

資料 1 - 4

泊発電所 3 号炉審査資料

提出年月日

令和5年7月31日

泊発電所 3 号炉
重大事故等対策の有効性評価

令和 5 年 7 月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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

7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価
 - 7.1. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 - 7.1.1. 2次冷却系からの除熱機能喪失
 - 7.1.2. 全交流動力電源喪失
 - 7.1.3. 原子炉補機冷却機能喪失
 - 7.1.4. 原子炉格納容器の除熱機能喪失
 - 7.1.5. 原子炉停止機能喪失
 - 7.1.6. ECCS 注水機能喪失
 - 7.1.7. ECCS 再循環機能喪失
 - 7.1.8. 格納容器バイパス
 - 7.2. 重大事故
 - 7.2.1. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
 - 7.2.2. 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
 - 7.2.3. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
 - 7.2.4. 水素燃焼
 - 7.2.5. 溶融炉心・コンクリート相互作用
 - 7.3. 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故
 - 7.3.1. 想定事故1
 - 7.3.2. 想定事故2
 - 7.4. 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
 - 7.4.1. 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
 - 7.4.2. 全交流動力電源喪失

- 7.4.3. 原子炉冷却材の流出
- 7.4.4. 反応度の誤投入
- 7.5. 必要な要員及び資源の評価
 - 7.5.1. 必要な要員及び資源の評価条件
 - 7.5.2. 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果
 - 7.5.3. 重大事故等対策時に必要な水源、燃料及び電源の評価結果

付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について

付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて

付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE6 r.10.0
提出年月日	令和5年7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5年7月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

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 評価に当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 定期事業者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ごと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）の基本的な考え方について
- 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6.3.6 重大事故対策等の成立性確認内容について
- 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／安全弁作動圧力の設定の考え方について
- 添付資料6.5.7 使用済燃料ピットの水位低下及び遮蔽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6.5.9 泊3号炉のコンクリートに係る解析コード入力値について
- 添付資料6.5.10 「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」の評価における炉心崩壊熱設定の考え方について
- 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
- 添付資料6.7.2 解析コードにおける重要現象の不確かさを確認する際に標準プラントの解析結果を使用することの妥当性について

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敷地外への放射性物質の異常な水準の放出の防止に講じることとしている措置（以下「重大事故等対策」という。）が有効であることを示すため、以下のとおり、評価対象とする事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設定した上で、計算プログラムを用いた解析等を踏まえて、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、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的

能力に係る審査基準」に係る適合性状況説明資料（以下「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」という。）で講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（運転員、災害対策要員及び災害対策要員（支援））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操作に有意な影響を与える現象（以下「重要現象」という。）がモデル化されており、実験等を基に妥当性が確認され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものを選定して使用する。

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、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操作時間余裕を確認し、それらの影響を踏まえても、措置の実現性に問題なく、評価項目を満足することを感度解析等により確認する。

具体的には「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、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、発電用原子炉施設内部の原因によって引き起こされる事象（以下「内部事象」という。）を対象とする内部事象運転時レベル1 PRAに加えて、PRAが適用可能な外部事象として地震及び津波それぞれのレベル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、内部事象運転時レベル1.5PRAを活用する。「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に対しては、内部事象停止時レベル1 PRA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。

追而
【地震 PRA, 津波 PRA の反映】

また、現状PRAが適用できない地震及び津波以外の外部事象については、当該外部事象により誘発される起因事象について分析を実施した結果、い

いずれも内部事象レベル1 PRA，地震レベル1 PRA又は津波レベル1 PRAのいずれかで想定する起因事象に包絡されること及び炉心損傷後の原子炉格納容器内の事象進展は内部事象と同等であると考えられることから，新たに追加すべき事故シーケンスグループ等はない。

なお，有効性評価における重要事故シーケンスと「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」（以下「技術的能力審査基準」という。），「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、「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。

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，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の結果を踏まえてグループ化し，そ

れぞれに対して重要事故シーケンスを選定し、評価を行う。

(1) 事故シーケンスの抽出

内部事象運転時レベル 1 PRAにおいては、各起因事象の発生から炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段等の成功及び失敗の組合せをイベントツリーを用いて網羅的に分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出する。第6.2.1図に内部事象運転時レベル 1 PRAにおけるイベントツリーを示す。

地震レベル 1 PRA及び津波レベル 1 PRAにおいては、内部事象と同様にイベントツリーを用いた分析を実施し、炉心損傷に至る事故シーケンスを抽出する。第6.2.2図に地震レベル 1 PRAの階層イベントツリーを、第6.2.3図に津波レベル 1 PRAのイベントツリーを示す。地震や津波の場合、各安全機能の喪失に至るプロセスは異なるものの、喪失する安全機能が内部事象と同じであれば、炉心損傷を防止するための緩和手段も同じであるため、事故シーケンスは内部事象と同じである。また、地震レベル 1 PRA及び津波レベル 1 PRAでは、複数の安全機能が地震又は津波によって同時に損傷する事象や、建屋・構築物等の損傷の発生により直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスも取り扱う。

具体的には、地震レベル 1 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、緩和設備への影響範囲や影響程度等を明確にすることが困難な事象を抽出しており、これらは直接、炉心損傷に至る事象として取り扱う。

津波レベル 1 PRAでは、浸水高さに応じ、当該高さに設置されている安全機能が機能喪失する評価モデルとしており、浸水高さに

応じた安全機能の喪失の状態ごとに津波特有のシーケンスとして抽出する。

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、以下のとおりに分類する。

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次冷却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次冷却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次冷却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注水の成否にかか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の知見を活用して抽出した事故シーケンスを、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう、炉心損傷に至る主要因の観点から以下の事故シーケンスグループに分類する。

- 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6つの事故シーケンスは、地震動や津波高さに応じた詳細な損傷の程度や影響を評価することが困難なことから、上記の事故シーケンスグループと直接的に対応せず、炉心損傷に直結するものとして抽出している。

- ・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
- ・複数の安全機能喪失

これらの地震及び津波特有の各事故シーケンスによる炉心損傷頻度には、必ずしも炉心損傷に直結する程の損傷に至らない場合も含んでおり、実際には地震又は津波の程度に応じ、機能を維持した設計基準事故対処設備等がある場合、これらを用いた対応に期待することにより、炉心損傷を防止できる可能性もあると考えられる。このため、過度な保守性を排除することで各事故シーケ

ンスの炉心損傷頻度は、現在の値よりも更に小さくなる。また、地震又は津波後に機能を維持した設計基準事故対処設備等に期待した上で、それらのランダム故障により炉心損傷に至る場合の事故シーケンスは、内部事象運転時レベル1 PRAにより抽出された上記のa. からh. の事故シーケンスグループに包絡されるものと考えられること及びそれらに該当しない深刻な損傷の場合には可搬型のポンプ・電源、放水砲等を駆使した大規模損壊対策による影響緩和を図ることから、これらの各事故シーケンスを有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加する必要はない。

(3) 重要事故シーケンスの選定

事故シーケンスグループごとに、有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定する。同じ事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、共通原因故障又は系統間の機能の依存性、炉心損傷防止対策の実施に対する時間余裕、炉心損傷防止に必要な設備容量及び事故シーケンスグループ内の代表性の観点で、より厳しい事故シーケンスを選定する。重要事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。

a. 2次冷却系からの除熱機能喪失

本事故シーケンスグループは、運転時の異常な過渡変化等の発生後、補助給水機能が喪失する事故シーケンスや、破断した主蒸気管の隔離に失敗する事故シーケンス等、PWRプラントの特徴である蒸気発生器を使用した除熱に失敗して、炉心損傷に至るものである。

本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスのうち、

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

本事故シーケンスグループは、外部電源喪失の発生時に非常用所内交流電源の確保に失敗することにより全交流動力電源喪失が発生し、安全機能を有する系統及び機器が機能喪失することによって、炉心損傷に至るものである。

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

本事故シーケンスグループは、原子炉補機冷却機能喪失時、起因事象の発生と同時にECCS等の緩和機能のサポート系も喪失し、従属的にRCPシールLOCAや加圧器逃がし弁/安全弁LOCAが発生することによって、炉心損傷に至るものである。

