

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE6 r. 4.0
提出年月日	令和4年8月31日

泊発電所3号炉

重大事故等対策の有効性評価

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

令和4年8月
北海道電力株式会社

設置変更許可申請書の補正を予定しており、補正書の添付書類十 SA 有効性評価の章番号に合わせています。

目次

- 6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方
 - 6.1. 概要
 - 6.2. 評価対象の整理及び評価項目の設定
 - 6.3. 評価にあたって考慮する事項
 - 6.4. 有効性評価に使用する計算プログラム
 - 6.5. 有効性評価における解析の条件設定の方針
 - 6.6. 解析の実施方針
 - 6.7. 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針
 - 6.8. 必要な要員及び資源の評価方針
 - 6.9. 参考文献

添付資料 目次

- 添付資料6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について
- 添付資料6.2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力について
- 添付資料6.2.2 定期検査工程の概要について
- 添付資料6.3.1 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について
- 添付資料6.3.2 運転員操作余裕時間に対する解析上の仮定について
- 添付資料6.3.3 有効性評価における作業と所用時間（タイムチャート）の基本的考え方について
- 添付資料6.3.4 有効性評価における安全機能の喪失に対する仮定について
- 添付資料6.3.5 安全評価におけるA型燃料とB型燃料の取扱いについて
- 添付資料6.4.1 シビアアクシデント解析に係る当社の関与について
- 添付資料6.5.1 重大事故等対策の有効性評価の一般データ（事象共通データ）
- 添付資料6.5.2 原子炉停止機能喪失における有効性評価の初期条件の考え方について
- 添付資料6.5.3 有効性評価に用いた崩壊熱について
- 添付資料6.5.4 有効性評価におけるLOCA事象における破断位置の考え方について
- 添付資料6.5.5 解析に使用する反応度添加曲線について
- 添付資料6.5.6 加圧器逃がし弁／安全弁及び主蒸気逃がし弁／安全弁作動

- 添付資料6.5.7 圧力の設定の考え方について
使用済燃料ピットの水位低下及び遮へいに関する評価条件
について
- 添付資料6.5.8 3ループ標準値を用いた解析から泊3号炉の個別評価に見
直した経緯及び見直しに伴う影響について
- 添付資料6.7.1 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フローにつ
いて

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（以下、「原子炉施設」という。）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、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大

事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合性状況説明資料（以下「技術的能力に係る審査基準への適合性状況説明資料」という。）で講じることとしている措置のうち、「設置許可基準規則等への適合性について（重大事故等対処設備）」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「6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」による。

(添付資料6.1.1)

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

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「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、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起因事象（以下「内部事象」という。）のレベル1 PRA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1 PRA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1 PRA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^{-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。

追而
【地震 PRA, 津波 PRA の反映】

また、PRAが適用可能でない外部事象については、定性的な検討から発生する事故シーケンスの分析を行い、新たに追加すべき事故シーケンスグループ等がないことを確認した。

事故シーケンスグループ等の選定の考え方については、「付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」に示す。

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。

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

追而
【地震 PRA, 津波 PRA の反映】

「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PRA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 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PRAにおけるイベントツリーを示す。

地震PRA及び津波PRA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、直接的に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り扱う。具体的には、地震PRA及び津波PRAでは、内部事象PRA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へ与える影響度の高いものから起因事象階層イベントツリーで整理し、複合的な事象発生 of 組合せを含めた事故シーケンスを抽出する。第6.2.2図に地震PRA階層イベントツリー、第6.2.3図に津波PRA階層イベントツリーを示す。

地震PRAでは、建屋の損傷や原子炉容器等の大型静的機器の損傷、電気盤の損傷に伴う複数機能の同時喪失（複数の信号系損傷）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り扱う。

また、津波PRA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、1次冷却材配管の破断による原子炉冷却材喪失（以下「LOCA」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「ECCS」という。）の特徴を踏まえたPRA上の取扱いに従い、以下のとおり分類する。

a. 大破断LOCA

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次系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LOCAである。

b. 中破断LOCA

大破断LOCA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LOCAである。

c. 小破断LOCA

中破断LOCA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次系による崩壊熱除去が可能となる規模のLOCAである。

d. Excess LOCA

大破断LOCAを上回る規模のLOCAであり、ECCS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

PRAの結果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。

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

また、地震及び津波特有の事象で、以下に示す5つの事故シーケンスは、事象発生時に原子炉施設に及ぼす影響が大きな幅を有し、建屋や機器の損傷程度や組合せを特定することは困難であるため、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（複数本破損）
- ・ 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
- ・ 複数の信号系損傷

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、仮にこれら事象が発生したとしても影響を緩和する対策を整備していることから、頻度及び影響の観点から総合的に検討した結果、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新たに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合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を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、放水砲等を活用

した大規模損壊対策による影響緩和を図る。

(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。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. 2次冷却系からの除熱機能喪失

1次冷却材の温度及び圧力上昇が早く、フィードアンドブリード開始までの時間余裕が短くかつ要求される設備容量の観点で厳しくなる「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RCPシール部からの漏えい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」及び「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、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して選定する。

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RCPシールLOCAが発生する事故」を選定する。

ただし、「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故」は、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」に従属して発生するため、事象進展は同じであることから、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、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」を重要事故シーケンスとして選定する。

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が期待できず、原子炉格納容器圧力及び温度上昇の事象進展が早いことから、運転員等操作の時間余裕の観点で厳しい「大破断LOCA時に低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」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、「原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故」のみである。

起因事象発生時に原子炉自動停止に失敗し、共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）の作動に期待する事象の

うち、より多くの機能を期待する必要がある、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くなる「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び圧力評価が厳しい「負荷の喪失時に原子炉トリップ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。

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、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しい「中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故」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、炉心冷却時に要求される設備容量及び運転員等操作の観点で厳しくなる「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

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LOCA」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。

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を確認しており、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している。

- ・ 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
- ・ 1次系流路の閉塞により2次系除熱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時に蓄圧注入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
- ・ Excess LOCA

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、最高使用圧力である17.16MPa[gage]の1.2倍の圧力20.592MPa[gage]を下回ること。

(添付資料6.2.1)

(3) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が、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が，最高使用温度132℃又は限界温度を下回る温度である200℃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する操作があることから，最高使用圧力の2倍の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，泊発電所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。

具体的には，「付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」に構造健全性等の確認結果を示す。

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，本原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえ，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、事故の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、事故の進展を炉心損傷前、原子炉容器破損前、原子炉容器破損直後、原子炉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LOCA（v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）については、炉心損傷後の限定的な条件下で発生する破損モード（温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR））があるが、発生する可能性は極めて低く、万が一発生した場合においても、可搬型のポンプ、電源、放水砲等を活用した大規模損壊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DESTALに開口部があるBWRマーク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、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、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、Excess LOCAにおい

ても、大破断LOCA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）

破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出され、原子炉格納容器内への注水がなく圧力上昇が抑制されないPDSである「AED」に属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断規模が大きく原子炉格納容器圧力上昇の観点で厳しくなる大破断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による代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水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）

原子炉容器破損時に1次冷却材圧力が高圧で溶融炉心が原子炉格納容器内に分散し、溶融炉心の表面積が大きくなり溶融炉心から原子炉格納容器雰囲気への伝熱が大きく、補助給水及び原子炉格納容器内への注水がなく温度上昇が抑制されないPDSである「TED」に属する事故シーケンスのうち、1次冷却材圧力が高圧で、原子炉容器が破損した際に溶融炉心が原子炉格納容器内に分散する割合が多く、また、溶融炉心からの加熱により放出ガスが高温になる全交流動力電源喪失を起因とし、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機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、

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による代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水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

1次冷却材圧力が高圧で維持され、原子炉格納容器内への注水がなく高圧溶融物放出時の格納容器雰囲気直接加熱が抑制されないPDSである「TED」に属する事故シーケンスのうち、1次冷却材圧力が高圧で、原子炉容器が破損した際に溶融炉心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、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機能喪失を考慮した「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、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による代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水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

破断規模が大きく、原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで原子炉容器破損時の溶融炉心の崩壊熱が大きく、原子炉格納容器内が冷却されないPDSである「AEW」に属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断規模が大

きく原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高い大破断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、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想定した「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原子炉格納容器への注水としては、原子炉下部キャビティに溜まる水のサブクール度が相対的に小さい方が、冷却水から蒸気が急激に生成し事象が厳しくなるため、格納容器スプレイポンプによる注水は想定せず、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による注水を想定する。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は、格納容器スプレイポンプより開始時間が遅く、流量も小さいため、原子炉下部キャビティ水のサブクール度は小さくなり、事象を厳しく評価することとなる。

なお、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及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水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。

e. 水素燃焼

破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで事象進展に伴う水素発生速度が大きく、格納容器スプレイによる水蒸気の凝縮により、原子炉格納容器内

の水素濃度が高くなるPDSである「AEI」に属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断規模が大きく、事象進展が早くなり、初期から水素放出が開始され、かつ、水素放出速度が大きくなる大破断LOCAを起因とし、事象初期の大容量の炉心注水に期待できない低圧注入機能の喪失を想定し、さらに炉心損傷を早め、時間余裕及び設備容量の観点から厳しくなるように高圧注入機能の喪失も考慮した「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」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

破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで原子炉容器破損時の溶融炉心の崩壊熱が大きく、原子炉格納容器内への注水がなく原子炉下部キャビティへ落下する溶融炉心が冷却されないPDSである「AED」に属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断規模が大きく事象進展が早くなり原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高い大破断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による代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水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。

格納容器破損モード及び評価事故シーケンスについて整理し

た結果を第6.2.3表に示す。

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マークI型の原子炉格納容器特有の事象であり、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、発生の可能性がないと考えられることから、本格納容器破損モードに係る評価項目（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、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が、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2.0MPa[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は，使用済燃料ピット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は、発電機の解列から並列までの期間とし、この期間中はプラント状態が様々に変化する。このため、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等に応じた緩和設備の状態等に応じて、プラントの状態を適切に区分した上で、「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、運転停止中の原子炉において、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PRA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。

