
格納容器 (炉心損傷後)	原子炉圧力容器外 FCI (溶融炉心細粒化)	溶融炉心の挙動モデル (格納容器下部での溶融炉心の挙動)	原子炉圧力容器外 FCI 現象に影響する項目としてエントレインメント係数及びデブリ粒子径をパラメータとして感度解析を行い、原子炉圧力容器外 FCI によって生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認した。
	原子炉圧力容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心の挙動モデル (格納容器下部での溶融炉心の挙動)	溶融炉心の拡がり実験や評価に関する知見に基づき、落下した溶融炉心は床上全体に均一に拡がると想定される。ただし、堆積形状の不確かさが想定されるため、個別プラントのベデスタルの形状や事前水張りの深さを踏まえて、拡がりを抑制した感度解析等の取扱いを行うことが適切と考えられる。
	格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり	溶融炉心の挙動モデル (格納容器下部での溶融炉心の挙動)	MCCI 現象に関する不確かさの要因分析により、エントレインメント係数、上面熱流束及び溶融プールからクラストへの熱伝達係数をパラメータとした感度解析を行った。評価の結果、コンクリート侵食量に対して上面熱流束の感度が支配的であることを確認した。また、上面熱流束を下限值とした場合でも、コンクリート侵食量が 22.5cm 程度に収まることを確認した。
	溶融炉心と格納容器下部プールの伝熱	溶融炉心の挙動モデル (格納容器下部での溶融炉心の挙動)	上記の感度解析は、想定される範囲で厳しい条件を与えて感度を確認したものであり、不確かさを考慮しても実機でのコンクリート侵食量は感度解析よりも厳しくなることはないと考えられる。
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	ACE 実験解析及び SURC-4 実験解析により、溶融炉心堆積状態が既知である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認した。	
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	溶融炉心の挙動モデル (格納容器下部での溶融炉心の挙動)	実験で確認されている侵食の不均一性については、実験における侵食のばらつきが MAAP コードの予測侵食量の 20% の範囲内に収まっていることから、上面熱流束の感度に比べて影響が小さいことを確認した。
	格納容器内 FP 挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	PHEBUS-PP 実験解析により、FP 放出の開始時刻を良く再現できているものの、燃料被覆管温度を高め評価することにより、急激な FP 放出を示す結果となった。ただし、この原因は実験における小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な炉心体系においてはこの種の不確かさは小さく考えられる。
			ABCVE 実験解析により、格納容器内のエアロゾル沈着挙動を適正に評価できることを確認した。

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

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号機

東海第二発電所

備考

第 6.4-9 表 APEX における重要現象の不確かさ等 (1/2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (核)	核分裂出力	一点近似動特性モデル(炉出力) 出力分布は二次元拡散モデル 核定数は三次元体系の炉心を空間効 果を考慮し二次元体系に縮約	ドップラ反応度フィードバック及び制御棒反応度効果の不確かさに含まれる。
	出力分布変化	二次元(RZ)拡散モデル エンタルピステップの進行に伴う相 対出力分布変化を考慮	解析では制御棒引抜に伴う反応度印加曲線を厳しく設定し、さらに局所出力 ピーキング係数は対象領域にある燃料の燃焼寿命を考慮した最大値(燃焼度 0Gwd/tでの値)を用いるといった保守的なモデルを適用していることから、出 力分布変化の不確かさは考慮しない。
	反応度フィードバック 効果	ドップラ反応度フィードバック効果 は出力分布依存で考慮 熱的現象は断熱、ボイド反応度フィ ードバック効果は考慮しない	ドップラ反応度フィードバックの不確かさは、Hellstrand の試験等との比較 から7~9%であることを確認した。
	制御棒反応度効果	三次元拡散モデル 動特性計算では外部入力	実効遅発中性子割合の不確かさは、MISTRAL 臨界試験との比較から4%であるこ とを確認した。 制御棒反応度の不確かさは、起動試験時及び炉物理試験時に行われた制御棒 値の測定結果と解析結果の比較から9%以下であることを確認した。 実効遅発中性子割合の不確かさは、MISTRAL 臨界試験との比較から4%であるこ とを確認した。