本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスのうち、

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

本事故シーケンスグループは、LOCA事象の発生後、炉心冷却には成功するが、格納容器スプレイ注入又は再循環に失敗することにより原子炉格納容器からの除熱機能が喪失することで、炉心損傷前に原子炉格納容器が破損し、その後、炉心損傷に至るものである。

本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスのうち、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

本事故シーケンスグループは、運転時の異常な過渡変化等の発生後、原子炉停止機能を喪失し、炉心損傷に至るものである。

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

本事故シーケンスグループは、小破断LOCA又は中破断LOCAの発生後、高圧注入機能を喪失し、炉心損傷に至るものである。

本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスのうち、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

本事故シーケンスグループは、LOCAの発生後、短期の1次冷却系保有水の回復に成功した後、低圧再循環又は高圧再循環によるECCS再循環に失敗することによって、炉心の長期冷却ができず炉心損傷に至るものである。

本事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンスのうち、破断による1次冷却材の流出量が多くなるとともに、再循環切替までの時間が短いことで、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

本事故シーケンスグループは、インターフェイスシステムLOCAや蒸気発生器伝熱管破損の発生後に破損側蒸気発生器の隔離に失敗し、原子炉格納容器貫通配管等からの原子炉格納容器外への漏えいが防止できずに炉心損傷に至るものである。

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、すべての状況に対応できるような炉心損傷防止対策を講じることが困難な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 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定」に挙げた事故シーケンスグループについては、炉心の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

- (1) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。具体的には燃料被覆管の最高温度が1,200℃以下であること及び燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。
- (2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が、最高使用圧力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。
- (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、限界圧力である最高使用圧力 0.283MPa[gage] の 2 倍の圧力 0.566MPa[gage] 及び限界温度 200℃ を下回ることにする。

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、構造健全性及びシール部機能維持の確認を行っており、継続的に評価条件を維持していく。

ここで記載している、原子炉格納容器本体、シール部等の原子炉格納容器バウンダリ構成部の健全性については、「付録 2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」に示す。

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

内部事象運転時レベル 1.5PRA においては、事象進展に伴い生じる原子炉格納容器の健全性に影響を与える負荷の分析から、格納容器破損モードの抽出を行う。

具体的には、事象進展を炉心損傷前、原子炉容器破損前、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. 高压溶融物放出／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（ 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）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。

格納容器隔離失敗（ β モード）（炉心損傷の時点で何らかの要因により原子炉格納容器の隔離機能が失われている状態）については、炉心損傷頻度の低減を図るとともに、万一の重大事故発生時に原子炉格納容器の隔離に失敗することのないよう、原子炉格納容器の漏えいに対する検知性を向上させることが有効であり、これらについては重大事故等対処設備、日常の原子炉格納容器の圧力監視等で対応すべき事象であることから、有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして新たに追加する必要はない。

原子炉容器内での水蒸気爆発（ α モード）については、発生する可能性が極めて低いことから、有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして新たに追加する必要はない。

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と考えられるプラント損傷状態（以下「PDS」という。）に属する事故シーケンスの中から、当該破損モードの観点で厳しい事故シーケンスを選定する。評価事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。また、PDSの分類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）

破断口径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に比べ破断口径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

破断口径が大きく、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に比べ破断口径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を用いた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

破断口径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に比べ破断口径が大きく、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

破断口径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に比べ破断口径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 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンスの選定」に挙げた格納容器破損モードについては、格納容器破損防止対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

なお、格納容器直接接触（シェルアタック）については、BWRマークⅠ型の原子炉格納容器に特有の格納容器破損モードであり、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が、限界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 想定事故」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における重大事故に至るおそれがある事故」については、非常用炉心冷却設備作動信号ブロックから非常用炉心冷却設備作動信号ブロック解除までの期間を評価対象[※]とし、プラントの運転状態、1次冷却系の開放状態、1次冷却系保有水量、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する。また、区分したプラント状態を考慮し、燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故シーケンスを、本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、事故シーケンスグループごとに、重要事故シーケンスを選定して評価を行う。

※「実用発電用原子炉に係る運転停止中原子炉における燃料損傷防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」の共通解析条件に定められている運転停止中の期間は「主発電機の解列から、原

子炉起動の過程における主発電機の併列まで」となり、本評価対象と異なる。ただし、「主発電機の解列から非常用炉心冷却設備作動信号ブロックまで」及び「非常用炉心冷却設備作動信号ブロック解除から原子炉起動の過程における主発電機の併列まで」における低出力運転時及びプラント停止時の期間においては、補助給水系を含む緩和設備安全系の待機状態が出力運転時とほぼ同程度であり、かつ、発生する起因事象もほぼ同様であることから運転時における内部事象レベル1 PRAの評価範囲と位置づけている。

(添付資料6.2.2)

(1) 運転停止中事故シーケンスの抽出

内部事象停止時レベル1 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の結果を踏まえて抽出した事故シーケンスについて、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう、燃料損傷に至る主要因の観点から事故シーケンスグループを以下のように分類する。

- 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。同じ運転停止中事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、燃料損傷防止対策の実施に対する時間余裕、燃料損傷回避に必要な設備容量及び運転停止中事故シーケンスグループ内の代表性の観点で、より厳しいシーケンスを選定する。重要事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。

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）

本事故シーケンスグループは、余熱除去系の故障に伴い余熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至るものである。

要求される設備容量の観点から、炉心崩壊熱が高く、1次冷却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、充てん機能及び高圧注入機能の喪失の重畳を考慮する。

b. 全交流動力電源喪失

本事故シーケンスグループは、外部電源喪失の発生時に非常用所内交流電源の確保に失敗する全交流動力電源喪失の発生により余熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至るものである。

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次冷却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

本事故シーケンスグループは、原子炉冷却材圧力バウンダリに接続された系統の誤操作等による原子炉冷却材の系外への流出により余熱除去機能が喪失し、燃料損傷に至るものである。

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

本事故シーケンスグループは、プラント停止中に化学体積制御系の故障、誤操作等により反応度が添加されることで臨界に達し、燃料損傷に至るものである。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動作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 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定」に挙げた事故シーケンスグループについては、運転停止中の原子炉における燃料の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

- (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1つの事故シーケンスグループにおいて複数の対策があり、それぞれで重要事故シーケンスを選定していない場合には、代表性、包絡性を整理し、解析を行う。また、「運転中の原子炉における重大事故」における1つの格納容器破損モードにおいて複数の対策がある場合には、各々の対策において解析を行う。

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，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)

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。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、実験等を基に妥当性が確認され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものとして、以下に示す解析コードを使用する。また、重要事故シーケンス等に対して適用する解析コードについて、事故シーケンスグループ等との対応を第6.4.1表から第6.4.3表に示す。

ここで記載している、解析コードの妥当性確認内容や不確かさ等については、「付録3 重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」に示す。

(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次冷却系及び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、配管や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⁽²⁾

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次元熱流動特性コード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にて熱流動、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次冷却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⁽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，質量及び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、系内の質量及び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・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次系内核分裂生成物挙動（以下「1次系内FP挙動」という。）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（以下「原子炉格納容器内FP挙動」という。）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⁽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，液相及び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，機器の動作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，熱伝達試験により確認している。また，入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて，妥当性確認により，その不確かさを把握している。具体的には，第6.4.7表に示すとおりである。

6.4.5 COCO⁽⁵⁾ ⁽⁶⁾ ⁽⁷⁾

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試験解析により確認している。また，入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて，妥当性確認により，その不確かさを把握している。具体的には，第6.4.8表に示すとおりである。

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、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。ただし、「6.5.2 共通解析条件」に示す解析条件については共通の条件として設定する。

なお、初期条件とは異常状態が発生する前の発電用原子炉施設の状態、事故条件とは重大事故等の発生原因となる機器の故障又は安全機能の喪失の状態、機器条件とは重大事故等を収束させる際に使用する重大事故等対処設備の状態、操作条件とは運転員等が重大事故等対処設備を操作可能となる状態のことをいう。

(添付資料6.5.8, 6.5.9)

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。また、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置については、各重要事故シーケンス等の評価目的に応じて、炉心冷却又は原子炉格納容

