

## 2. 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

### 2.1 概要

本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」，「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うえで，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。

#### 2.1.1 評価対象の整理及び評価項目の設定

本原子炉施設を対象としたPRA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。

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。

具体的には「2.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」による。

#### 2.1.2 評価に当たって考慮する事項

有効性評価は，「1. 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」で講じている措置のうち，「添付書類八 1.10.1 発電用原子炉設置変更許可申請（平成25年12月25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」で重大事故等対処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うえで、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、「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。

具体的には「2.3 評価に当たって考慮する事項」による。

#### 2.1.3 有効性評価に使用する計算プログラム

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。

具体的には「2.4 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。

#### 2.1.4 有効性評価における解析の条件設定

有効性評価における解析の条件設定については、「2.3 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。

具体的には「2.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」による。

#### 2.1.5 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うえ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。

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。

#### 2.1.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

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。

具体的には「2.7 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。

#### 2.1.7 必要な要員及び資源の評価

発電所内の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、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。

具体的には「2.8 必要な要員及び資源の評価方針」による。

## 2.2 評価対象の整理及び評価項目の設定

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。

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。

「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、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。

PRAを実施した結果、本原子炉施設の運転中の炉心損傷頻度は $10^{-5}$ /炉年程度、格納容器破損頻度は $10^{-6}$ /炉年程度、運転停止中の燃料損傷頻度は $10^{-6}$ /定期事業者検査程度である。

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、地震レベル1PRA又は津波レベル1PRAのいずれか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。

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。),「設置許可基準規則」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2.2-1表に示す。

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。

## 2.2.1 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

### 2.2.1.1 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

「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、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。

#### (1) 事故シーケンスの抽出

内部事象運転時レベル1 PRA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2.2-1図に内部事象運転時レベル1 PRAにおけるイベントツリーを示す。

地震レベル1 PRA及び津波レベル1 PRA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2.2-2図に地震レベル1 PRAの階層イベントツリーを、第2.2-3図に地震レベル1 PRAのイベントツリーを、第2.2

－4 図に津波レベル 1 P R A の階層イベントツリーを示す。

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 1 P R A 及び津波レベル 1 P R A では、複数の安全機能が地震又は津波によって同時に損傷する事象や、建物・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。

具体的には、地震レベル 1 P R A では、建物の損傷や原子炉压力容器等の大型静的機器の損傷、計装・制御系喪失によって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。

津波レベル 1 P R A 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、建物内の計装・制御系喪失等の広範な緩和設備が機能を喪失する事象は、緩和設備に期待できない直接炉心損傷に至る事象として取り扱う。

なお、L O C A 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分類する。

a. 大破断 L O C A

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 L O C A である。

b. 中破断 L O C A

大破断 L O C A 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 L O C A 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。

c. 小破断 L O C A

中破断 L O C A よりも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な規模の L O C A 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。

d. E x c e s s i v e L O C A

大破断 L O C A を上回る規模の L O C A であり、非常用炉心冷却系（以下「E C C S」という。）の注水の成否に関わらず炉心損傷に至る。

(2) 事故シーケンスのグループ化

P R A 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、P R A では L O C A 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 L O C A、中破断 L O C A 及び小破断 L O C A に詳細化して抽出しているが、いずれも L O C A 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、L O C A 時注水機能喪失に該当するものとして整理する。

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

f. L O C A 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 L O C A）

また、地震及び津波特有の事象で、以下に示す9つの事故シーケンスは、事象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。

- ・ E x c e s s i v e L O C A
- ・ 計装・制御系喪失
- ・ 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）
- ・ 原子炉格納容器損傷
- ・ 原子炉圧力容器損傷
- ・ 原子炉建物損傷
- ・ 制御室建物損傷
- ・ 廃棄物処理建物損傷
- ・ 直接炉心損傷に至る事象

これらの各事故シーケンス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、実際には地震又は津波の程度に応じ、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、地震又は津波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うえで、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1 P R A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。

### (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、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。重要事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。

a. 高圧・低圧注水機能喪失

本事故シーケンスグループは、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含まれる事故シーケンスのうち、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。逃がし安全弁の再閉失敗を含まない事故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。

b. 高圧注水・減圧機能喪失

本事故シーケンスグループは、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、原子炉減圧機能が喪失し、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含まれる事故シーケンスのうち、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、代表性の観点

からも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。

c. 全交流動力電源喪失

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。

(a) 全交流動力電源喪失（長期TB）

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。

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＋交流電源（DG-A, B）失敗＋高圧炉心冷却（HPCS）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。

(b) 全交流動力電源喪失（TBU）

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「外部電源喪失＋交流電源（DG-A, B）失敗＋高圧炉心冷却失敗」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。

(c) 全交流動力電源喪失（TBD）

本事故シーケンスグループは、全交流動力電源とすべての直流電源が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「外部電源喪失＋直流電源（区分1, 2）失敗＋高圧炉心冷却（HPCS）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。

なお、すべ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。

(d) 全交流動力電源喪失 (T B P)

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「外部電源喪失+交流電源 (D G - A, B) 失敗+圧力バウンダリ健全性 (S R V再閉) 失敗+高圧炉心冷却 (H P C S) 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。

d. 崩壊熱除去機能喪失

本事故シーケンスグループは、運転時の異常な過渡変化等の発生後、炉心冷却には成功するが、崩壊熱除去機能が喪失することで、炉心損傷前に原子炉格納容器が破損し、その後、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含まれる事故シーケンスは、いずれも代替除熱手段に係る炉心損傷防止対策の実施に対する時間余裕に有意な差異はないため、炉心冷却に成功する事故シーケンスであるものの、事象発生初期の事象進展に着目する。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ず、代表性の観点からも炉心損傷頻度が最も高い「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事故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事故シーケンスと逃がし安全弁の再閉失敗を含む事故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事故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。

ここで、崩壊熱除去機能喪失については、残留熱除去系の故障時と取水機能喪失時で、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（残留熱除去系故障）」及び「過渡事象＋崩壊熱除去失敗（取水機能喪失）」を重要事故シーケンスとする。

なお、LOCAを起因とする事故シーケンスは、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、本重要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。

#### e. 原子炉停止機能喪失

本事故シーケンスグループは、運転時の異常な過渡変化等の発生後、原子炉停止機能を喪失し、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含まれる事故シーケンスのうち、「冷却材喪失（小破断LOCA）＋原子炉停止失敗」、「冷却材喪失（中破断LOCA）＋原子炉停止失敗」及び「冷却材喪失（大破断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。

重大事故等対処設備である代替制御棒挿入機能に期待する場合、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すべて原子炉格納容器に流入する主蒸気隔離弁閉止を選定）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。

#### f. L O C A時注水機能喪失

本事故シーケンスグループは、小破断L O C A又は中破断L O C Aの発生後、高圧注水機能の喪失に加え、低圧注水機能又は原子炉減圧機能を喪失し、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含まれる事故シーケンスのうち、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ため、原子炉注水開始までの時間余裕が短い中破断L O C A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は考えられるが、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は十分な台数が備えられている一方、低圧注水の代替となる注水設備の容量は低圧非常用炉心冷却系より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「冷却材喪失（中破断L O C A）＋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。

なお、上記の重要事故シーケンスは、低圧炉心冷却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L O C Aを起因とする事故シーケンスを包絡する。

#### g. 格納容器バイパス（インターフェイスシステムL O C A）

本事故シーケンスグループは、インターフェイスシステムL O C Aの発生後、破断箇所の隔離に失敗し、格納容器貫通配管等からの漏えいが防止できずに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。

なお、国内外の先進的な対策を考慮した場合であっても、すべ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ーケンスとしては、以下の事故シーケンスが抽出されている。

① 冷却材喪失（大破断LOCA）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗

② 全交流動力電源喪失（外部電源喪失＋交流電源・補機冷却系喪失）＋原子炉停止失敗

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、これを除く事故シーケンスを対象に、重要事故シーケンスの選定を実施している。

②は地震レベル1PRAから抽出された事故シーケンスであり、炉心損傷防止対策を講じることが困難な事故シーケンスであるが、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ーケンスとはしていない。この事故シーケンス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。

以上のとおり、②の事故シーケンス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、本事故シーケンスによって炉心損

傷に至る頻度は十分に小さいと判断したことから、本事故シーケンス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ーケンスから除外している。

各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 2.2-2 表に示す。

#### 2.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定

「2.2.1.1 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。

- (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。
- (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。
- (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 427kPa[gage]の約 2 倍の圧力 853kPa[gage]を下回ること。
- (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。

また、格納容器フィルタベント系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 5 mSv 以下であることを確認する。

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、島根原子力

発電所2号炉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。

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。

## 2.2.2 運転中の原子炉における重大事故

### 2.2.2.1 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

「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。

#### (1) 格納容器破損モードの抽出

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。

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、それぞれの状態で発生する負荷を抽出し、事故進展中に実施される緩和手段等から第2.2-5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。

#### (2) 格納容器破損モードの選定

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。

- 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
- c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
- d. 水素燃焼
- e. 溶融炉心・コンクリート相互作用

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。

- ・ 早期過圧破損（未臨界確保失敗時の過圧）
- ・ 水蒸気（崩壊熱）による過圧破損（炉心損傷前）
- ・ 格納容器バイパス（格納容器隔離失敗）
- ・ 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA）
- ・ 原子炉圧力容器内における水蒸気爆発

