

6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方

6.1 概 要

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」、「使用済燃料ピット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、炉心や燃料体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発電所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を踏まえて、設備、手順及び体制の有効性を評価する。

6.1.1 評価対象の整理及び評価項目の設定

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。

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「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」による

6.1.2 評価に当たって考慮する事項

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 1.12.7.1「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（平成 25 年 6 月 19 日制定）」に対する適合』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。また、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、「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」については使用済燃料ピットの水位が回復し、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「6.3 評価に当たって考慮する事項」による。

6.1.3 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措置に係る運転員等

の判断や操作時間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，実験等を基に検証され，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「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。

6.1.4 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、「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「6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」による。

6.1.5 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。

6.1.6 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要員の配置による他の操作に与える影響を確認し、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。

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。

6.1.7 必要な要員及び資源の評価

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、想定する発電用原子炉施設の運転状態に対して、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「6.8 必要な要員及び資源の評価方針」による。

6.2 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と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、設計基準事故対処のために考慮している安全施設の機能のみをモデル化し、運転開始以降整備している種々の安全対策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、発電用原子炉施設内部の原因によって引き起こされる起因事象（以下「内部事象」という。）を範囲とするレベル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、停止時レベル1PRAを活用する。

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 10^{-4} /炉年程度、格納容器破損頻度は 10^{-4} /炉年程度、運転停止中の炉心損傷頻度は 10^{-4} /炉年程度である。

また、地震、津波以外の外部事象を対象としたレベル1PRAや外部事象を対象としたレベル1.5PRAについては、定性的な検討から発生する事故シーケンスを分析した結果、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等と「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。

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」の追補がある。

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

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

「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て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 P R A の結果を踏まえ事故シーケンスグループにグループ化し，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。

(1) 事故シーケンスの抽出

内部事象レベル 1 P R A 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み合わせを網羅的に分析し，炉心損傷に至る事故シーケンスをイベントツリーから抽出する。複数の緩和機能

が喪失する場合，事象発生後に要求される安全機能の時系列に着目し，炉心損傷の直接要因となる安全機能が喪失する事故シーケンスに整理する。第 6.2.1 図に内部事象 P R A におけるイベントツリーを示す。

地震 P R A 及び津波 P R A においては，建屋，構築物，大型機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，地震や津波により複数の機器等が同時に損傷し炉心損傷に至る事故シーケンスについても取扱う。具体的には，地震 P R A 及び津波 P R A では，内部事象 P R A で想定していない複数機器，複数機能の同時喪失を伴う事象の発生を想定しており，発生する可能性のある起因事象をプラントに与える影響度の高いものから順に並べた階層イベントツリーで整理し，複合的な事象発生を組み合わせた事故シーケンスを抽出する。第 6.2.2 図に地震 P R A 階層イベントツリーを，第 6.2.3 図に津波 P R A 階層イベントツリーを示す。

地震 P R A では，建屋の損傷や原子炉容器等の大型静的機器の損傷等，緩和設備に期待できない事象も抽出しており，これらは直接炉心損傷に至る事象として取扱う。

また，津波 P R A では津波襲来時の到達水位に応じて複数の機器が同時に機能喪失することを想定しており，同一フロアに設置されている複数の電気設備が機能喪失する事象は，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扱う。

なお，1 次冷却材配管の破断による原子炉冷却材喪失（以

下「L O C A」という。)を想定する場合の配管の破断規模については、非常用炉心冷却設備(以下「E C C S」という。)の特徴を踏まえたP R A上の取扱いに従い、以下のとおり分類する。

a. 大破断 L O C A

1次冷却材配管の両端破断のように、事象初期に急激な1次冷却系統(以下「1次系」という。)の減圧を生じるもので、蓄圧注入系及び低圧注入系により炉心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と比較して破断口が小さく、1次系の減圧が比較的緩やかで、蓄圧注入系及び高圧注入系により炉心冷却が可能となる規模のL O C Aである。

c. 小破断 L O C A

中破断L O C Aよりもさらに破断口が小さく、高圧注入系による1次冷却材の補填と、2次冷却系統(以下「2次系」という。)による崩壊熱除去が可能となる規模のL O C Aである。

d. E x c e s s 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、E C C S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であるものを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。

- a. 2次冷却系からの除熱機能喪失
- b. 全交流動力電源喪失
- c. 原子炉補機冷却機能喪失
- d. 原子炉格納容器の除熱機能喪失
- e. 原子炉停止機能喪失
- f. ECCS注水機能喪失
- g. ECCS再循環機能喪失
- h. 格納容器バイパス(インターフェイスシステムLOCA,
蒸気発生器伝熱管破損)

また、地震及び津波特有の事象で、以下に示す4つの事故シーケンスは、事象発生時に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み合わせを特定することは困難であるため、上記の事故シーケンスグループと直接的に対応しないものとして抽出している。

- ・ 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破断）
- ・ 原子炉建屋損傷
- ・ 原子炉格納容器損傷
- ・ 原子炉補助建屋損傷

これら地震及び津波特有の事象による炉心損傷頻度は、本発電用原子炉施設の全炉心損傷頻度に対して極めて小さい寄与であり、仮にこれらの事象が発生したとしても影響を緩和する対策を整備することから、頻度及び影響の観点から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。

なお、これら地震及び津波特有の事故シーケンスへの対応に際しては、発生する事象の程度や組み合わせに応じて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するとともに、建屋全体が崩壊し内部の安全系機器、配管のすべてが機能喪失するような深刻な事故の場合には、可搬型のポンプ、電源、放水砲などを活用した大規模損壊に対する対策により影響緩和を図る。

(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が、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余裕時間、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. 2次冷却系からの除熱機能喪失

1次系の温度及び圧力上昇が速く、フィードアンドブリード開始までの余裕時間が短くかつ要求される設備容量の観点で厳しい、「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」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

全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」のみである。ただし、共通原因故障、系統間依存性の観点から、

従属的に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重畳を考慮する。また、原子炉補機冷却機能喪失時に生じる可能性がある R C P シール L O C A の有無による影響を確認するため、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び R C P シール L O C A が発生する事故」並びに「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとする。

c. 原子炉補機冷却機能喪失

1 次冷却材の流出量が多く、要求される設備容量の観点で厳しい「原子炉補機冷却機能喪失時に R C P シール L O C A が発生する事故」が代表的な事故シーケンスとなるが、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」との従属性を考慮して、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び R C P シール L O C A が発生する事故」を重要事故シーケンスとする。

d. 原子炉格納容器の除熱機能喪失

破断口径の大きさによる原子炉格納容器内への 1 次冷却材の流出流量が多いことから、原子炉格納容器内の除熱時に要求される設備容量の観点で厳しく、また、事象初期から格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱及び再循環切替後の低圧再循環による冷却に期待できず、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が速いことから運転員等操作の余裕時間の観点で厳しい、「大破断 L O C A 時に格納容器

スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

e. 原子炉停止機能喪失

原子炉停止機能喪失に係る事故シーケンスは「原子炉自動停止が必要な起因事象が発生した場合に原子炉自動停止機能が喪失する事故」のみであるが、有効性評価では、具体的な起因事象を想定する必要があるため、原子炉自動停止が必要な起因事象として「運転時の異常な過渡変化」から、起因事象発生時に原子炉自動停止に失敗し、多様化自動作動盤（ATWS 緩和設備）の作動に期待する事象のうちより多くの機能に期待する必要があるため、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しい、「主給水流量喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」及び圧力評価の観点で影響を確認するため、「負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとする。

f. ECCS 注水機能喪失

破断口径の大きさによる 1 次冷却材の流出流量が多く、余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しい「中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

g. ECCS 再循環機能喪失

破断口径の大きさによる 1 次冷却材の流出流量が多く、再循環切替までの時間が短いため、再循環切替が失敗する時点での崩壊熱が大きく、余裕時間及び炉心冷却に要求される設備容量の観点で厳しい、「大破断 LOCA 時に低圧

再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

- h. 格納容器バイパス(インターフェイスシステム L O C A, 蒸気発生器伝熱管破損)

格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮して,「インターフェイスシステム L O C A」及び「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」のそれぞれを重要事故シーケンスとして選定する。

また,国内外の先進的な対策を考慮した場合であっても,すべての条件に対応できるような炉心損傷防止対策を講ずることが困難な以下の事故シーケンスについては,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から,これら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する。

- ・ 過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故(炉内構造物等の損傷)
- ・ 原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故
- ・ 大破断 L O C A を上回る規模の L O C A (E x c e s s L O C A)
- ・ 大破断 L O C A 時に低圧注入機能が喪失する事故
- ・ 大破断 L O C A 時に蓄圧注入機能が喪失する事故
- ・ 中破断 L O C A 時に蓄圧注入機能が喪失する事故

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 6.2.2 表

に示す。

6.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定

6.2.1.1 に挙げた事故シーケンスグループについて、炉心の著しい損傷を防止するための対策に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 $1,200^{\circ}\text{C}$ 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、最高使用圧力である 17.16MPa [gage] の 1.2 倍の圧力 20.59MPa [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、最高使用圧力 0.283MPa [gage] 又は限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力の 2 倍の圧力 0.566MPa [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は、最高使用温度 132°C 又は限界温度を下回る温度である 200°C を下回ること。

(3) 及び (4) に示す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各事故シーケンスグループでの適用については、原則、最高使用圧力及び最高使用温度を下回ることとするが、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」においては、評価上、最高使用圧力を起点としている操作があることから、最高使用圧力

の2倍の圧力 0.566MPa[gage]及び 200℃を下回ることとする。

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、伊方発電所3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。

ここで記述している、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」の追補がある。

6.2.2 運転中の原子炉における重大事故

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

「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。

(1) 格納容器破損モードの抽出

内部事象レベル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、原子炉容器破損前、

原子炉容器破損直後及び原子炉容器破損後後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，事象進展中に実施される緩和手段等から第 6.2.4 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。

- a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）
（ δ モード）
- b. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）
（ τ モード）
- c. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（ σ ， μ モード）
- d. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用（ η モード）
- e. 水素燃焼（ γ ， γ' ， γ'' モード）
- f. 溶融炉心・コンクリート相互作用（ ε モード）

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。

- ・ 原子炉容器内での水蒸気爆発（ α モード）
- ・ 格納容器隔離失敗（ β モード）
- ・ 水蒸気蓄積による格納容器先行破損（ θ モード）
- ・ インターフェイスシステム L O C A（ ν モード）

- ・ 蒸気発生器伝熱管破損（gモード）

これらの格納容器破損モードについては、発生する可能性が極めて低いことや、炉心損傷防止対策によりその発生を回避でき、有意な影響をもたらすものではないことから、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、蒸気発生器伝熱管破損（gモード）の中には、炉心損傷後の限定的な条件下で発生する温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（T I－S G T R）があるが、発生する可能性は極めて低く、発生した場合においても、可搬型のポンプ、電源、放水砲などを活用した大規模損壊に対する対策による影響緩和を図る。

また、原子炉格納容器が小さく原子炉下部のペデスタルに開口部があるBWRマークI型の原子炉格納容器特有の事象として、格納容器直接接触（シェルアタック）があるが、PWRでは原子炉格納容器が大きく、熔融炉心が壁面に流れる構造ではないため、発生の可能性がないと考えられることから、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の分類記号についての説明を第6.2.3表に示す。なお、E x c e s s L O C Aにおいても大破断L O C Aで整備した格納容器破損防止対策が有効である。

a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、破断規模の大きい「A**」が原子炉格納容器内への1次冷却材の流出流量が多いことから、圧力上昇の観点で厳しい。また、E C C S又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内に水の持ち込みがない「**D」が圧力上昇抑制効果に期待できない点から厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きくE C C S注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するA E Dとなる。

A E Dに属する事故シーケンスのうち、中破断L O C Aに比べ破断口径が大きく、原子炉格納容器の圧力上昇の観点で厳しくなる大破断L O C Aを起因とした「大破断L O C A時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

b. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

本格納容器破損モードに含まれる P D S のうち、原子炉容器破損時に高圧で溶融物が原子炉格納容器内に分散し、溶融物の表面積が大きくなることにより、溶融物から原子炉格納容器雰囲気への伝熱が大きくなり、かつ、補助給水による冷却に期待できない「T * *」が原子炉格納容器内の温度上昇の観点で厳しい。また、E C C S 又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内に水の持ち込みがない

「* * D」が温度上昇抑制効果に期待できない点から厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しい P D S は、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断がなく、格納容器スプレイ注入機能が喪失する T E D となる。

T E D に属する事故シーケンスのうち、1 次系が高圧で、溶融物からの発熱による過熱ガスが高温になるとともに、原子炉容器が破損した際に溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし、余裕時間及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能の喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニット（A 及び B）による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

c. 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，1 次系の圧力が高く維持される「T * *」が 1 次系の減圧の観点で厳しい。また，1 次系の減圧に効果がある加圧器逃がし弁の機能喪失が生じる全交流動力電源喪失は T E D に含まれる。したがって，本格納容器破損モードにおいて最も厳しい P D S は，原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断がなく，格納容器スプレイ注入機能が喪失する T E D となる。

T E D に属する事故シーケンスのうち，1 次系が高圧で，溶融物からの発熱による過熱ガスが高温になるとともに，原子炉容器が破損した際に溶融物が原子炉格納容器内に分散する割合が多くなる全交流動力電源喪失を起因とし，余裕時間及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水機能の喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し，補助給水機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお，代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニット（A 及び B）による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から，原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

d. 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，破断規模の大きい「A * *」は事象進展が速く，原子炉容器破損時の崩壊熱が大きいいため，溶融炉心から冷却材への伝熱に