器冷却等を保守的に評価する観点から選定する。なお、解析条件の不確かさの影響については、グループ化した事故シーケンスごとに確認する。

(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

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(306.6°C)に正の定常誤差(+2.2°C)を考慮した値を用いるものとする。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、反応度帰還効果を小さくするため、サイクル寿命初期の炉心運用を包絡する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ものとする。

(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ものとする。

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、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ものとする。

(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%を用いるものとする。

(c) 核的パラメータ

即発中性子寿命、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い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、設計値として49℃及び9.8kPa[gage]を用いるものとする。

g. 主要機器の形状

原子炉容器，加圧器，蒸気発生器，1次冷却材ポンプ，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1.8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ものとする。

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次冷却系及び2次冷却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，自動動作するものとする。

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次冷却系及び2次冷却系主要弁

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動作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基動作し，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、設計値として2,000m³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) 初期条件」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及び初期圧力は、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、設計値に余裕を考慮した大きい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。

(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) 重大事故等対策に関連する機器条件」に同じ。

(4) Cs-137放出量評価に関連する条件

Cs-137放出量評価においては、原子炉格納容器からの漏えいを考慮する。このとき原子炉格納容器からの漏えい経路は、非常に狭く複雑な形状を示すことから、エアロゾル粒子が捕集される効

果を考慮し、除染係数は10とする。

ここで記載している、原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集の効果については、「付録4 原子炉格納容器からの漏えいに関するエアロゾル粒子の捕集効果の設定について」に示す。

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

原子炉停止後に最短時間（原子炉停止後7.5日）で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を用いるものとする。

（添付資料6.5.7）

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℃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，B－使用済燃料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，B－使用済燃料ピット，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，温度条件が厳しくなるようにB－使用済燃料ピットのみを水量を考慮する。

(添付資料7.3.1.2)

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4.25m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ものとする。

(添付資料6.5.3)

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し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と1次冷却系保有水量の最も厳しい組合せとなる1次冷却材水抜き完了時に事故が発生するも

のとする。したがって、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了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。

(添付資料6.5.10)

c. 1次冷却材圧力

ミッドループ運転中は、1次冷却系は大気開放状態としていくことから、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次冷却系開口部

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次冷却系開口部は、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、加圧器、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、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、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を評価するものとする。

不確かさの影響確認は、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなる場合に感度解析等を行う。事象推移が緩やかであり、重畳する影響因子がないと考えられる等、影響が容易に把握できる場合は、選定している重要事故シーケンス等の解析結果等を用いて影響を確認する。事象推移が早く、現象が複雑である等、影響が容易に把握できない場合は、事象の特徴に応じて解析条件を変更した感度解析によりその影響を確認する。

(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、

操作の不確かさ要因である、「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の确实さ」に起因して生じる運転員等操作の開始時間の変動が、操作開始時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

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」で整備される体制にて、対処可能であることを確認するとともに、必要な作業が所要時間内に実施できることを確認する。

6.8.2 必要な資源の評価

重大事故等対策時において、必要となる水源、燃料及び電源の資源の確保の観点から、必要水量、燃料消費量及び電源負荷を確認するとともに、7日間継続してこれらの資源が供給可能であることを評価する。また、有効性評価において考慮されていない機器についても、使用した場合を想定して、各資源について7日間継続して資源の供給が可能であることを確認する。

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-RELAP5コードの適用性について」 MHI-NES-1054, 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SPARKLE-2コードの適用性について」 MHI-NES-1055, 三菱重工業, 平成25年
- (3) 「三菱PWR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MAAPコードの適用性について」
MHI-NES-1056, 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GOTHICコードの適用性について」 MHI-NES-1057, 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）」
MAPI-1035 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」
MAPI-1063 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」
MHI-NES-1016, 三菱重工業, 平成12年
- (8) 「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（1／10）

審査項目	審査内容	技術的能力審査基準																		
		1.1 44条/60条	1.2 45条/60条	1.3 46条/61条	1.4 47条/62条	1.5 48条/63条	1.6 49条/64条	1.7 50条/65条	1.8 51条/66条	1.9 52条/67条	1.10 53条/68条	1.11 54条/69条	1.12 55条/70条	1.13 56条/71条	1.14 57条/72条	1.15 58条/73条	1.16 59条/74条			
審査項目 重要事故シナリオ等	重要事故シナリオ等	7.1.1	2次冷却系からの換熱機能喪失	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●		
		7.1.2	全交巻機が電源喪失				●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
		7.1.3	原子炉閉鎖冷却機能喪失				●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
		7.1.4	原子炉閉鎖冷却機能喪失				●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
		7.1.5	原子炉停炉と機能喪失	●																
		7.1.6	BPCS注水機能喪失				●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
		7.1.7	BPCS停機機能喪失				●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
		7.1.8	核種管理デバイス				●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
審査項目 重要事故シナリオ等	重要事故シナリオ等	7.2.1.1	管筒圧力・重量による動的負荷（燃料管束正圧状態）																	
		7.2.1.2	管筒圧力・重量による動的負荷																	
		7.2.2	高圧燃料棒取出/燃料管束閉鎖																	
		7.2.3	原子炉圧力容器内の閉鎖燃料一冷却材相互作用																	
		7.2.4	水素燃焼																	
		7.2.5	燃料棒心・コネクタリード相互作用																	
		7.3.1	炉心正圧																	
		7.3.2	炉心正圧																	
審査項目 重要事故シナリオ等	重要事故シナリオ等	7.4.1	燃料棒取出機能喪失（燃料棒取出機故障）																	
		7.4.2	全交巻機が電源喪失				●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●		
		7.4.3	原子炉冷却材の検出				●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	●	
		7.4.4	反応度の検出	●																

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（4／10）

技術的能力対照手段と有効性評価 比較表		技術的能力対照手段と有効性評価 比較表																					
◎：有効性評価上考慮 ○：有効性評価上考慮せず																							
SA設備：重大事故等対処設備 DB設備：重大事故等対処設備（設計基準仕様） 自主：自主対策設備																							
項目	対応手段	設備	①	②	③	④(DB)	⑤	⑥	⑦	⑧	⑨	⑩	⑪	⑫	⑬	⑭	⑮	⑯	⑰	⑱	⑳		
1.4 原子炉冷却系 の 主要 設備 の 有効 性 評 価	技術的能力対照手段と有効性評価 比較表		7.1.1	7.1.2	7.1.3	7.1.4	7.1.5	7.1.6	7.1.7	7.1.8	7.1.9	7.1.10	7.1.11	7.1.12	7.1.13	7.1.14	7.1.15	7.1.16	7.1.17	7.1.18	7.1.19		
	①～⑳																						
	1.4.1 原子炉冷却系 の 主要 設備 の 有効 性 評 価	技術的能力対照手段と有効性評価 比較表																					
	①～⑳																						
	1.4.2 原子炉冷却系 の 主要 設備 の 有効 性 評 価	技術的能力対照手段と有効性評価 比較表																					
	①～⑳																						

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	最も厳しい事故シークエンス	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 過渡現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 (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)
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速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 (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)
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

※：（ ）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6.2.2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	最も厳しい事故シークエンス	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 <p>（1次冷却材圧力の観点で厳しい起因事象を選定）</p>
ECCS注水機能喪失	<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 小破断 LOCA 時に高圧注入機能が喪失する事故 	<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 	<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
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 	<ul style="list-style-type: none"> 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 	<ul style="list-style-type: none"> 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	<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違理由を示す。

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、ECCS 又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内への注水がある (**W) に比べ、原子炉格納容器内の圧力上昇について厳しい。 <p>以上より、AED が最も厳しい PDS となる。</p>
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	<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。 • 原子炉格納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。 <p>以上より、TED が最も厳しい PDS となる。</p>
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	<ul style="list-style-type: none"> • 1 次冷却材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。 <p>以上より、TED が最も厳しい PDS となる。</p>
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	<ul style="list-style-type: none"> • 事象進展が早く原子炉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。 <p>以上より、AEW が最も一番厳しい PDS となる。</p>
水素燃焼	<ul style="list-style-type: none"> • TEI • TEW • SED • AEW • SEI • SLI • TED • AEW • AEI • AED • SLW 	AEI	<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 (A**) が厳しい。 <p>以上より、AEI が最も厳しい PDS となる。</p>
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	<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。 • 1 次冷却材圧力が低く、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 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	状態の説明
A	1次冷却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)
S	1次冷却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)
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	格納容器パ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	格納容器パ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 LOCA)