第 1.4-8 表 APEX における重要現象の不確かさ等 (1/2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (核)	核分裂出力	一点近似動特性モデル(炉出 力) 出力分布は二次元拡散モデル 核定数は三次元体系の炉心の 空間効果を考慮し二次元体系 に縮約	ドップラ反応度フィードバック及び制御棒反応度効果の不確かさに含まれる。
	出力分布変化	二次元(RZ)拡散モデル エンタルピステップの進行に 伴う相対出力分布変化を考慮	解析では制御棒引き抜きに伴う反応度印加曲線を厳しく設定し、さらに局所出力ピー キング係数は対象領域にある燃料の燃焼寿命を考慮した最大値(燃焼度 0Gwd/tでの 値)を用いるといった保守的なモデルを適用していることから、出力分布変化の不確か さは考慮しない。
	反応度フィードバック効 果	ドップラ反応度フィードバック 効果は出力分布依存で考慮 熱的現象は断熱、ボイド反応 度フィードバック効果は考慮 しない	ドップラ反応度フィードバックの不確かさは、Hellstrand の試験等との比較から7~ 9%であることを確認した。
	制御棒反応度効果	三次元拡散モデル 動特性計算では外部入力	実効遅発中性子割合の不確かさは、MISTRAL 臨界試験との比較から4%であることを確 認した。 制御棒反応度の不確かさは、起動試験時及び炉物理試験時に行われた制御棒値の測 定結果と解析結果の比較から9%以下であることを確認した。 実効遅発中性子割合の不確かさは、MISTRAL 臨界試験との比較から4%であることを確 認した。

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

柏崎刈羽原子力発電所6 / 7号機		東海第二発電所		備考
第 6.4-9 表 APEX における重要現象の不確かさ等 (2/2)				
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	熱伝導モデル 燃料ペレレット-被覆管ギャップ熱伝達モデル	「反応度投入事象評価指針」において燃料棒内メッシュの「制御棒落下」解析結果への影響は 0%と報告されており、類似の事象である本事故シナケンスについても、影響はほとんど生じないため、考慮しない。	
	燃料棒表面熱伝達	单相強制対流：Dittus-Boelter の式 核沸騰状態：Jens-Lottes の式 膜沸騰状態 (低温時)：NSRR の実測データに基づいて導出された熱伝達相関式	「反応度の誤投入」事象は挙動が緩やかであるために出力上昇も小さく、事象発生後はスクラム反応度印加により速やかに収束するため、除熱量に不確かさがあるとしても、燃料エンタルピーの最大値に対する影響はほとんどないため、考慮しない。	
	沸騰遷移	低温時：Rohsenow-Griffith の式及び Kutateladze の式	事象を通じての表面熱流束は限界熱流束に対して十分小さくなくないことから、沸騰遷移の判定式の不確かさが燃料エンタルピーの最大値に与える影響はほとんどないため、考慮しない。	
第 1.4-8 表 APEX における重要現象の不確かさ等 (2/2)				
分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	熱伝導モデル 燃料ペレレット-被覆管ギャップ熱伝達モデル	「反応度投入事象評価指針」において燃料棒内メッシュの「制御棒落下」解析結果への影響は 0%と報告されており、類似の事象である本事故シナケンスについても、影響はほとんど生じないため、考慮しない。	
	燃料棒表面熱伝達	单相強制対流： Dittus-Boelter の式 核沸騰状態： Jens-Lottes の式 膜沸騰状態 (低温時)： NSRR の実測データに基づいて導出された熱伝達相関式	「反応度の誤投入」事象は挙動が緩やかであるために出力上昇も小さく、事象発生後はスクラム反応度印加により速やかに収束するため、除熱量に不確かさがあるとしても、燃料エンタルピーの最大値に対する影響はほとんどないため、考慮しない。	
	沸騰遷移	低温時： Rohsenow-Griffith の式及び Kutateladze の式	事象を通じての表面熱流束は限界熱流束に対して充分小さくなくないことから、沸騰遷移の判定式の不確かさが燃料エンタルピーの最大値に与える影響はほとんどないため、考慮しない。	



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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考

第6.7-1表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (1/3)

評価事象	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失	崩壊熱除去機能喪失	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス(インターフェイス)システム(LOCA)
評価指標	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力
物理現象							
核分裂出力	-	-	-	-	○	-	-
出力分布変化	-	-	-	-	○	-	-
反応度フィードバック効果	-	-	-	-	○	-	-
制御棒反応度効果	-	-	-	-	-	-	-
崩壊熱	○	○	○	○	○	○	○
三次元効果	-	-	-	-	○ <sup>※1</sup>	-	-
燃料棒内温度変化	-	-	-	-	○	-	-
燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	○
沸騰遷移	○	○	○	○	○	○	○
燃料被覆管酸化	○	○	○	○	-	○	○
燃料被覆管変形	○	○	○	○	-	○	○
三次元効果	-	-	-	-	-	-	-
沸騰・ポイド率変化	○	○	○	○	○	○	○
気液分離(水位変化)・対向流	○	○	○	○	○	○	○
気液熱非平衡	○	○	○	○	○	○	○
圧力損失	-	-	-	-	-	-	-
三次元効果	○	○	○	○	○	○	○