早期過圧破損（未臨界確保失敗時の過圧），水蒸気（崩壊熱）による過圧破損（炉心損傷前）及び格納容器バイパス（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。早期過圧破損（未臨界確保失敗時の過圧）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，格納容器バイパス（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物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。

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で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。

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。

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、本原子炉施設はBWR Mark-I改良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は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。

### (3) 評価事故シーケンスの選定

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2.2-3表に示す。なお、第2.2-3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。

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。

高圧・低圧注水機能喪失：T Q U V

高圧注水・減圧機能喪失：T Q U X

全交流動力電源喪失（長期TB）：長期TB

全交流動力電源喪失（TBU）：TBU

全交流動力電源喪失（TBD）：TBD

全交流動力電源喪失（TBP）：TBP

LOCA時注水機能喪失（大破断LOCA）：AE

LOCA時注水機能喪失（中破断LOCA）：S1E

LOCA時注水機能喪失（小破断LOCA）：S2E

崩壊熱除去機能喪失：TW

原子炉停止機能喪失：TC

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。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ECCS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になる。

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 L O C A 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「2.2.1.1(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、「冷却材喪失（大破断 L O C A）+ E C C S 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。

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 P D S のうち、長期 T B は炉心損傷に至る前に原子炉隔離時冷却系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に至るまでの時間余裕の観点では T Q U X、T B D 及び T B U が厳しい P D S となる。高圧状態で炉心損傷に至る点では T Q U X、T B D 及び T B U に P D S 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 P D S として、T Q U X を選定する。また、この P D S に全交流動力電源喪失を重畳させることで、電源の復旧、注水機能の確保等の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。

T Q U X に属する事故シーケンスのうち、事故進展が早く、炉心溶融までの時間の観点で厳しい過渡事象を起因とする、「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 + 原子炉注水失敗 + D C H 発生」を評価事故シーケンスとして選定する。

c. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

本格納容器破損モードに含まれる P D S のうち、原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（F C I）の観点からは、原子炉圧力容器破損後に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ると、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うえでは、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、原子炉压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、原子炉压力容器の減圧が実施されている。これらの状況も考慮し、原子炉压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溶融炉心の内部エネルギーが小さくなると考えられる。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、原子炉压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、注水機能の確保等の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。

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＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋FCI発生」を評価事故シーケンスとして選定する。

#### d. 水素燃焼

本原子炉施設では、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P R Aから抽出されたものではないが、評価のためにP D Sを格納容器先行破損の事故シーケンス以外のP D S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うえ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、L O C Aとその他のP D Sに大別できる。L O C A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、原子炉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-水反応に寄与する原子炉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P D S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、L O C Aでは水の放射線分解によって増加する酸素濃度が他のP D S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P D S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、「2.2.1.1(3) 重要事故シーケンスの選定」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L O C A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「冷却材喪失（大破断L O C A）+ E C C S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。

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。

#### e. 熔融炉心・コンクリート相互作用

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压で破損に至る場合、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られると、原子炉圧力容器が低压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、高压熔融物放出／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压状態で破損するPDSを選定するものとし、高压状態で破損するTQUXは選定対象から除外する。LOCAは原子炉格納容器下部への原子炉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。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、注水機能の確保等の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。

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＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋デブリ冷却失敗」を評価事故シーケンスとして選定する。

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 2.2-3 表に示す。

#### 2.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定

「2.2.2.1 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、Mark-I 改良型の原子炉格納容器は溶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溶融炉心が床面を拡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溶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。

- (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 427kPa[gage]の約 2 倍の圧力 853kPa[gage]を下回ること。
- (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。
- (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。
- (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。
- (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。
- (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5 vol%以下であること。

(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。

(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。

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。

### 2.2.3 燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

#### 2.2.3.1 想定事故

「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、本原子炉施設において、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。

##### (1) 想定事故 1

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、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

##### (2) 想定事故 2

サイフォン現象等により燃料プール内の水の小規模な喪失が発生し、燃料プールの水位が低下する事故

### 2.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定

「2.2.3.1 想定事故」に挙げた想定事故については、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。

- (1) 燃料棒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。

#### 2.2.4 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

##### 2.2.4.1 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

「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抜開始までの期間を評価対象<sup>※</sup>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して想定する事故シーケンスを、本原子炉施設を対象としたP R A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。

※ 「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、復水・給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1 P R Aの評価範囲と位置付けている。

##### (1) 運転停止中事故シーケンスの抽出

内部事象停止時レベル1 P R A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 2.2-6 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。

## (2) 運転停止中事故シーケンスのグループ化

P R A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。

- 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

## (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。

- a. 崩壊熱除去機能喪失

本事故シーケンスグループは、運転中の残留熱除去系の故障等が発生した後、崩壊熱除去・炉心冷却に失敗し、燃料損傷に至るものであ

る。

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、残留熱除去系機能喪失[フロントライン]を起因事象とする「崩壊熱除去機能喪失（残留熱除去系機能喪失[フロントライン]）＋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。なお、原子炉補機冷却系（原子炉補機海水系を含む）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。

#### b. 全交流動力電源喪失

本事故シーケンスグループは、外部電源喪失の発生時に非常用交流電源の確保に失敗して全交流動力電源喪失に至り、その後、崩壊熱除去・炉心冷却の失敗によって、燃料損傷に至るものである。

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及び高压炉心スプレイ系ディーゼル発電機（以下「非常用ディーゼル発電機等」という。）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」を重要事故シーケンスとして選定する。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。

#### c. 原子炉冷却材の流出

本事故シーケンスグループは、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の誤操作等により原子炉冷却材が系外に流出後、流出隔離・炉心冷却の失敗によって、燃料損傷に至るものである。

事象認知までに要する時間（点検作業に伴う原子炉冷却材の流出事象は検知が容易）や原子炉冷却材の流出量の観点から、「原子炉冷却材の流出（残留熱除去系切替え時の冷却材流出）＋流出隔離・炉心冷却失敗」を重要事故シーケンスとして選定する。

なお、制御棒駆動機構点検時の原子炉冷却材流出及び局部出力領域

モニタ交換時の原子炉冷却材流出については、燃料損傷防止対策となる待機中のECCS・低圧原子炉代替注水系（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箇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、原子炉浄化系ブロー時の原子炉冷却材流出については、原子炉水位を低下させる操作であるため、原子炉水位は適宜監視されており、原子炉冷却材流出発生時には、ブロー水の排水先である機器ドレンタンクの水位高等によっても認知することができるため、認知は容易であることから、重要事故シーケンスとして選定しない。

#### d. 反応度の誤投入

本事故シーケンスグループは、反応度事故により、燃料損傷に至るものである。

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「反応度の誤投入」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。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。

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2.2-4表に示す。

#### 2.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定

「2.2.4.1 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。

- (1) 燃料棒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わずかな出力上昇を伴う臨界は除く）。

## 2.3 評価に当たって考慮する事項

### 2.3.1 有効性評価において考慮する措置

グループ化した事故シーケンスごとに、関連する措置を「1. 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 1.10.1 発電用原子炉設置変更許可申請（平成25年12月25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、「1. 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 1.10.1 発電用原子炉設置変更許可申請（平成25年12月25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。

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等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。

### 2.3.2 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，P R A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。

### 2.3.3 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，対策の成立性，燃料評価等の観点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包含する条件を設定する。

なお，島根原子力発電所2号炉は，タービン・バイパス弁は定格蒸気流量の100%の容量を持っており，タービンへ供給される蒸気をバイパスすることにより，所内単独運転させることも期待できるが，有効性評価においては，タービン・バイパス弁の作動を期待しないことから，所内単独運転も期待しない。

### 2.3.4 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。

### 2.3.5 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。

- (1) 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、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。
  - 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。
  - 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。
  - 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。
- (2) 有効性評価における操作時間は、「1. 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。

#### 2.3.6 考慮する範囲

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。



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。

炉心及び燃料については、本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、装荷される燃料である9×9燃料（A型）、9×9燃料（B型）及びMOX燃料のうち、各事故シーケンスの特徴に応じて設定し、評価を行う。

## 2.4 有効性評価に使用する計算プログラム<sup>(1)</sup>

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2.4-1表から第2.4-3表に示す。

### 2.4.1 SAFER<sup>(1), (2)</sup>

#### 2.4.1.1 概要

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。

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B a k e r－J u s t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。

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、E C C S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、燃料被覆管の最高温度、燃料被覆管酸化量等が求められる。

#### 2.4.1.2 重要現象のモデル化

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。

##### (1) 炉心

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。

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。

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。

##### (2) 原子炉圧力容器

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E C C S注水（給水系・代替注水設備含む）がモデル化されている。

### 2.4.1.3 妥当性確認及び不確かさの把握

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2.4-4表に示すとおりである。

## 2.4.2 REDY<sup>(1), (3)</sup>

### 2.4.2.1 概要

プラント動特性解析コードREDYは、炉心、原子炉压力容器、原子炉压力容器内部構造物、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。

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、サプレッション・プール水温度等の時間変化が求められる。

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。

### 2.4.2.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、原子炉压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。

#### (1) 炉心

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。

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。

#### (2) 原子炉压力容器

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）、E C C S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。