よる水蒸気発生観点で厳しい。また、原子炉格納容器内に水の持ち込みはあるが、原子炉格納容器内の冷却がない「**W」が圧力上昇抑制効果に期待できない点から厳しい。したがって、本格格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きくECCS注水機能又は再循環機能並びに格納容器スプレイ注入機能又は再循環機能が喪失するAEWとなる。

AEWに属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく、原子炉容器破損時の崩壊熱が大きい大破断LOCAを起因とし、さらに炉心損傷を早める観点から低圧注入機能及び高圧注入機能の喪失を考慮するとともに、原子炉下部キャビティ水のサブクール度が小さくなる観点から格納容器スプレイ再循環機能の喪失を考慮した「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

また、本評価事故シーケンスにおける格納容器スプレイは、原子炉下部キャビティに貯水される水のサブクール度が相対的に小さい方が、熔融炉心と冷却材が接触した際に水蒸気が急激に生成されることから、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮することにより、格納容器スプレイポンプによる格納容器スプレイは考慮せず、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイを想定する。代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイは、注水開始時間が格納容器スプレ

イポンプよりも遅く流量も小さいため、原子炉下部キャビティに貯水される水のサブクール度は小さくなることにより、さらに厳しくなる。

e. 水素燃焼

本格納容器破損モードに含まれる P D S のうち、事象進展が速く初期から原子炉格納容器内への水素放出が開始され、原子炉容器破損が早い「A * *」が水素放出速度の観点で厳しい。また、「* * D」、「* * W」は水素燃焼以外の要因で原子炉格納容器の破損が生じること及び格納容器スプレイ作動による水蒸気凝縮に伴い、相対的に水素濃度が上昇することから「* * I」がより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しい P D S は、破断規模が大きく格納容器スプレイが作動する A E I となる。

A E I に属する事故シーケンスのうち、中破断 L O C A に比べ破断口径が大きく、事象進展が速くなり、初期から水素が放出され、かつ放出速度が大きくなる大破断 L O C A を起因とし、さらに余裕時間及び要求される設備容量の観点から厳しくなる低圧注入機能及び高圧注入機能の喪失も考慮した「大破断 L O C A 時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

f. 溶融炉心・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 P D S のうち、破断規模の大きい「A * *」は事象進展が速く、原子炉容器破損

時の崩壊熱が大きいため、溶融炉心によるコンクリート侵食発生の観点で厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内に水の持ち込みがない「**D」がコンクリート侵食抑制効果に期待できない点から厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きくECCS注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するAEDとなる。

AEDに属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく、原子炉容器破損時の崩壊熱が大きくなる大破断LOCAを起因とした「大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を評価事故シーケンスとして選定する。

なお、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

各格納容器破損モードに含まれるPDS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。

6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定

6.2.2.1に挙げた格納容器破損モードについて、格納容器破損防止対策に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

については、BWRマークⅠ型格納容器特有の破損モードであり、PWRでは原子炉格納容器が大きく溶融炉心が壁面に流れ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は、限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力 0.283MPa [gage] の2倍の圧力 0.566MPa [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は、限界温度を下回る温度である 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、原子炉冷却材圧力は 2.0 MPa [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水素濃度がドライ条件に換算して 13vol%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。

6.2.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

6.2.3.1 想定事故

「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」については、本発電用原子炉施設において、使用済燃料ピット内に貯蔵されている燃料体等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

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット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使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故

6.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定

6.2.3.1 に挙げた想定事故について、使用済燃料ピットにおける燃料体等の損傷を防止するための対策に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。

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

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

「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、主発電機の解列から併列までの期間を評価対象とし、運転停止中の原子炉において、プラントの運転状態、1次系の開放状態、1次系保有水量、崩壊熱及び保守点検状況に応じた緩和設備の状態を考慮し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、燃料体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。

(1) 事故シーケンスの抽出

停止時レベル1 PRA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等の組み合わせ等を第6.2.5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) 事故シーケンスのグループ化

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であるものを以下の運転停止中事故シーケンスグループに分類する。

- a. 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
- 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が、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余裕時間、燃料損傷防止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（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

充てんポンプによる炉心注水開始までの余裕時間及び要求される設備容量の観点から、崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ない「燃料取出前の浄化運転（以下「ミッドループ運転」という。）中に余熱除去機能が喪失する事故」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

全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」のみである。また、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、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水開始までの余裕時間及び要求される設備容量の観点から、崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するととも

に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとする。

c. 原子炉冷却材の流出

1次冷却材の流出流量の観点から代表性があり、1次系保有水量の確保の観点から、崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

d. 反応度の誤投入

反応度の誤投入に係る事故シーケンスは「反応度の誤投入事故」のみである。また、原子炉起動前までは純水注水による希釈が生じない措置を講じるため、臨界到達までの余裕時間を厳しく評価する観点から、「原子炉起動時に化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

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6.2.4表に示す。

6.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定

6.2.4.1に挙げた運転停止中事故シーケンスグループについて、運転停止中の原子炉における燃料体の著しい損傷を防止するための対策に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を除く。）

6.3 評価に当たって考慮する事項

6.3.1 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「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 1.12.7.1「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（平成25年6月19日制定）」に対する適合』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」で講じることとしている措置のうち、『添付書類八 1.12.7.1「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（平成25年6月19日制定）」に対する適合』で重大事故等対策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」における一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ついて解析を行う。

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、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。

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。

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。

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) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については、警報発信等から 10 分後に開始する。
- (2) (1)の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については、(1)の操作から 1 分後に開始する。
- (3) 中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については、操作開始条件到達から 10 分後に開始する。
- (4) 中央制御室で監視するパラメータが操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については、操作開始条件到達から 30 分後に開始する。
- (5) その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。

なお、運転員等は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、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上記の運転員等操作時間を設定する。

6.3.6 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。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。

6.4 有効性評価に使用する計算プログラム

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、実験等を基に検証され、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。

ここで記述している、解析コードの検証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」の追補がある。

6.4.1 M-R E L A P 5 ⁽¹⁾

6.4.1.1 概 要

制御系、熱水力、熱構造材、原子炉動特性等の計算機能を有し、原子炉の事故時の熱流動解析を行う上で汎用性の高い計算

コードである。

熱流動解析では、1次系及び2次系を複数のボリューム並びにボリュームを接続するジャンクションで表し、気液各相の質量、運動量及びエネルギー保存式を独立に解き、各ボリュームの冷却材の圧力、温度、密度及びジャンクションの流量を各相について計算する。原子炉の解析においては、炉心出力変化、1次冷却材ポンプ、配管・機器からの冷却材の流出、原子炉自動停止、制御保護設備、ECCSの状態等の諸量の模擬を行う。

また、同時に実行される燃料棒熱解析では、炉心部を大別して高温燃料棒、高温集合体領域及び平均集合体領域に区別し、各々の領域で燃料棒熱解析を行う。各領域では燃料ペレット及び燃料被覆管を半径方向及び軸方向に分割し、熱流動計算側から計算ステップごとに得られる圧力、温度、気液割合、流量等のパラメータを用いて熱発生、熱伝導及び壁面熱伝達を解き、評価項目と照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウム－水反応量を評価する。

本解析コードは、米国エネルギー省及びアイダホ国立研究所により開発されたRELAP5-3Dコードを基に、PWRプラントの中小破断LOCA解析に適用するため、米国NRCの連邦規則である、10 CFR 50 Appendix K “ECCS Evaluation Models”にて要求される保守的なモデル（Moody 臨界流モデル等）を付加した解析コードである。

6.4.1.2 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、1次系、加圧器及び

蒸気発生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

重要現象として、崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、沸騰・ボイド率変化及び気液分離（水位変化）・対向流がモデル化されている。

(2) 1 次系

重要現象として、冷却材流量変化（自然循環時）、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、圧力損失、ECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入がモデル化されている。

(3) 加圧器

重要現象として、気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出（臨界流・差圧流）がモデル化されている。

(4) 蒸気発生器

重要現象として、1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出（臨界流・差圧流）、2次側水位変化・ドライアウト及び2次側給水（主給水・補助給水）がモデル化されている。

6.4.1.3 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、ORNL/THTF, ROSA/LSTF SB-CL-18, ROSA/LSTF SB-CL-39, PKL/F1.1, Marviken, LOFT L9-3, LOFT L6-1の試験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 6.4.4 表に示すとおりである。

6.4.2 SPARKLE-2⁽²⁾

6.4.2.1 概 要

M-R E L A P 5 の炉心部分を 1 点炉近似動特性モデルから 3 次元動特性モデルに変更し，炉内熱流動に対しても 3 次元二相流動解析を採用した解析コードであり，M-R E L A P 5，3 次元炉心動特性解析コード C O S M O - K 及び 3 次元熱流動解析コード M I D A C の 3 つの要素コードを動的に結合し，1 次系全体の熱流動と 3 次元炉心動特性との相互作用が評価可能なプラント過渡特性解析コードである。

結合計算の流れとしては，炉心過渡計算のため，炉心境界条件として 1 次系圧力，炉心入口エンタルピ，炉心入口流量及び炉心入口ほう素濃度が M-R E L A P 5 から C O S M O - K 及び M I D A C に受け渡される。炉心過渡計算では，M-R E L A P 5 から受け渡された炉心境界条件と C O S M O - K から受け渡される 3 次元出力分布に基づき，M I D A C にて熱流束，燃料棒内温度，炉心冷却材密度／温度及びほう素濃度の 3 次元分布を計算し，その後，M I D A C から受け渡された燃料実効温度，炉心冷却材密度／温度及びほう素濃度を用いて，C O S M O - K にて中性子動特性計算により炉心出力及び炉心出力分布を計算する。炉心過渡計算が終了すると，M I D A C で計算された熱流束分布が M-R E L A P 5 に返され，炉心部を含む 1 次系全体の熱流動を計算する。

6.4.2.2 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、加圧器及び蒸気発生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、中性子動特性（核分裂出力）、ドップラ反応度帰還効果、減速材反応度帰還効果及び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) 加圧器

重要現象として、気液熱非平衡、水位変化及び冷却材放出（臨界流・差圧流）がモデル化されている。

(3) 蒸気発生器

重要現象として、1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出（臨界流・差圧流）、2次側水位変化・ドライアウト及び2次側給水（主給水・補助給水）がモデル化されている。

6.4.2.3 検証／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検証／妥当性確認を実施している。具体的には、TWIGL ベンチマーク、LMW ベンチマーク、SPERT-III E-core 実験解析、NUPEC 管群ボイド試験解析、LOFT L9-3、LOFT L6-1 の試験解析等により

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，検証／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。

6.4.3 M A A P ⁽³⁾

6.4.3.1 概 要

重大事故等の事象進展の各段階を網羅し，原子炉，1 次系，原子炉格納容器内で起こると考えられる重要な事故時の物理現象をモデル化するとともに，工学的安全設備や炉心損傷防止対策あるいは格納容器破損防止対策で想定する各種の機器についてのモデルを備えている。また，核分裂生成物に関する物理現象をモデル化しており，事故時に炉心溶融に伴って 1 次系や原子炉格納容器に放出される核分裂生成物の挙動についても取扱うことが可能である。このように，広範囲の物理現象を取扱うことが可能な総合解析コードであり，重大事故等時に想定される種々の事故シーケンスについて，起因事象から安定した状態，あるいは過圧・過温により原子炉格納容器の健全性が失われる状態まで計算が可能であることが特徴である。

熱水力モデルでは，質量・エネルギー保存則を解く一方，運動量方程式を準静的な取扱いとしているため，流体慣性が重要となる現象，例えば L O C A 直後の炉心の流動など，短期間に発生する現象を精緻に取扱うような場合には適していないものの，系内の質量・エネルギーの収支を適切に取扱っており，長期的な原子炉及び原子炉格納容器の応答の評価には適用性を有する。

6.4.3.2 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、1次系、加圧器、蒸気発生器、原子炉格納容器、炉心損傷後の原子炉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・ボイド率変化及び気液分離（炉心水位）・対向流がモデル化されている。

(2) 1次系

重要現象として、気液分離・対向流、構造材との熱伝達、ECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入がモデル化されている。

(3) 加圧器

重要現象として、冷却材放出（臨界流・差圧流）がモデル化されている。

(4) 蒸気発生器

重要現象として、1次側・2次側の熱伝達、冷却材放出（臨界流・差圧流）、2次側水位変化・ドライアウトがモデル化されている。

(5) 原子炉格納容器

重要現象として、区画間・区画内の流動（蒸気，非凝縮性ガス），区画間・区画内の流動（液体），構造材との熱伝達及び内部熱伝導，スプレー冷却，格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却及び水素濃度変化がモデル化されている。

(6) 炉心損傷後の原子炉容器

重要現象として、リロケーション，原子炉容器内溶融燃料－冷却材相互作用（以下「原子炉容器内 F C I」という。）

（溶融炉心細粒化），原子炉容器内 F C I（デブリ粒子熱伝達），下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達，原子炉容器破損・溶融及び 1 次系内核分裂生成物挙動がモデル化されている。

(7) 炉心損傷後の原子炉格納容器

重要現象として、原子炉容器外 F C I（溶融炉心細粒化），原子炉容器外 F C I（デブリ粒子熱伝達），原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり，溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱，溶融炉心とコンクリートの伝熱，コンクリート分解・非凝縮性ガス発生及び原子炉格納容器内核分裂生成物挙動がモデル化されている。

6.4.3.3 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、TMI 事故解析，MB-2 実験解析，HDR 実験解析，CSTF 実験解析，ACE 実験解析，SURC 実験解析，PHEBUS-FP 実験解析，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，妥当性確認等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。