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象) -：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象  
 ※1 三次元効果の模擬は、REDY/SCATコード体系では困難であるため、米国において中性子束振動の評価実績のある原子炉過渡解析コード (TRACC) を使用して、参考的に解析して影響を確認している。

第1.7-1表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (1/3)

評価事象	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失	崩壊熱除去機能喪失	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス(インターフェイス)システム(LOCA)	津波浸水による注水機能喪失
評価指標	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器圧力及び温度
物理現象								
核分裂出力	-	-	-	-	○	-	-	-
出力分布変化	-	-	-	-	○	-	-	-
反応度フィードバック効果	-	-	-	-	○	-	-	-
制御棒反応度効果	-	-	-	-	-	-	-	-
崩壊熱	○	○	○	○	○	○	○	○
三次元効果	-	-	-	-	○ <sup>※</sup>	-	-	-
燃料棒内温度変化	-	-	-	-	○	-	-	-
燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○	○	○	○
沸騰遷移	○	○	○	○	○	○	○	○
燃料被覆管酸化	○	○	○	○	-	○	○	○
燃料被覆管変形	○	○	○	○	-	○	○	○
三次元効果	-	-	-	-	-	-	-	-
沸騰・ポイド率変化	○	○	○	○	○	○	○	○
気液分離(水位変化)・対向流	○	○	○	○	-	○	○	○
気液熱非平衡	○	○	○	○	○	○	○	○
圧力損失	-	-	-	-	-	-	-	-
三次元効果	○	○	○	○	○ <sup>※1</sup>	○	○	○

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象) -：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象  
 ※ 三次元効果の模擬は、REDY/SCATコード体系では困難であるため、米国において中性子束振動の評価実績のある原子炉過渡解析コード (TRACC) を使用して、参考的に解析して影響を確認している。

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考

第6.7-1表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (2/3)

評価事象	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失	崩壊熱除去機能喪失	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス(インタージェネシスシステム)LOCA
評価指標	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力
物理現象							
冷却材流量変化	-	-	-	-	○	-	-
冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	○	○	○	○	○	○
沸騰・凝縮・ボイド率変化	○	○	○	○	-	○	○
気液分離 (水位変化)・対向流	○	○	○	○	-	○	○
気液熱非平衡	-	-	-	-	-	-	-
圧力損失	-	-	-	-	-	-	-
構造材との熱伝達	-	-	-	-	-	-	-
ECCS注水 (給水系・代替注水設備含む)	○	○	○	○	○	○	○
ほう酸水の拡散	-	-	-	-	-	-	-
三次元効果	-	-	-	-	-	-	-

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象) -：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

第1.7-1表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (2/3)

評価事象	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失	崩壊熱除去機能喪失	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス(インタージェネシスシステム)LOCA	津波浸水による注水機能喪失
評価指標	燃料被覆管温度 原子炉圧力 格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 格納容器圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 格納容器圧力及び温度
物理現象								
冷却材流量変化	-	-	-	-	○	-	-	-
冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	○	○	○	○	○	○	○
沸騰・凝縮・ボイド率変化	○	○	○	○	-	○	○	○
気液分離 (水位変化)・対向流	○	○	○	○	-	○	○	○
気液熱非平衡	-	-	-	-	-	-	-	-
圧力損失	-	-	-	-	-	-	-	-
構造材との熱伝達	-	-	-	-	-	-	-	-
ECCS注水 (給水系・代替注水設備含む)	○	○	○	○	○	○	○	○
ほう酸水の拡散	-	-	-	-	-	-	-	-
三次元効果	-	-	-	-	-	-	-	-

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象) -：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考

第6.7-1表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (3/3)

評価事象	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失	崩壊熱除去機能喪失	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス(インタージェンシシステム)LOCA
評価指標	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力
物理現象							
分類	原子炉格納容器	原子炉格納容器	原子炉格納容器	原子炉格納容器	原子炉格納容器	原子炉格納容器	原子炉格納容器

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象) -：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象  
 ※1 評価事象「崩壊熱除去機能喪失」の有効性評価では、「取水機能が喪失した場合」と「残留熱除去系が故障した場合」について有効性を確認しており、取水機能が喪失した場合にはサブプレッション・プールの冷却が、残留熱除去系が故障した場合には格納容器ベントがそれぞれ重要現象となる。  
 ※2 第6.7-1表(2/3)の「冷却材放出(臨界流・差圧流)」と同一の物理現象