炉心損傷時期	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故進展（原子炉格納容器破損時期、溶融炉心の冷却手段）	状態の説明
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	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。
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	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。

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	最も厳しい事故シークエンス	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} 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} <p>(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。)</p>
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 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} <p>(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。)</p>
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} <p>(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。)</p>

※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違理由を示す。

※2：代替格納容器スプレイボ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 評価事故シークエンスの選定（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	事故シークエンス	最も厳しい事故シークエンス	評価事故シークエンス*1
原子炉圧力容器 外の溶融燃料－ 冷却材相互作用	AEW	<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 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 	<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 	<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 (炉心損傷を早める観点から高圧注入機能を考慮する。)
水素燃焼	AEI	<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 	<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 	<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 (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	<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 	<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 (格納容器内への水の持込みをなくすため、高圧注入系の注入失敗の重量を考慮する。)

※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違理由を示す。

※2：原子炉下部キャビティ木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 重要事故シークエンスの選定（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）

事故シークエンスグループ	事故シークエンス	最も厳しい事故シークエンス	重要事故シークエンス
崩壊熱除去機能喪失（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 	<ul style="list-style-type: none"> ・余熱除去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"> ・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"> ・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"> ・原子炉冷却材圧力バウダ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ダンダリ機能喪失する事故 	<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ダ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"> ・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動作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次冷却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、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ことを確認した。
	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	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。
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	破断流モデル	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。
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	2流体モデル 壁面熱伝達モデル	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。
	気液分離・対向流	流動様式	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。
	ECCS 強制注入	ポンプ特性モデル	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。
	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。
	水位変化	流動様式	
	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 $0 \sim +0.5\text{MPa}$ 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 $\pm 2^\circ\text{C}$, 1次冷却材圧力の不確かさが $\pm 0.2\text{MPa}$ 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 $\pm 2^\circ\text{C}$, 1次冷却材圧力の不確かさが $\pm 0.2\text{MPa}$ 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			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として±3.6pcm/°Cであることを確認した。
	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として±8%であることを確認した。
	気液熱非平衡 水位変化		2 流体モデル	
加圧器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)		二相/サブクール臨界流モデル	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°C, 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。
	1次側・2次側の熱伝達		伝熱管熱伝達モデル	
蒸気 発生器	2次側水位変化・ドラフト		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 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。
	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ルーブリントを例とした)。 ・ SBO, LOCA シーンケンスともに、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、SBO シーンケンスでは約14分早まる。LOCA シーンケンスでは約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)	「ECCS 再循環機能喪失」では、M-RELAP5 コードよりも炉心露出を速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 コードより多めに評価するが、両コードの格納容器への放出エネルギーから見なすに、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。
	気液分離 (炉心水位)・対向流		
1次冷却系	気液分離・対向流	1次冷却系モデル (1次冷却系の熱水力モデル)	
	構造材との熱伝達	1次冷却系モデル (1次冷却系破損モデル)	—
	ECCS 強制注入	安全系モデル (ECCS)	入力値に含まれる。
	ECCS 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次冷却系モデル (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次冷却系から2次冷却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次冷却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, 伝熱部コラプ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, 伝熱部コラプ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・区画内の流動 (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を確認。 ・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・区画内の流動 (液体)		入力値に含まれる。
	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)	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。
	水素濃度変化	原子炉格納容器モデル (水素発生)	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。
	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	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 0.016MPa, 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 シーンスの場合約 26 分、LOCA シーンスの場合約 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 (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)	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「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」の事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。 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」の事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。
	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)	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」の事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 (PAR) 及びイグナイタ) による処理が可能なレベルであることを確認。
	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리트の伝熱	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리트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。
	溶融炉心と コンク리트の伝熱	溶融炉心と コンク리트の伝熱	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리트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。
	溶融炉心と コンク리트の伝熱	溶融炉心と コンク리트の伝熱	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리트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。

第6.4.4.6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 FP※1 挙動	FP※1 挙動モデル	<p>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に評価し、燃料破損後の FP※1 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ると考えられることを確認。</p> <p>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ことを確認。</p> <p>炉心熔融検知に影響する項目として「炉心からの FP※1 放出速度」を低減させた場合の感度解析を行い、原子炉格納容器上部区画の希ガス量への影響は小さいことを確認。</p>
原子炉 格納容器 (炉心 損傷後)	原子炉格納容器内 FP※1 挙動		

※1 : Fission Product (核分裂生成物)

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	NUPEC 試験 TestM-7-1 の試験解析により、ヘリウム濃度の予測精度は約2.4%と推定。
		非凝縮性ガスの輸送モデル	
		ノーデイングスキーム	
		多相流モデル	
	構造材と熱伝達及び内部熱伝導	熱伝達モデル	区画間・区画内の流動と同じ。
		熱伝導モデル	流動に影響する凝縮熱伝達モデルについて±40%程度。
	スプレイ冷却	多相流モデル	不確かさはない。
		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	格納容器インテグリティ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	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, 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
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		-	-	-	-	-	-	-	-	-
	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・ポイド率変化		○	○	○	○	○	○	○	○	○
	気液分離(水位変化)・対向流		○	○	○	○	-	○	○	○	○
	気液熱非平衡		-	-	-	-	-	-	-	-	-
	圧力損失		-	-	-	-	-	-	-	-	-
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	格納容器インジェクションLOCA	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	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, 漏えい量	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・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	物理現象	評価指標	2次冷却系からの除熱機能喪失	全交流電源喪失	原子炉冷却機能喪失	原子炉補機機能喪失	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	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	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
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達		○	○	○	○	-	○	○	-	○	○
	冷却材放出(臨界流)※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 物理現象	評価指標	雰囲気圧力・温度 による静的負荷 (格納容器過圧・ 過温破損)	高圧溶融物放出/ 格納容器雰囲気直 接加熱	原子炉圧力容器外 の溶融燃料-冷却 材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンク リート相互作用
			原子炉格納容器 圧力及び温度	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	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 物理現象	評価指標	雰囲気圧力・温度 による静的負荷 (格納容器過圧・ 過温破損)	高圧溶融物放出/ 格納容器雰囲気直 接加熱	原子炉圧力容器外 の溶融燃料-冷却 材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンク リート相互作用
			原子炉格納容器 圧力及び温度	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
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		-	-	-	-	-
	ECCS 強制注入※1		-	-	-	-	-
	ECCS 蓄圧タンク注入※1		-	-	-	-	-
	気液熱非平衡		-	-	-	-	-
加圧器	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	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		-	-	-	-	-
	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		-	-	-	-	-
原子炉格納容器	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 物理現象	評価指標	雰囲気圧力・温度 による静的負荷 (格納容器過圧・ 過温破損)	高压溶融物放出/ 格納容器雰囲気直 接加熱	原子炉圧力容器外 の溶融燃料-冷却 材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンク リート相互作用
			原子炉格納容器 圧力及び温度	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
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	リロケーション		○	○	○	○	○
	原子炉容器内 FCI*1 (溶融炉心細粒化)		-	○	-	-	-
	原子炉容器内 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		○	○	○	-	○
	原子炉容器破損, 溶融		○	○	○	○	○
	1次系内 FP**2 挙動		-	-	-	-	-
	原子炉容器破損後の 高压溶融炉心放出		-	-	-	-	-
	格納容器雰囲気直接加熱		-	-	-	-	-
	原子炉容器外 FCI*1 (溶融炉心細粒化)		○	-	○	-	○
	原子炉容器外 FCI*1 (デブリ粒子熱伝達)		○	-	○	-	○
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	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 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・ポイド率変化	○	○	○
	気液分離 (水位変化)・対向流	○	○	○
	気液熱非平衡	—	—	—
	圧力損失	—	—	—
	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
	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
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。