(添付資料6.2.2)

(1) 運転停止中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の組合せ等を第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) 運転停止中事故シーケンスのグループ化

PRAの結果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、燃料損傷に至る主要因の観点から事故シーケンスグループを以下のように分類している。

- 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。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）

炉心注水開始までの時間余裕及び要求される設備容量の観点から、炉心崩壊熱が高く、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。

なお、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水の有効性を確認する観点から、充てんポンプの機能喪失の重畳を考慮する。

- 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電源が喪失する事故」のみである。

全交流動力電源喪失の発生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し、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水開始までの時間余裕が短く、かつ、要求される設備容量の観点から、炉心崩壊熱が高く、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に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、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して選定する。

c. 原子炉冷却材の流出

1次冷却材の流出流量が多く、1次系保有水の確保の観点から、炉心崩壊熱が高く、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。

定期検査中、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、臨界到達までの時間余裕を厳しく評価する観点で「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に挙げた事故シーケンスグループについては、運転停止中

の原子炉における燃料の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

- (1) 燃料有効長頂部が冠水していること。
- (2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。
- (3) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界、又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。

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「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」及び「設置許可基準規則等への適合性について（重大事故等対処設備）」との関係を含めて整理して評価を行う。評価に当たっては、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で講じることとした措置のうち、「設置許可基準規則等への適合性について（重大事故等対処設備）」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、解析を行い、「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は、各々の対策において解析を行う。

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、PRAの結果を踏まえ、起因事象の発生に加えて想定する共通原因故障又は系統間の機能依存性を考慮した従属故障等の安全機能の喪失を考慮する。また、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しない。

(添付資料6.3.4)

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，警報等の発信時点から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、操作現場までのアクセスルート状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。

(添付資料6.3.1, 6.3.2, 6.3.3)

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。

(添付資料6.3.5)

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。

(添付資料6.4.1)

6.4.1 M-RELAP5⁽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解析コードである。

熱流動解析では，1次及び2次冷却系を複数のボリューム及び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，原子炉トリップ，制御保護設備，非常用炉心冷却設備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，評価項目となるパラメータ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次冷却系、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次冷却系

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⁽¹⁾

6.4.2.1 概要

M-RELAP5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-RELAP5、3次元炉心動特性計算コードCOSMO-K及び3次元熱流動解析コードMIDACの3つの要素コードを動的に結合し、1次冷却系全体の熱流動と3次元炉心動特性との相互作用が評価可能な詳細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次冷却材圧力、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-RELAP5からCOSMO-K及びMIDACに受け渡される。炉心過渡計算では、M-RELAP5から受け渡された炉心境界条件とCOSMO-Kから受け渡される3次元出力分布に基づき、MIDAC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、MIDAC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、COSMO-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、MIDACで計算された熱流束分布がM-RELAP5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 MAAP⁽¹⁾

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次冷却系、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次冷却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り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り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LOCA直後の炉心の流動等、短期間に発生する現象を精緻に取り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り扱っており、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次冷却系，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次冷却系

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，区画間の流動（蒸気，非凝縮性ガス），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，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FCI」という。）（溶融炉心細粒化）、原子炉容器内FCI（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次冷却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、原子炉容器外溶融燃料－冷却材相互作用（以下「原子炉容器外FCI」という。）（溶融炉心細粒化）、原子炉容器外FCI（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⁽¹⁾

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等を解くことにより、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。流動計算で取り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 COCO^{(1) (2) (3) (4)}

6.4.5.1 概要

原子炉格納容器内圧解析コードCOCO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様とし、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、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。

(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 Test-3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となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とする。この際、「6.4 有効性評価に使用する計算プログラム」において把握した解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。ただし、「6.5.2 共通解析条件」に示す解析条件については共通の条件として設定する。

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。

(添付資料6.5.8)

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。

(添付資料6.5.1)

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。また、1次冷却材平均温度の初期値として、定格値（306.6℃）に正の定常誤差（+2.2℃）を考慮した値を用いる。また、1次冷却材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。

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、これを共通要因故障対策盤（自動制御盤）（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、反応度帰還効果を小さくするため正側の設定としていることから、炉心熱出力、1次冷却材平均温度及び1次冷却材圧力の初期値として定格値を用いる。

（添付資料6.5.2）

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。

c. 炉心及び燃料

炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。なお、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。

(a) 炉心崩壊熱⁽⁵⁾

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を使用する。また，使用する炉心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，燃烧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，1次冷却材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。

(添付資料6.5.3)

(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6.5%を用いる。

(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した炉心運用を包絡する値を用いる。なお，事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における減速材反応度帰還効果は，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した炉心運用を包絡する減速材温度係数の初期値を設定し，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65%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，水量は1基当たり50tを用いる。

f. 原子炉格納容器

(a) 自由体積

原子炉格納容器自由体積は，設計値に余裕を考慮した小さい値として65,500m³を用いる。

(b) ヒートシンク

原子炉格納容器のヒートシンクは，設計値より小さい値を用いる。

(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℃及び9.8kPa[gage]を用いる。

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。

(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，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ECCS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早さの観点も踏まえて低温側とする。

(添付資料6.5.4)

(3) 重大事故等対策に関連する機器条件

a. 炉心及び燃料

トリップ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図に示すものを使用する。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。

(添付資料6.5.5)

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。

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1.8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作動信号の作動限界値及び応答時間として以下の値を用いる。

原子炉圧力異常低

11.36MPa[gage]（応答時間0秒，2.0秒）

原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

12.04MPa[gage]（圧力）及び水位検出器下端水位（水位）の一致（応答時間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で原子炉格納容器に放出されるエネルギー増による原子炉格納容器の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で崩壊熱がより高い時点で再循環切替に失敗し、炉心水位の低下を早め代替再循環への切替操作時間を厳しくする観点を踏まえ0秒とし、その他の事故シーケンスグループは2.0秒とする。

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次冷却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い値を使用する。

(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%

(添付資料6.5.6)

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。

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℃～約155℃，約3.6MW～約6.5MW) で原子炉格納容器を除熱するものとする。

g. 燃料取替用水ピット

燃料取替用水ピットの容量は，2,000m³を用いる。

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。

- ・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。
- ・原子炉格納容器の初期圧力は、0 kPa [gage] を用いる。

(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。

(添付資料6.5.4)

(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

原子炉停止後に取り出された全炉心分の燃料及び以前から貯蔵されている使用済燃料が、使用済燃料ピットの熱負荷が最大となるような組合せで貯蔵される場合を想定して、使用済燃料ピットの熱負荷は11.508MWを用いる。

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実測値に基づき、標準的な温度とし

て40℃を用いる。

c. 使用済燃料ピットに隣接するピットの状態

燃料取り出し直後の使用済燃料ピットの状態を想定しており、燃料を取り出す際には燃料取替チャンネルと燃料検査ピット、Aピット及びBピットの間には設置されているゲートを取り外すことから、Aピット、Bピット、燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットは接続状態とする。なお、水温が100℃まで上昇する時間の評価は、実運用を考慮し原子炉に近いBピットのみを水量を考慮する。

(添付資料6.5.7)

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。

(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4.25m(通常運転水位(以下「NWL」という。))－3.37mとする。

(添付資料6.5.7)

6.5.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(1) 初期条件(事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く)

a. 炉心崩壊熱⁽⁵⁾

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を使用

する。また、使用する炉心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。

(添付資料6.5.3)

b. 原子炉停止後の時間

燃料取り出し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72時間とする。

c. 1次冷却材圧力

ミッドループ運転中は、1次冷却材系統は大気開放状態としていることから、1次冷却材圧力の初期値は大気圧とする。

d. 1次冷却材高温側温度

ミッドループ運転時の運転モード（モード5）の上限値として、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次冷却材の初期水位は、原子炉容器出入口配管の中心高さを100mm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個取り外され、加圧器のベント弁が1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。

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解析以外の方法で評価を行う。

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。

(添付資料6.7.1, 6.7.2)

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」においては、重要現象として評価指標及び運転操作に対する影響が大きい又は中程度と考えられる物理現象を選定しており、そのうち第6.7.1表から第6.7.3表に示す物理現象を有効性評価において評価項目となるパラメータに有意な影響を与えると整理している。解析コードの不確かさは、選定している重要事故シーケンス等における上記の物理現象に対する不確かさを考慮し、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

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及び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、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

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

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、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で整備している体制にて、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

重大事故等対策時において、想定する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。

6.9 参考文献

- (1) 「三菱PWR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」 MHI-NES-1064 改1，三菱重工業，平成28年
- (2) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価解析方法（大破断時）」
MAPI-1035 改8，三菱重工業，平成11年
- (3) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価感度解析」
MAPI-1063 改2，三菱重工業，平成2年
- (4) 「三菱PWR原子炉格納容器内圧評価解析方法」
MHI-NES-1016，三菱重工業，平成12年
- (5) 「PWRの安全解析用崩壊熱について」
MHI-NES-1010 改4，三菱重工業，平成25年

第6.2.1表 有効性評価における重要事故シナリオ等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（1／7）

重要事故シナリオ等	技術的能力審査基準																
	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	
2次冷却系からの閉鎖機能喪失	-	●	●	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
全交差動力電源喪失	-	●	●	●	●	●	●	-	-	●	●	●	●	●	●	●	●
原子炉補給設備機能喪失	-	●	●	●	●	●	●	-	-	●	●	●	●	●	●	●	●
原子炉格納容器の閉鎖機能喪失	-	●	●	●	●	●	●	-	-	●	●	●	●	●	●	●	●
原子炉停止機能喪失	●	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
EOS注水機能喪失	-	●	●	●	●	●	●	-	-	●	●	●	●	●	●	●	●
EOS注水機能喪失	-	●	●	●	●	●	●	-	-	●	●	●	●	●	●	●	●
格納容器バイパス	-	●	●	●	●	●	●	-	-	●	●	●	●	●	●	●	●
冷却気圧力・流量による閉鎖異常 (格納容器過圧保護)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
冷却気圧力・流量による閉鎖異常 (格納容器過圧保護)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
高圧冷却液流出／格納容器冷却気圧 増加	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉停止設備外の格納容器冷却剤 材料相互作用	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
水素燃焼	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
溶融炉心・コンクリート相互作用	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
想定事故1	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
想定事故2	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
燃料供給設備異常(冷却材系) 漏による停止時冷加温現象	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
全交差動力電源喪失	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
原子炉冷却材の漏出	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
反応度の暴走	●	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