第1.7-1表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (3/3)

評価事象	高圧・低圧注水機能喪失	高圧注水・減圧機能喪失	全交流動力電源喪失	崩壊熱除去機能喪失	原子炉停止機能喪失	LOCA時注水機能喪失	格納容器バイパス(インタージェンシシステム)LOCA	津波浸水による注水機能喪失
評価指標	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度	燃料被覆管温度 原子炉圧力	燃料被覆管温度 原子炉圧力 原子炉格納容器 圧力及び温度
物理現象								
分類	原子炉格納容器	原子炉格納容器	原子炉格納容器	原子炉格納容器	原子炉格納容器	原子炉格納容器	原子炉格納容器	原子炉格納容器

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象) -：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象  
 ※1 評価事象「崩壊熱除去機能喪失」の有効性評価では、「取水機能が喪失した場合」と「残留熱除去系が故障した場合」について有効性を確認しており、取水機能が喪失した場合には、サブプレッション・プールの冷却が、残留熱除去系が故障した場合には格納容器ベントがそれぞれ重要現象となる。  
 ※2 第1.7-1表(2/3)の「冷却材放出(臨界流・差圧流)」と同一の物理現象



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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考

第6.7-2表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
 (運転中の原子炉における重大事故) (1/5)

評価事象	評価指標	評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象)	原子炉圧力	原子炉圧力容器外への溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
物理現象	原子炉格納容器圧力及び温度	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加熱	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート侵食量
炉心 (核)	核分裂出力	炉心圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	-	-	-	-
	出力分布変化	-	-	-	-	-
	反応度フィードバック効果	-	-	-	-	-
	制御棒反応度効果	-	-	-	-	-
	崩壊熱	-	○	○	○	○
	三次元効果	-	-	-	-	-
	燃料棒内温度変化	-	○	○	○	○
	燃料棒表面熱伝達	-	○	○	○	○
	沸騰遷移	-	-	-	-	-
	燃料被覆管酸化	-	○	○	○	○
	燃料被覆管変形	-	○	○	○	○
	三次元効果	-	-	-	-	-
	沸騰・ボイド率変化	-	○	○	○	○
	気液分離 (水位変化)・対向流	-	○	○	○	○
	気液熱非平衡	-	-	-	-	-
	圧力損失	-	-	-	-	-
	三次元効果	-	-	-	-	-

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象) -：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

第1.7-2表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
 (運転中の原子炉における重大事故) (1/5)

評価事象	評価指標	評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象)	原子炉圧力	原子炉圧力容器外への溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
物理現象	原子炉格納容器圧力及び温度	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加熱	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート侵食量
炉心 (核)	核分裂出力	炉心圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	-	-	-	-
	出力分布変化	-	-	-	-	-
	反応度フィードバック効果	-	-	-	-	-
	制御棒反応度効果	-	-	-	-	-
	崩壊熱	-	○	○	○	○
	三次元効果	-	-	-	-	-
	燃料棒内温度変化	-	○	○	○	○
	燃料棒表面熱伝達	-	○	○	○	○
	沸騰遷移	-	-	-	-	-
	燃料被覆管酸化	-	○	○	○	○
	燃料被覆管変形	-	○	○	○	○
	三次元効果	-	-	-	-	-
	沸騰・ボイド率変化	-	○	○	○	○
	気液分離 (水位変化)・対向流	-	○	○	○	○
	気液熱非平衡	-	-	-	-	-
	圧力損失	-	-	-	-	-
	三次元効果	-	-	-	-	-

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象) -：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考

第 6.7-2 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (運転中の原子炉における重大事故) (2/5)

評価事象	評価指標	帯電気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
物理現象	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉格納容器圧力	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート侵食量
冷却材流量変化	-	-	-	-	-	-
冷却材放出 (臨界流・差圧流)	-	-	○	-	-	-
沸騰・凝縮・ボイド率変化	-	-	-	-	-	-
気液分離・対向流	-	-	-	-	-	-
気液熱非平衡	-	-	-	-	-	-
圧力損失	-	-	-	-	-	-
構造材との熱伝達	-	-	-	-	-	-
ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む)	○	-	-	-	○	-※1
ほう酸水の拡散	-	-	-	-	-	-
三次元効果	-	-	-	-	-	-

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象) -：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象  
 ※1 評価事象「溶融炉心・コンクリート相互作用」の有効性評価の評価事故シナリオにおいては、ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む) を実施せず、その有効性を確認していることから、当該の事故シナリオにおいては、ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む) は重要現象とならない。

第 1.7-2 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (運転中の原子炉における重大事故) (2/5)