大破断 LOCA	低压 注入	蓄圧 注入	格納容器 スプレ イ注 入	低压 再循環	高压 再循環	格納容器 スプレ イ再 循環	事故シーケンス	事故シーケンス グループ
							炉心冷却成功	炉心損傷なし
							炉心冷却成功	炉心損傷なし
							大破断 LOCA+ 低压再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	原子炉格納容器 の除熱機能喪失
							大破断 LOCA+ 低压再循環失敗 + 高压再循環失敗	ECCS 再循環機能 喪失
							炉心冷却成功	炉心損傷なし
							大破断 LOCA+ 低压再循環失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗	原子炉格納容器 の除熱機能喪失
							大破断 LOCA+ 蓄圧注入失敗	ECCS 注水機能 喪失
							大破断 LOCA+ 低压注入失敗	ECCS 注水機能 喪失

中破断 LOCA	高压 注入	蓄圧 注入	格納容器 スプレ イ注 入	高压 再循環	格納容器 スプレ イ再 循環	事故シーケンス	事故シーケンス グループ
						炉心冷却成功	炉心損傷なし
						中破断 LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗	原子炉格納容器 の除熱機能喪失
						中破断 LOCA+ 高压再循環失敗	ECCS 再循環機能 喪失
						中破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗	原子炉格納容器 の除熱機能喪失
						中破断 LOCA+ 蓄圧注入失敗	ECCS 注水機能 喪失
						中破断 LOCA+ 高压注入失敗	ECCS 注水機能 喪失

小破断 LOCA	原子炉 トリッ プ	補助 給水	高压 注入	格納容器 スプレ イ注 入	高压 再循環	格納容器 スプレ イ再 循環	事故シーケンス	事故シーケンス グループ
							炉心冷却成功	炉心損傷なし
							小破断 LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗	原子炉格納容器 の除熱機能喪失
							小破断 LOCA+ 高压再循環失敗	ECCS 再循環機能 喪失
							小破断 LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗	原子炉格納容器 の除熱機能喪失
							小破断 LOCA+ 高压注入失敗	ECCS 注水機能 喪失
							小破断 LOCA+ 補助給水失敗	2次冷却系から の除熱機能喪失
							ATWS へ	—

第 6.2.1 図 内部事象運転時レベル 1 PRA 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	事故シーケンスグループ
		インターフェイスシステム LOCA	格納容器バイパス
		ATWS へ	—

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	事故シーケンスグループ
			炉心冷却成功	炉心損傷なし
			主給水流量喪失+補助給水失敗	2次冷却系からの除熱機能喪失
			ATWS へ	—

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	事故シーケンスグループ
				炉心冷却成功	炉心損傷なし
				外部電源喪失+補助給水失敗	2次冷却系からの除熱機能喪失
				外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	全交流動力電源喪失
				ATWS へ	—

ATWS		事故シーケンス	事故シーケンスグループ
		原子炉トリップが必要な起回事象+原子炉トリップ失敗	原子炉停止機能喪失

第 6.2.1 図 内部事象運転時レベル 1 PRA 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	事故シーケンスグループ
				炉心冷却成功	炉心損傷なし
				2次冷却系の破断+補助給水失敗	2次冷却系からの除熱機能喪失
				2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗	2次冷却系からの除熱機能喪失
				ATWSへ	—

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	事故シーケンスグループ
				炉心冷却成功	炉心損傷なし
				蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗	格納容器バイパス
				蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗	2次冷却系からの除熱機能喪失
				ATWSへ	—

過渡事象	原子炉トリップ	補助給水	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
			炉心冷却成功	炉心損傷なし
			過渡事象+補助給水失敗	2次冷却系からの除熱機能喪失
			ATWSへ	—

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	事故シーケンスグループ
					炉心冷却成功	炉心損傷なし
					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
					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
					原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗	原子炉補機冷却機能喪失
					ATWSへ	—

手動停止	補助給水	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
		炉心冷却成功	炉心損傷なし
		手動停止+補助給水失敗	2次冷却系からの除熱機能喪失

第 6.2.1 図 内部事象運転時レベル 1 PRA イベントツリー (3 / 3)

地震	格納容器 バイパス	地震 起因事象	大破断 LOCA	中破断 LOCA	小破断 LOCA	2次冷却系 の破断	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
							過渡分類イベントツリーへ	過渡分類イベントツリーへ
							内部事象運転時レベル1PRAイベントツリーの「2次冷却系の破断」と同じ	2次冷却系の破断へ
							内部事象運転時レベル1PRAイベントツリーの「小破断LOCA」と同じ	小破断LOCAへ
							内部事象運転時レベル1PRAイベントツリーの「中破断LOCA」と同じ	中破断LOCAへ
							内部事象運転時レベル1PRAイベントツリーの「大破断LOCA」と同じ	大破断LOCAへ
							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、電動弁損傷による原子炉補機冷却機能喪失	—
							1次系流路閉塞による2次系除熱機能喪失、複数の信号系損傷、燃料集合体及び制御棒クラスタ損傷による原子炉停止機能喪失	—
							蒸気発生器伝熱管破損(複数本破損)	—

第6.2.2図 地震レベル1 PRA階層イベントツリー

津波	原子炉建屋又は 原子炉補助建屋への浸水 (T.P. 16.5m~)	発生する起因事象	事故シーケンス	事故シーケンス グループ
	なし	—	内部事象 PRAの範疇	内部事象 PRAの範疇
	あり	敷地及び建屋内浸水	複数の安全機能喪失	—

第6.2.3図 津波レベル1 PRAイベントツリー

余熱除去機能喪失	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
	余熱除去機能喪失	崩壊熱除去機能喪失

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	事故シーケンスグループ
			炉心冷却成功	-
			外部電源喪失+余熱除去系による冷却失敗	崩壊熱除去機能喪失
			外部電源喪失+非常用所内交流電源喪失	全交流動力電源喪失

原子炉補機冷却機能喪失	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
	原子炉補機冷却機能喪失	崩壊熱除去機能喪失

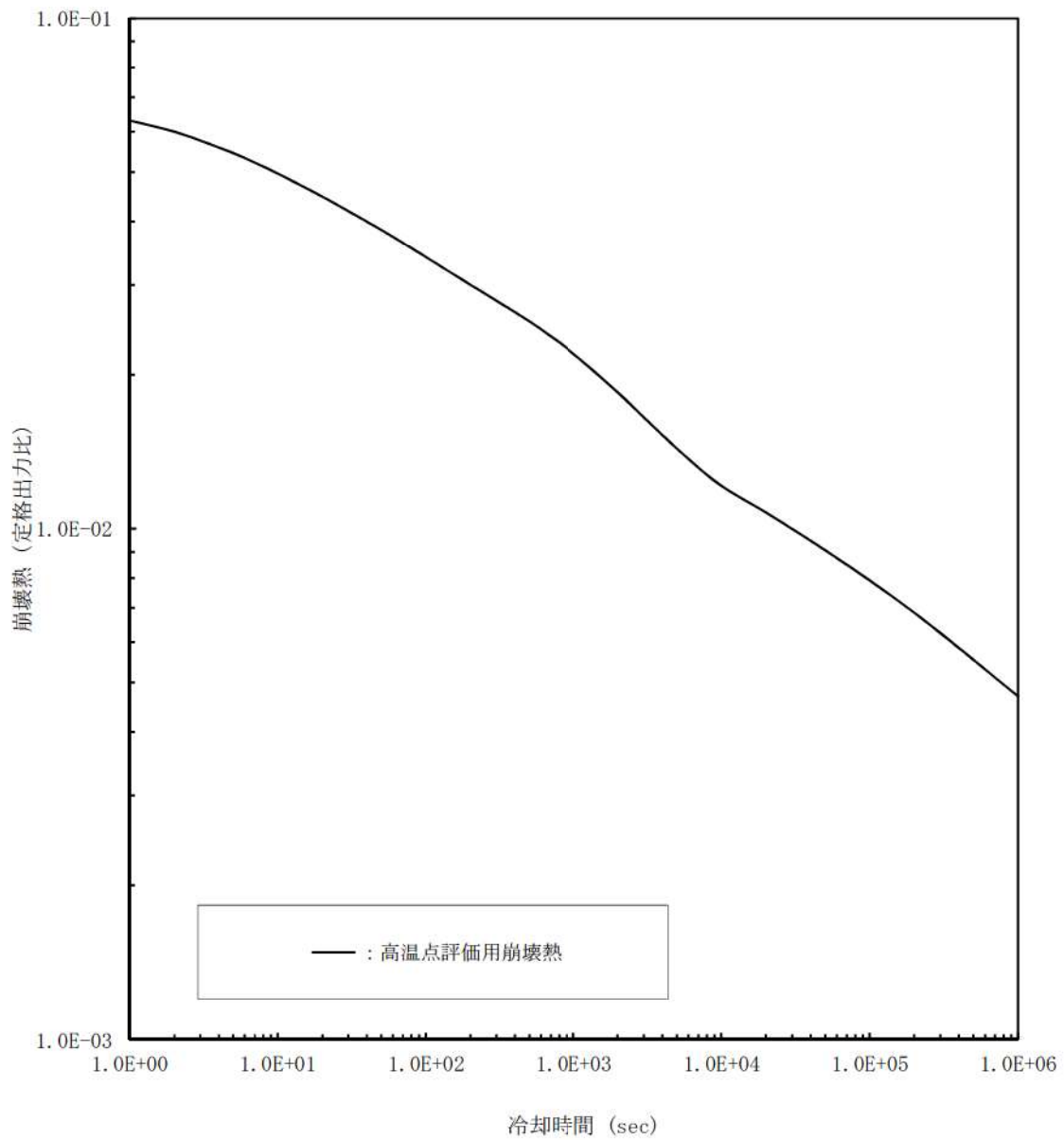
原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
	原子炉冷却材圧力バウンダリ機能喪失	原子炉冷却材の流出