第6.2.1表 有効性評価における重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準
 /設置許可基準規則/技術基準規則との関連 (3 / 7)

技術的能力対応手段と有効性評価 比較表		技術的能力審査基準												
		①	②	③	④と⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩	⑪	⑫	⑬	
1次冷却材喪失事故が発生している場合 プロントライン系統軽度失時	電動補助給水ポンプ又はタービン駆動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水													
	電動主給水ポンプによる蒸気発生器への注水													
	BG直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水													
1次冷却材喪失事故が発生している場合 サポート系機能喪失時	海水を用いた可搬型大型送水ポンプによる蒸気発生器への注水													
	代替給水ポンプを水源とした可搬型大型送水ポンプによる蒸気発生器への注水													
	海水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプによる蒸気発生器への注水													
運転停止中の場合 プロントライン系統軽度失時	主蒸気流がし弁による蒸気放出													
	タービンノイズ弁による蒸気放出													
	蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード													
運転停止中の場合 サポート系機能喪失時	タービン駆動補助給水ポンプ又は電動補助給水ポンプによる蒸気発生器への注水													
	BG直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水													
	海水を用いた可搬型大型送水ポンプによる蒸気発生器への注水													
運転停止中の場合 サポート系機能喪失時	代替給水ポンプを水源とした可搬型大型送水ポンプによる蒸気発生器への注水													
	海水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプによる蒸気発生器への注水													
	主蒸気流がし弁による蒸気放出													
運転停止中の場合 サポート系機能喪失時	タービンノイズ弁による蒸気放出													
	蒸気発生器2次側のフィードアンドブリード													
	原子炉格納容器内の作業員を遠ざける手続等													

第6.2.1表 有効性評価における重要事故シーケンス等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（6／7）

技術的能力対応手段と有効性評価 比較表		注													
項目	対応手段	注1	注2	注3	注4	注5	注6	注7	注8	注9	注10	注11	注12	注13	
1.11	使用済燃料ピットの汚染漏洩又は汚染物の発生時、又は使用済燃料ピットの水漏れ発生時	燃料取替用水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水													
		2次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水													
		1次系補給水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水													
		電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる使用済燃料ピットへの注水													
		代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水													
	使用済燃料ピットからの大量の水の漏れ発生時	海水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水													
		海水を用いた可搬型大型送水ポンプによる使用済燃料ピットへの注水													
		海水を用いた可搬型大型送水ポンプ及び可搬型スプレインズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ													
		代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプ及び可搬型スプレインズルによる使用済燃料ピットへのスプレイ													
		可搬型大型送水ポンプ及び海水槽による燃料取替用（貯蔵用）容器等への注水													
重大事故等時の使用済燃料ピットの監視時	常設設備による使用済燃料ピットの状態監視														
	可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視														
1.12	燃料発生装置の冷却水供給の停止	補助給水ピットから燃料発生装置への水源切替（電動主給水ポンプによる燃料発生装置への注水）													
		補助給水ピットから2次系送水ポンプへの水源切替													
		補助給水ピットから海水への水源切替（海水を用いた可搬型大型送水ポンプによる燃料発生装置への注水）													
		補助給水ピットから代替給水ピットへの水源切替（代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプによる燃料発生装置への注水）													
		補助給水ピットから海水槽への水源切替（海水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプによる燃料発生装置への注水）													
	燃料発生装置の冷却水供給の停止	1次系のフィードアンドブリード													
		2次系送水ポンプから補助給水ピットへの補給													
		海水槽から補助給水ピットへの補給													
		代替給水ピットから補助給水ピットへの補給													
		海水を用いた補助給水ピットへの補給													
1.13	燃料発生装置の冷却水供給の停止	燃料取替用水ポンプから1次系送水ポンプ及び2次系送水ポンプへの水源切替													
		燃料取替用水ポンプから補助給水ピットへの水源切替													
		燃料取替用水ポンプから2次系送水ポンプへの水源切替（電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替給水注水）													
		燃料取替用水ポンプから海水への水源切替（海水を用いた可搬型大型送水ポンプによる代替給水注水）													
		燃料取替用水ポンプから代替給水ピットへの水源切替（代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプによる代替給水注水）													
	燃料発生装置の冷却水供給の停止	燃料取替用水ポンプから海水槽への水源切替（海水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプによる代替給水注水）													
		1次系送水ポンプ及び2次系送水ポンプから燃料取替用水ポンプへの補給													
		2次系送水ポンプから燃料取替用水ポンプへの補給													
		5次系送水ポンプから燃料取替用水ポンプへの補給													
		海水槽から燃料取替用水ポンプへの補給													
1.14	燃料発生装置の冷却水供給の停止	海水を用いた燃料取替用水ポンプへの補給													
		代替給水ピットから燃料取替用水ポンプへの補給													
		海水槽から燃料取替用水ポンプへの補給													
		海水を用いた燃料取替用水ポンプへの補給													
		海水を用いた燃料取替用水ポンプへの補給													
	燃料発生装置の冷却水供給の停止	燃料取替用水ポンプから2次系送水ポンプへの水源切替（電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替給水注水）													
		燃料取替用水ポンプから海水への水源切替（海水を用いた可搬型大型送水ポンプによる代替給水注水）													
		燃料取替用水ポンプから代替給水ピットへの水源切替（代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプによる代替給水注水）													
		燃料取替用水ポンプから海水槽への水源切替（海水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプによる代替給水注水）													
		燃料取替用水ポンプから2次系送水ポンプへの水源切替（電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替給水注水）													
1.15	燃料発生装置の冷却水供給の停止	燃料取替用水ポンプから海水槽への水源切替（海水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプによる代替給水注水）													
		燃料取替用水ポンプから2次系送水ポンプへの水源切替（電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替給水注水）													
		燃料取替用水ポンプから海水への水源切替（海水を用いた可搬型大型送水ポンプによる代替給水注水）													
		燃料取替用水ポンプから代替給水ピットへの水源切替（代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプによる代替給水注水）													
		燃料取替用水ポンプから海水槽への水源切替（海水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプによる代替給水注水）													
	燃料発生装置の冷却水供給の停止	1次系送水ポンプ及び2次系送水ポンプから燃料取替用水ポンプへの補給													
		2次系送水ポンプから燃料取替用水ポンプへの補給													
		5次系送水ポンプから燃料取替用水ポンプへの補給													
		海水槽から燃料取替用水ポンプへの補給													
		海水を用いた燃料取替用水ポンプへの補給													
1.16	燃料発生装置の冷却水供給の停止	燃料取替用水ポンプから燃料取替用水ポンプへの補給													
		燃料取替用水ポンプから2次系送水ポンプへの水源切替（電動機駆動消火ポンプ又はディーゼル駆動消火ポンプによる代替給水注水）													
		燃料取替用水ポンプから海水への水源切替（海水を用いた可搬型大型送水ポンプによる代替給水注水）													
		燃料取替用水ポンプから代替給水ピットへの水源切替（代替給水ピットを水源とした可搬型大型送水ポンプによる代替給水注水）													
		燃料取替用水ポンプから海水槽への水源切替（海水槽を水源とした可搬型大型送水ポンプによる代替給水注水）													
	燃料発生装置の冷却水供給の停止	1次系送水ポンプ及び2次系送水ポンプから燃料取替用水ポンプへの補給													
		2次系送水ポンプから燃料取替用水ポンプへの補給													
		5次系送水ポンプから燃料取替用水ポンプへの補給													
		海水槽から燃料取替用水ポンプへの補給													
		海水を用いた燃料取替用水ポンプへの補給													
1.17	燃料発生装置の冷却水供給の停止	B-格納容器スプレイポンプ（RHRB-CBS）連絡ライン使用による代替給水注水													
		A-格納容器スプレイポンプ（海水冷却）及び可搬型大型送水ポンプによる代替給水注水													
		2次系送水ポンプから使用済燃料ピットへの注水													
		1次系送水ポンプから使用済燃料ピットへの注水													
		5次系送水ポンプから使用済燃料ピットへの注水													
	燃料発生装置の冷却水供給の停止	海水槽から使用済燃料ピットへの注水													
		海水を用いた使用済燃料ピットへの注水													
		代替給水ピットから使用済燃料ピットへの注水													
		海水槽から使用済燃料ピットへの注水													
		海水を用いた使用済燃料ピットへの注水													

第6.2.1表 有効性評価における重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準

／設置許可基準規則／技術基準規則との関連（7／7）

技術的能力対応手段と有効性評価 比較表		① ② ③ ④ ⑤ ⑥ ⑦ ⑧ ⑨ ⑩ ⑪ ⑫ ⑬ ⑭ ⑮ ⑯ ⑰ ⑱ ⑲ ㉑ ㉒ ㉓ ㉔ ㉕ ㉖ ㉗ ㉘ ㉙ ㉚ ㉛ ㉜ ㉝ ㉞ ㉟ ㊱ ㊲ ㊳ ㊴ ㊵ ㊶ ㊷ ㊸ ㊹ ㊺ ㊻ ㊼ ㊽ ㊾ ㊿																																																			
項目	対応手段	①	②	③	④	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩	⑪	⑫	⑬	⑭	⑮	⑯	⑰	⑱	⑲	㉑	㉒	㉓	㉔	㉕	㉖	㉗	㉘	㉙	㉚	㉛	㉜	㉝	㉞	㉟	㊱	㊲	㊳	㊴	㊵	㊶	㊷	㊸	㊹	㊺	㊻	㊼	㊽	㊾	㊿			
1.13	使用済燃料ピットからの大気の水の漏れ																																																				
	使用済燃料ピットからの大気の水の漏れ																																																				
	使用済燃料ピットからの大気の水の漏れ																																																				
1.14	燃料補給																																																				
	燃料補給																																																				
	燃料補給																																																				
1.15	代替電源																																																				
	代替電源																																																				
	代替電源																																																				
1.16	燃料補給																																																				
	燃料補給																																																				
	燃料補給																																																				