評価事象	評価指標	帯電気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
物理現象	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉格納容器圧力	原子炉圧力	格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート侵食量
冷却材流量変化	-	-	-	-	-	-
冷却材放出 (臨界流・差圧流)	-	-	○	-	-	-
沸騰・凝縮・ボイド率変化	-	-	-	-	-	-
気液分離 (水位変化)・対向流	-	-	-	-	-	-
気液熱非平衡	-	-	-	-	-	-
圧力損失	-	-	-	-	-	-
構造材との熱伝達	-	-	-	-	-	-
ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む)	○	-	-	-	○	-※1
ほう酸水の拡散	-	-	-	-	-	-
三次元効果	-	-	-	-	-	-

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象) -：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象  
 ※1 評価事象「溶融炉心・コンクリート相互作用」の有効性評価においては、ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む) を実施せず、その有効性を確認していることから、当該の事故シナリオにおいては、ECCS 注水 (給水系・代替注水設備含む) は重要現象とならない。

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

第 6.7-2 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
 (運転中の原子炉における重大事故) (3/5)

評価事象	評価指標	原子炉格納容器	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
物理現象	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート侵食量
冷却材放出	-	-	-	-	-	-
格納容器各領域間の流動	○	-	-	○	○	-
サブレーション・プール冷却	○※1	-	-	-	○	-
気液界面の熱伝達	○	-	-	-	-	-
構造材との熱伝達及び内部熱伝導	○	-	-	-	-	-
スプレイ冷却	○	-	-	-	○	-
放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生	○※2	-	-	-	○※2	-
格納容器ベント	○※1	-	-	-	-※3	-

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象) -：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象  
 ※1 評価事象「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の有効性評価においては、「代替循環冷却系を使用する場合」と「代替循環冷却系を使用しない場合」の有効性を確認しており、代替循環冷却系を使用する場合はサブレーション・プール冷却が、代替循環冷却系を使用しない場合は格納容器ベントがそれぞれ重要現象となる。  
 ※2 物理現象「放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生」の評価指標への影響については、評価事象「水素燃焼」において、解析条件の不確かさとして整理し、評価指標への影響を確認する。  
 ※3 評価事象「水素燃焼」の有効性評価の評価事象シナリオにおいては、格納容器ベントを実施せず、その有効性を確認していることから、当該の事故シナリオにおいては、格納容器ベントは重要現象とならない。

柏崎刈羽原子力発電所 6 / 7 号機

東海第二発電所

備考

第 1.7-2 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
 (運転中の原子炉における重大事故) (3/5)

評価事象	評価指標	原子炉格納容器	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
物理現象	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	酸素濃度	コンクリート侵食量
冷却材放出	-	-	-	-	-	-
格納容器各領域間の流動	○	-	-	○	○	-
サブレーション・プール冷却	○※1	-	-	-	○	-
気液界面の熱伝達	○	-	-	-	-	-
構造材との熱伝達及び内部熱伝導	○	-	-	-	-	-
スプレイ冷却	○	-	-	-	○	-
放射線水分解等による水素・酸素発生	○※2	-	-	-	○※2	-
格納容器ベント	○※1	-	-	-	-※3	-

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象) -：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象  
 ※1 評価事象「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の有効性評価においては、「代替循環冷却系を使用する場合」と「代替循環冷却系を使用できない場合」の有効性を確認しており、代替循環冷却系を使用する場合はサブレーション・プール冷却が、代替循環冷却系を使用できない場合は格納容器ベントがそれぞれ重要現象となる。  
 ※2 物理現象「放射線水分解による水素・酸素発生」の評価指標への影響については、評価事象「水素燃焼」において、解析条件の不確かさとして整理し、評価指標への影響を確認する。  
 ※3 評価事象「水素燃焼」の有効性評価の評価事象シナリオにおいては、格納容器ベントを実施せず、その有効性を確認していることから、当該の事故シナリオにおいては、格納容器ベントは重要現象とならない。



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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

東海第二発電所

備考

第6.7-2表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (運転中の原子炉における重大事故) (4/5)

評価事象	物理現象	評価指標	素因気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	原子炉格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	原子炉圧力容器外の高圧溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加熱	原子炉圧力容器外の高圧溶融物放出/格納燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
原子炉圧力容器 (炉心損傷後)	リロケーション		○	○	○	○	○	○	○
	原子炉圧力容器内PCI (溶融炉心細粒化)		-	-	○	-	-	-	-
	原子炉圧力容器内PCI (デブリ粒子熱伝達)		-	-	○	-	-	-	-
	溶融炉心の再臨界		-	-	-	-	-	-	-
	構造材との熱伝達		○	○	○	○	○	○	○
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達		○ <sup>※1</sup>	○	○	-	-	-	○
	原子炉圧力容器破損		○ <sup>※1</sup>	○	○	○	○	○ <sup>※1</sup>	○
	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生		○ <sup>※2</sup>	-	-	-	-	○ <sup>※2</sup>	-
	原子炉圧力容器内PP挙動		○	-	-	-	-	○	○