#### (3) 原子炉格納容器

重要現象として、サプレッション・プール冷却がモデル化されている。

### 2.4.2.3 妥当性確認及び不確かさの把握

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、A B W R及び従来型B W Rの実機試験解析、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2.4-5表に示すとおりである。

### 2.4.3 S C A T<sup>(1), (4)</sup>

#### 2.4.3.1 概要

単チャンネル熱水力解析コードS C A T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原子炉冷却材への熱伝達を計算し、チャンネル内原子炉冷却材には、質量及びエネルギー保存則を適用して原子炉冷却材の熱水力挙動を計算する。

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、R E D Y

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)、各ノードでの原子炉冷却材流量、クオリティ等の時間変化が求められる。

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。

#### 2.4.3.2 重要現象のモデル化

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。

##### (1) 炉心

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。

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。

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。

#### 2.4.3.3 妥当性確認及び不確かさの把握

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 2.4-6 表に示すとおりである。

#### 2.4.4 MAA P<sup>(1), (5)</sup>

##### 2.4.4.1 概要

シビアアクシデント総合解析コード MAA P 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

及び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，ドライウエル，ウェットウエルに分割し，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。

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。

#### 2.4.4.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて，炉心，原子炉圧力容器，原子炉格納容器，原子炉圧力容器（炉心損傷後）及び原子炉格納容器（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。

##### (1) 炉心

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。

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。

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。

(2) 原子炉圧力容器

重要現象として、原子炉冷却材流出（臨界流・差圧流）及びE C C S注水（給水系・代替注水設備含む）がモデル化されている。

(3) 原子炉格納容器

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ブプレッション・プール冷却がモデル化されている。

(4) 原子炉圧力容器（炉心損傷後）

重要現象として、リロケーション、構造材との熱伝達、原子炉圧力容器内F C I（熔融炉心細粒化）、原子炉圧力容器内F C I（デブリ粒子熱伝達）、下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達、原子炉圧力容器破損及び原子炉圧力容器内F P挙動がモデル化されている。

(5) 原子炉格納容器（炉心損傷後）

重要現象として、原子炉圧力容器外F C I（熔融炉心細粒化）、原子炉圧力容器外F C I（デブリ粒子熱伝達）、原子炉格納容器下部床面での熔融炉心の拡がり、熔融炉心と原子炉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並びに原子炉格納容器内F P挙動がモデル化されている。

2.4.4.3 妥当性確認及び不確かさの把握

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、T M I 事故解析、C O R A 実験解析、H D R 実験解析、C S T F 実験解析、A C E 実験解析、S U R C - 4 実験解析、P H E B U S - F P 実験解析、A B C O V E 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 2.4-7 表に示すとおりである。

#### 2.4.5 A P E X <sup>(1), (6)</sup>

##### 2.4.5.1 概要

反応度投入事象解析コード A P E X 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。

A P E X 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。

A P E X 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 S C A T (R I A 用) を用いる。

S C A T (R I A 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、チャンネル内原子炉冷却材には、質量、運動量及びエネルギー保存則を適用して原子炉冷却材の熱水力挙動を計算する。原子炉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。

S C A T (R I A 用) の入力は、A P E X 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。

#### 2.4.5.2 重要現象のモデル化

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。

##### (1) 炉心

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。

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。

#### 2.4.5.3 妥当性確認及び不確かさの把握

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，S P E R T - III E 炉心実験，実効共鳴積分測定に関わる H e l l s t r a n d の実験式，M I S T R A L 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 2.4-8 表に示すとおりである。

### 2.5 有効性評価における解析の条件設定の方針

#### 2.5.1 解析条件設定の考え方

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，「2.4 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，さらに本原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメ

一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、「2.5.2 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。

なお、初期条件とは異常状態が発生する前の原子炉施設の状態、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。

## 2.5.2 共通解析条件

操作条件については、「2.3.5 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。

### 2.5.2.1 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

#### (1) 初期条件

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

#### (a) 初期運転条件

原子炉熱出力の初期値として、定格値(2,436MWt)、原子炉圧力の初期値として、定格値(6.93MPa[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( $35.6 \times 10^3$ t/h)を用いるものとする。

(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 $9 \times 9$ 燃料（A型）を装荷した平衡サイクル等を想定した値、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。

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+ $2\sigma$ 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2.5-1図に示す。

b) 最大線出力密度

燃料棒の最大線出力密度は、通常運転時の熱的制限値として、44.0kW/mを用いるものとする。

(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。

(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。

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 $7,900\text{m}^3$ 、サブプレッション・チェンバ空間部は、必要最小空間部体積として $4,700\text{m}^3$ 、サブプレッション・チェンバ液相部は、必要最小プール水量として $2,800\text{m}^3$

を用いるものとする。

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℃、サプレッション・プール水温度は 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 kPa[gage]を用いるものとする。

c) サプレッション・プールの初期水位

サプレッション・プールの初期水位は、通常運転時の水位として 3.61m を用いるものとする。

d) 真空破壊装置

真空破壊装置の作動条件は、設計値 (3.43kPa (ドライウエルーサプレッション・チェンバ間差圧)) を用いるものとする。

(e) 外部水源の温度

外部水源の温度は 35℃とする。

(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。

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

(a) 初期運転条件

原子炉熱出力の初期値として、定格値 (2,436MWt)、原子炉圧力の初期値として、定格値 (6.93MPa[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 (35.6×10<sup>3</sup>t/h)、主蒸気流量の初期値として、定格値 (4.74×10<sup>3</sup>t/h) を用いるものとする。

(b) 給水温度

給水温度の初期値は 214℃とする。

(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

に関する条件は圧力上昇によるボイドの減少により印加される正の反応度を厳しく評価するため、絶対値の大きい $9 \times 9$ 燃料（A型）及びMOX燃料 228 体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 $9 \times 9$ 燃料（A型）、 $9 \times 9$ 燃料（B型）、MOX燃料の熱水力特性はほぼ同等であることから、代表的に $9 \times 9$ 燃料（A型）の設計値を用いるものとする。

a) 原子炉停止後の崩壊熱

NUREG-1335 が参照している、11 群のモデルにより計算される値を用いるものとする。

b) 最小限界出力比

燃料の最小限界出力比は、通常運転時の熱的制限値として、1.25 を用いるものとする。

c) 最大線出力密度

燃料棒の最大線出力密度は、通常運転時の熱的制限値として、44.0kW/m を用いるものとする。

d) 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  $1.25 \times 1.02$  倍、動的ドップラ係数（ドップラ係数を遅発中性子割合で除した値）はサイクル末期の値の  $0.9 \times 0.99$  倍を用いるものとする。

(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。

(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。

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、内部機器及び構造物体積を除く全体積として  $7,900\text{m}^3$ 、サプレッション・

チェンバ空間部は、必要最小空間部体積として 4,700m<sup>3</sup>、サプレッション・チェンバ液相部は、必要最小プール水量として 2,800m<sup>3</sup>を用いるものとする。

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、サプレッション・プール水温度は 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 kPa[gage]を用いるものとする。

(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。

(2) 重大事故等対策に関連する機器条件

a. 安全保護系等の設定点

原子炉保護系のスクラム設定点として、以下の値を用いるものとする。

原子炉水位低（レベル 3）

気水分離器下端から +16cm（燃料棒有効長頂部から +443cm）（遅れ時間 1.05 秒）

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。

原子炉水位低（原子炉隔離時冷却系起動，主蒸気隔離弁閉止）設定点

気水分離器下端から -112cm（燃料棒有効長頂部から +315cm）（レベル 2）

原子炉水位低（高圧炉心スプレイ系起動）設定点

気水分離器下端から -261cm（燃料棒有効長頂部から +166cm）（レベル 1 H）

原子炉水位低（低圧炉心スプレイ系，残留熱除去系（低圧注水モード）起動，自動減圧系作動）設定点

気水分離器下端から－381cm（燃料棒有効長頂部から＋46cm）（レベル1）

原子炉水位低（再循環ポンプトリップ）設定点

気水分離器下端から－112cm（燃料棒有効長頂部から＋315cm）（レベル2）

原子炉水位高（原子炉隔離時冷却系トリップ，高圧炉心スプレイ系注水弁閉止）設定点

気水分離器下端から＋132cm（燃料棒有効長頂部から＋559cm）（レベル8）

格納容器圧力高（ECCS起動，自動減圧系作動）設定点

格納容器圧力 13.7kPa[gage]

原子炉圧力高（原子炉再循環ポンプトリップ）設定点

原子炉圧力 7.41MPa[gage]

#### 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。

第1段：7.58MPa[gage]×2個，367t/h/個

第2段：7.65MPa[gage]×3個，370t/h/個

第3段：7.72MPa[gage]×3個，373t/h/個

第4段：7.79MPa[gage]×4個，377t/h/個

### 2.5.2.2 運転中の原子炉における重大事故

#### (1) 初期条件

##### a. 初期運転条件

原子炉熱出力の初期値として，定格値（2,436MWt），原子炉圧力の

初期値として、定格値（6.93MPa[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（ $35.6 \times 10^3 \text{t/h}$ ）を用いるものとする。

#### 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  $9 \times 9$  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。

##### (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+2 $\sigma$ 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2.5-1図に示す。

#### 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。

#### 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、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（j）は解析条件として用いない。