第6.2.2表 重要事故シークエンスの選定（運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）（1/2）

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*
2次冷却系からの除熱機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・小破断LOCA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 	<ul style="list-style-type: none"> ・主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、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 ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故 <p>（従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮）</p>
原子炉補機冷却機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCA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LOCAが発生する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、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 <p>（全交流動力電源喪失時と事象進展が同じであるため、事故シークエンスグループ「全交流動力電源喪失」と同じシークエンスを評価）</p>
原子炉格納容器の除熱機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失し、格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失し、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時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失し、格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失し、格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

※：（ ）は、選定した事故シークエンスと重要事故シークエンスの相違理由を示す。

第6.2.2表 重要事故シークエンスの選定（運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）（2 / 2）

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*
原子炉停止機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故 負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故
ECCS注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> 中破断LOCA時に高圧注水機能が喪失する事故 小破断LOCA時に高圧注水機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 中破断LOCA時に高圧注水機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> （1次冷却材圧力の観点で厳しい起因事象を選定） 中破断LOCA時に高圧注水機能が喪失する事故
ECCS再循環機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> 大破断LOCA時に低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 	<ul style="list-style-type: none"> 大破断LOCA時に低圧再循環機能が及び高圧再循環機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 大破断LOCA時に低圧再循環機能が及び高圧再循環機能が喪失する事故
格納容器パイパス	<ul style="list-style-type: none"> インターフェイシシステム 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 	<ul style="list-style-type: none"> インターフェイシシステム 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 	<ul style="list-style-type: none"> インターフェイシシステム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、選定した事故シークエンスと重要事故シークエンスの相連理由を示す。

第6.2.3表 評価事故シナリオの選定（運転中の原子炉における重大事故）（1/4）

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）	<ul style="list-style-type: none"> SED TEW TED AED SLW SEW AEW 	AED	<ul style="list-style-type: none"> 破断規模の大きい大破断LOCA (A**) が、原子炉格納容器内への冷却材放出量が大きく、原子炉格納容器内の圧力上昇及び事象進展について厳しい。 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圧力上昇について厳しい。
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	<ul style="list-style-type: none"> SED TEW TED AED SLW SEW AEW 	TED	<p>以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 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について厳しい。 原子炉容器破損時に高圧で溶融炉心が原子炉格納容器内に分散し、溶融炉心の表面積が大きくなり溶融炉心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。
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	<ul style="list-style-type: none"> SED TEW TEI SLW TED SLI SEI SEW 	TED	<p>以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 1次系の圧力が高く維持される過渡事象 (T**) が、減圧の観点から厳しい。 原子炉格納容器内に水の持ち込みのない (**D) が、高圧溶融物放出時の格納容器雰囲気直接加熱の観点で最も厳しい。
原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用	<ul style="list-style-type: none"> AEW SLW AEI SLI SEI SEW 	AEW	<p>以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 事象進展が早く原子炉圧力容器破損時の崩壊熱が高い大破断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。
水素燃焼	<ul style="list-style-type: none"> TEI TEW SED AEW SEI SLI TED AEW AEI AED SLW 	AEI	<p>以上より、AEWが最も一番厳しいPDSとなる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなる、原子炉格納容器が除熱される状態 (**I) のPDSが厳しい。 炉心内のZr－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%が水と反応するものとするを前提とすると、各PDSで炉心内のZr－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が (***) が厳しい。
溶融炉心・コンクリート相互作用	<ul style="list-style-type: none"> TEI SEI TED SLW SED AEW TEW SLI AED SEW AEI 	AED	<p>以上より、AEIが最も厳しいPDSとなる。</p> <ul style="list-style-type: none"> 事象進展が早い大破断LOCA (A**) が、原子炉容器破損時の崩壊熱が高く厳しい。 原子炉圧力が低く、溶融炉心の分散の可能性がない大破断LOCA (A**) が、原子炉下部キャビティの溶融炉心の量を多くすることから厳しい。 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MCCIを抑制しない観点で厳しい。 <p>以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。</p>

PDS：プラント損傷状態

第6.2.3表 評価事故シナリオの選定（運転中の原子炉における重大事故）（2/4）

補足：PDS の分類記号

事故のタイプと1次冷却材圧力		炉心損傷時期		原子炉格納容器内事故進展（原子炉格納容器破損時期、溶融炉心の冷却手段）	
分類記号	状態の説明	分類記号	状態の説明	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LOCA）	E	事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの。	D	ECCS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、溶融炉心の冷却が達成できな可能性があるもの。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。
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LOCA）	L	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの。	W	ECCS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、溶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。
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）			I	ECCS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、溶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。
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）			C	ECCS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、溶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。
V	格納容器バイパスで低圧状態のもの。（起因事象：インターフェイシスラムLOCA）				

第6.2.3表 評価事故シークエンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）（3/4）

格納容器 破損モード	最も厳しい PDS	事故シークエンス	選定した事故シークエンス	評価事故シークエンス※1
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	AED	<ul style="list-style-type: none"> 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 	<ul style="list-style-type: none"> 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 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 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※2
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	TED	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 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 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 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 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 過渡事象時に原子炉トリップ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 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 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 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故※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	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 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 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 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 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 過渡事象時に原子炉トリップ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 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 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 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故※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、選定した事故シークエンスと評価事故シークエンスの相連理由を示す。

※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可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水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 評価事故シナリオの選定（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	事故シナリオ	選定した事故シナリオ	評価事故シナリオ ^{※1}
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	AEW	<p>事故シナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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再循環機能が喪失する事故 ・大破断 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 	<p>選定した事故シナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 	<p>評価事故シナリオ^{※1}</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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} <p>(炉心損傷を早める観点から高圧注入機能が喪失を考慮する。)</p>
水素燃焼	AEI	<p>事故シナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 	<p>選定した事故シナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・大破断 LOCA 時に低圧注入機能が喪失する事故 	<p>評価事故シナリオ^{※1}</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 <p>(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。)</p>
溶融炉心・クレーン相互作用	AED	<p>事故シナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 	<p>選定した事故シナリオ</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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 	<p>評価事故シナリオ^{※1}</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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} <p>(格納容器内への水の特込みをなくすため、高圧注入系の注入失敗の重量を考慮する。)</p>

※1：() は、選定した事故シナリオと評価事故シナリオの相違理由を示す。

※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量を考慮し、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による注入を想定する。

※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可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水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6.2.4表 重要事故シナリオの選定（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）

事故シナリオグループ	事故シナリオ	選定した事故シナリオ	重要事故シナリオ
崩壊除去機能喪失 (余熱除去系の故障 による停止時冷却機 能喪失)	<ul style="list-style-type: none"> ・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 ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・余熱除去機能が喪失する事故 ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・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 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・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	<ul style="list-style-type: none"> ・反応度の誤投入事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・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		<ul style="list-style-type: none"> ・反応度の誤投入事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・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量を考慮する。

※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

— 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	<ul style="list-style-type: none"> • 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	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉停止機能喪失
MAAP	<ul style="list-style-type: none"> • 原子炉格納容器の除熱機能喪失 • ECCS再循環機能喪失
COCO	<ul style="list-style-type: none"> • 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

－運転中の原子炉における重大事故

解析コード名	適用格納容器破損モード
MAAP	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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	<ul style="list-style-type: none"> ・ 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

－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	適用事故シーケンスグループ
M-RELAP5	<ul style="list-style-type: none"> • 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-RELAP5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ことを確認した。
	燃料被覆管酸化	ジルコニウム-水反応モデル	ORNL での実験に基づき式を使用しており、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0m ~ -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、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らることを確認した。 大気圧程度の低圧時におけるボイドモデルによる炉心ボイド率の不確かさは±0.05 程度であり、ボイド率の不確かさに伴う炉心水位の不確かさは±10% (±0.4m) 程度であることを確認した。 PKL の試験解析より、自然循環流量を約 20%過大評価することを確認した。
1次冷却系	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	Marviken の試験解析より、サブクール臨界流量の不確かさが±10%、二相臨界流量の不確かさが-10% ~ +50%であることを確認した。
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	破断流モデル	
	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次冷却材圧力の不確かさが0 ~ +0.5MPaであることを確認した。
	気液分離・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次冷却材圧力で定量化し、ROSA/LSTF、PKL の試験解析より、1次冷却材圧力の不確かさが0 ~ +0.5MPaであることを確認した。
加圧器	ECCS 強制注入	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。
	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。
	気液熱非平衡 水位変化	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が±2℃、1次冷却材圧力の不確かさが±0.2MPaであることを確認した。
	冷却材流出 (臨界流・差圧流)	臨界流モデル	

第6.4.4表 M-RELAP5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次冷却材圧力の不確かさが0 ~ +0.5MPaであることを確認した。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が±2℃、1次冷却材圧力の不確かさが±0.2MPaであることを確認した。
	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次冷却材圧力の不確かさが±0.2MPaであることを確認した。
	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 SPARKLE-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
	中性子動特性 (核分裂出力)			
炉心 (核)	ドップラ反応度帰還効果		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。 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%が矛盾しないことを確認した。
	減速材反応度帰還効果			
	崩壊熱			
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として±8%であることを確認した。
	気液熱非平衡		2 流体モデル	
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)		二相/サブクール臨界流モデル 伝熱管熱伝達モデル	
加圧器	1 次側・2 次側の熱伝達			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として±2℃、1 次冷却材圧力の不確かさとして±0.2MPaであることを確認した。
	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	
	2 次側給水 (主給水・補助給水)		ポンプ特性モデル	
蒸気 発生器				入力値に含まれる。 入力値に含まれる。