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象) -：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象  
 ※1 評価事象「素因気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の有効性評価では、当該物理現象の発生に至らないが、当該物理現象による評価指標への影響については、評価事象「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加熱」の有効性評価の中で確認できる。  
 ※2 物理現象「放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生」の評価指標への影響については、評価事象「水素燃焼」において、解析条件の不確かさとして整理し、評価指標への影響を確認する。

第1.7-2表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧 (運転中の原子炉における重大事故) (4/5)

評価事象	物理現象	評価指標	素因気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	格納容器圧力及び温度	原子炉圧力	原子炉圧力容器外の高圧溶融物放出/格納燃料-冷却材相互作用	原子炉圧力容器外の高圧溶融物放出/格納燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
原子炉圧力容器 (炉心損傷後)	リロケーション		○	○	○	○	○	○	○
	原子炉圧力容器内PCI (溶融炉心細粒化)		-	-	○	-	-	-	-
	原子炉圧力容器内PCI (デブリ粒子熱伝達)		-	-	○	-	-	-	-
	溶融炉心の再臨界		-	-	-	-	-	-	-
	構造材との熱伝達		○	○	○	○	○	○	○
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達		○ <sup>※1</sup>	○	○	-	-	-	○
	原子炉圧力容器破損		○ <sup>※1</sup>	○	○	○	○	○ <sup>※1</sup>	○
	放射線水分解等による水素・酸素発生		○ <sup>※2</sup>	-	-	-	-	○ <sup>※2</sup>	-
	原子炉圧力容器内PP挙動		○	-	-	-	-	○	○

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象) -：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象  
 ※1 評価事象「素因気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の有効性評価では、当該物理現象の発生に至らないが、当該物理現象による評価指標への影響については、評価事象「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加熱」「原子炉圧力容器外の高圧溶融燃料-冷却材相互作用」「溶融炉心・コンクリート相互作用」の有効性評価の中で確認できる。  
 ※2 物理現象「放射線水分解等による水素・酸素発生」の評価指標への影響については、評価事象「水素燃焼」において、解析条件の不確かさとして整理し、評価指標への影響を確認する。

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機

第6.7-2表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
 (運転中の原子炉における重大事故) (5/5)

分類	物理現象	評価指標	素因気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	原子炉格納容器圧力及び温度	高压溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加熱	原子炉圧力	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉圧力容器破損後の高压溶融炉心放出	原子炉格納容器圧力及び温度	○*	○*	○	○	○	○	○
	格納容器雰囲気気直接加熱	原子炉格納容器圧力及び温度	○*	○*	○	○	○	○	○
	格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり	原子炉格納容器圧力及び温度	○*	○*	○	○	○	○	○
	内部構造物の溶融、破損	原子炉格納容器圧力及び温度	○*	○*	○	○	○	○	○
	原子炉圧力容器外 FCI (溶融炉心細粒化)	原子炉格納容器圧力及び温度	○*	○*	○	○	○	○	○
	原子炉圧力容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達)	原子炉格納容器圧力及び温度	○*	○*	○	○	○	○	○
	格納容器直接接点	原子炉格納容器圧力及び温度	○*	○*	○	○	○	○	○
	溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱	原子炉格納容器圧力及び温度	○*	○*	○	○	○	○	○
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	原子炉格納容器圧力及び温度	○*	○*	○	○	○	○	○
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	原子炉格納容器圧力及び温度	○*	○*	○	○	○	○	○
溶融炉心の再臨界	原子炉格納容器圧力及び温度	○*	○*	○	○	○	○	○	
原子炉格納容器内 PP 挙動	原子炉格納容器圧力及び温度	○*	○*	○	○	○	○	○	

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象) ー：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象  
 ※1 評価事象「素因気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の有効性評価では、当該物理現象の発生に至らないが、当該物理現象による評価指標への影響については、評価事象「溶融炉心・コンクリート相互作用」の有効性評価の中で確認できる。

東海第二発電所

第1.7-2表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
 (運転中の原子炉における重大事故) (5/5)