##### (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  $7,900 \text{m}^3$ 、サプレッション・チェンバ空間部は、必要最小空間部体積として  $4,700 \text{m}^3$ 、サプレッション・チェンバ液相部は、必要最小プール水量として  $2,800 \text{m}^3$  を用いるも



のとする。

(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、ドライウェル空間部温度は 57℃、サプレッション・プール水温度は 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 kPa[gage]を用いるものとする。

(c) サプレッション・プールの初期水位

サプレッション・プールの初期水位は、通常運転時の水位として 3.61m を用いるものとする。

(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。

(e) 初期酸素濃度

原子炉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。

(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。

(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。

(h) コンクリート以外の構造材の扱い

内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。

(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。

(j) 原子炉格納容器下部床面積

コリウムシールドを床面に設置するため、その設置面積を用いるものとする。

e. 外部水源の温度

外部水源の温度は 35℃とする。

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。

(2) 重大事故等対策に関連する機器条件

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。

第 1 段：7.58MPa[gage]×2 個，367t/h/個

第 2 段：7.65MPa[gage]×3 個，370t/h/個

第 3 段：7.72MPa[gage]×3 個，373t/h/個

第 4 段：7.79MPa[gage]×4 個，377t/h/個

2.5.2.3 燃料プールにおける重大事故に至るおそれがある事故

(1) 初期条件

a. 崩壊熱

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，また，原子炉停止 10 日後においては，MOX 燃料の方が 9×9 燃料よりも崩壊熱が大きく，燃料プール水位低下の観点で厳しいため，燃料プールにおける使用済燃料の崩壊熱は，MOX 燃料を考慮した約 7.8MW を用いるものとする。

b. 燃料プールの初期水位及び初期水温

燃料プールの初期水位は通常水位とし，この時の燃料プール保有水量は，保有水量を厳しく見積もるため燃料プールと隣接する原子炉ウエルの間に設置されているプールゲートは閉を仮定し，約 1,599m<sup>3</sup>とする。また，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。

c. 主要機器の形状

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。

2.5.2.4 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 2.5-1 図に示す ANS I / 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 14.0MW を用いるものとする。

なお、原子炉停止 1 日後においては、 $9 \times 9$  燃料の方が MOX 燃料よりも崩壊熱が大きく、原子炉水位低下の観点で厳しいため、MOX 燃料の評価は  $9 \times 9$  燃料（A 型）の評価に包絡されることを考慮し、代表的に  $9 \times 9$  燃料（A 型）を設定する。

b. 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。

c. 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  $52^{\circ}\text{C}$  とする。

d. 外部水源の温度

外部水源の温度は  $35^{\circ}\text{C}$  とする。

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。

2.6 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うえで必要なパラメータの推移について解析を実施し、事象進展が適切に解析されていることを確認し、その結果を明示する。

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。

## 2.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針

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。

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。

### 2.7.1 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

「2.4 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2.7-1表から第2.7-3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。

## 2.7.2 解析条件の不確かさの影響評価

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。

## 2.7.3 操作時間余裕の把握

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で操作時間余裕を確認する。

## 2.8 必要な要員及び資源の評価方針

### 2.8.1 必要な要員の評価

発電所内の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、「1. 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。ただし、運転補助要員2名については、故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムの発生の場合に活動を期待する要員であることから、要員の評価には含めないものとする。

### 2.8.2 必要な資源の評価

発電所内の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。

## 2.9 参考文献

- (1) 「沸騰水型原子力発電所 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」  
(日立GEニュークリア・エナジー株式会社, HLR-118, 東芝エネルギーシステムズ株式会社, TLR-089, 平成30年5月)
- (2) 「沸騰水型原子力発電所 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(SAFER)について」  
(日立GEニュークリア・エナジー株式会社, HLR-119, 東芝エネルギーシステムズ株式会社, TLR-090, 平成30年5月)
- (3) 「沸騰水型原子力発電所 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(REDY)について」  
(日立GEニュークリア・エナジー株式会社, HLR-121, 東芝エネルギーシステムズ株式会社, TLR-092, 平成30年5月)
- (4) 「沸騰水型原子力発電所 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(SCAT)について」  
(東芝エネルギーシステムズ株式会社, TLR-093, 日立GEニュークリア・エナジー株式会社, HLR-122, 平成30年5月)
- (5) 「沸騰水型原子力発電所 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(MAAP)について」  
(東芝エネルギーシステムズ株式会社, TLR-094, 日立GEニュークリア・エナジー株式会社, HLR-123, 平成30年5月)
- (6) 「沸騰水型原子力発電所 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（A P E X）について」

（株式会社グローバル・ニュークリア・フュエル・ジャパン，GLR-006，  
日立GEニュークリア・エナジー株式会社，HLR-124，東芝エネルギーシ  
ステムズ株式会社，TLR-095，平成30年5月）

第2.2-1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）

			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等	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	原子炉格納容器下部の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	
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある場合	3.1.1	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				●	●	●							●	●			
	3.1.2	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			●	●	●	●							●	●			
	3.1.3	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等の起動に失敗する事故		●	●	●			●							●	●	●	
		全交流動力電源喪失（TBU）	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（TBD）	全交流動力電源喪失と同時に直流電源が喪失する事故		●	●	●			●							●	●	●	
		全交流動力電源喪失（TBP）	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し、蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで、原子炉注水機能を喪失する事故		●	●	●			●							●	●	●	
	3.1.4	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		●	●	●		●	●							●	●	●	
	3.1.5	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	●	●				●	●							●	●		
	3.1.6	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				●	●	●								●	●		
3.1.7	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	3.2.1	雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 残留熱代替除去系を使用する場合	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、残留熱代替除去系を使用する場合				●			●	●	●				●	●	●	●	
		雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 残留熱代替除去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、残留熱代替除去系を使用しない場合				●			●	●	●				●	●	●	●	
	3.2.2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	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			●				●	●	●				●	●	●	●	
	3.2.3	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			●				●	●	●				●	●	●	●	
	3.2.4	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の喪失する事故であり、残留熱代替除去系を使用する場合				●			●	●	●				●	●	●	●	
	3.2.5	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			●				●	●	●				●	●	●	●	
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、燃料プール水温が徐々に上昇し、蒸発により燃料プール水位が低下する事故	3.3.1	想定事故1	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、燃料プール水温が徐々に上昇し、蒸発により燃料プール水位が低下する事故											●		●	●			
	3.3.2	想定事故2	サイフォン現象等により燃料プール内の水の小規模な漏えいが発生し、燃料プールの水位が低下する事故											●		●	●			
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場合	3.4.1	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				●	●								●	●			
	3.4.2	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				●	●								●	●	●		
	3.4.3	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流出が発生する事故				●	●								●	●			
	3.4.4	反応度の誤投入	原子炉の運転停止中に制御棒の誤引抜き等によって、燃料に反応度が投入される事故																	







第2.2-2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＋圧力バウンダリ健全性（SRV再閉）失敗＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗＋低圧炉心冷却失敗</li> <li>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＋圧力バウンダリ健全性（SRV再閉）失敗＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗＋低圧炉心冷却失敗</li> <li>サポー ト系喪失＋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＋圧力バウンダリ健全性（SRV再閉）失敗＋高圧炉心冷却（HPCS）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> <li>手動停止＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗</li> <li>サポー ト系喪失＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗</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＋原子炉減圧失敗</li> <li>手動停止＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗</li> <li>サポー ト系喪失＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗</li> </ul>
全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失（長期TB）	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失＋交流電源（DG-A, B）失敗＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗</li> </ul>
全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失（TBP）	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失＋交流電源（DG-A, B）失敗＋圧力バウンダリ健全性（SRV再閉）失敗＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗</li> </ul>
全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失（TBU）	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失＋交流電源（DG-A, B）失敗＋高圧炉心冷却失敗</li> </ul>
全交流動力電源喪失	全交流動力電源喪失（TBD）	<ul style="list-style-type: none"> <li>外部電源喪失＋直流電源（区分1, 2）失敗＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗</li> </ul>
LOCA時注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>冷却材喪失（小破断LOCA）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗</li> <li>冷却材喪失（小破断LOCA）＋高圧炉心冷却失敗＋原子炉減圧失敗</li> <li>冷却材喪失（中破断LOCA）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗</li> <li>冷却材喪失（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>冷却材喪失（中破断LOCA）＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗</li> </ul>