第6.4.6表 MAAP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。 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について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。 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) が早まることを想定し、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 (代表4ループプラントを例とした)。 ・SB0、LOCA シーケンスとともに、運転員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、SB0 シーケンスでは約14分早まる。LOCA シーケンスでは約30秒早まる。
		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 (炉心水位)・対向流	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	「ECCS 再循環機能喪失」では、M-RELAP5 コード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り扱う。M-RELAP5 コードは炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。 ECCS 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、ECCS 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、M-RELAP5 コードと同等な結果が得られていることを確認。高温側配管領域の保有水量を M-RELAP5 コードよりも多めに評価することを確認。これにより原子炉格納容器圧力を低めに評価するが、両コードの格納容器への放熱エネルギから見積もられる格納容器圧力の差は僅かであり、M-RELAP5 コードで MAAP コード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ことを確認。また、M-RELAP5 コードは炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。
		1次系モデル (1次系の熱水力モデル)	
1次系	構造材との熱伝達 ECCS 強制注入 蓄圧タンク注入	1次系モデル (1次系破損モデル)	-
		安全系モデル (ECCS)	
		安全系モデル (蓄圧タンク)	
			入力値に含まれる。 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) の感度が小さいことを確認。

第6.4.6表 MAAP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ことを確認。
	1 次側・2 次側の熱伝達		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ことを確認した。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を確認。
蒸気発生器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	蒸気発生器モデル	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ことを確認した。液相放出の場合、過大評価する傾向を確認。
	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、伝熱部コラブス水位をほぼ適正に評価することを確認した。液相放出がある場合、伝熱部コラブス水位を低めに評価する傾向を確認。
原子炉格納容器	区画間の流動 (蒸気、非凝縮性ガス)		HDR 実験解析及び CSTF 実験解析の結果より以下を確認。 <ul style="list-style-type: none"> 原子炉格納容器内温度：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)	原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル)	
	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。
原子炉格納容器	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ことを確認。
	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	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ことを確認 (代表 3 ループプラントの場合)。

第6.4.6表 MAAP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
	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 (代表 4 ループプラントを例とした)。 ・ 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、SBO シーンケースの場合約 26 分、LOCA シーンケースの場合約 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 (炉心損傷後)	原子炉容器内 FCI (溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでのデブリ挙動)	原子炉容器内 FCI に影響する項目として「デブリジェット径 (炉心の下部クラスタの破損口径)」、「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」及び「デブリ粒子の径」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、1 次冷却材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 次冷却材圧力に対する感度は小さいことを確認。
	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ドの温度挙動について TMI 事故分析結果と一致することを確認した。 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」をパラメータとして感度解析を行い、原子炉容器破損割合及び破損時刻に対して感度が小さいことを確認した。また、「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、1 次冷却材圧力及び原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認 (代表 4 ループプラントを例とした)。
	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場合の感度解析を行い、原子炉容器破損時間が 5 分早まることを確認。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 MAAP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 FCI (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)	<p>原子炉容器外 FCI 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 のエントレインメント係数」、「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-冷却材相互作用」の現象をベースとする感度解析を行い、原子炉容器外 FCI により生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認。</p> <p>MCCI 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 のエントレインメント係数」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」の現象をベースに感度解析を行い、MCCI によるコンクリート侵食量への感度が小さいことを確認。</p>
	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)	<p>MCCI 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」の現象をベースに感度解析を行い、「原子炉下部キャビティ水深」、「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」及び「水-溶融炉心間の熱伝達係数」に関して、MCCI によるコンクリート侵食量への感度が小さいことを確認。「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 となることを確認。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、継続的な侵食が生じないことを確認。MCCI によって発生する水素を加えても、最終的な格納容器内の水素濃度は 6vol%程度 (ドライ条件換算) であり、水素処理装置 (PAR 及びイグナイタ) による処理が可能レベルであることを確認。</p>
	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	<p>ACE 及び SURC 実験解析より、溶融炉心堆積状態が既知である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認。</p>	
コンクリート分解・非凝縮性ガス発生	<p>ACE 及び SURC 実験解析より、溶融炉心堆積状態が既知である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認。</p>		

第6.4.6表 MAAP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挙動	核分裂生成物 (FP) 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めに評価し、燃料破損後のFP放出開始のタイミングも早く評価する結果となったが、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くと考えられることを確認。 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ていることを確認。
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挙動		

第6.4.7表 GOTHIC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、流動を模擬する構成式及び相関式 非凝縮性ガスの輸送モデル ノーデイングスキーム	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。
	構造材と熱伝達及び内部熱伝導	多相流モデル 熱伝達モデル 熱伝導モデル	区画間・区画内の流動と同じ。 流動に影響する凝縮熱伝達モデルについて±40%程度。 不確かさはない。
	スプレイ冷却	多相流モデル 界面積モデル 界面伝達モデル	区画間・区画内の流動と同じ。
	水素処理	PAR 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%）。
		イグナイタによる水素燃焼モデル	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。 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 COCO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	構造材と熱伝達及び内部熱伝導	ヒートシンク熱伝達モデル ヒートシンク内熱伝導モデル	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°C 高めに評価することを確認。

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	評価対象 物理現象	評価指標	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 インターフェイス アトムLOCA	格納容器バイパス 蒸気発生器 伝熱管破損
			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	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	1次冷却材圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
炉心(核)	核分裂出力(中性子動特性)		-	-	-	-	○	-	-	-	-
	出力分布変化		-	-	-	-	-	-	-	-	-
	反応度帰還効果		-	-	-	-	○	-	-	-	-
	制御棒効果		-	-	-	-	-	-	-	-	-
炉心(燃料)	崩壊熱 ^{※1}		○	○	○	○	○	○	○	○	○
	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 物理現象	評価指標	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	格納容器パイパス	
			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次冷却材圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
1次冷却系	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・ポイド率変化		-	○	○	-	-	○	-	-	○
	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		-	○	○	-	-	-	-	-	-
	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	格納容器バイパスインテイクシステムLOCA	格納容器バイパス蒸気発生器伝熱管破損
	物理現象	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	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	1次冷却材圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
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	-	○	○	○	-	○	○	-	○	○
原子炉格納容器	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	-	○	○	○	○	-	-	-	-	-
	スプレッド冷却※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 物理現象 評価指標	雰囲気圧力・温度	高圧溶融物放出	原子炉格納容器	水素燃焼	溶融炉心・コンク
		による静的負荷 (格納容器過 圧・過温破損)	／格納容器周囲 気直接加熱	原子炉格納容器 1次冷却材圧力	原子炉格納容器 圧力	原子炉格納容器 外の溶融燃料- 冷却材相互作用
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)	原子炉格納容器 圧力及び温度	高压溶融物放出 /格納容器周囲 気直接加熱	原子炉圧力容器 外の溶融燃料- 冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンク リート相互作用
	物理現象	評価指標						
1 次冷却系	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		-	-	-	-	-	-
	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6.7.2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	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	1次冷却材圧力	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	評価指標					
	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)	原子炉格納容器圧力及び温度	霧状物放出/格納容器雰囲気格納容器外への冷却材相互作用	原子炉格納容器外への冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
	物理現象	評価指標						
原子炉格納容器(炉心損傷後)	リロケーション		○	○		○	○	○
	原子炉格納容器内 FCI※1 (溶融炉心細粒化)		-	○		-	-	-
	原子炉格納容器内 FCI※1 (デブリ粒子熱伝達)		-	○		-	-	-
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達		○	○		○	-	○
	原子炉格納容器破損、溶融		○	○		○	○	○
	1次系内 FP※2挙動		-	-		-	-	-
	原子炉格納容器破損後の高圧溶融炉心放出		-	-		-	-	-
	格納容器雰囲気格納容器外 FCI※1 (溶融炉心細粒化)		-	-		-	-	-
	原子炉格納容器外 FCI※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		○	-		○	-	○
原子炉格納容器(炉心損傷後)	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 FP※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
	物理現象	評価指標	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