6.4.4 GOTHIC⁽⁴⁾

6.4.4.1 概 要

原子炉格納容器の熱流動解析を主目的に開発された汎用熱流動解析コードであり，質量，エネルギー及び運動量の 3 保存則を気相・液相・液滴相の各流体場に適用し，状態方程式，熱伝導方程式，各種構成式及び相関式などを解くことにより流体，構造材の相互作用，機器の作動を考慮した過渡解析が可能である。

原子炉格納容器内の区画間・区画内の流動を適切に模擬するため，原子炉格納容器を適切にノード分割する。流動計算で扱われる流体は各種ガス組成及び蒸気を含む気相，液相及び液滴相となり，これら各相に対して質量，エネルギー，運動量の保存式を各種の構成式及び相関式とあわせて数値的に解き，原子炉格納容器内の流動を模擬する。

6.4.4.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて，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) 原子炉格納容器

重要現象として，区画間・区画内の流動，構造材との熱伝達及び内部熱伝導，スプレイ冷却及び水素処理がモデル化されている。

6.4.4.3 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、NUPEC 試験 TestM-7-1, NUPEC 試験 TestM-4-3, 熱伝達試験との比較等による妥当性確認により、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。

6.4.5 C O C O ⁽⁵⁾ ⁽⁶⁾ ⁽⁷⁾

6.4.5.1 概 要

原子炉格納容器内圧解析コード C O C O は、原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器内の圧力、温度変化の評価を主目的に開発され、原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別し、各系内では状態は一樣とし、各々の系について質量及びエネルギー保存則を解く。

気相部の蒸気については過熱及び飽和状態、液相部の水については飽和及び未飽和状態を模擬することができ、どの状態にあるかは圧力、流体温度を内蔵された蒸気表に照らして蒸気及び水の状態を判別して、対応した状態方程式を用いる。また、原子炉格納容器スプレイ設備等の減圧系のみならず、原子炉格納容器内構造物との間の熱の授受もモデルとして組み込まれている。

6.4.5.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、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。

る。

(1) 原子炉格納容器

重要現象として構造材との熱伝達及び内部熱伝導がモデル化されている。

6.4.5.3 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、CVTR Test3 試験解析による妥当性確認により、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。

6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針

6.5.1 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。

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操作による重大事故等対処設備の操作が可能となる状態のことをいう。

6.5.2 共通解析条件

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。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。

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がある事故

(1) 初期条件

a. 初期定常運転条件

解析では，炉心熱出力の初期値として，定格値(2,652MWt)に正の定常誤差(定格値の+2%)を考慮した値を用いるものとする。また，1次冷却材平均温度の初期値として，定格値(302.3℃)に正の定常誤差(+2.2℃)を考慮した値を用いるものとする。また，1次系圧力の初期値として，定格値(15.41MPa[gage])に正の定常誤差(+0.21MPa)を考慮した値を用いるものとする。

なお，事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」においては，出力抑制について減速材温度の反応度帰還効

果に期待しており，これを多様化自動作動盤(ATWS 緩和設備)の作動が必要となるサイクル寿命初期の炉心運用を包絡するよう，反応度帰還の効果を小さくするため，減速材温度係数の絶対値が小さめの値を設定することから，炉心熱出力，1次冷却材平均温度及び1次系圧力の初期値として定格値を用いるものとする。

b. 1次冷却材流量

1次冷却材全流量は熱設計流量を用いるものとする。

c. 炉心及び燃料体

炉心及び燃料体に関する解析条件の設定を以下に示す。

なお，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) 炉心崩壊熱

炉心崩壊熱としては，日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線⁽⁸⁾を使用する。また，使用する崩壊熱はウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮するとともに，燃焼度が高くなるサイクル末期炉心を対象に設定し，燃料被覆管温度等に関連する，炉心の露出状況を確認する必要がある事象においては，第6.5.1図に示す局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用い，原子炉圧力等のプラント全体に関連する炉心平均挙動を評価する事象においては，第6.5.2図に示す炉心の平均的な崩壊熱を表す炉心平均評価用崩壊熱を用いるものとする。

(b) 炉心バイパス流量

熱除去に寄与しない炉心バイパス流量割合は、設計値として4%を用いるものとする。

(c) 核的パラメータ

即発中性子寿命，実効遅発中性子割合，減速材密度係数，ドップラ係数等の核的パラメータは，原則として炉心運用を考慮して評価項目に対して厳しくなるよう設定する。なお，事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における炉心動特性解析には3次元手法を用いる。このため，減速材反応度帰還効果は減速材温度係数の絶対値が小さめの値となるように解析用の炉心条件を設定する。また，ドップラ反応度帰還効果はウラン平衡炉心を基本として，ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷も考慮する。

d. 加圧器

加圧器保有水量の初期値は，全出力運転状態における保有水量に基づき60%体積とする。

e. 蒸気発生器

蒸気発生器伝熱管施栓率は10%を考慮する。また，蒸気発生器2次側水位は設計値として44%（狭域水位スパン）を，蒸気発生器保有水量は1基当たり48tを用いるものとする。

f. 原子炉格納容器

(a) 自由体積

原子炉格納容器の自由体積は，設計値に余裕を考慮し

た小さめの値として $67,400\text{m}^3$ を用いるものとする。

(b) ヒートシンク

原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値に余裕を考慮した小さめの値を用いるものとする。

(c) 初期温度及び初期圧力

原子炉格納容器の初期温度及び初期圧力は、 49°C 及び $9.8\text{kPa}[\text{gage}]$ を用いるものとする。

g. 主要機器の形状

原子炉容器，1次冷却材ポンプ，加圧器，蒸気発生器，1次冷却材配管及び原子炉格納容器の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。

(2) 事故条件

a. 原子炉冷却材喪失時の破断位置

1次冷却材配管の破断による L O C A を想定する場合の配管の破断位置について、炉心損傷防止対策の有効性評価においては、炉心の再冠水が遅れること、破断ループに接続された E C C S の注水効果に期待できないこと等を踏まえ、設計基準事故と同様に低温側とする。

なお、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」については、蒸気発生器2次側保有水の保有する熱量が、原子炉格納容器内に放出されることによる長期的な原子炉格納容器圧力の上昇の速さの観点も踏まえて低温側とする。

(3) 重大事故等対策に関連する機器条件

a. 炉心及び燃料体

原子炉自動停止時の制御棒クラスタ落下による反応度の添加は、第 6.5.3 図に示すものを用い、制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの 85% 落下までの時間を 2.2 秒とする。

b. 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間

原子炉トリップ限界値及び応答時間として以下の値を用いるものとする。

過大温度 ΔT 高

1 次冷却材平均温度等の関数（第 6.5.4 図参照）

（応答時間 6.0 秒）

原子炉圧力低

12.73MPa[gage]（応答時間 2.0 秒）

1 次冷却材ポンプ電源電圧低

65%（定格値に対して）（応答時間 1.2 秒）

蒸気発生器水位低

蒸気発生器狭域水位 11%（応答時間 2.0 秒）

また、工学的安全施設作動信号のうち、ECCS の作動限界値及び応答時間として以下の値を用いるものとする。

原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

12.04MPa[gage]（圧力）と水位検出器下端水位（水位）

の一致（応答時間 2.0 秒）

原子炉圧力異常低

11.36MPa[gage]（応答時間 0 秒，2.0 秒）

なお、ECCS 作動信号「原子炉圧力異常低」の応答時間については、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器

の除熱機能喪失」では、ECCSの作動による炉心注水がより早くなることにより、原子炉格納容器に放出されるエネルギーが増加するため、原子炉格納容器圧力及び温度を厳しくする観点、並びに「ECCS再循環機能喪失」では、ECCSの作動が早くなることにより、崩壊熱がより大きい状態で再循環機能が喪失し、炉心水位の低下が速くなるため、代替再循環への切替時間を厳しくする観点を踏まえて0秒とし、その他の事故シーケンスグループは2.0秒を用いるものとする。

c. 原子炉制御設備

原子炉制御設備は、外乱を小さくする方向に働くことから作動しないものとする。ただし、1次系及び2次系の主要弁である加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁は過渡事象の様相に対する寄与が大きいことから、自動作動するものとする。なお、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」のうち「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」においては、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び給水制御系は、1次冷却材の2次系への流出を厳しくする観点から自動作動するものとする。

d. 1次系及び2次系主要弁

加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の容量は以下の値を使用する。また、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の作動圧力については、設計値に余裕を考慮した高めの値を用いるものとする。

(a) 加圧器逃がし弁容量 : 95t/h (1個当たり)

- (b) 加圧器安全弁容量 : 157t/h (1 個当たり)
- (c) 主蒸気逃がし弁容量 : 定格主蒸気流量 (ループ当たり) の 10%
- (d) 主蒸気安全弁容量 : 定格主蒸気流量 (ループ当たり) の 100%

e. 1 次冷却材ポンプ

1 次冷却材ポンプ回転数等の 1 次冷却材ポンプ仕様に関する条件は設計値を用いるものとする。

f. 格納容器再循環ユニット

格納容器再循環ユニットは 2 基作動し、粗フィルタがある場合の除熱特性の設計値として、1 基当たり、除熱特性 (100℃～155℃, 約 1.9MW～約 8.1MW) で原子炉格納容器を除熱するものとする。

g. 燃料取替用水タンク

燃料取替用水タンクの水量は、1,900m³を用いるものとする。

6.5.2.2 運転中の原子炉における重大事故

(1) 初期条件

6.5.2.1 (1)に同じ。なお、格納容器破損モード「水素燃焼」の原子炉格納容器のヒートシンク、初期圧力は、水素濃度上昇の観点から以下の値を用いるものとする。

- ・ 原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値より大きめの値を用いるものとする。
- ・ 原子炉格納容器の初期圧力は、0 kPa[gage]を用いるものとする。

のとする。

(2) 事故条件

a. 原子炉冷却材喪失時の破断位置

1次冷却材配管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置について、格納容器破損防止対策の有効性評価においてはECCS注水に期待していないこと、また、蓄圧タンクからの注水のみでは炉心冠水を維持できないことを踏まえ、早期に炉心からの蒸気が系外に放出される高温側とする。

(3) 重大事故等対策に関連する機器条件

6.5.2.1(3)に同じ。

6.5.2.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

(1) 初期条件

a. 使用済燃料ピット崩壊熱

原子炉停止後に取出された全炉心分の燃料体及び以前から貯蔵されている使用済燃料が、使用済燃料ピット崩壊熱が最大となるような組み合わせで貯蔵される場合を想定して、使用済燃料ピット崩壊熱は11.715MWを用いるものとする。

b. 事象発生前使用済燃料ピット水温

使用済燃料ピット水温の標準的な温度として40℃を用いるものとする。

c. 使用済燃料ピットに隣接するピットの状態

燃料取出直後の使用済燃料ピットの状態を想定して評価

しており、燃料体を取り出す際には燃料取替用チャンネルと燃料検査ピット及び使用済燃料ピットの間に設置されているゲートを取外すことから、使用済燃料ピット、燃料取替用チャンネル及び燃料検査ピットは接続状態とする。

d. 主要機器の形状

使用済燃料ピット等の主要機器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) 放射線の遮蔽が維持できる使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱棟の遮蔽設計基準値（ 0.15mSv/h ）となる水位として、燃料頂部から、約 4.33m （通常運転水位（以下「 NWL 」という。） -3.29m ）とする。

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（運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く）

a. 炉心崩壊熱

炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線⁽⁸⁾を使用する。また、使用する崩壊熱はウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮するとともに、燃焼度が高くなるサイクル末期炉心を対象に設定し、第 6.5.1 図に示す局所的な影響を考慮した高温点評

価用崩壊熱を用いるものとする。

b. 原子炉停止後の時間

燃料取出前のミッドループ運転中の事故を想定することから、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き開始までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた時間として、原子炉停止後の時間は55時間とする。

c. 1次系圧力

ミッドループ運転中は1次系を大気開放状態としていることから、1次系圧力の初期値は大気圧とする。

d. 1次冷却材高温側温度

ミッドループ運転中の運転モードにおける上限値として、1次冷却材高温側温度の初期値は93℃とする。

e. 1次冷却材水位

プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転中の水位として、1次系の初期水位は原子炉容器出入口配管の中心高さを8 cm 上回る高さとする。

f. 1次系開口部

ミッドループ運転中に確保している蒸気放出経路として、1次系開口部は、加圧器安全弁が3個取外され、加圧器のベント弁が2個開放されているものとする。

g. 主要機器の形状

原子炉容器、1次冷却材ポンプ、加圧器、蒸気発生器、1次冷却材配管及び原子炉格納容器の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。

6.6 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。

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

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を評価するものとする。ここで、要員の配置による他の操作に与える影響とは、解析コード及び解析条件の不確かさの影響に伴う運転員等操作時間の変動が要員配置の観点で作業成立性に与える影響のことである。

不確かさ等の影響確認は、評価項目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。

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

「6.4 有効性評価に使用する計算プログラム」において、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。

6.7.2 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、上記の解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作開始時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

6.7.3 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、評価項目に対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

6.8 必要な要員及び資源の評価方針

6.8.1 必要な要員の評価

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も想定した最も厳しい状態での重大事故等対策実施時において、想定する発電用原子炉施設の運転状態に対して、休日・夜間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」で整備している体制にて、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。

6.8.2 必要な資源の評価

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重大事故等対策時において、想定する発電用原子炉施設の運転状態に対して、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。