第2.2-2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	<p>事故シナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 過渡事象 + 崩壊熱除去失敗</li> <li>・ 過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 崩壊熱除去失敗</li> <li>・ 過渡事象 + 圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗 + 崩壊熱除去失敗</li> <li>・ 過渡事象 + 圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗 + 高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗 + 崩壊熱除去失敗</li> <li>・ 手動停止 + 崩壊熱除去失敗</li> <li>・ 手動停止 + 高圧炉心冷却失敗 + 崩壊熱除去失敗</li> <li>・ 手動停止 + 圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗 + 崩壊熱除去失敗</li> <li>・ 手動停止 + 圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗 + 高圧炉心冷却 (HPCS) 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 + 高圧炉心冷却失敗 + 崩壊熱除去失敗</li> <li>・ サポート系喪失 + 圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗 + 崩壊熱除去失敗</li> <li>・ サポート系喪失 + 圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗 + 高圧炉心冷却 (HPCS) 失敗 + 崩壊熱除去失敗</li> <li>・ 冷却材喪失 (小破断 LOCA) + 崩壊熱除去失敗</li> <li>・ 冷却材喪失 (小破断 LOCA) + 高圧炉心冷却失敗 + 崩壊熱除去失敗</li> <li>・ 冷却材喪失 (中破断 LOCA) + 崩壊熱除去失敗</li> <li>・ 冷却材喪失 (中破断 LOCA) + 高圧炉心冷却失敗 + 崩壊熱除去失敗</li> <li>・ 冷却材喪失 (大破断 LOCA) + 崩壊熱除去失敗</li> <li>・ 冷却材喪失 (大破断 LOCA) + 高圧炉心冷却失敗 + 崩壊熱除去失敗</li> <li>・ 外部電源喪失 + 交流電源 (DG-A, B) 失敗</li> <li>・ 外部電源喪失 + 交流電源 (DG-A, B) 失敗 + 圧力バウンダリ健全性 (SRV再閉) 失敗</li> <li>・ 外部電源喪失 + 直流電源 (区分 1, 2) 失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 過渡事象 + 崩壊熱除去失敗</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>・ 冷却材喪失 (小破断 LOCA) + 原子炉停止失敗</li> <li>・ 冷却材喪失 (中破断 LOCA) + 原子炉停止失敗</li> <li>・ 冷却材喪失 (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> </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>・ 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)</li> </ul>

第2.2-3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
<p>雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)</p> <p>雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)</p>	<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>• LOCA</li> <li>+ SBO</li> </ul>	<p>【事象進展 (過圧・過温) 緩和の時間余裕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> <li>• LOCAにECCS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。</li> <li>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。</li> </ul>
<p>高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 (DCH)</p>	<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原子炉隔離時冷却系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> <li>以上より, 最も厳しいPDSから, TQUXを代表として選定した。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, 注水機能の確保の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。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。</li> </ul>

第2.2-3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>• LOCA</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• TQUV</li> </ul>	<p><b>【事象 (FCI) における発生エネルギーの大きさ) の厳しさ】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 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ナリオが厳しくなる。</li> <li>• 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やすいと考え、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。</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うえでは、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。</li> <li>• これらの状態でも考慮し、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は選定対象から除外する。</li> <li>• 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ナリオより小さくなり、酸化ジルコニウム質量割合が他の低圧破損シナリオ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。</li> <li>• 以上より、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量させることで、電源の復旧、注水機能の確保等の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。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。</li> </ul>
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>• TQUV</li> </ul>	<p><b>【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】</b></p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、溶融炉心・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溶融炉心の割合が多いシナリオが厳しくなる。</li> <li>• 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下した際の粒子化割合が高く、また、落下した溶融炉心が冷却され易いと考えると、原子炉圧力容器が低圧で破損に至る場合の方が、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。</li> <li>• また、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。</li> <li>• これらの状況でも考慮し、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は選定対象から除外する。</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、溶融炉心・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。</li> <li>• 以上より、本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。また、このPDSに全交流動力電源喪失の重量を考慮することで、電源の復旧、注水機能の確保等の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。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。</li> </ul>

第2.2-3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) (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
<p>格納容器破損モード 水素燃焼</p>	<p>—</p>	<p>・ LOCA + SBO*</p>	<p><b>【有効性評価に関する審査ガイドの選定基準等との整合】</b>          ・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ナリオは抽出されない。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ナリオを選定するものとする。  <b>【評価において着目するパラメータ】</b>          ・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、炉心損傷に伴い、水素濃度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からは酸素濃度が重要になる。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。  <b>【本発電用原子炉施設において評価する事故シナリオ】</b>          ・本発電用原子炉施設モードは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ナリオ以外の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慮する。原子炉注水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注水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る。          ・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しては、大破断LOCAとECCS注水機能の喪失が重量する事故シナリオのみが抽出されている。          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、「零閉気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の評価事故シナリオでは、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、「冷却材喪失 (大破断LOCA)+ECCS注水機能喪失+全交流動力電源喪失」をPDSとして選定する。</p>

※ 格納容器破損モード「水素燃焼」は、島根原子力発電所2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1.5PRA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。

第2.2-3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

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 <sup>※1</sup> 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	交流／直流 電源無
LOCA (AE, S1E, S2E)	炉心損傷後	低圧 <sup>※2</sup>	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	—
インターフェイス システムLOCA	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は速やかな原子炉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：網掛けは格納容器先行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に有効性があることを確認」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2.2-3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
<p>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）</p>	<p>LOCA + SBO</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 冷却材喪失（大破断LOCA）+ 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 炉心損傷後の原子炉注水失敗 + 長期冷却失敗</li> <li>• 冷却材喪失（中破断LOCA）+ 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 炉心損傷後の原子炉注水失敗 + 長期冷却失敗</li> <li>• 冷却材喪失（中破断LOCA）+ 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗 + 炉心損傷後の原子炉注水失敗 + 長期冷却失敗</li> <li>• 冷却材喪失（小破断LOCA）+ 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 炉心損傷後の原子炉注水失敗 + 長期冷却失敗</li> <li>• 冷却材喪失（小破断LOCA）+ 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗 + 炉心損傷後の原子炉注水失敗 + 長期冷却失敗</li> </ul>	<p>選定した事故シナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 冷却材喪失（大破断LOCA）+ 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 炉心損傷後の原子炉注水失敗 + 長期冷却失敗</li> </ul>	<p>評価事故シナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 冷却材喪失（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>
<p>雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）</p>	<p>LOCA + SBO</p>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 冷却材喪失（大破断LOCA）+ 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 格納容器注水失敗</li> <li>• 冷却材喪失（中破断LOCA）+ 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 炉心損傷後の原子炉注水失敗 + 格納容器注水失敗</li> <li>• 冷却材喪失（中破断LOCA）+ 高圧炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗 + 炉心損傷後の原子炉注水失敗 + 格納容器注水失敗</li> <li>• 冷却材喪失（小破断LOCA）+ 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 炉心損傷後の原子炉注水失敗 + 格納容器注水失敗</li> </ul>	<p>選定した事故シナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>• 冷却材喪失（大破断LOCA）+ 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 + 炉心損傷後の原子炉注水失敗 + 格納容器注水失敗</li> </ul>	<p>評価事故シナリオ</p>

第2.2-3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）

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
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＋原子炉減圧失敗＋炉心損傷後の原子炉減圧失敗＋原子炉注水失敗＋DCH発生</li> <li>手動停止＋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＋原子炉注水失敗＋DCH発生</li> <li>サポート系喪失＋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＋原子炉注水失敗＋DCH発生</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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＋原子炉注水失敗＋DCH発生</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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＋原子炉注水失敗＋DCH発生</li> </ul>
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（FCI）	TQUV	<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＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋FCI発生</li> <li>過渡事象＋圧力バウンダリ健全性（SRV再閉）失敗＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋FCI発生</li> <li>手動停止＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋FCI発生</li> <li>手動停止＋圧力バウンダリ健全性（SRV再閉）失敗＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋FCI発生</li> <li>サポート系喪失＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋FCI発生</li> <li>サポート系喪失＋圧力バウンダリ健全性（SRV再閉）失敗＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋FCI発生</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＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋FCI発生</li> <li>過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋FCI発生</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＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋FCI発生</li> </ul>
溶融炉心・コンクリート相互作用（MC CI）	TQUV	<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＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋デブリ冷却失敗</li> <li>過渡事象＋圧力バウンダリ健全性（SRV再閉）失敗＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋デブリ冷却失敗</li> <li>手動停止＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋デブリ冷却失敗</li> <li>手動停止＋圧力バウンダリ健全性（SRV再閉）失敗＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋デブリ冷却失敗</li> <li>サポート系喪失＋高圧炉心冷却失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋デブリ冷却失敗</li> <li>サポート系喪失＋圧力バウンダリ健全性（SRV再閉）失敗＋高圧炉心冷却（HPCS）失敗＋低圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋デブリ冷却失敗</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＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋デブリ冷却失敗</li> <li>過渡事象＋高圧炉心冷却失敗＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋デブリ冷却失敗</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＋炉心損傷後の原子炉注水失敗＋デブリ冷却失敗</li> </ul>

第2.2-3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）（7/7）

格納容器破損モード	選定した PDS	事故シーケンス	選定した事故シーケンス	評価事故シーケンス
水素燃焼	LOCA + SBO*	-	-	<p>・冷却材喪失（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）</p> <p>（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ーケンスであるが、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ケンスとして抽出される「冷却材喪失（大破断LOCA）+ECCS機能喪失」に対応の厳しさを鑑みて全交流動力電源喪失（SBO）を加えた事故シーケンスを設定した。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。）</p>

※ 格納容器破損モード「水素燃焼」は、島根原子力発電所2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及び事故シーケンスは抽出されない。そのうえでPDSの選定理由は同表（3/7）参照。

第2.2-4表 重要事故シークエンスの選定（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 事故シークエンス グループ	事故シークエンス	選定した事故シークエンス (重要事故シークエンス)
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 + 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> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 崩壊熱除去機能喪失 + 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 + 交流電源喪失</li> <li>・ 外部電源喪失 + 直流電源喪失</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 外部電源喪失 + 交流電源喪失</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（残留熱除去系切替え時の冷却材流出） + 流出隔離・炉心冷却失敗</li> <li>・ 原子炉冷却材の流出（原子炉浄化系ブロー時の冷却材流出） + 流出隔離・炉心冷却失敗</li> <li>・ 原子炉冷却材の流出（制御棒駆動機構点検時の冷却材流出） + 流出隔離・炉心冷却失敗</li> <li>・ 原子炉冷却材の流出（局部出力領域モニタ交換時の冷却材流出） + 流出隔離・炉心冷却失敗</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉冷却材の流出（残留熱除去系切替え時の冷却材流出） + 流出隔離・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 (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。)</li> </ul>