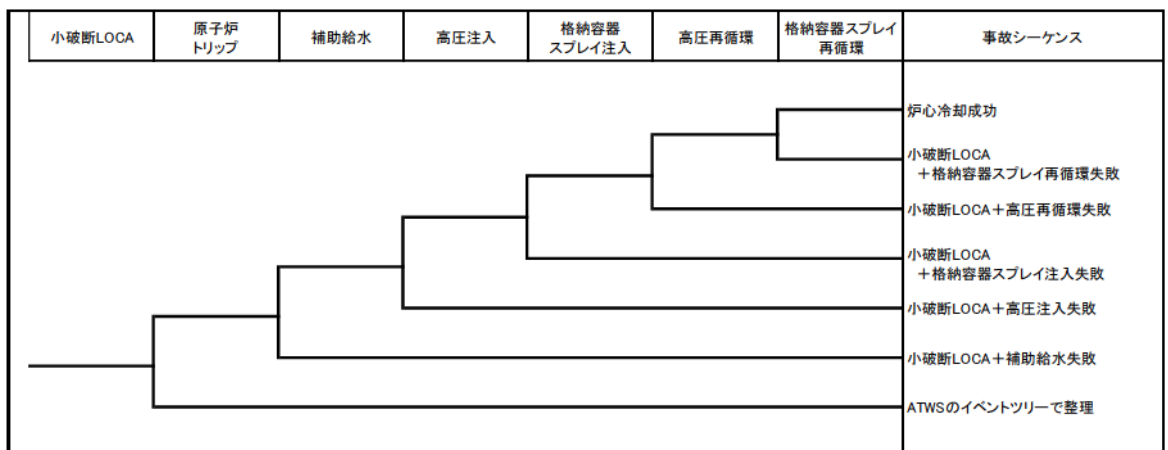
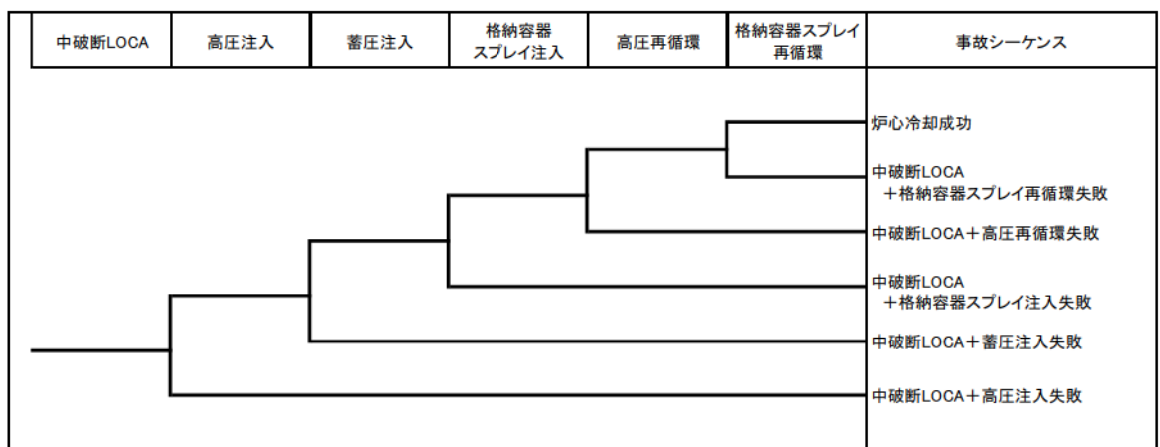
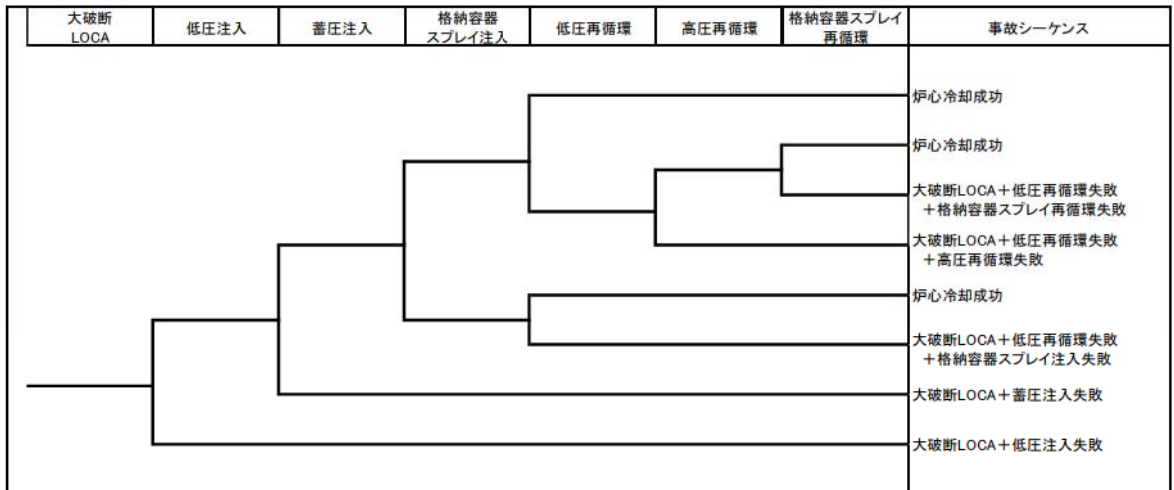
(運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (2/2)

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次冷却系	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	—	—	—
	ECCS 強制注入 (充てん系含む) ※ 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)	—	—	—
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。



第 6.2.1 図 内部事象 PRA におけるイベントツリー (1 / 3)

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

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
			炉心冷却成功 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

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

ATWS	事故シーケンス
原子炉トリップが必要な起因事象+原子炉トリップ失敗	

第 6. 2. 1 図 内部事象 PRA におけるイベントツリー (2 / 3)

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
				炉心冷却成功
				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

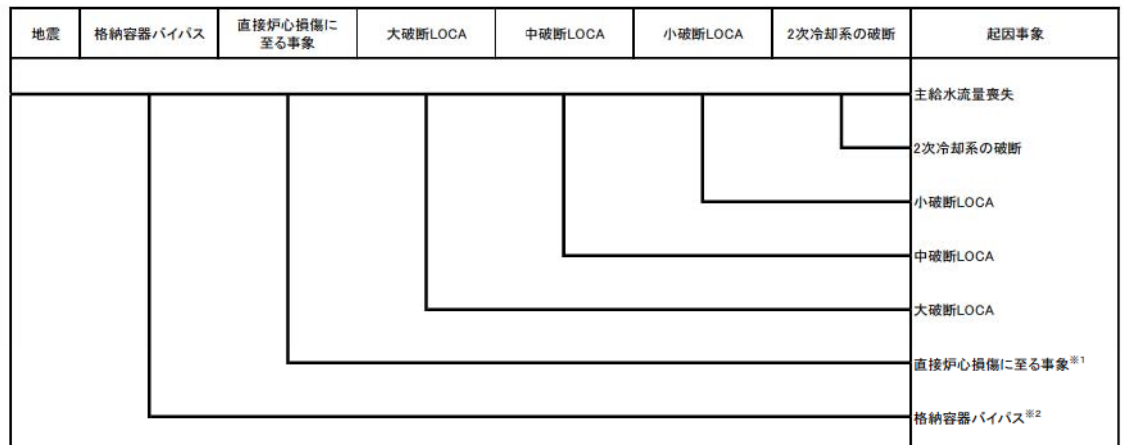
蒸気発生器伝熱管破損	原子炉トリップ	補助給水	破損側蒸気発生器隔離	事故シーケンス
				炉心冷却成功
				蒸気発生器伝熱管破損 +破損側蒸気発生器隔離失敗
				蒸気発生器伝熱管破損 +補助給水失敗
				ATWSのイベントツリーで整理

過渡事象	原子炉トリップ	補助給水	事故シーケンス
			炉心冷却成功
			過渡事象+補助給水失敗
			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
					炉心冷却成功
					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

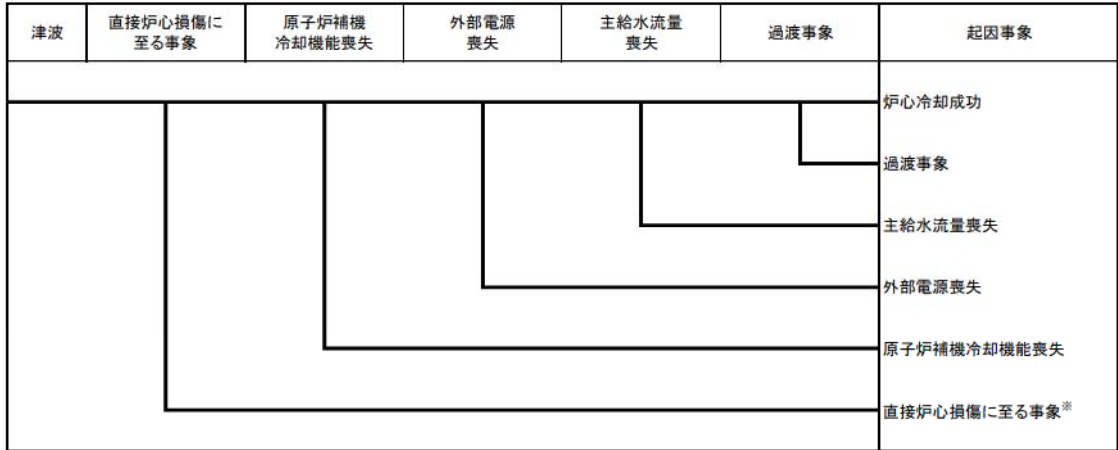
手動停止	補助給水	事故シーケンス
		炉心冷却成功
		手動停止+補助給水失敗

第 6.2.1 図 内部事象 PRA におけるイベントツリー (3 / 3)



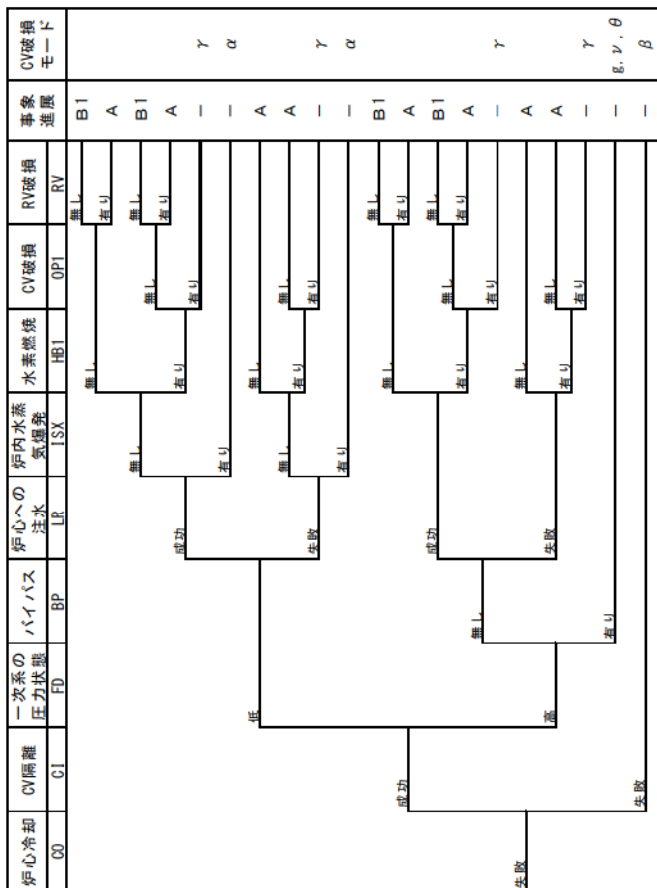
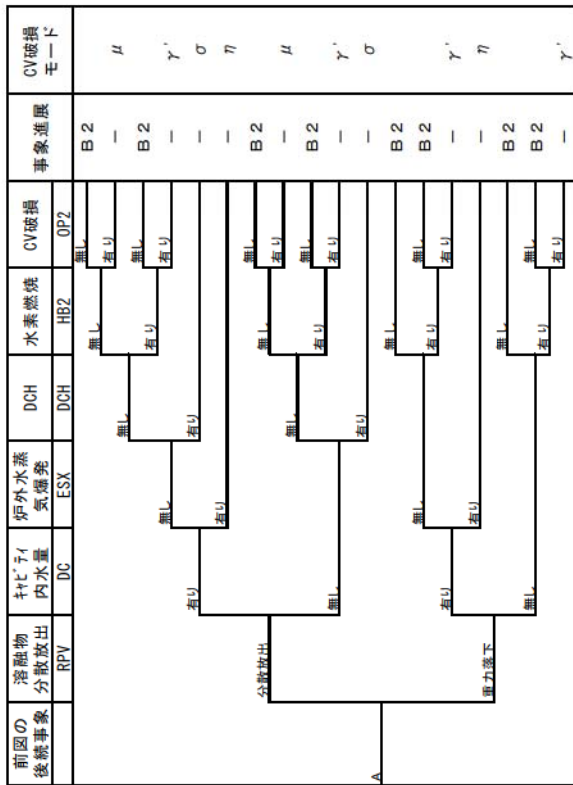
※1：大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）、原子炉建屋損傷、原子炉格納容器損傷、原子炉補助建屋損傷、複数の信号系損傷、1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失
 ※2：蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