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

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等		未臨界にするための手順等	緊急停止失敗時に受電用原子炉を冷却するための手順等	原子炉冷却材圧力パウンダリを減圧するための手順等	原子炉冷却材圧力パウンダリを減圧するための手順等	原子炉冷却材圧力パウンダリを減圧するための手順等	原子炉冷却材圧力パウンダリを減圧するための手順等	原子炉冷却材圧力パウンダリを減圧するための手順等	原子炉冷却材圧力パウンダリを減圧するための手順等	原子炉冷却材圧力パウンダリを減圧するための手順等	原子炉冷却材圧力パウンダリを減圧するための手順等	原子炉冷却材圧力パウンダリを減圧するための手順等	原子炉冷却材圧力パウンダリを減圧するための手順等	原子炉冷却材圧力パウンダリを減圧するための手順等	原子炉冷却材圧力パウンダリを減圧するための手順等	原子炉冷却材圧力パウンダリを減圧するための手順等	原子炉冷却材圧力パウンダリを減圧するための手順等
炉心損傷防止	7.1.1	2次冷却系からの除熱機能喪失	①	主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故		●	●										●		●	
	7.1.2	全交流動力電源喪失	②	外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故		●	●	●	●	●				●	●		●	●	●	●
			③	外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失が発生する事故		●	●	●	●	●				●	●		●	●	●	●
	7.1.3	原子炉補機冷却機能喪失	(②と同様)	外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故	(②と同様)															
	7.1.4	原子炉格納容器の除熱機能喪失	④	大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故			●	●		●							●		●	
	7.1.5	原子炉停止機能喪失	⑤	主給水流量喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故 負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故	●			●									●		●	
	7.1.6	ECCS注水機能喪失	⑥	中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故		●	●	●					●				●		●	
	7.1.7	ECCS再循環機能喪失	⑦	大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故			●			●							●		●	
⑧			インターフェイスシステムLOCA			●													●	
7.1.8	格納容器バイパス	⑨	蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故			●											●		●	
		⑩	大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故			●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
格納容器破損防止	7.2.1.1	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)	⑪	外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故			●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	7.2.1.2	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)	⑫	外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故			●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●
	7.2.2	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	(⑪と同様)	外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故	(⑪と同様)															
	7.2.3	原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	(⑫と同様)	大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	(⑫と同様)															
	7.2.4	水素燃焼	⑬	大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故				●			●	●	●	●			●		●	
	7.2.5	溶融炉心・コンクリート相互作用	(⑬と同様)	大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	(⑬と同様)															
使用済燃料	7.3.1	想定事故1	⑭	使用済燃料ピット水浄化冷却系及び補給水系の機能喪失				●							●		●			
	7.3.2	想定事故2	⑮	使用済燃料ピット水浄化冷却系の配管破断				●							●		●			
運転停止中	7.4.1	崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系統の故障による停止時冷却機能喪失)	⑯	燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故				●		●				●		●		●		●
	7.4.2	全交流動力電源喪失	⑰	燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故				●	●					●	●		●	●	●	●
	7.4.3	原子炉冷却材の流出	⑱	燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力パウンダリ機能が喪失する事故				●		●				●			●		●	
	7.4.4	反応度の誤投入	⑲	原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故	●			●												●

第 6.2.2 表 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）（1 / 2）

事故シーケンス グループ	事故シーケンス	選定した事故シーケンス	重要事故シーケンス※
2次冷却系からの 除熱機能喪失	・小破断 L O C A 時に補助給水機能が喪失する事故 ・主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故 ・手動停止時に補助給水機能が喪失する事故 ・外部電源喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・2次冷却系の破断時に補助給水機能が喪失する事故 ・2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能が喪失する事故 ・蒸気発生器伝熱管破損時に補助給水機能が喪失する事故	・主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故	・主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故
全交流動力電源 喪失	・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び R C P シール L O C A が発生する事故 ・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故 （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）
原子炉補機冷却 機能喪失	・原子炉補機冷却機能喪失時に R C P シール L O C A が発生する事故 ・原子炉補機冷却機能喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁 L O C A が発生する事故	・原子炉補機冷却機能喪失時に R C P シール L O C A が発生する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及び R C P シール L O C A が発生する事故 （「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」との従属性を考慮）
原子炉格納容器の 除熱機能喪失	・大破断 L O C A 時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故 ・大破断 L O C A 時に格納容器スプレイ再循環機能及び低圧再循環機能が喪失する事故 ・中破断 L O C A 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断 L O C A 時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・小破断 L O C A 時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・小破断 L O C A 時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故	・大破断 L O C A 時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故	・大破断 L O C A 時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故

※：（ ）は、選定した事故シーケンスと重要事故シーケンスの相違理由を示す。

第 6.2.2 表 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）（2 / 2）

事故シーケンス グループ	事故シーケンス	選定した事故シーケンス	重要事故シーケンス※
原子炉停止機能 喪失	・原子炉自動停止が必要な起因事象が発生した場合に原子炉自動停止機能が喪失する事故	・原子炉自動停止が必要な起因事象が発生した際に原子炉自動停止機能が喪失する事故	・主給水流量喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故 ・負荷の喪失時に原子炉自動停止機能が喪失する事故 (原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しい起因事象を選定)
ECCS 注水機能 喪失	・中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故 ・小破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故	・中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故	・中破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故
ECCS 再循環機能 喪失	・大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故 ・中破断 LOCA 時に高圧再循環機能が喪失する事故 ・小破断 LOCA 時に高圧再循環機能が喪失する事故	・大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故	・大破断 LOCA 時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故
格納容器バイパス	・インターフェイスシステム LOCA ・蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故	・インターフェイスシステム LOCA ・蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故	・インターフェイスシステム LOCA ・蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故

※：（ ）は、選定した事故シーケンスと重要事故シーケンスの相違理由を示す。

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）（1／4）

格納容器破損モード	該当する PDS	最も厳しい PDS	最も厳しい PDS の考え方
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	・ SED ・ SLW ・ TED ・ SEW ・ TEW ・ AED ・ AEW	AED	- 破断規模の大きい大中破断 LOCA (A**) が、原子炉格納容器内の圧力上昇の観点で厳しい。 - ECCS 又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内に水の持ち込みのない (**D) が、原子炉格納容器内への水の持ち込みがある (**W) に比べ、原子炉格納容器内の圧力上昇抑制効果に期待できない観点で厳しい。 以上より、AED が最も厳しい PDS となる。
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	・ SED ・ SLW ・ TED ・ SEW ・ TEW ・ AED ・ AEW	TED	- 原子炉格納容器内に水の持ち込みのない (**D) が、原子炉格納容器内の温度上昇抑制効果に期待できない観点で厳しい。 - 原子炉圧力容器破損時に高圧で溶融物が原子炉格納容器内に分散し、溶融物の表面積が大きくなり溶融物から原子炉格納容器内雰囲気への伝熱が大きくなる小破断 LOCA (S**), 過渡事象 (T**) が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 - 補助給水による冷却がない (T**) が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 以上より、TED が最も厳しい PDS となる。
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	・ SED ・ SEI ・ TEI ・ SLI ・ TED ・ SLW ・ TEW ・ SEW	TED	1 次系の圧力が高く維持される過渡事象 (T**) が、1 次系減圧の観点から厳しい。 1 次系の減圧に効果がある加圧器逃がし弁の機能喪失が生じる全交流動力電源喪失は TED に含まれる。 以上より、TED が最も厳しい PDS となる。
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	・ AEI ・ SLI ・ AEW ・ SLW ・ SEI ・ SEW	AEW	- 事象進展が速く原子炉容器破損時の崩壊熱が大きい大中破断 LOCA (A**) が、溶融炉心がより高温となる観点から厳しい。 - 原子炉格納容器内の冷却がない (**W) が、冷却水から蒸気が急激に生成する観点で厳しい。 以上より、AEW が最も厳しい PDS となる。
水素燃焼	・ TEI ・ TEW ・ SED ・ SEW ・ AEI ・ AEW ・ SEI ・ SLW ・ SLI ・ AED ・ TED	AEI	(**D), (**W) においては水素燃焼以外の要因で格納容器破損が生じること及び格納容器スプレイの作動による水蒸気凝縮に伴い、相対的に水素濃度が上昇することから (**I) の PDS がより厳しい。 - 炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量を、全炉心内のジルコニウム量の 75% が水と反応することを前提とすると、各 PDS で炉心内のジルコニウム－水反応による水素発生量の差はなくなるため、事象進展が早く水素放出速度が大きい (A**) が厳しい。 以上より、AEI が最も厳しい PDS となる。
溶融炉心・コンクリート相互作用	・ TEI ・ AED ・ TED ・ SLI ・ SED ・ SLW ・ TEW ・ AEW ・ AEI ・ SEW ・ SEI	AED	- 事象進展が速い大中破断 LOCA (A**) が、原子炉容器破損時の崩壊熱が大きく、溶融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しい。 1 次系圧力が低く、溶融炉心の分散の可能性がない (A**) が、原子炉下部キャビティへ落下する溶融炉心の量を多くするため厳しい。 - 原子炉格納容器内に水の持ち込みのない (**D) が、溶融炉心を冷却せず、コンクリート侵食抑制効果に期待できない観点で厳しい。 以上より、AED が最も厳しい PDS となる。

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）（2 / 4）

補足：P D S の分類記号

事故のタイプと 1 次系圧力	
分類記号	状態の説明
A	1 次系の破断口径が大きく、低圧状態で炉心損傷に至るもの。 （起因事象：大中破断 L O C A）
S	1 次系の破断口径が小さく、中圧状態で炉心損傷に至るもの。 （起因事象：小破断 L O C A）
T	過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至るもの。 （起因事象：過渡事象）
G	格納容器バイパスで中圧状態のもの。（起因事象：蒸気発生器伝熱管破損）
V	格納容器バイパスで低圧状態のもの。（起因事象：インターフェイスシステム L O C A）

炉心損傷時期	
分類記号	状態の説明
E	事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの。
L	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの。

原子炉格納容器内事象進展（原子炉格納容器破損時期、熔融炉心の冷却手段）	
分類記号	状態の説明
D	E C C S や格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水がなく、熔融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
W	E C C S や格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、熔融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
I	E C C S や格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、熔融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われている状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
C	E C C S や格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、熔融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、原子炉格納容器破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの。

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）（3／4）

格納容器 破損モード	最も厳しい PDS	事故シーケンス	最も厳しい 事故シーケンス	評価事故シーケンス※ ¹
雰囲気圧力・温度による静的 負荷（格納容器 過圧破損）	AED	・中破断 L O C A 時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・大破断 L O C A 時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・大破断 L O C A 時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・大破断 L O C A 時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故※²
雰囲気圧力・温度による静的 負荷（格納容器 過温破損）	TED	・主給水流量喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故 ・過渡事象時に原子炉自動停止に失敗し格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・2 次冷却系の破断時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・2 次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し，補助給水機能が喪失する事故※² （時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水系の機能喪失を考慮する。）
高圧溶融物放出／格納容器 雰囲気直接加熱	TED	・主給水流量喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・外部電源喪失時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故 ・過渡事象時に原子炉自動停止に失敗し格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・2 次冷却系の破断時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・2 次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・手動停止時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・過渡事象時に補助給水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し，補助給水機能が喪失する事故※² （時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水系の機能喪失を考慮する。）

※ 1：（ ）は，選定した事故シーケンスと評価事故シーケンスの相違理由を示す。

※ 2：代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニット（A 及び B）による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から，全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。

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 / 4）

格納容器 破損モード	最も厳しい PDS	事故シーケンス	最も厳しい 事故シーケンス	評価事故シーケンス※1
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	AEW	・大破断LOCA時に低圧再循環機能、高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧再循環機能、高圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故※2 （炉心損傷を早める観点から高圧注入機能の喪失を考慮する。）
水素燃焼	AEI	・中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故 （事象進展が厳しくなるよう高圧注入系の注入失敗を考慮する。）
溶融炉心・コンクリート相互作用	AED	・大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	・大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故※3

※1：（ ）は、選定した事故シーケンスと評価事故シーケンスの相違理由を示す。

※2：原子炉下部キャビティ水のサブクール度を小さくするため、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮し、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイを想定する。

※3：代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニット（A及びB）による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

第 6.2.4 表 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）

運転停止中 事故シーケンス グループ	事故シーケンス	選定した事故シーケンス	重要事故シーケンス
崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	・余熱除去機能が喪失する事故 ・外部電源喪失時に余熱除去系による冷却に失敗する事故 ・原子炉補機冷却機能が喪失する事故	・余熱除去機能が喪失する事故	・燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故^{※1}
全交流動力電源喪失	・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故	・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故	・燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故^{※1※2}
原子炉冷却材の流出	・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故 ・水位維持に失敗する事故 ・オーバードレンとなる事故	・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故	・燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故^{※1}
反応度の誤投入	・反応度の誤投入事故	・反応度の誤投入事故	・原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故^{※3}

※1：崩壊熱が高く、1次系保有水量が少ない燃料取出前のミッドループ運転中を想定する。

※2：全交流動力電源喪失に伴い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する。

※3：原子炉起動前までは純水注水による希釈が生じない措置を講じることから、原子炉起動時を想定する。

第 6.4.1 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表

ー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

解析コード名	適用事故シーケンスグループ
M－RELAP5	・ 2 次冷却系からの除熱機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 ・ 原子炉補機冷却機能喪失 ・ ECCS 注水機能喪失 ・ 格納容器バイパス
SPARKLE－2	・ 原子炉停止機能喪失
MAAP	・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失 ・ ECCS 再循環機能喪失
COCO	・ 全交流動力電源喪失 ・ 原子炉補機冷却機能喪失