水位維持失敗	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
	水位維持失敗	原子炉冷却材の流出

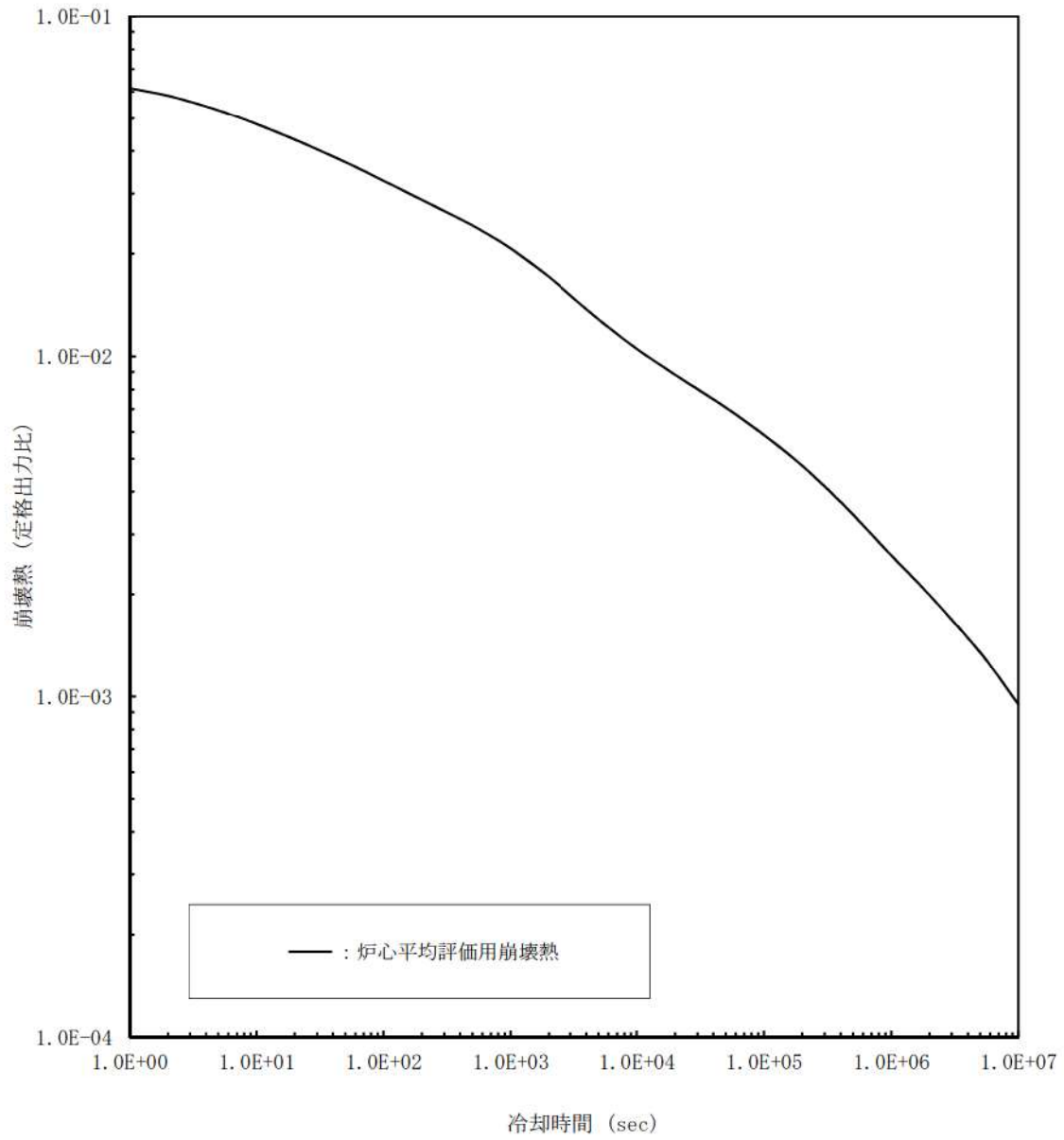
オーバードレン	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
	オーバードレン	原子炉冷却材の流出