第6.2.2図 地震PRA階層イベントツリー



※：複数の信号系損傷

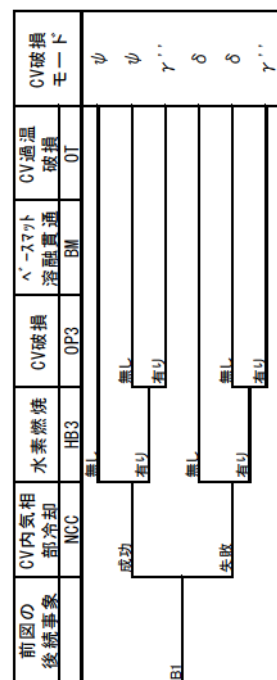
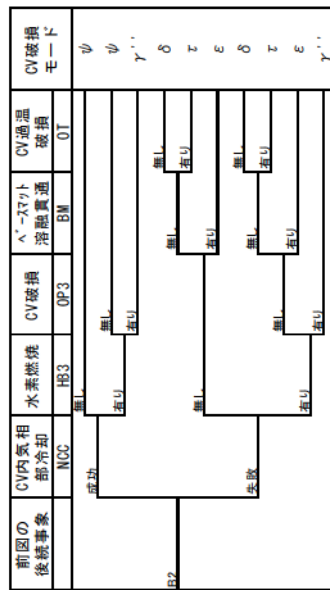
第6.2.3図 津波PRA階層イベントツリー



(注1) 事故進展の一は、その時点での格納容器破損を意味する。

(注2) 格納容器破損モード:
 α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損
 β = 格納容器破損失敗
 $\gamma, \gamma', \gamma''$ = 水素燃焼または水素爆発による格納容器過圧破損
 δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
 ϵ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損
 ζ = 水蒸気蓄積による確率的な過圧による格納容器先行破損
 η = 格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スバイクによる破損
 θ = 格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スバイクによる破損
 ψ = 蒸気発生器圧容破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
 λ = 蒸気発生器圧容破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
 μ = 蒸気発生器圧容破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
 ν = 蒸気発生器圧容破損後の炉心損傷による格納容器バイパス
 τ = 格納容器過圧 過熱 過温 過熱 過温 過熱 過温 過熱 過温
 ι = 格納容器が健全に維持され、事故が収束

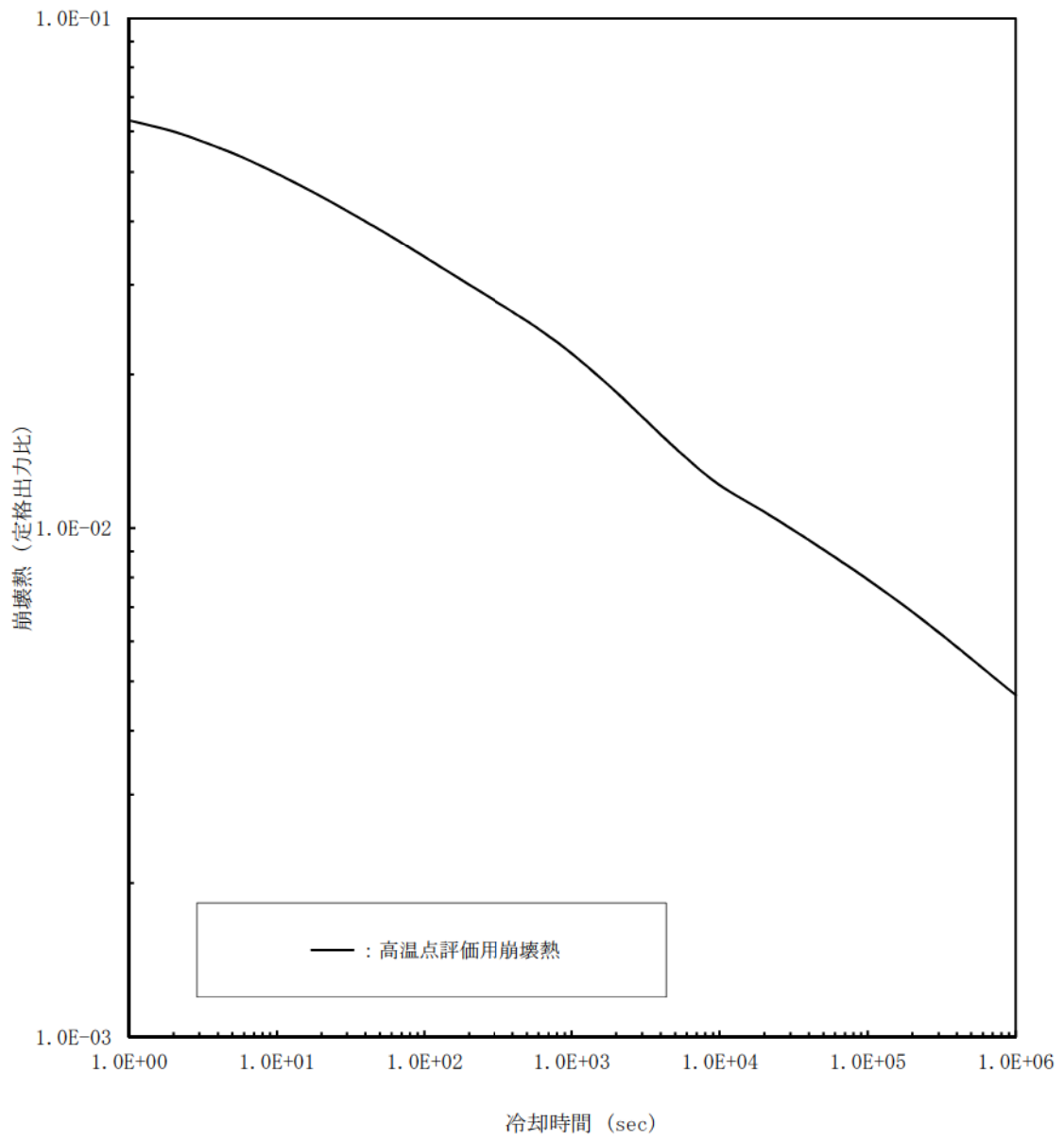
(注3) A: 原子炉容器破損有り
 B1: 原子炉容器破損無し
 B2: 原子炉容器破損有り