第 6.4.2 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表
－ 重大事故

解析コード名	適用格納容器破損モード
MAAP	・ 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
GOTHIC	・ 水素燃焼

第 6.4.3 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表

ー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

解析コード名	適用運転停止中事故シーケンスグループ
M-R E L A P 5	・崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失) ・全交流動力電源喪失 ・原子炉冷却材の流出

第 6.4.4 表 M-R E L A P 5 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	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル	ORNL/THTF の試験解析より、熱伝達の不確かさが 0 % ~ -40% の範囲であり、保守的なモデルを使用している。
	燃料被覆管酸化	ジルコニウム-水反応モデル	ORNL での実験に基づく式を使用しており、不確かさは 95%信頼区間の上限である。
	沸騰・ボイド率変化 気液分離・対向流	ボイドモデル 流動様式	ORNL/THTF の試験解析より、炉心水位の不確かさが 0 m ~ -0.3m であることを確認した。また、ROSA/LSTF SB-CL-18 の試験解析より、解析コードでは、炉心水位低下を数百秒早く評価する可能性がある。Winfrith/THETIS の試験結果より、大気圧程度の低圧条件における炉心水位の不確かさは、最大でも ±0.4m 程度である。
1 次系	冷却材流量変化 (自然循環時) 圧力損失	壁面熱伝達モデル 運動量保存則	PKL の試験解析より、自然循環流量を約 20% 過大評価する。
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	破断流モデル	Marviken の試験解析より、サブクール臨界流量の不確かさは ±10%、二相臨界流量の不確かさは -10% ~ +50% である。
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	2 流体モデル 壁面熱伝達モデル	ROSA/LSTF, PKL の試験解析より、2 次系強制冷却時の 1 次系圧力の不確かさは 0 ~ +0.5MPa である。
	気液分離 (水位変化)・対向流	流動様式	凝縮量又は熱伝達の不確かさについて、1 次系圧力で定量化し、ROSA/LSTF, PKL の試験解析より、1 次系圧力の不確かさは 0 ~ +0.5MPa である。
	ECCS 強制注入	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。
	ECCS 蓄圧タンク注入	蓄圧タンクの非凝縮性ガス	入力値に含まれる。
加圧器	気液熱非平衡	2 流体モデル	LOFT L6-1 試験解析, LOFT L9-3 試験解析より、加圧時の 1 次冷却材温度の不確かさは ±2℃, 1 次系圧力の不確かさは ±0.2MPa である。
	水位変化	2 流体モデル	
	冷却材流出 (臨界流・差圧流)	臨界流モデル	

第 6.4.4 表 M－R E L A P 5 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
蒸気 発生器	1 次側・2 次側の熱伝達	壁面熱伝達モデル	ROSA/LSTF, PKL の試験解析より, 2 次系強制冷却での減圧時の 1 次系圧力の不確かさは 0 ～ +0.5MPa である。 LOFT L6-1 試験解析, LOFT L9-3 試験解析より, 加圧時の 1 次冷却材温度の不確かさは±2℃, 1 次系圧力の不確かさは±0.2MPa である。
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	臨界流モデル	入力値に含まれる。
	2 次側水位変化・ドライアウト	2 流体モデル	LOFT L6-1 試験解析, LOFT L9-3 試験解析より, ドライアウト特性を適切に模擬すること及び 1 次冷却材温度の不確かさが±2℃, 1 次系圧力の不確かさは±0.2MPa である。
	2 次側給水（主給水・補助給水）	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。

第 6.4.5 表 S P A R K L E - 2 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)	中性子動特性 (核分裂出力)	3次元動特性モデル 核定数フィードバック モデル	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める。
	ドップラ反応度帰還効果		モンテカルロコードとの比較及び SPERT-III E-core 実験解析より、ドップラ反応度帰還効果の不確かさとして従来から安全解析等に用いられてきた±10%は矛盾しない。
	減速材反応度帰還効果		モンテカルロコードとの比較及び減速材温度係数測定検査との比較より、減速材温度係数の不確かさは±3.6pcm/°Cである。
	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	非定常熱伝導方程式	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める。
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	二相圧力損失モデル サブクールボイドモデル 気液相対速度	NUPEC 管群ボイド試験解析より、予測値と測定値の差の標準偏差は4%であり、2σを考慮すると沸騰・ボイド率の不確かさは±8%である。
加圧器	気液熱非平衡	2流体モデル	LOFT L6-1 試験解析, LOFT L9-3 試験解析より、1次冷却材温度の不確かさは±2℃、1次系圧力の不確かさは±0.2MPaである。
	水位変化		
蒸気 発生器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	二相／サブクール臨界流モデル	
	1次側・2次側の熱伝達	伝熱管熱伝達モデル	
	2次側水位変化・ドライアウト	2流体モデル	
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	臨界流モデル	入力値に含まれる。
	2次側給水 (主給水・補助給水)	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。

第 6.4.6 表 M A A Pにおける重要現象の不確かさ等（1 / 5）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (核)	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。
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	炉心モデル (炉心熱水力モデル) 溶融炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ)	TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態は、TMI 事故分析結果と一致する。 炉心ヒートアップ速度（燃料被覆管酸化が促進される場合）が速まることを想定し、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。 ・ S B O， L O C Aシーケンスともに、運転員等操作の起点となる炉心溶融の開始時刻には影響は小さい。 ・ 下部プレナムへのリロケーションの開始時刻は、 S B Oシーケンスでは約 14 分、 L O C Aシーケンスでは約 30 秒早まる。
	燃料棒表面熱伝達		
	燃料被覆管酸化		
	燃料被覆管変形		
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	「E C C S再循環機能喪失」では、解析コードM-RE L A P 5よりも炉心露出を遅めに予測する傾向があり、これを不確かさとして取扱う。解析コードM-RE L A P 5は炉心露出予測について保守的な傾向となる。
	気液分離（炉心水位）・対向流		
1 次系	気液分離・対向流	1 次系モデル (1 次系の熱水力モデル)	E C C S再循環切替失敗直前の炉心領域とダウンカマの保有水量、E C C S再循環切替失敗後の崩壊熱による冷却材蒸散に伴う炉心水位低下の速度、炉心部のボイド率予測については、解析コードM-RE L A P 5と同等な結果が得られている。高温側配管領域の保有水量を解析コードM-RE L A P 5より多めに評価する。これにより原子炉格納容器圧力を低めに評価するが、両解析コードの原子炉格納容器への放出エネルギーから見積もられる原子炉格納容器圧力の差は僅かであり、解析コードM-RE L A P 5で解析コードM A A Pの計算結果を境界条件に用いることの影響は軽微である。また、解析コードM-RE L A P 5は炉心露出予測について保守的な傾向となる。
	構造物との熱伝達	1 次系モデル (1 次系破損モデル)	—
	E C C S強制注入	安全系モデル（E C C S）	入力値に含まれる。
	E C C S蓄圧タンク注入	安全系モデル（蓄圧タンク）	注入特性の不確かさは入力値に含まれる。 感度解析により流動抵抗（圧損）の感度は小さい。

第 6.4.6 表 M A A Pにおける重要現象の不確かさ等 (2 / 5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
加圧器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	1 次系モデル (加圧器モデル)	TMI 事故解析より, Henry-Fauske モデルを用いた加圧器逃がし弁からの放出流量を適正に評価する。
蒸気発生器	1 次側・2 次側の熱伝達	蒸気発生器モデル	MB-2 実験解析より, 1 次系から 2 次系への熱伝達を適正に評価する。ただし, 2 次系からの液相放出がある場合, 伝熱量を過大評価する傾向がある。
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)		MB-2 実験解析より, 蒸気放出の場合, 放出量を適正に評価する。液相放出の場合, 過大評価する傾向がある。
	2 次側水位変化・ドライアウト		MB-2 実験解析より, ダウンカマ水位, 伝熱部コラプス水位をほぼ適正に評価する。液相放出がある場合, 伝熱部コラプス水位を低めに評価する傾向がある。
原子炉格納容器	区画間の流動 (蒸気, 非凝縮性ガス)	原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル)	HDR 実験解析及び CSTF 実験解析の結果より以下の傾向がある。 ・原子炉格納容器温度 : 十数℃程度高めに評価 ・原子炉格納容器圧力 : 1 割程度高めに評価 ・非凝縮性ガス濃度 : 適正に評価 なお, HDR 実験は, 縦長格納容器と高い位置での水蒸気注入という特徴があり, 国内 PWR の場合, 上記の不確かさは小さくなる方向と判断される。
	区画間の流動 (液体)		
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導		
	スプレイ冷却	安全系モデル (格納容器スプレイモデル)	入力値に含まれる。
	水素濃度変化	原子炉格納容器モデル (水素発生)	TMI 事故解析における水素発生期間と水素発生量について, TMI 事故分析結果と一致する。
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	原子炉格納容器モデル (格納容器再循環ユニットモデル)	格納容器再循環ユニットの除熱性能に関する不確かさは入力値に含まれる。 水素が存在し, ドライ換算 13vol% の場合, 原子炉格納容器圧力を 0.016 MPa, 温度を 2℃の範囲で高めに評価する。

第 6.4.6 表 M A A Pにおける重要現象の不確かさ等 (3 / 5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉容器 (炉心損傷後)	リロケーション	溶融炉心挙動モデル (リロケーション)	TMI 事故解析における炉心損傷挙動について、TMI 事故分析結果と一致する。 リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認。 ・下部プレナムへのリロケーション後の原子炉容器の破損時刻は、S B Oシーケンスの場合約 26 分、L O C Aシーケンスの場合約 3 分、それぞれ早まる。ただし、仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。
	原子炉容器内 F C I (溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	原子炉容器内 F C I に影響する項目として「デブリジェット径 (炉心部の下部クラストの破損口径)」、「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」及び「デブリ粒子の径」をパラメータとした感度解析により、いずれについても、1 次系圧力の過渡的な変化に対して影響はあるものの、原子炉容器破損時点での 1 次系圧力に対する感度は小さい。
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル (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ヘッ드의温度挙動について TMI 事故分析結果と一致する。 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」をパラメータとした感度解析により、原子炉容器破損割合及び破損時刻に対して感度は小さい。また、「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとした感度解析により、1 次系圧力及び原子炉容器破損時刻に対して感度は小さい。
	原子炉容器破損、溶融	溶融炉心挙動モデル (原子炉容器破損モデル)	原子炉容器破損に影響する項目として「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み (しきい値)」をパラメータとした感度解析により、原子炉容器破損時間は 5 分早まる。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたケースであり、実機解析への影響は小さいと判断される。

第 6.4.6 表 M A A Pにおける重要現象の不確かさ等 (4 / 5)

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)	原子炉容器外 F C I (溶融炉心細粒化, デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動)	原子炉容器外 F C I 現象に関する項目として「原子炉下部キャビティ水深」, 「Ricou-Spalding のエンタレインメント係数」, 「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器破損口径」に関して, 格納容器破損防止の「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の事象をベースにした感度解析により, 原子炉容器外 F C I により生じる圧力スパイクへの感度は小さい。 M C C I 現象への影響の観点で, 「原子炉下部キャビティ水深」及び「Ricou-Spalding のエンタレインメント係数」に関して, 格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースにした感度解析により, M C C I によるコンクリート侵食量への感度は小さい。
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動)	M C C I 現象への影響の観点で, 格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースにした感度解析により, 「原子炉下部キャビティ水深」, 「Ricou-Spalding のエンタレインメント係数」及び「水-溶融炉心間の熱伝達係数」に関して, M C C I によるコンクリート侵食量への感度は小さい。「溶融炉心の拡がり面積」に関して, 原子炉下部キャビティ床面積の約 1/10 を初期値とし, 落下量に応じて拡がり面積が拡大する条件を設定した場合に, コンクリート侵食深さは約 18cm となる。これらのパラメータについてコンクリート侵食に対して厳しい条件を重ね合わせた場合のコンクリート侵食は約 19cm であり, 継続的な侵食は生じない。M C C I によって発生する水素を加えても, 最終的な原子炉格納容器内の水素濃度は 6 vol%程度 (ドライ条件換算) であり, 水素処理装置 (静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ) による処理が可能なレベルである。 ACE 及び SURC 実験解析等より, 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。
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱		
	溶融炉心とコンクリートの伝熱		
	コンクリート分解・非凝縮性ガス発生		

第 6.4.6 表 M A A Pにおける重要現象の不確かさ等（5 / 5）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉 容器 (炉心損 傷後)	1 次系内核分裂 生成物 (F P) 挙動	核分裂生成物 (F P) 挙動モデル	PHEBUS-FP 実験解析により、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されるが、燃料被覆管温度を高め評価し、燃料破損後の核分裂生成物 (F P) 放出開始のタイミングも早く評価する。しかしながら、実験の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。 ABCOVE 実験解析により、原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価できる。 炉心溶融検知に影響する項目として「炉心からの核分裂生成物 (F P) 放出速度」を低減させた場合の感度解析により、原子炉格納容器上部区画の希ガス量への影響は小さい。
原子炉 格納容器 (炉心損 傷後)	原子炉格納容器内核分裂 生成物 (F P) 挙動		