第2.4-1表 有効性評価に使用する解析コード一覧表  
 (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)

解 析 項 目	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	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

第2.4-2表 有効性評価に使用する解析コード一覧表  
(運転中の原子炉における重大事故)

解 析 項 目	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

第2.4-3表 有効性評価に使用する解析コード一覧表  
(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)

解 析 項 目	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)

第2.4-4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。
炉心 (燃料)	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も相まってコード全体として, 炉心が露出し, スプレー冷却のない場合には実験結果の燃料被覆管最高温度に比べて+50°C程度高めに評価し, スプレー冷却のある場合には実験結果に比べて10°C~150°C程度高めに評価する。また, 炉心が冠水維持する場合においては, FIST-ABWRの実験解析において燃料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单相冷却又は噴霧流冷却の不確かさは20°C~40°C程度である。
炉心 (燃料)	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, 保守的な効果を与える。
炉心 (燃料)	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, 燃料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。従って, 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。
炉心 (熱流動)	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, 解析結果に重量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 (蒸気单相冷却又は噴霧流冷却) の不確かさは20°C~40°C程度である。また, 原子炉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ムラ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被覆管からの輻射や過熱蒸気により上昇し, LPCS スプレーの液滴で冷却された際に蒸気が発生したためであり, 低圧代替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のない不確かさである。このため, 燃料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ムラグに特段の差異を生じる可能性はないと考えられる。

第2.4-4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
炉心 (熱流動)	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も相まってコード全体として、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被覆管最高温度に比べて+50°C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°C～150°C程度高めに評価する。また、炉心が冠水維持する場合においては、FIST-ABWRの実験解析において燃料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°C～40°C程度である。
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)  沸騰・ボイド率変化 気液分離 (水位変化) 対向流	臨界流モデル  二相流体の流動モデル	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。  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。
	ECS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く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2.4-5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	解析モデル	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。 <ul style="list-style-type: none"> <li>・動的ボイド係数：<input type="text"/></li> <li>・動的ドップラ係数：<input type="text"/></li> </ul> 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。
炉心 (熱流動)	崩壊熱	崩壊熱モデル	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。
	沸騰・ボイド率変化	炉心ボイドモデル	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。
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	モデルの仮定に含まれる。
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	逃がし安全弁モデル	モデルにおける吹出し容量は、「日本工業規格 J I S B 8210」付属書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。

本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

第2.4-5表 R E D Y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 (逃がし安全弁含む)	E C C S注水 (給水系・代替注水設備含む)	給水系モデル	<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、R E D Yコードの方が約60kJ/kg (約14°C) 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、R E D Y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、高圧非常用炉心冷却系流量の不確かさとして+137%を設定した。</p> <p>サブレーション・プール水温として保安規定で定めた上限値35°Cを設定しているが、設計仕様の常用温度下限10°Cを考慮して、不確かさを-25°C (-104kJ/kg) を下限として設定した。</p> <p>従来型BWR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>
原子炉格納容器	ほう酸水の拡散 サブレーション・プール冷却	ほう酸水拡散モデル 格納容器モデル	<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>

第2.4-6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	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。
	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。
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Doughall-Rohsenow式）を採用したことに加えて輻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。
	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。
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Doughall-Rohsenow式）を適用し、加えて輻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2.4-7表 M A A P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 (炉心熱水カモデル)	T M I 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、T M I 事故分析結果と良く一致することを確認した。
	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)	C O R A 実験解析における、燃料被覆管、制御棒及びチャナ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。
	燃料被覆管酸化		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。
	燃料被覆管変形		<ul style="list-style-type: none"> <li>・T Q U V, 大破断L O C A シーケンスともに、炉心溶融の開始時刻への影響は小さい。</li> <li>・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。</li> </ul>
	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	T Q U X 及びひ中小破断L O C A シーケンスに対して、M A A P コードとS A F E R コードの比較を行い、以下の傾向を確認した。
	気液分離 (炉心水位)・対向流		<ul style="list-style-type: none"> <li>・M A A P コードではS A F E R コードで考慮しているC C F L 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M A A P 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有効長頂部までの水位回復時刻は両コードで同等である。</li> </ul>
	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)	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。
	E C C S 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 (代替注入設備)	入力値に含まれる。

第2.4-7表 MAA P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
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を良く再現できていることを確認した。格納容器温度を十数℃程度高めに、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。
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導		
	気液界面の熱伝達		
	スプレイ冷却	安全系モデル (格納容器スプレイ) 安全系モデル (代替注水設備)	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	格納容器モデル (水素発生)	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)	入力値に含まれる。 MAAPコードでは格納容器ベントに関しては、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)	入力値に含まれる。

第2.4-7表 M A A P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 構造材との熱伝達	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。 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。 ・ T Q U V, 大破断 L O C A シーケンスとともに、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 F C I (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 F C I 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。
	原子炉圧力容器内 F C I (デブリ粒子熱伝達)	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。 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。
	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 (原子炉圧力容器破損モデル)	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、実際における影響は十分小さいと判断される。
	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)	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。
	原子炉圧力容器内 F P 挙動	核分裂生成物 (F P) 挙動モデル	P H E B U S - F P 実験解析により、F P 放出の開始時間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 F P 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くと考えられる。

第2.4-7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
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タ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、コンクリート浸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、コンクリート浸食量が22.5cm程度に収まることを確認した。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浸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。
	溶融炉心と格納容器下部プールの伝熱	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とを確認した。
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	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-FP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くと考えられる。
			ABCove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 2.4-8 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 力ピーク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, Helstrandの試験等 との比較から 7~9%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。
	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	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価 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2.4-8表 A P E X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ジェンシについても、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	単相強制対流: D i t t u s — B o e l t e r の式 核沸騰状態: J e n s e n — L o t t e s の式 膜沸騰状態 (低温時) : N S R R 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 : R o h s e n o w — G r i f f i t h の式及び K u t a t e l a d z e 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っていることから、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2.7-1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)

分類	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LOC A)
		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							
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	-	-	-	-	○※1	-	-
	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	○	○	○	○	-	○	○
炉心(燃料)	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	○	○	○	○	-	○	○
炉心(熱流動)	気液熱非平衡	○	○	○	○	○	○	○
	圧力損失	-	-	-	-	-	-	-
	三次元効果	○	○	○	○	○※1	○	○

○：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(TRACG)を使用して、参考的に解析して影響を確認している。

第2.7-1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(インターフェースシステムLOCA)
分類							
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2.7-1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(インターフェイスシステムOCA)
	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							
冷却材放出	○	○	○	○	○※2	○	○
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	○	○	○	○	○	○	○
格納容器ベント	○	○	○	○※1	○	○	○

○：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「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」と「残留熱除去系が故障した場」と「残留熱除去系が故障した場合」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

第2.7-2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)

分類	評価事象	評価指標	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)	高压溶融物放出/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
			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	酸素濃度	コンクリート侵食量
炉心 (核)	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		○	○	○	○	○
炉心 (燃料)	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		-	-	-	-	-
炉心 (熱流動)	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2.7-2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)

分類	評価事象 物理現象	評価指標	雰囲気圧力・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
			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	酸素濃度	コンクリート侵食量
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・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2.7-2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)

分類	評価事象	評価指標	雰囲気圧力・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
			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	酸素濃度	コンクリート侵食量
原子炉格納容器	物理現象						
	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) 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「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、「残留熱代替除去系を使用する場合」と「残留熱代替除去系を使用しない場合」の有効性を確認しており、残留熱代替除去系を使用する場合はサブレーション・プール冷却が、残留熱代替除去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故シナケンスにおいては、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、当該の事故シナケンスにおいては、格納容器ベントは重要現象とならない。

第2.7-2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)

分類	評価事象 物理現象	評価指標	雰囲気圧力・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
			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	酸素濃度	コンクリート侵食量
原子炉圧力容器 (炉心損傷後)	リロケーション		○	○	○	○	○
	原子炉容器内FCI(溶融炉心細粒化)		-	○	-	-	-
	原子炉容器内FCI(デブリ粒子熱伝達)		-	○	-	-	-
	溶融炉心の再臨界		-	-	-	-	-
	構造材との熱伝達		○	○	○	○	○
	下部ブレナムでの溶融炉心の熱伝達		○*1	○	-	-	○
	原子炉圧力容器破損		○*1	○	○	○*1	○
	放射線水分解等による水素ガス・酸素ガス発生		○*2	-	-	○*2	-
	原子炉圧力容器内FP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「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2.7-2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	雰囲気圧力・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	原子炉圧力容器外溶融燃料-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
			原子炉格納容器圧力及び温度	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	
原子炉格納容器(炉心損傷後)	原子炉圧力容器破損後の高圧溶融炉心放出		-	-	-	-	-	-
	格納容器雰囲気直接加熱		-	-	-	-	-	-
	格納容器下部床面での溶融炉心の拡がり		-	-	-	-	-	○
	内部構造物の溶融、破損		-	-	-	-	-	-
	原子炉圧力容器外FCI(溶融炉心細粒化)		○ <sup>※1</sup>	-	-	○	-	○
	原子炉圧力容器外FCI(デブリ粒子熱伝達)		○ <sup>※1</sup>	-	-	○	-	○
	格納容器直接接触		-	-	-	-	-	-
	溶融炉心と格納容器下部プール水との伝熱		○ <sup>※1</sup>	-	-	-	-	○
	溶融炉心とコンクリートの伝熱		○ <sup>※1</sup>	-	-	-	-	○
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生		○ <sup>※1</sup>	-	-	-	○ <sup>※1</sup>	○
	溶融炉心の再臨界		-	-	-	-	-	-
	原子炉格納容器内FP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「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