反応度の誤投入	事故シーケンス	事故シーケンスグループ
	反応度の誤投入	反応度の誤投入

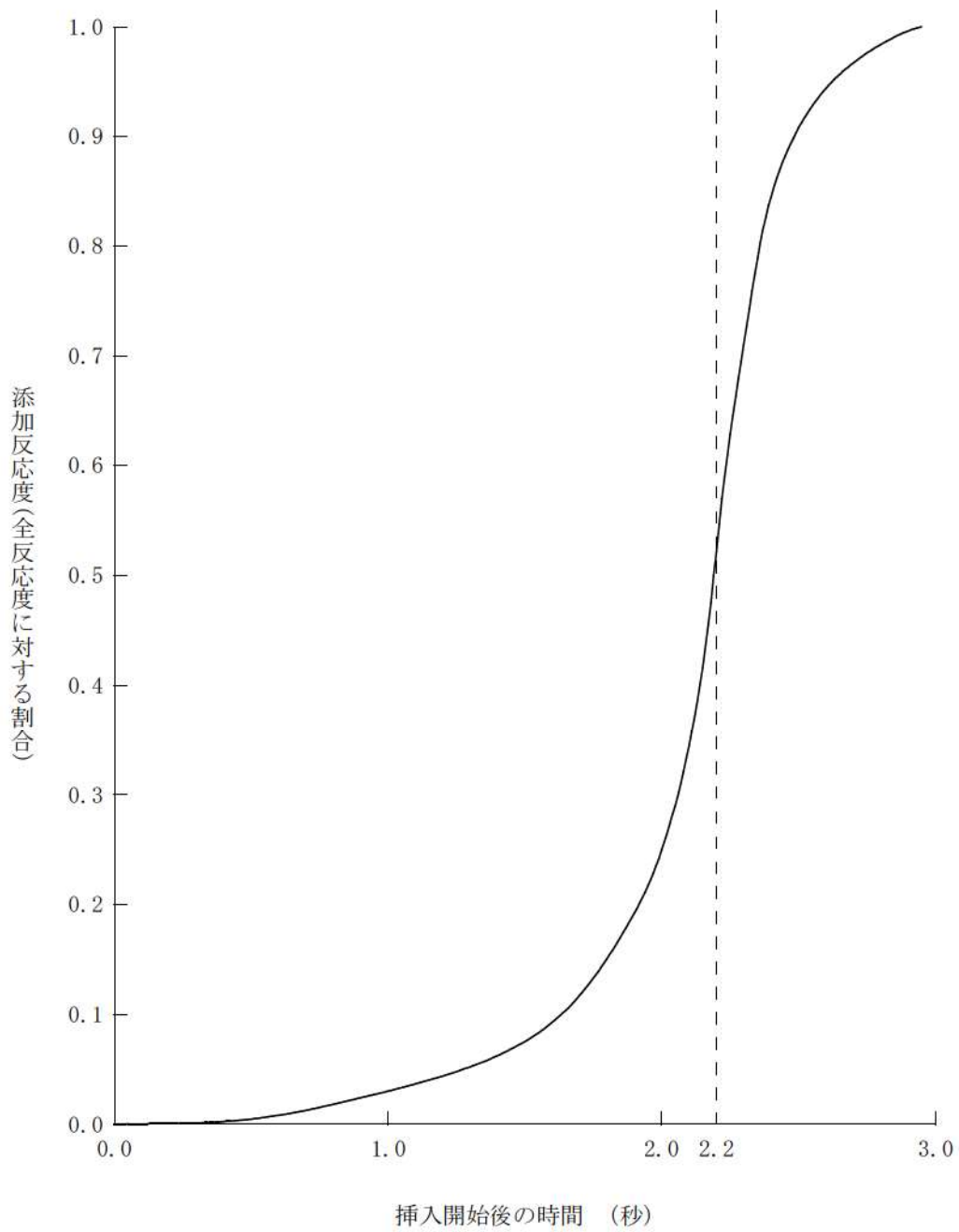
第6.2.5図 内部事象停止時レベル1 PRAイベントツリー



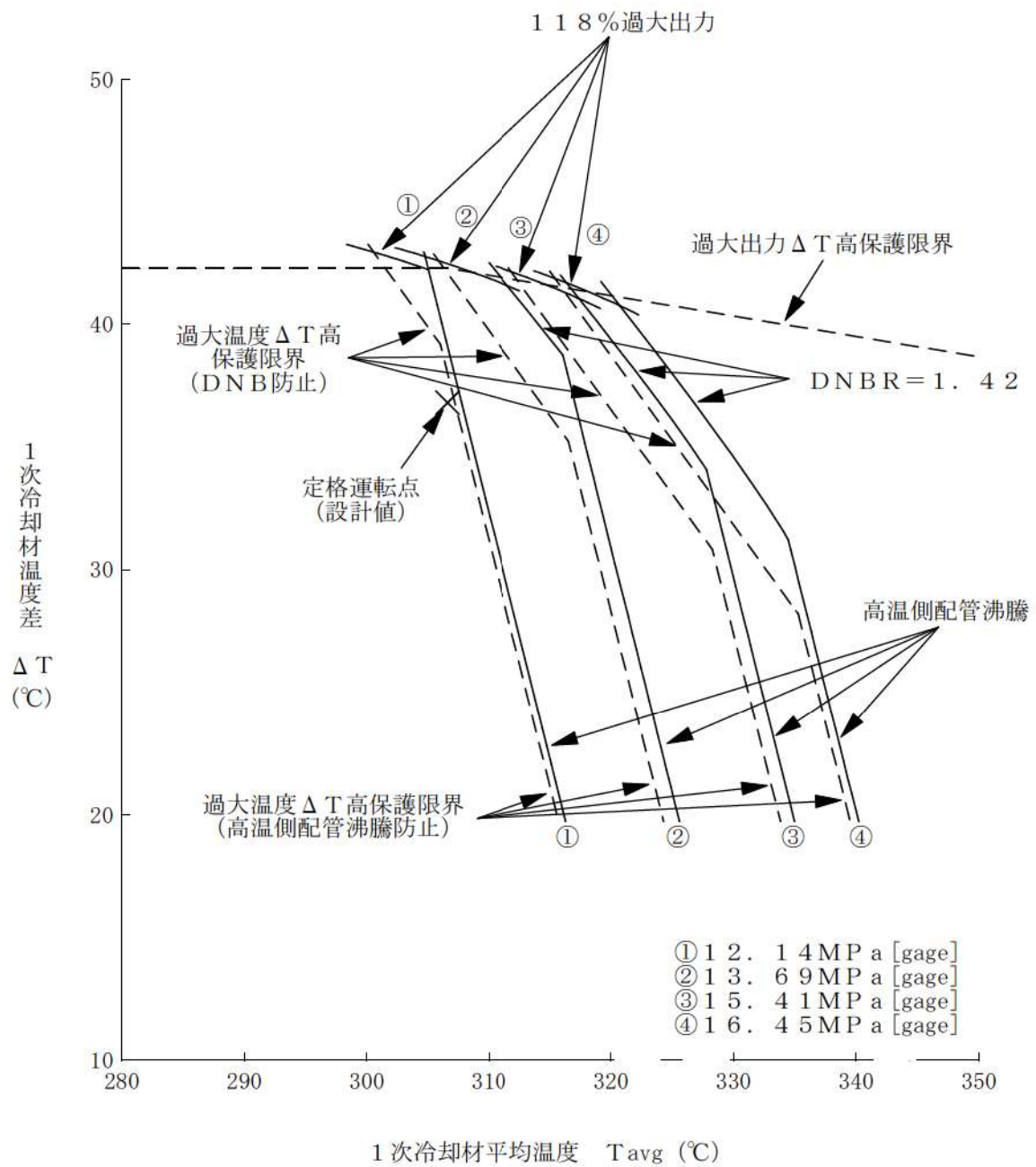
第6.5.1図 高温点評価用崩壊熱



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)

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

泊発電所3号炉の設置変更許可申請書における重大事故等対策の有効性評価については、事象進展の不確かさを考慮して、泊発電所3号炉の設計値等の現実的な条件を基本としつつ、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設定した値を解析入力条件として、重要事故シーケンス等毎の解析により評価している。

別紙に各重要事故シーケンス等における主要な解析条件の設定について示す。

7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失

名 称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】標準値 (3ルーブ標準入力)
(1) 初期条件			
1) 炉心熱出力	2,652×1.02MW	定格値+定常誤差	2,652×1.02MW
2) 1次冷却材圧力	15.41+0.21 MPa [gage]	定格値+定常誤差	15.41+0.21 MPa [gage]
3) 1次冷却材平均温度	306.6+2.2℃	定格値+定常誤差	302.3+2.2℃
4) 炉心崩壊熱	AESJ推奨値+ORIGEN-2	炉心運用の包絡値	AESJ推奨値+ORIGEN-2
5) 蒸気発生器2次側保有水量	50t (1基当たり)	設計値	48t (1基当たり)
1) 原子炉トリップ信号 「蒸気発生器水位低」			
i 設定点	蒸気発生器狭域水位 11%	設計値 (下限値)	蒸気発生器狭域水位 11%
ii 応答時間	2秒後に制御棒落下開始	最大値 (設計要求値)	2秒後に制御棒落下開始
2) 高圧注入ポンプ			
i 台数	2台	設計値	2台
ii 容量	最小注入特性 (高圧注入特性: 0m ³ /h~約 230m ³ /h、0MPa [gage] ~約 13 MPa [gage])	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	最小注入特性 (高圧注入特性: 0m ³ /h~約 250m ³ /h、0MPa [gage]~ 約 12.7 MPa [gage])
3) 加圧器逃がし弁			
i 個数	2個	設計値	2個
ii 容量	95t/h (1個当たり)	設計値	95t/h (1個当たり)
1) フィードアンドブリード (高圧注入及び加圧器逃がし弁開)			
i 開始条件 (非常用炉心冷却設備 作動信号 手動 発信+加圧器逃がし弁 手動開)	蒸気発生器広域水位 0%到達の 5分後	運転員等操作余裕の考え方	蒸気発生器広域水位 0%到達の 5分後

7.1.2 全交流動力電源喪失

(1/2)