第 6.4.7 表 G O T H I C 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
原子炉 格納 容器	区画間・区画内の流動	保存式，流動を模擬する 構形式及び相関式	NUPEC 試験 TestM-7-1 の試験解析により，ヘリウム濃度のコード 予測性から，モデルの不確かさが各区画の水素濃度予測に与える 影響は約 2.4%と推定。
		非凝縮性ガスの輸送モデル	
		ノーディングスキーム	
	構造材と熱伝達 及び内部熱伝導	多相流モデル	区画間・区画内の流動と同じ。
		熱伝達モデル	流動に影響する凝縮熱伝達モデルについて±40%程度。
		熱伝導モデル	不確かさはない。
	スプレイ冷却	多相流モデル	区画間・区画内の流動と同じ。
		界面積モデル	
		界面伝達モデル	
	水素処理	P A R 特性モデル	実規模試験に基づき，製造元が供給する水素処理に係る性能評価 式を使用（組込誤差約 0.3%）。 THAI 試験再現性より，水素処理量を少なく予測する傾向となる。
		イグナイタによる 水素燃焼モデル	コード開発元による解析解との比較により，圧力で 0.5%， 温度で 1 %。

第 6.4.8 表 C O C O 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
原子炉 格納 容器	構造材との熱伝達及び 内部熱伝導	ヒートシンク熱伝達モデル	CVTR Test-3 試験解析より，熱伝達モデルとして修正内田の式を適用することで，原子炉格納容器圧力についてはピーク圧力を約 1.6 倍高く，原子炉格納容器内雰囲気温度については約 20℃高めに評価する。
		ヒートシンク内熱伝導モデル	

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)

分類	評価事象 評価指標 物理現象	2 次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉停止機能喪失	ECCS 注水機能喪失	ECCS 再循環機能喪失	格納容器バイパス	
		燃料被覆管温度	燃料被覆管温度, 原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度, 原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1 次系圧力, 燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	インターフェースシステム LOCA	蒸気発生器伝熱管破損
炉心 (核)	中性子動特性 (核分裂出力)	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	出力分布変化	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	反応度帰還効果	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	制御棒効果	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	崩壊熱※1	○	○	○	○	○	○	○	○	○
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	—	—	—	—	○	—	—	—	—
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	—	—	○	—	○	○
	限界熱流束 (CHF) ※2	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	燃料被覆管酸化	—	—	—	—	—	○	—	—	—
	燃料被覆管変形	—	—	—	—	—	—	—	—	—
炉心 (熱流動)	3 次元熱流動	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	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	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	ほう素濃度変化	—	—	—	—	—	—	—	—	—

○：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

注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

※2：Critical Heat Flux

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)

分類	評価事象	2 次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉停止機能喪失	ECCS 注水機能喪失	ECCS 再循環機能喪失	格納容器バイパス	
	評価指標	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度, 原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度, 原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1 次系圧力, 燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	インターフェイスシステム LOCA	蒸気発生器伝熱管破損
1 次系	物理現象									
	冷却材流量変化 (強制循環時)	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	冷却材流量変化 (自然循環時)	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	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	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	ほう素濃度変化	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	ECCS 強制注入※ ¹	○	—	—	—	—	○	○	○	○
	ECCS 蓄圧タンク注入※ ¹	—	○	○	—	—	○	—	—	—
加圧器	気液熱非平衡	○	—	—	—	○	—	—	—	—
	水位変化	○	—	—	—	○	—	—	—	—
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	○	—	—	—	○	—	—	—	—

○：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

注）※¹：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

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)

分類	評価事象	2 次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉停止機能喪失	ECCS 注水機能喪失	ECCS 再循環機能喪失	格納容器バイパス	
	評価指標	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度, 原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度, 原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1 次系圧力, 燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	インターフェースシステム LOCA	蒸気発生器伝熱管破損
蒸気発生器	1 次側・2 次側の熱伝達	○	○	○	—	○	○	—	○	○
	冷却材放出 (臨界流・差圧流) ※ ¹	—	○	○	—	○	○	—	○	○
	2 次側水位変化・ドライアウト	○	—	—	—	○	—	—	—	—
	2 次側給水 (主給水・補助給水) ※ ¹	—	○	○	—	○	○	—	○	○
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	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※ ¹	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却※ 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

注）※¹：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

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 / 4)

分類	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)	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
	評価指標	原子炉格納容器圧力及び温度	1 次系圧力	原子炉格納容器圧力	水素濃度	コンクリート侵食量
炉心(核)	核分裂出力	－	－	－	－	－
	反応度帰還効果	－	－	－	－	－
	制御棒効果	－	－	－	－	－
	崩壊熱※1	○	○	○	○	○
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○
	燃料被覆管酸化	○	○	○	○	○
	燃料被覆管変形	○	○	○	○	○
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	－	－	－	－	－

○：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

注）※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

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 / 4)

分類	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)	高圧溶融物放出 ／格納容器雰 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
	評価指標	原子炉格納容器 圧力及び温度	1 次系圧力	原子炉格納容器 圧力	水素濃度	コンクリート 侵食量
1 次 系	物理現象					
	冷却材流量変化 (強制循環時)	－	－	－	－	－
	冷却材流量変化 (自然循環時)	－	－	－	－	－
	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	－	－	－	－	－
	E C C S 強制注入※ ¹	－	－	－	－	－
	E C C S 蓄圧タンク注入※ ¹	－	－	－	－	－
加 圧 器	気液熱非平衡	－	－	－	－	－
	水位変化	－	－	－	－	－
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	－	○	－	－	－

○：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

注) ※¹：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

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 / 4)

分類	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)	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
	評価指標	原子炉格納容 器圧力及び温 度	1 次系圧力	原子炉格納容 器圧力	水素濃度	コンクリート 侵食量
蒸気発生器	物理現象					
	1 次側・2 次側の熱伝達	－	－	－	－	－
	冷却材放出 (臨界流・差圧流) ※1	－	－	－	－	－
	2 次側水位変化・ドライアウト	－	－	－	－	－
原子炉格納容器	2 次側給水 (主給水・補助給水) ※1	－	－	－	－	－
	区画間・区画内の流動	○	－	○	○	○
	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※1	○	－	－	○	－
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	○	－	－	－	－
	放射線水分解等による水素発生	－	－	－	－	－
	水素濃度変化	－	－	－	○	－
	水素処理	－	－	－	○	－

○：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

注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

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) (4/4)

分類	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)	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
	評価指標	原子炉格納容 器圧力及び温 度	1 次系圧力	原子炉格納容 器圧力	水素濃度	コンクリート 侵食量
原子炉容器 (炉心損傷後)	リロケーション	○	○	○	○	○
	原子炉容器内 F C I ※1 (溶融炉心細粒化)	－	○	－	－	－
	原子炉容器内 F C I ※1 (粒子デブリ熱伝達)	－	○	－	－	－
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	○	○	○	－	○
	原子炉容器破損, 溶融	○	○	○	○	○
	1 次系内 F P ※2 挙動	－	－	－	－	－
原子炉格納容 器 (炉心損傷後)	原子炉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	－	－	－	－	－
	原子炉容器外 F C I ※1 (溶融炉心細粒化)	○	－	○	－	○
	原子炉容器外 F C I ※1 (デブリ粒子熱伝達)	○	－	○	－	○
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の 拡がり	－	－	－	○	○
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	－	－	－	○	○
	溶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 F P ※2 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

注) ※1 : Fuel-Coolant Interaction (溶融炉心と冷却水の相互作用) ※2 : Fission Product (核分裂生成物)

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）（1 / 2）

分類	評価事象	崩壊熱除去 機能喪失 (余熱除去系 の故障によ る停止時冷 却機能喪失)	全交流動力 電源喪失	原子炉冷却材 の流出
	評価指標 物理現象	炉心水位，燃 料被覆管温度	炉心水位，燃 料被覆管温度	炉心水位，燃 料被覆管温度
炉心 (核)	核分裂出力	—	—	—
	出力分布変化	—	—	—
	反応度帰還効果	—	—	—
	制御棒効果	—	—	—
	崩壊熱※ ¹	○	○	○
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	—	—	—
	燃料棒表面熱伝達	—	—	—
	限界熱流束（CHF）※ ²	—	—	—
	燃料被覆管酸化	—	—	—
	燃料被覆管変形	—	—	—
炉心 (熱流動)	3次元熱流動	—	—	—
	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	—	—	—
	ほう素濃度変化	—	—	—

○：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

注）※¹：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

※²：Critical Heat Flux

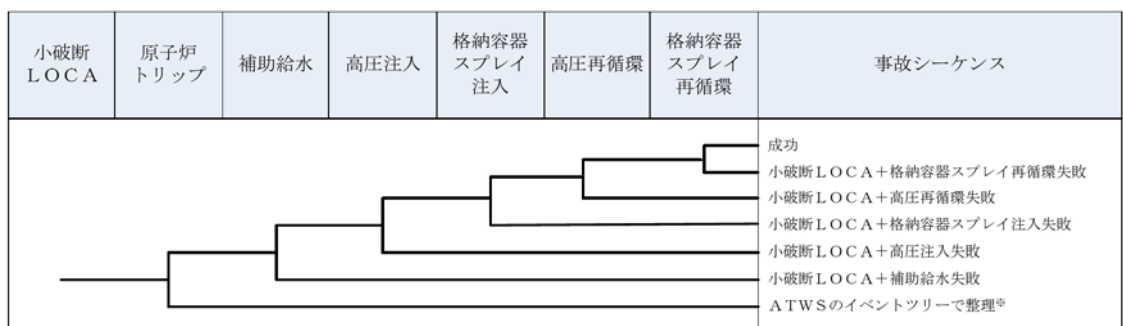
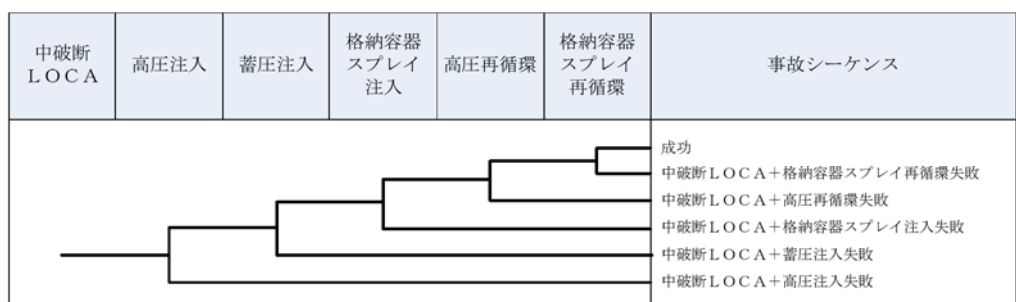
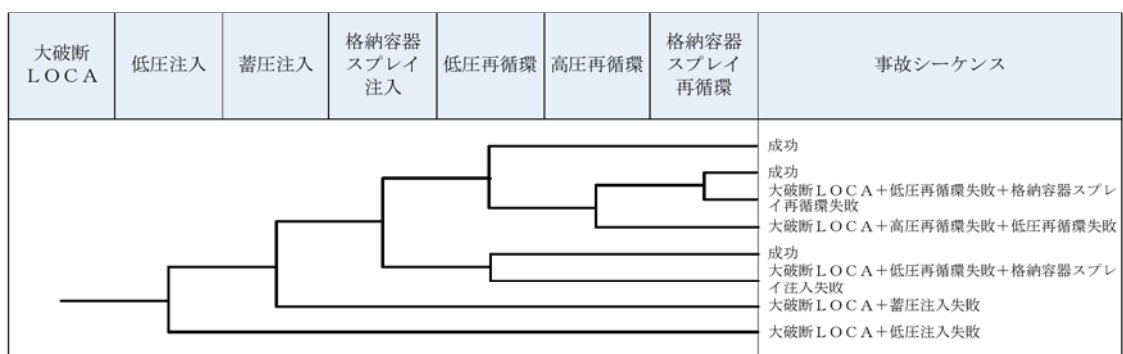
第 6.7.3 表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象
一覧（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）（2 / 2）

分類	評価事象	崩壊熱除去機能喪失 （余熱除去系の故障による 停止時冷却機能喪失）	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出
	評価指標 物理現象	炉心水位, 燃料被覆管温度	炉心水位, 燃料被覆管温度	炉心水位, 燃料被覆管温度
1 次系	冷却材流量変化（強制循環時）	—	—	—
	冷却材流量変化（自然循環時）	—	—	—
	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	—	—	—
	ほう素濃度変化	—	—	—
	E C C S 強制注入（充てん系含む）※ ¹	○	○	○
	E C C S 蓄圧タンク注入※ ¹	○	○	—
加圧器	気液熱非平衡	—	—	—
	水位変化	—	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	—	—	—
蒸気発生器	1 次側・2 次側の熱伝達	—	—	—
	冷却材放出（臨界流・差圧流）※ ¹	—	—	—
	2 次側水位変化・ドライアウト	—	—	—
	2 次側給水（主給水・補助給水）※ 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）

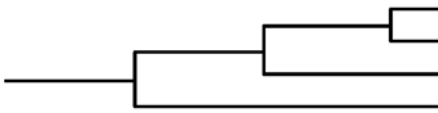
—：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

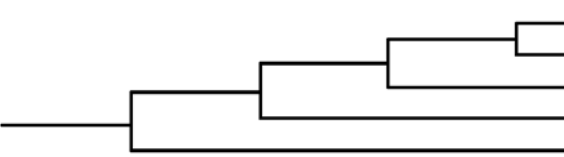
注）※¹：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

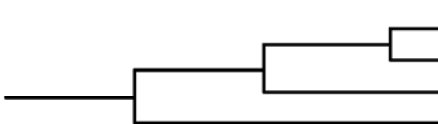


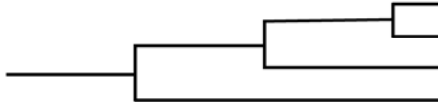
※小破断 LOCA，インターフェイスシステム LOCA，2 次冷却系の破断，蒸気発生器伝熱管破損，原子炉補機冷却機能喪失を起因事象とした原子炉自動停止に失敗する事象は，発生頻度が非常に小さいことから ATWS として考慮していない。