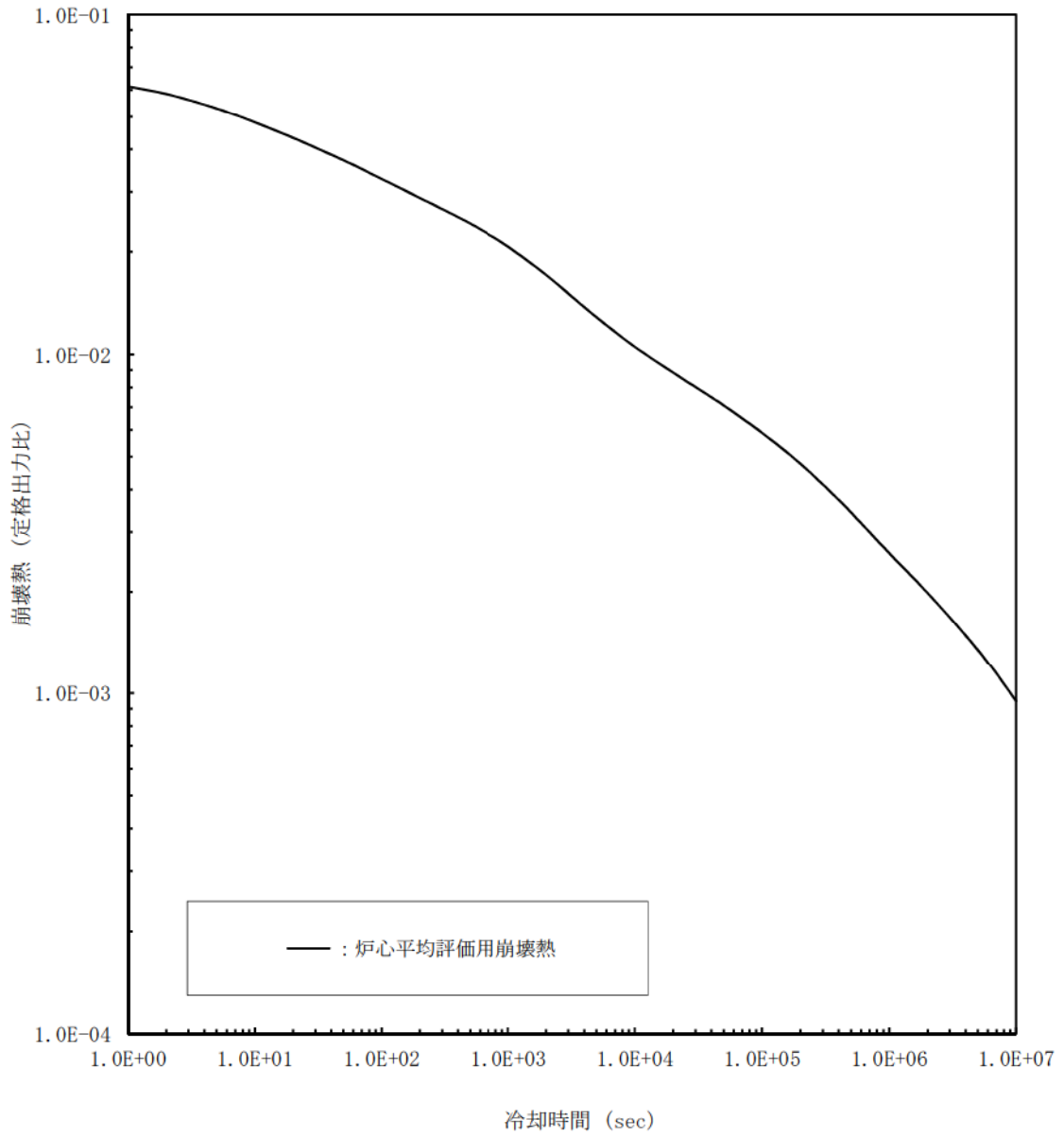
第 6.2.4 図 格納容器イベントツリー

余熱除去機能喪失			事故シーケンス
			余熱除去機能喪失
外部電源喪失	非常用 所内交流電源	余熱除去系に よる冷却	事故シーケンス
			炉心冷却成功
			外部電源喪失 +余熱除去系による冷却失敗
			外部電源喪失 +非常用所内交流電源喪失
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
水位維持失敗			事故シーケンス
			水位維持失敗
オーバードレン			事故シーケンス
			オーバードレン
反応度の誤投入			事故シーケンス
			反応度の誤投入

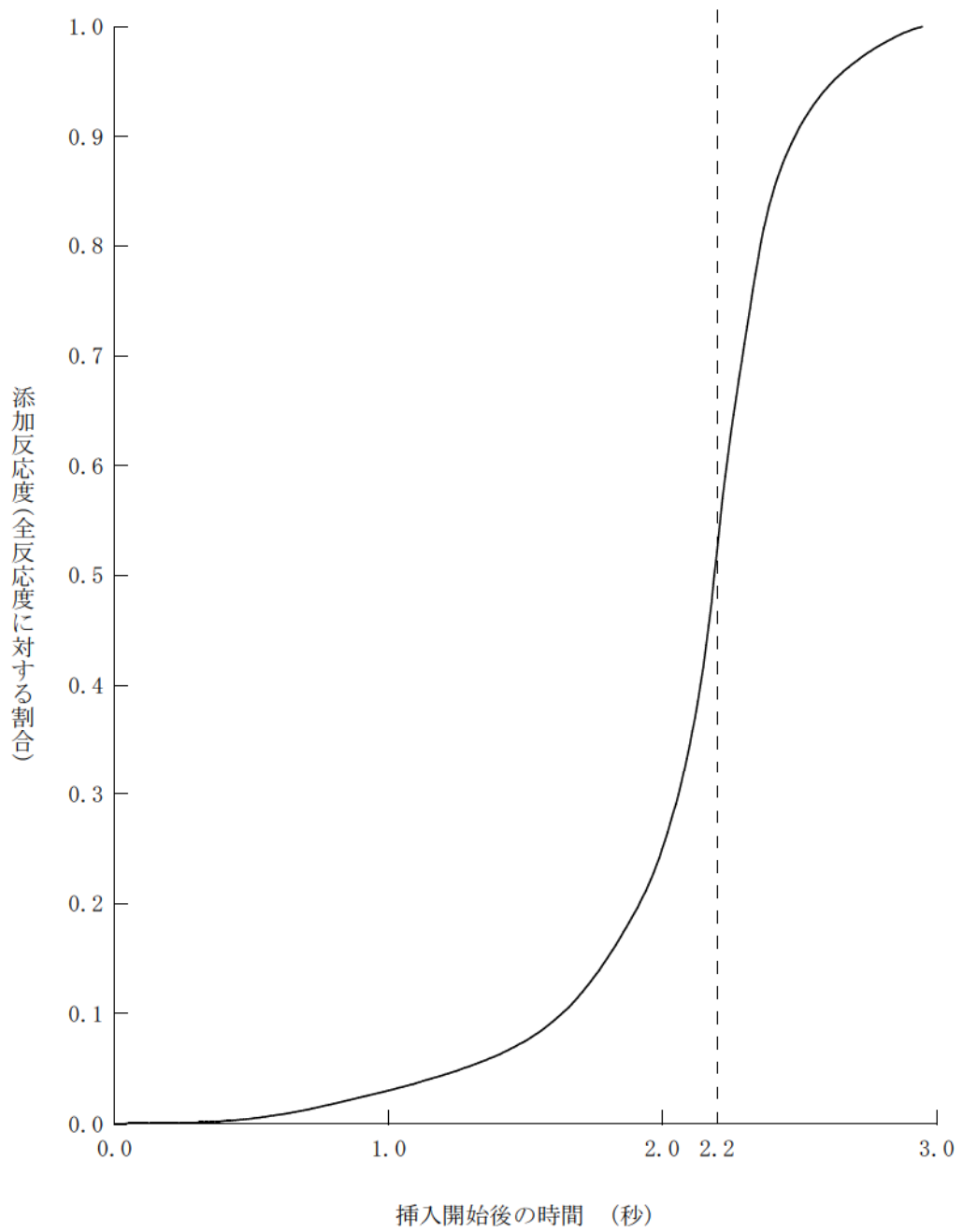
第6.2.5図 停止時PRAにおけるイベントツリー



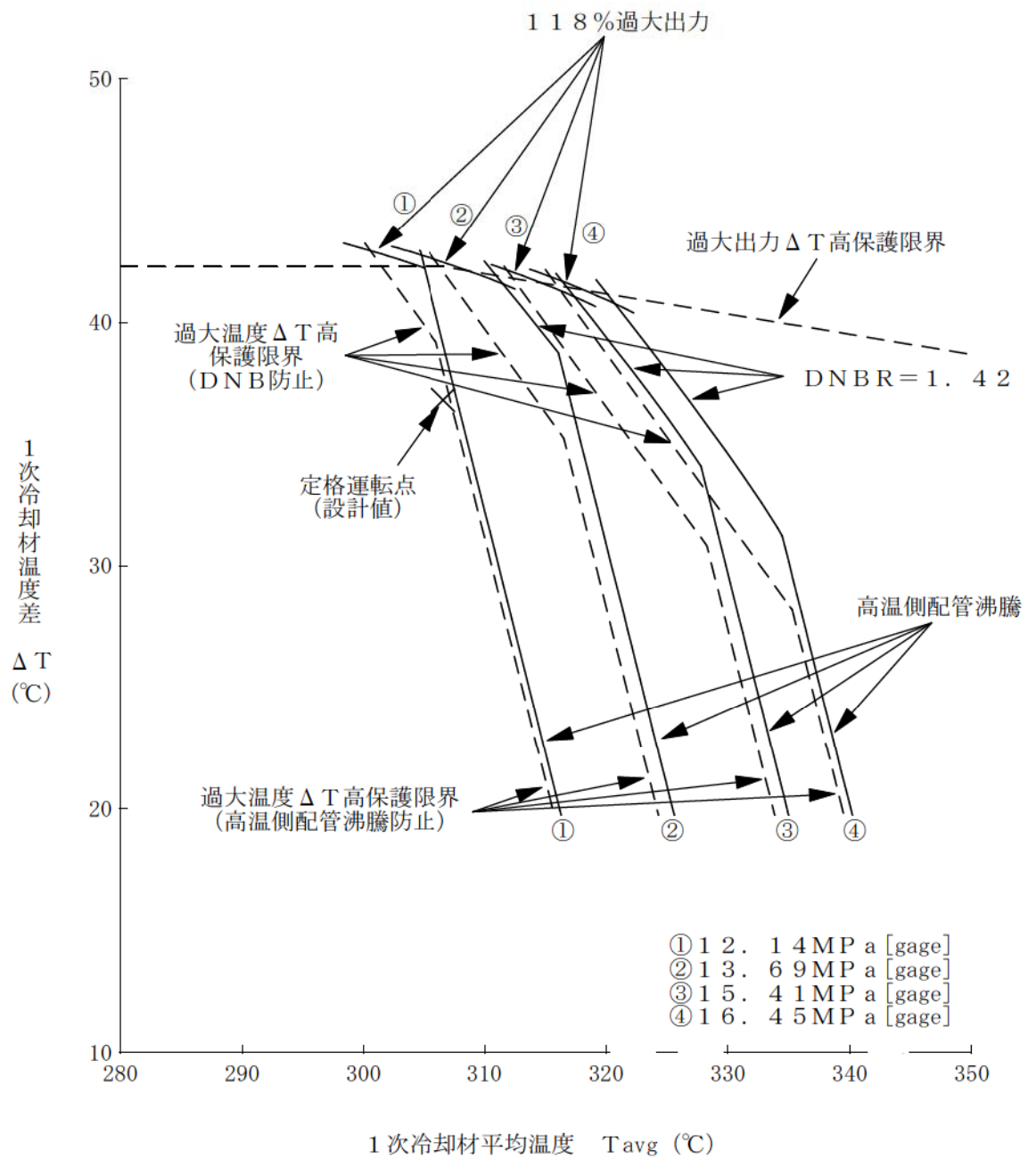
第6.5.1図 高温点評価用崩壊熱



第6.5.2図 炉心平均評価用崩壊熱



第6.5.3図 トリップ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 過大出力 ΔT 高及び過大温度 ΔT 高による保護限界図 (代表例)