分類	物理現象	評価指標	素因気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	格納容器圧力及び温度	高压溶融物放出/格納容器雰囲気気直接加熱	原子炉圧力	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
格納容器 (炉心損傷後)	原子炉圧力容器破損後の高压溶融炉心放出	格納容器圧力及び温度	○*	○*	○	○	○	○	○
	格納容器雰囲気気直接加熱	格納容器圧力及び温度	○*	○*	○	○	○	○	○
	格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり	格納容器圧力及び温度	○*	○*	○	○	○	○	○
	内部構造物の溶融、破損	格納容器圧力及び温度	○*	○*	○	○	○	○	○
	原子炉圧力容器外 FCI (溶融炉心細粒化)	格納容器圧力及び温度	○*	○*	○	○	○	○	○
	原子炉圧力容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達)	格納容器圧力及び温度	○*	○*	○	○	○	○	○
	格納容器直接接点	格納容器圧力及び温度	○*	○*	○	○	○	○	○
	溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱	格納容器圧力及び温度	○*	○*	○	○	○	○	○
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	格納容器圧力及び温度	○*	○*	○	○	○	○	○
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	格納容器圧力及び温度	○*	○*	○	○	○	○	○
溶融炉心の再臨界	格納容器圧力及び温度	○*	○*	○	○	○	○	○	
格納容器内 PP 挙動	格納容器圧力及び温度	○*	○*	○	○	○	○	○	

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象) ー：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象  
 ※1 評価事象「素因気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の有効性評価では、当該物理現象の発生に至らないが、当該物理現象による評価指標への影響については、評価事象「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」「溶融炉心・コンクリート相互作用」の有効性評価の中で確認できる。