第 6.2.1 図 内部事象 PRA 用イベントツリー（1 / 3）

外部電源喪失	原子炉トリップ	非常用所内交流動力電源	補助給水	事故シーケンス
				成功 外部電源喪失+補助給水失敗 外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失 ATWSのイベントツリーで整理※

原子炉補機冷却機能喪失	原子炉トリップ	補助給水	加圧器逃がし弁/安全弁LOCA	RCPシールLOCA	事故シーケンス
					成功 原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA 原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA 原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理※

2次冷却系の破断	原子炉トリップ	主蒸気隔離	補助給水	事故シーケンス
				成功 2次冷却系の破断+補助給水失敗 2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗 ATWSのイベントツリーで整理※

蒸気発生器伝熱管破損	原子炉トリップ	補助給水	破損側蒸気発生器の隔離	事故シーケンス
				成功 蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗 蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理※

※小破断LOCA，インターフェイスシステムLOCA，2次冷却系の破断，蒸気発生器伝熱管破損，原子炉補機冷却機能喪失を起因事象とした原子炉自動停止に失敗する事象は，発生頻度が非常に小さいことからATWSとして考慮していない。

第 6.2.1 図 内部事象 PRA 用 イベントツリー (2 / 3)

主給水流量喪失	原子炉トリップ	補助給水	事故シーケンス
			成功 主給水流量喪失+補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理※

過渡事象	原子炉トリップ	補助給水	事故シーケンス
			成功 過渡事象+補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理※

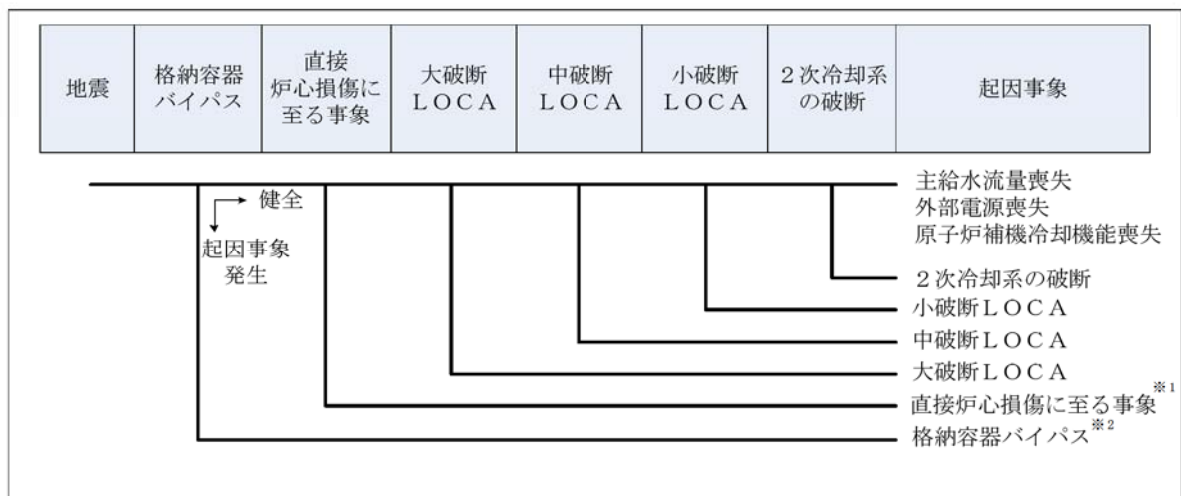
インターフェイスシステムLOCA	原子炉トリップ	事故シーケンス
		インターフェイスシステムLOCA ATWSのイベントツリーで整理※

手動停止	補助給水	事故シーケンス
		成功 手動停止+補助給水失敗

ATWS	事故シーケンス
	起因事象+原子炉トリップ失敗

※小破断LOCA，インターフェイスシステムLOCA，2次冷却系の破断，蒸気発生器伝熱管破損，原子炉補機冷却機能喪失を起因事象とした原子炉自動停止に失敗する事象は，発生頻度が非常に小さいことからATWSとして考慮していない。

第 6.2.1 図 内部事象PRA用イベントツリー（3／3）



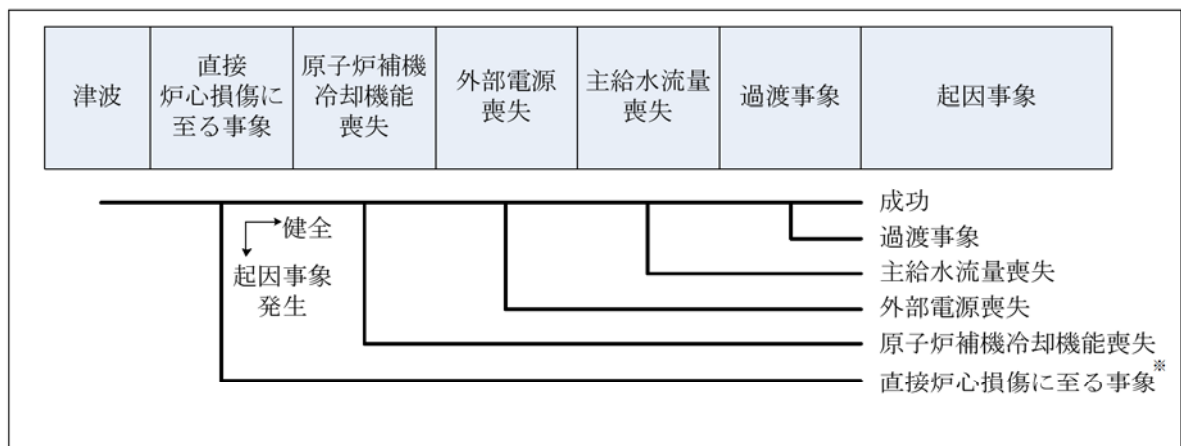
※1 【直接炉心損傷に至る事象】

- ・ Excess LOCA
- ・ 原子炉補助建屋損傷
- ・ 炉内構造物損傷
- ・ 原子炉格納容器損傷
- ・ 原子炉建屋損傷

※2 【格納容器バイパス】

- ・ 蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

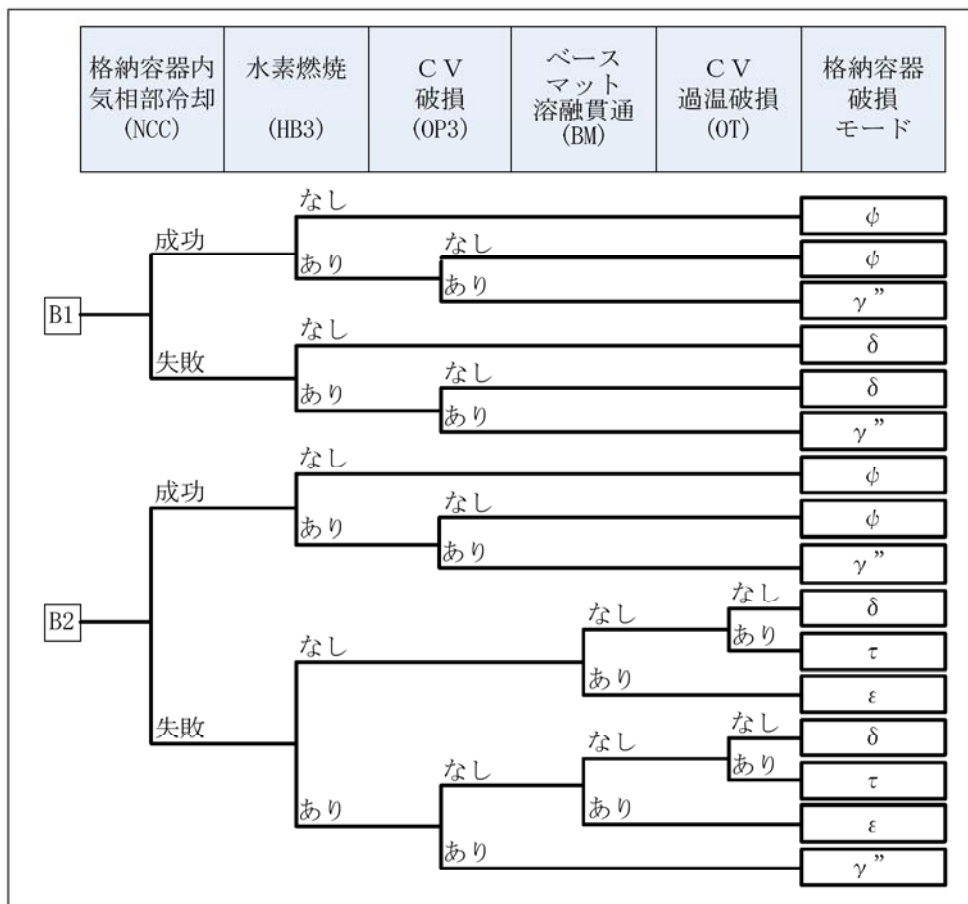
第 6.2.2 図 地震 P R A 階層イベントツリー



※ 【直接炉心損傷に至る事象】

- ・ 複数の電気盤損傷

第 6.2.3 図 津波 P R A 階層イベントツリー

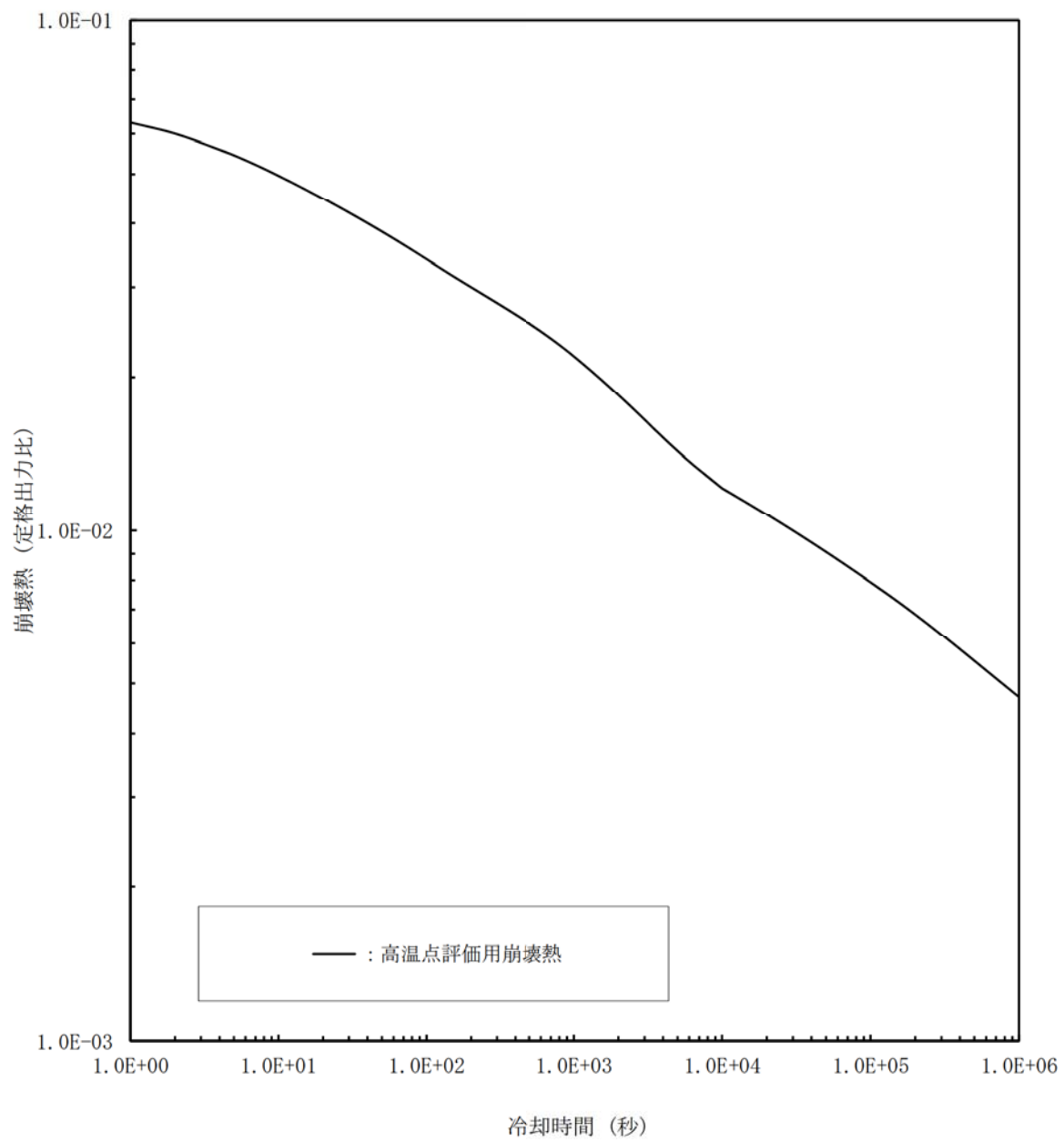


(原子炉容器破損後後期)