第2.7-3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)

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
	物理現象	
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

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
							過渡事象 + 崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去機能喪失
							炉心損傷なし	炉心損傷なし
							過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去機能喪失
							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
							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
							炉心損傷なし	炉心損傷なし
							過渡事象 + 圧力バウンダリ健全性失敗 + 崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去機能喪失
							炉心損傷なし	炉心損傷なし
							過渡事象 + 圧力バウンダリ健全性失敗 + 高圧炉心冷却失敗 + 崩壊熱除去機能失敗	崩壊熱除去機能喪失
							過渡事象 + 圧力バウンダリ健全性失敗 + 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
							過渡事象 + 原子炉停止失敗	原子炉停止機能喪失

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 + 交流電源喪失
						外部電源喪失 + 交流電源喪失 + 高圧炉心冷却失敗
						外部電源喪失 + 交流電源喪失 + 圧力バウンダリ健全性失敗
						外部電源喪失 + 交流電源喪失 + 圧力バウンダリ健全性失敗 + 高圧炉心冷却失敗
						外部電源喪失 + 直流電源喪失
						外部電源喪失 + 直流電源喪失 + 高圧炉心冷却失敗
						過渡事象へ
						全交流動力電源喪失*
						崩壊熱除去機能喪失
						全交流動力電源喪失
						崩壊熱除去機能喪失
						全交流動力電源喪失
						崩壊熱除去機能喪失
						全交流動力電源喪失
						崩壊熱除去機能喪失
						全交流動力電源喪失

※ 高圧炉心スプレイ系が成功した事故シナリオを「崩壊熱除去機能喪失」、高圧炉心スプレイ系に失敗し原子炉隔離時冷却系が成功した事故シナリオを「全交流動力電源喪失」に分類

## 第2.2-1図(1) 内部事象運転時レベル1 PRAイベントツリー

手動停止 サポート系喪失	圧力バウダリ 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	事故シナケケンス	事故シナケケンスグループ
手動停止 サポート系喪失	圧力バウダリ 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	炉心損傷なし	炉心損傷なし
						手動停止／サポート系喪失＋崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去機能喪失
						炉心損傷なし	炉心損傷なし
						手動停止／サポート系喪失＋高圧炉心冷却失敗＋崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去機能喪失
						手動停止／サポート系喪失＋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
						手動停止／サポート系喪失＋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
						炉心損傷なし	炉心損傷なし
						手動停止／サポート系喪失＋圧力バウダリ健全性失敗＋崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去機能喪失
						炉心損傷なし	炉心損傷なし
						手動停止／サポート系喪失＋圧力バウダリ健全性失敗＋高圧炉心冷却失敗＋崩壊熱除去失敗	崩壊熱除去機能喪失
手動停止／サポート系喪失＋圧力バウダリ健全性失敗＋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						

第2.2-1図(2) 内部事象運転時レベル1 PRAイベントツリー

冷却材喪失 (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	事故シケケンス	事故シケケンスグループ
						炉心損傷なし 冷却材喪失 (大破断LOCA) + 崩壊熱除去失敗 冷却材喪失 (中破断LOCA) + 崩壊熱除去失敗 冷却材喪失 (小破断LOCA) + 崩壊熱除去失敗	炉心損傷なし 崩壊熱除去機能喪失
						炉心損傷なし 冷却材喪失 (大破断LOCA) + 高压炉心冷却失敗 + 崩壊熱除去失敗 冷却材喪失 (中破断LOCA) + 高压炉心冷却失敗 + 崩壊熱除去失敗 冷却材喪失 (小破断LOCA) + 高压炉心冷却失敗 + 崩壊熱除去失敗	炉心損傷なし 崩壊熱除去機能喪失
						冷却材喪失 (大破断LOCA) + 高压炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 冷却材喪失 (中破断LOCA) + 高压炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗 冷却材喪失 (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
						冷却材喪失 (中破断LOCA) + 高压炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗 冷却材喪失 (小破断LOCA) + 高压炉心冷却失敗 + 原子炉減圧失敗	LOCA時注水機能喪失
						冷却材喪失 (大破断LOCA) + 原子炉停止失敗 冷却材喪失 (中破断LOCA) + 原子炉停止失敗 冷却材喪失 (小破断LOCA) + 原子炉停止失敗	原子炉停止機能喪失

インターフェースシステムLOCA	運転員による隔離操作	事故シケケンス	事故シケケンスグループ
			手動停止/サポート系喪失へ 格納容器バイパス (インターフェースシステムLOCA)
			手動停止/サポート系喪失へ 格納容器バイパス (インターフェースシステムLOCA)

第2.2-1図(3) 内部事象運転時レベル1 PRAイベントツリー

地震	外部電源喪失	原子炉建物損傷	原子炉格納容器損傷	原子炉圧力容器損傷	格納容器バイパス	冷却材喪失(E-LOCA※1)	制御室建物損傷	廃棄物処理建物損傷	計装・制御系喪失	直流電源喪失	交流電源・補機冷却系喪失	事故シナリオケケンス	事故シナリオケケンスグループ
												炉心損傷なし	炉心損傷なし
												外部電源喪失	外部電源喪失へ
												外部電源喪失 + 交流電源・補機冷却系喪失	全交流動力電源喪失へ
												外部電源喪失 + 直流電源喪失	全交流動力電源喪失
									計装・制御系喪失				※2
									廃棄物処理建物損傷				※2
									制御室建物損傷				※2
									Excessive LOCA				※2
									格納容器バイパス				※2
									原子炉圧力容器損傷				※2
									原子炉格納容器損傷				※2
									原子炉建物損傷				※2

※1 Excessive LOCA

※2 緩和設備の広範な喪失につながる可能性があるため、炉心損傷直結で整理

第2.2-2図 地震レベル1 PRA階層イベントツリー



全交流動力 電源喪失	原子炉停止	S R V 開	S R V 再閉鎖	高圧炉心冷却	事故シナリオ	事故シナリオ グループ
<div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>	<div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>	<div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>	<div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>	<div style="border: 1px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>	外部電源喪失 + 交流電源・補機冷却系喪失	全交流動力電源喪失
					外部電源喪失 + 交流電源・補機冷却系喪失 + 高圧炉心冷却失敗	全交流動力電源喪失
					外部電源喪失 + 交流電源・補機冷却系喪失 + S R V 再閉鎖失敗	全交流動力電源喪失
					Excessive LOCA	※
					外部電源喪失 + 交流電源・補機冷却系喪失 + 原子炉停止失敗	原子炉停止機能喪失