備考

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

柏崎刈羽原子力発電所6/7号機	東海第二発電所	備考																																																																																																																																
<p>第6.7-3表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧                      （運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">評価事象</th> <th>反応度の誤投入</th> </tr> <tr> <th>分類</th> <th>評価指標</th> <th>燃料エンタルピー</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="6">炉心（核）</td> <td>核分裂出力</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>出力分布変化</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>反応度フィードバック効果</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>制御棒反応度効果</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>崩壊熱</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>三次元効果</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">炉心（燃料）</td> <td>燃料棒内温度変化</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>燃料棒表面熱伝達</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>沸騰遷移</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管酸化</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管変形</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>三次元効果</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">炉心（熱流動）</td> <td>沸騰・ボイド率変化</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>気液分離（水位変化）・対向流</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>気液熱非平衡</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>圧力損失</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>三次元効果</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">原子炉圧力容器 （逃がし安全弁含む）</td> <td>冷却材流量変化</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>冷却材放出（臨界流・差圧流）</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>沸騰・凝縮・ボイド率変化</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>気液分離（水位変化）・対向流</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>気液熱非平衡</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>圧力損失</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>構造材との熱伝達</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>ほう酸水の拡散</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>三次元効果</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）                      -：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象</p>	評価事象		反応度の誤投入	分類	評価指標	燃料エンタルピー	炉心（核）	核分裂出力	○	出力分布変化	○	反応度フィードバック効果	○	制御棒反応度効果	○	崩壊熱	-	三次元効果	-	炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	○	燃料棒表面熱伝達	○	沸騰遷移	○	燃料被覆管酸化	-	燃料被覆管変形	-	三次元効果	-	炉心（熱流動）	沸騰・ボイド率変化	-	気液分離（水位変化）・対向流	-	気液熱非平衡	-	圧力損失	-	三次元効果	-	原子炉圧力容器 （逃がし安全弁含む）	冷却材流量変化	-	冷却材放出（臨界流・差圧流）	-	沸騰・凝縮・ボイド率変化	-	気液分離（水位変化）・対向流	-	気液熱非平衡	-	圧力損失	-	構造材との熱伝達	-	ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）	-	ほう酸水の拡散	-	三次元効果	-	<p>第1.7-3表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧                      （運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）</p> <table border="1"> <thead> <tr> <th colspan="2">評価事象</th> <th>反応度の誤投入</th> </tr> <tr> <th>分類</th> <th>評価指標</th> <th>燃料エンタルピー</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="6">炉心（核）</td> <td>核分裂出力</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>出力分布変化</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>反応度フィードバック効果</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>制御棒反応度効果</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>崩壊熱</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>三次元効果</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td rowspan="6">炉心（燃料）</td> <td>燃料棒内温度変化</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>燃料棒表面熱伝達</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>沸騰遷移</td> <td>○</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管酸化</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>燃料被覆管変形</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>三次元効果</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td rowspan="5">炉心（熱流動）</td> <td>沸騰・ボイド率変化</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>気液分離（水位変化）・対向流</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>気液熱非平衡</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>圧力損失</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>三次元効果</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td rowspan="10">原子炉圧力容器 （逃がし安全弁含む）</td> <td>冷却材流量変化</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>冷却材放出（臨界流・差圧流）</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>沸騰・凝縮・ボイド率変化</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>気液分離（水位変化）・対向流</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>気液熱非平衡</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>圧力損失</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>構造材との熱伝達</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>ほう酸水の拡散</td> <td>-</td> </tr> <tr> <td>三次元効果</td> <td>-</td> </tr> </tbody> </table> <p>○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）                      -：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象</p>	評価事象		反応度の誤投入	分類	評価指標	燃料エンタルピー	炉心（核）	核分裂出力	○	出力分布変化	○	反応度フィードバック効果	○	制御棒反応度効果	○	崩壊熱	-	三次元効果	-	炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	○	燃料棒表面熱伝達	○	沸騰遷移	○	燃料被覆管酸化	-	燃料被覆管変形	-	三次元効果	-	炉心（熱流動）	沸騰・ボイド率変化	-	気液分離（水位変化）・対向流	-	気液熱非平衡	-	圧力損失	-	三次元効果	-	原子炉圧力容器 （逃がし安全弁含む）	冷却材流量変化	-	冷却材放出（臨界流・差圧流）	-	沸騰・凝縮・ボイド率変化	-	気液分離（水位変化）・対向流	-	気液熱非平衡	-	圧力損失	-	構造材との熱伝達	-	ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）	-	ほう酸水の拡散	-	三次元効果	-	
評価事象		反応度の誤投入																																																																																																																																
分類	評価指標	燃料エンタルピー																																																																																																																																
炉心（核）	核分裂出力	○																																																																																																																																
	出力分布変化	○																																																																																																																																
	反応度フィードバック効果	○																																																																																																																																
	制御棒反応度効果	○																																																																																																																																
	崩壊熱	-																																																																																																																																
	三次元効果	-																																																																																																																																
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	○																																																																																																																																
	燃料棒表面熱伝達	○																																																																																																																																
	沸騰遷移	○																																																																																																																																
	燃料被覆管酸化	-																																																																																																																																
	燃料被覆管変形	-																																																																																																																																
	三次元効果	-																																																																																																																																
炉心（熱流動）	沸騰・ボイド率変化	-																																																																																																																																
	気液分離（水位変化）・対向流	-																																																																																																																																
	気液熱非平衡	-																																																																																																																																
	圧力損失	-																																																																																																																																
	三次元効果	-																																																																																																																																
原子炉圧力容器 （逃がし安全弁含む）	冷却材流量変化	-																																																																																																																																
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	-																																																																																																																																
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	-																																																																																																																																
	気液分離（水位変化）・対向流	-																																																																																																																																
	気液熱非平衡	-																																																																																																																																
	圧力損失	-																																																																																																																																
	構造材との熱伝達	-																																																																																																																																
	ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）	-																																																																																																																																
	ほう酸水の拡散	-																																																																																																																																
	三次元効果	-																																																																																																																																
評価事象		反応度の誤投入																																																																																																																																
分類	評価指標	燃料エンタルピー																																																																																																																																
炉心（核）	核分裂出力	○																																																																																																																																
	出力分布変化	○																																																																																																																																
	反応度フィードバック効果	○																																																																																																																																
	制御棒反応度効果	○																																																																																																																																
	崩壊熱	-																																																																																																																																
	三次元効果	-																																																																																																																																
炉心（燃料）	燃料棒内温度変化	○																																																																																																																																
	燃料棒表面熱伝達	○																																																																																																																																
	沸騰遷移	○																																																																																																																																
	燃料被覆管酸化	-																																																																																																																																
	燃料被覆管変形	-																																																																																																																																
	三次元効果	-																																																																																																																																
炉心（熱流動）	沸騰・ボイド率変化	-																																																																																																																																
	気液分離（水位変化）・対向流	-																																																																																																																																
	気液熱非平衡	-																																																																																																																																
	圧力損失	-																																																																																																																																
	三次元効果	-																																																																																																																																
原子炉圧力容器 （逃がし安全弁含む）	冷却材流量変化	-																																																																																																																																
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	-																																																																																																																																
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	-																																																																																																																																
	気液分離（水位変化）・対向流	-																																																																																																																																
	気液熱非平衡	-																																																																																																																																
	圧力損失	-																																																																																																																																
	構造材との熱伝達	-																																																																																																																																
	ECCS注水（給水系・代替注水設備含む）	-																																																																																																																																
	ほう酸水の拡散	-																																																																																																																																
	三次元効果	-																																																																																																																																