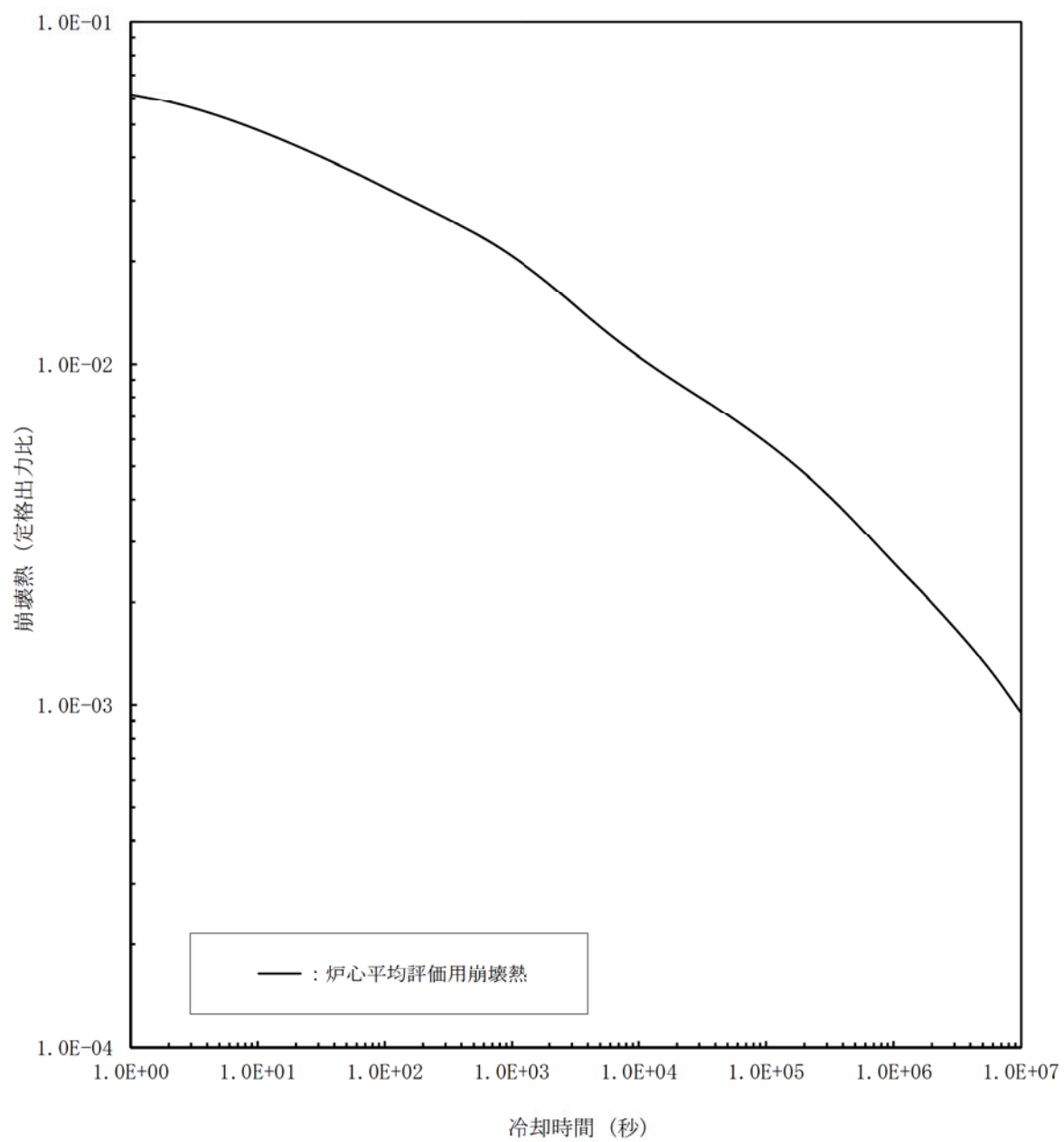
第 6.2.4 図 格納容器イベントツリー (2 / 2)

外部電源 喪失	非常用所内 交流動力 電源	RHR 冷却	事故シーケンス
			成功 外部電源喪失 + 余熱除去機能喪失 外部電源喪失 + 非常用所内交流動力電源喪失
余熱除去機能喪失			事故シーケンス
			余熱除去機能喪失
原子炉補機冷却機能喪失			事故シーケンス
			原子炉補機冷却機能喪失
原子炉冷却材 圧力バウンダリ 機能喪失			事故シーケンス
			原子炉冷却材圧力バウンダリ機能 喪失
オーバードレン			事故シーケンス
			オーバードレン
水位維持失敗			事故シーケンス
			水位維持失敗
反応度の誤投入			事故シーケンス
			反応度の誤投入

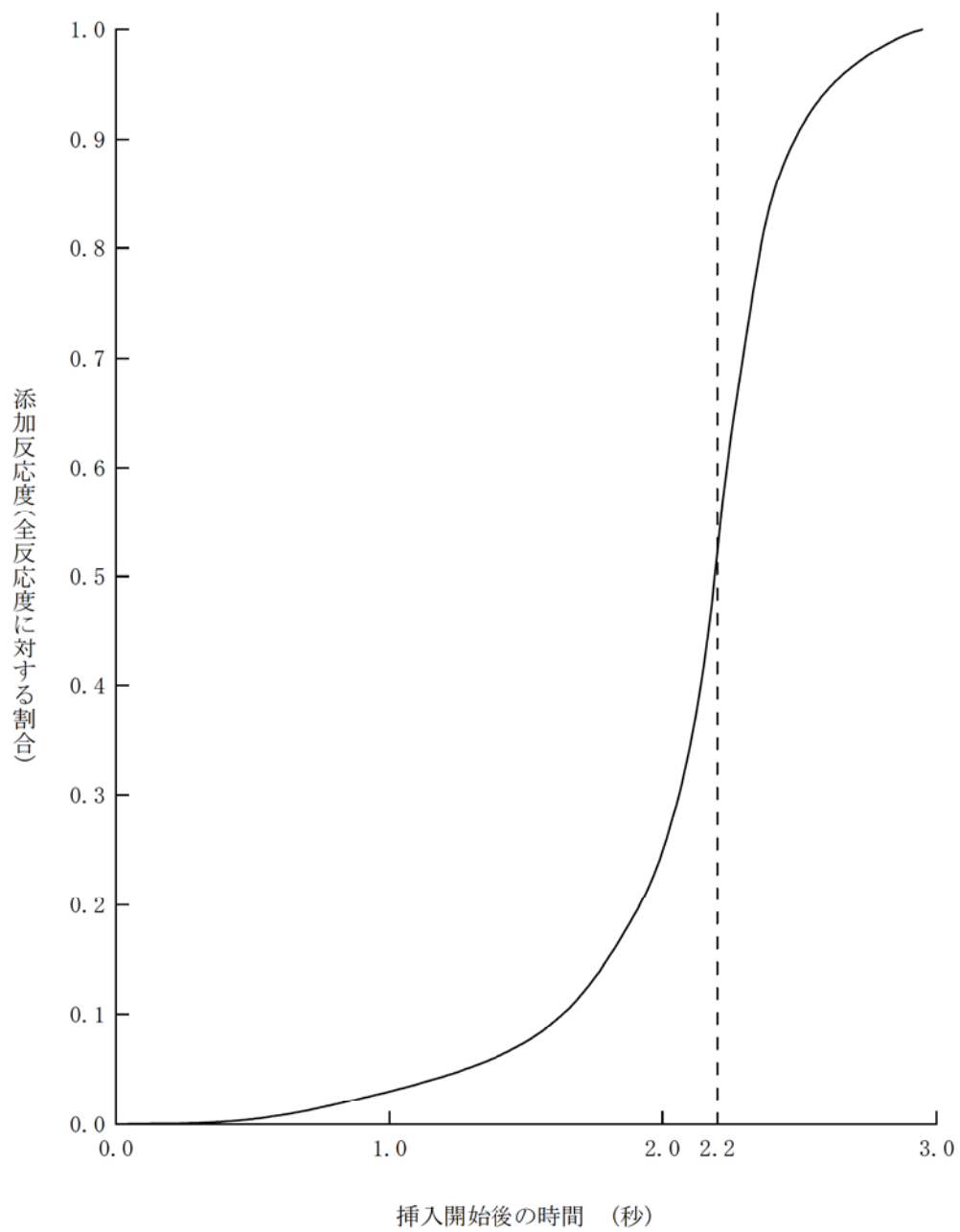
第 6.2.5 図 内部事象停止時 P R A 用イベントツリー



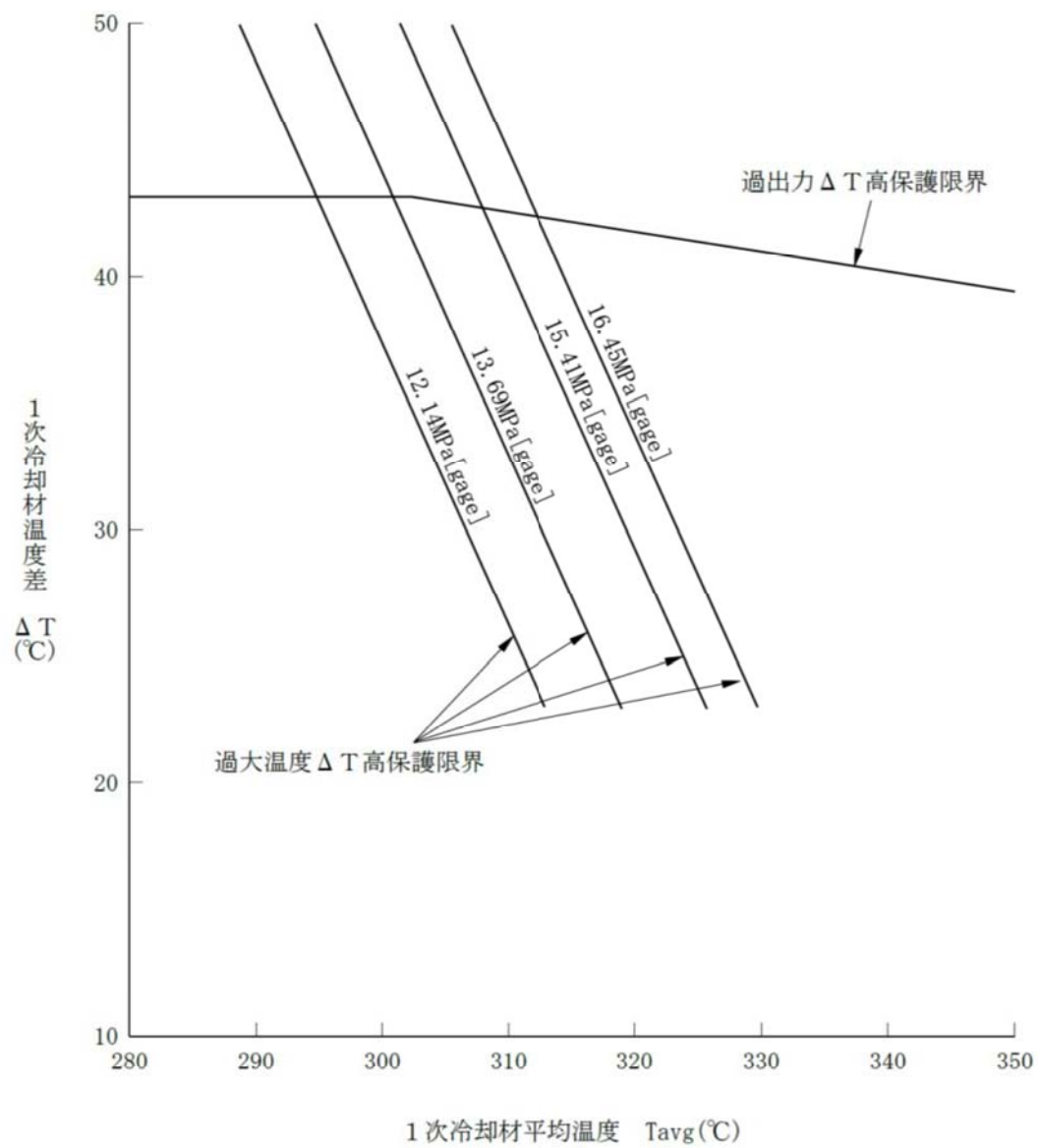
第 6.5.1 図 高温点評価用崩壊熱



第 6.5.2 図 炉心平均評価用崩壊熱



第 6.5.3 図 原子炉自動停止時の制御棒クラスタ挿入による
反応度添加曲線



第 6.5.4 図 過大温度 ΔT 高及び過出力 ΔT 高による保護限界図(代表例)

6.9 参考文献

- (1) 「三菱PWR炉心損傷に係る重要事故シーケンスへのM-R E
L A P 5 コードの適用性について」
M H I - N E S - 1 0 5 4
三菱重工業，平成25年
- (2) 「三菱PWR炉心損傷に係る重要事故シーケンスへのS P A R
K L E - 2 コードの適用性について」
M H I - N E S - 1 0 5 5
三菱重工業，平成25年
- (3) 「三菱PWR炉心損傷及び格納容器損傷に係る重要事故シーケ
ンスへのM A A P コードの適用性について」
M H I - N E S - 1 0 5 6
三菱重工業，平成25年
- (4) 「三菱PWR格納容器破損に係る重要事故シーケンスへのG O
T H I C コードの適用性について」
M H I - N E S - 1 0 5 7
三菱重工業，平成25年
- (5) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価解析方法（大破断時）」
M A P I - 1 0 3 5 改8
三菱重工業，平成11年
- (6) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価感度解析」
M A P I - 1 0 6 3 改2
三菱重工業，平成2年
- (7) 「三菱PWR原子炉格納容器内圧評価解析方法」
M H I - N E S - 1 0 1 6

三菱重工業，平成 1 2 年

(8) 「PWR の安全解析用崩壊熱について」

MH I - N E S - 1 0 1 0 改 4

三菱重工業，平成 2 5 年