※ 緩和設備の広範な喪失につながる可能性があるため、炉心損傷直結で整理

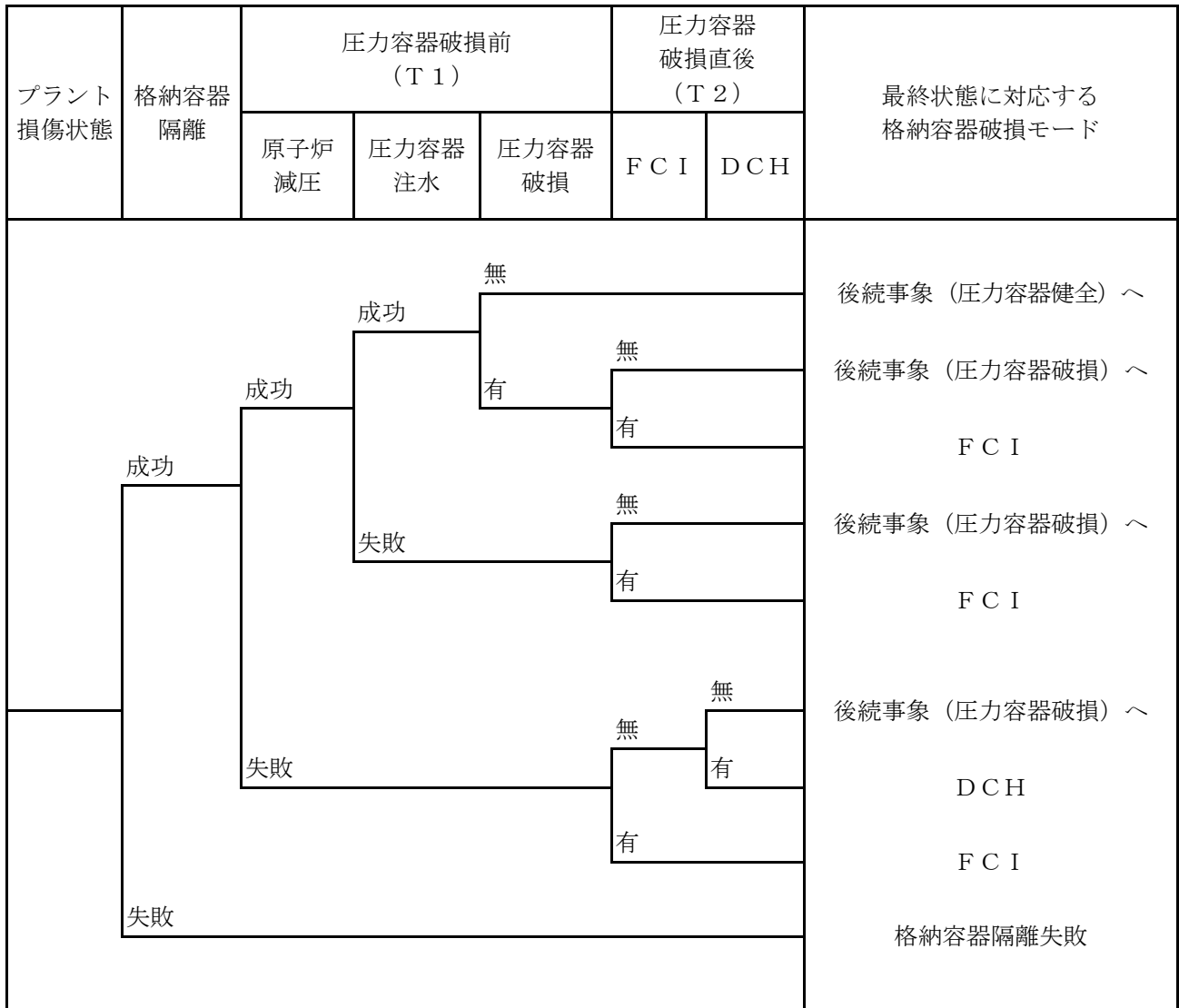
第2.2-3図(2) 地震レベル1 PRA イベントツリー



津波	直接炉心損傷に至る事象	事故シナリオ	最終状態
	津波高さ EL20m以下	炉心損傷なし	炉心損傷なし
	津波高さ EL20m超過	直接炉心損傷に至る事象	※

※ 緩和設備の広範な喪失につながる可能性があるため、炉心損傷直結事象として整理

第2.2-4図 津波レベル1 PRA階層イベントツリー



第2.2-5図(1) 格納容器イベントツリー

事故後期 (T3)			最終状態に対応する 格納容器破損モード
後続事象 (圧力容器健全)	格納容器注水	長期冷却	
	成功	成功	圧力容器内で事故収束 格納容器過圧・過温破損 圧力容器内で事故収束 格納容器過圧・過温破損
		失敗	
失敗	失敗	成功	
		失敗	

第2.2-5図(2) 格納容器イベントツリー

事故後期 (T3)					最終状態に対応する 格納容器破損モード	
後続事象 (圧力容器破損)	格納容器 注水	F C I	デブリ 冷却	長期冷却		
	成功	無	成功	成功	格納容器内で事故収束 格納容器過圧・過温破損 格納容器過圧・過温破損 M C C I F C I 格納容器過圧・過温破損	
				失敗		
				有		成功
						失敗
失敗	失敗	有	成功			
			失敗			

第2.2-5図(3) 格納容器イベントツリー

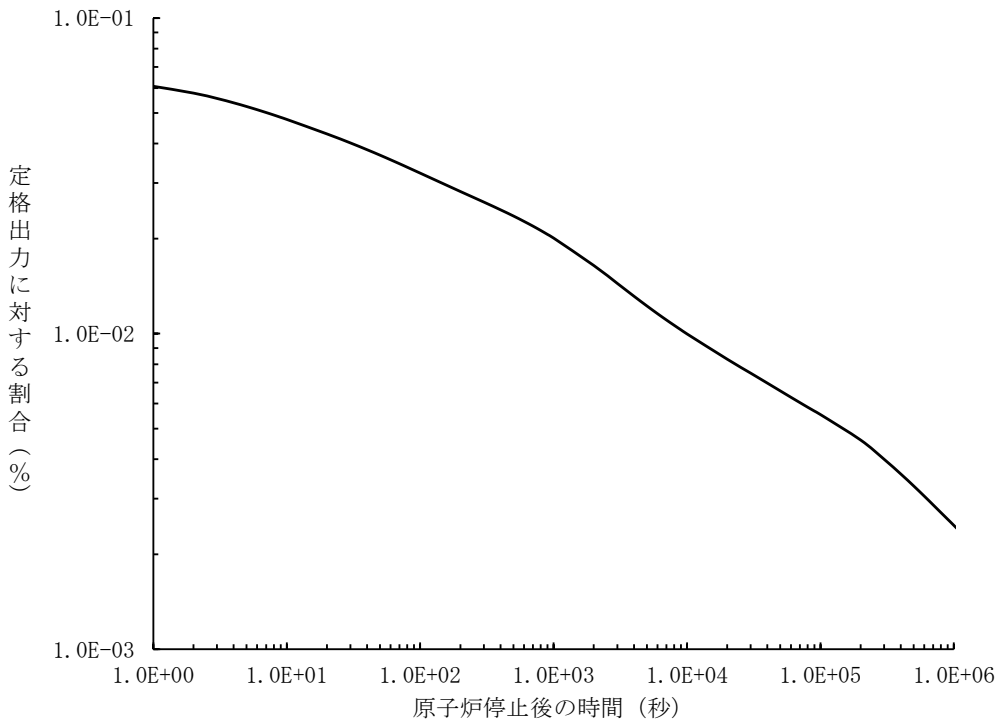
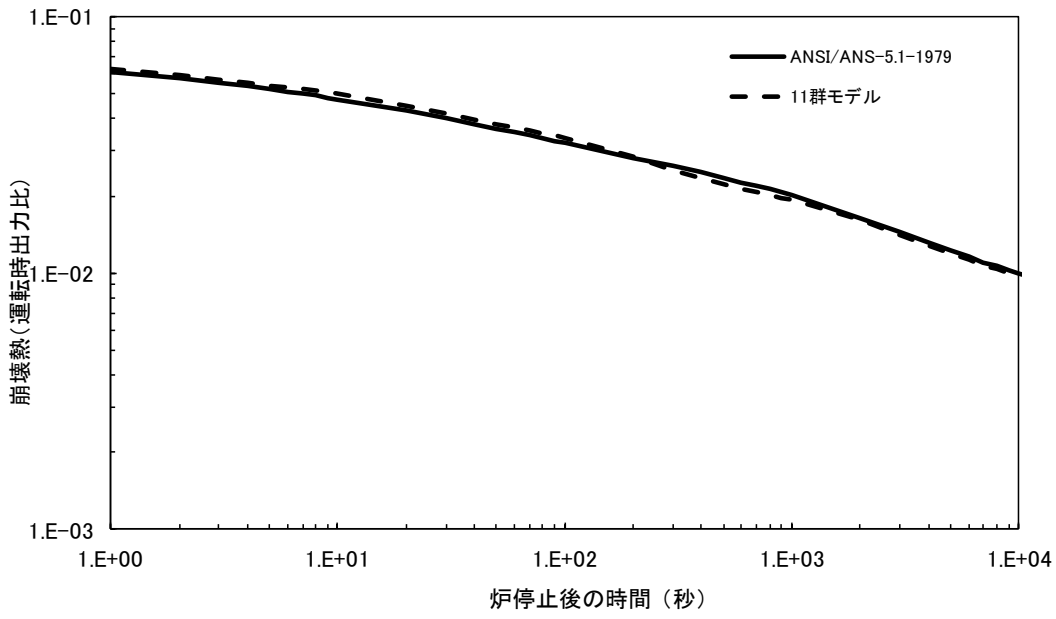
外部電源喪失	直流電源	交流電源※1	崩壊熱除去・炉心冷却※2	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
				燃料損傷なし	燃料損傷なし
				外部電源喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失
				外部電源喪失+交流電源喪失	全交流動力電源喪失
				外部電源喪失+直流電源喪失	全交流動力電源喪失

崩壊熱除去機能喪失※3	崩壊熱除去・炉心冷却※2	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
		燃料損傷なし	燃料損傷なし
		崩壊熱除去機能喪失+崩壊熱除去・炉心冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失

原子炉冷却材の流出※4	流出隔離・炉心冷却※5	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
		燃料損傷なし	燃料損傷なし
		原子炉冷却材の流出+流出隔離・炉心冷却失敗	原子炉冷却材の流出

- ※1 非常用ディーゼル発電機全台が機能喪失を示すヘディング
- ※2 崩壊熱除去機能（残留熱除去系）及び注水機能（復水輸送系，燃料プール補給水系）の確保に失敗するかどうかを示すヘディング
- ※3 残留熱除去系機能喪失〔フロントライン〕及び補機冷却系機能喪失
- ※4 残留熱除去系切替・制御棒駆動機構・局部出力領域モニタ，原子炉浄化系ブロー時における操作誤りによる原子炉冷却材流出
- ※5 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（崩壊熱除去機能（残留熱除去系）には期待しない，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）

第2.2-6図 停止時レベル1 P R A イベントツリー



第2.5-1図 原子炉停止後の崩壊熱