名	称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】標準値 (3ループ標準入力)
(1)	初期条件			
1)	炉心熱出力	2,652×1.02MW	定格値+定常誤差	2,652×1.02MW
2)	1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa [gage]	定格値+定常誤差	15.41+0.21MPa [gage]
3)	1次冷却材平均温度	306.6+2.2°C	定格値+定常誤差	302.3+2.2°C
4)	炉心崩壊熱	AESJ推奨値+ORIGEN-2	炉心運用の包絡値	AESJ推奨値+ORIGEN-2
5)	蒸気発生器2次側保有水量	50t (1基当たり)	設計値	48t (1基当たり)
6)	原子炉格納容器自由体積	65,500m ³	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	67,400m ³
(2)	事故条件			
1)	RCP シール部からの漏えい率 (初期)	定格圧力において 約 109m ³ /h (480gpm) (1台当たり) 相当となる 口径約 1.6cm (約 0.6 インチ) (1台当たり) ※1	最大値 (実機評価値に余裕を考慮した値)	定格圧力において 約 109m ³ /h (480gpm) (1台当たり) 相当となる 口径約 1.6cm (約 0.6 インチ) (1台当たり) ※1
	(事象発生時からの漏えいを想定)	定格圧力において 約 1.5m ³ /h (1台当たり) 相当となる口径約 0.2cm (約 0.07 インチ) (1台当たり) ※2	最大値 (実機評価値に余裕を考慮した値)	定格圧力において 1.5m ³ /h (1台当たり) 相当となる口径約 0.2cm (約 0.07 インチ) (1台当たり) ※2
(3)	重大事故等対策に関連する機器条件			
1)	原子炉トリップ信号 「1次冷却材ポンプ電源電圧低」			
i	設定点	65%定格点	設計値 (トリップ限界値)	65%定格点
ii	応答時間	1.8秒後に制御棒落下開始	最大値 (設計要求値)	1.2秒後に制御棒落下開始
2)	タービン動補助給水ポンプ			
i	給水開始 (起動遅れ時間)	事象発生の60秒後 (自動起動)	最大値 (設計値に余裕を考慮した値)	事象発生の60秒後 (自動起動)
ii	個数	1台	設計値	1台
iii	容量	80m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	160m ³ /h (蒸気発生器3基合計)
3)	主蒸気逃がし弁			
i	個数	3個 (1ループ当たり1個)	設計値	3個 (1ループ当たり1個)
ii	容量	定格ループ流量の10% (1個当たり)	設計値	定格ループ流量の10% (1個当たり)
4)	蓄圧タンク			
i	基数	3基 (1ループ当たり1基)	設計値	3基 (1ループ当たり1基)
ii	保持圧力	4.04MPa [gage]	最低保持圧力	4.04MPa [gage]
iii	保有水量	29.0m ³ (1基当たり)	最低保有水量	29.0m ³ (1基当たり)

(※1) : SBO + RCP シール LOCA の条件

(※2) : SBO + RCP シール LOCA 無しの条件

名	称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】標準値 (3ルーブ標準入力)
5)	代替格納容器スプレイポンプ			
i	注入流量	30m ³ /h ^{**1} / 考慮しない ^{**2}		30m ³ /h ^{**1} / 考慮しない ^{**2}
6)	漏えい停止圧力	考慮しない ^{**1} / 0.83MPa [gage] ^{**2}	設計値 (RCP 封水ライン逃がし弁の吹き止まり圧力)	考慮しない ^{**1} / 0.83MPa [gage] ^{**2}
(4)	重大事故等対策に関連する操作条件			
1)	主蒸気逃がし弁			
i	2次冷却系強制冷却開始	事象発生の30分後	運転員等操作余裕の考え方	事象発生の30分後
ii	2次冷却系強制冷却再開	蓄圧タンク出口弁閉止10分後	運転員等操作余裕の考え方	蓄圧タンク出口弁閉止10分後
2)	1次冷却材温度の維持	1次冷却材温度 208℃ (約 1.7MPa [gage]) 到達 時及び 1次冷却材温度 170℃ (約 0.7MPa [gage]) 到達 時	運転員等操作条件	1次冷却材温度 208℃ (約 1.7MPa [gage]) 到達時 及び 1次冷却材温度 170℃ (約 0.7MPa [gage]) 到達時
3)	蓄圧タンク			
i	出口弁閉止	1次冷却材圧力 1.7MPa [gage] 到達及び代替交流 電源確立 (60分 ^{**1} / 24時間 ^{**2}) から10分後	運転員等操作余裕の考え方	1次冷却材圧力 1.7MPa [gage] 到達及び代替交流電 源確立 (60分 ^{**1} / 24時間 ^{**2}) から10分後
4)	補助給水流量の調整			
5)	代替格納容器スプレイポンプ			
i	起動	1次冷却材圧力 0.7MPa [gage] 到達及び代替交流 電源確立 (60分) 時点 ^{**1} / 考慮しない ^{**2}	運転員等操作余裕の考え方	1次冷却材圧力 0.7MPa [gage] 到達及び代替交流 電源確立 (60分) 時点 ^{**1} / 考慮しない ^{**2}
6)	交流電源確立			
		事象発生の60分後 ^{**1} / 事象発生の24時間後 ^{**2}	運転員等操作条件	事象発生の60分後 ^{**1} / 事象発生の24時間後 ^{**2}

(※1) : SBO + RCP シール LOCA の条件

(※2) : SBO + RCP シール LOCA 無しの条件

7.1.4 格納容器除熱機能喪失

(1/2)

名 称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】標準値 (3ルーブ標準入力)
(1) 初期条件			
1) 炉心熱出力	2,652×1.02MW	定格値+定常誤差	2,652×1.02MW
2) 1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa [gage]	定格値+定常誤差	15.41+0.21MPa [gage]
3) 1次冷却材平均温度	306.6+2.2℃	定格値+定常誤差	302.3+2.2℃
4) 炉心崩壊熱	AESJ推奨値+ORIGEN-2	炉心運用の包絡値	AESJ推奨値+ORIGEN-2
5) 蒸気発生器2次側保有水量	50t (1基当たり)	設計値	48t (1基当たり)
6) 原子炉格納容器自由体積	65,500m ³	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	67,400m ³
(2) 重大事故等対策に関連する機器条件			
1) 原子炉トリップ信号 「原子炉圧力低」			
i 設定点	12.73 MPa [gage]	設計値 (トリップ限界値)	12.73 MPa [gage]
ii 応答時間	2.0秒	最大値 (設計要求値)	2.0秒
2) 非常用炉心冷却設備(作動)信号 「原子炉圧力異常低」			
i 設定点	11.36 MPa [gage]	設計値 (作動限界値)	11.36 MPa [gage]
ii 応答時間	0秒	最小値	0秒
3) 高圧注入ポンプ			
i 台数	2台	設計値	2台
ii 容量	最大注入特性 (高圧注入特性: 0m ³ /h~約 350m ³ /h、 0 MPa [gage]~約 15.7 MPa [gage])	最大値 (設計値に余裕を考慮した値)	最大注入特性 (高圧注入特性: 0m ³ /h~約 350m ³ /h、 0 MPa [gage]~約 15.6 MPa [gage])
4) 余熱除去ポンプ			
i 台数	注入時: 2台 再循環時: 0台	再循環時に低圧注入系の喪失を仮定	注入時: 2台 再循環時: 0台
ii 容量	最大注入特性 (低圧注入特性: 0m ³ /h~約 1,820m ³ /h、 0 MPa [gage]~約 1.3 MPa [gage])	最大値 (設計値に余裕を考慮した値)	最大注入特性 (低圧注入特性: 0m ³ /h~約 1,820m ³ /h、 0 MPa [gage]~約 1.3 MPa [gage])
5) 補助給水ポンプ			
i 給水開始 (起動遅れ時間)	非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後 (自動起動)	最大値 (設計要求値)	非常用炉心冷却設備(作動)限界値到達の60秒後 (自動起動)
ii 台数	電動2台+タービン動1台	設計値	電動2台+タービン動1台
iii 容量	150m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	280m ³ /h (蒸気発生器3基合計)

名 称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】標準値 (3ループ標準入力)
6) 蓄圧タンク			
i 基数	2基 (健全側ループに各1基)	破断ループに接続する1基は有効に作動しないものとする。	2基 (健全側ループに各1基)
ii 保持圧力	4.04 MPa [gage]	最低保持圧力	4.04 MPa [gage]
iii 保有水量	29.0m ³ (1基当たり)	最低保有水量	29.0m ³ (1基当たり)
7) 再循環運転切替			
i 燃料取替用水ピット再循環切替水位	16.5%	設計値	16%
(注水量)	[] m ³	設計値	[] m ³
8) 格納容器再循環ユニット			
i 基数	2基	設計値	2基
ii 除熱特性	100°C～約155°C、 約3.6MW～約6.5MW (1基当たり)	設計値 (粗フィルタあり)	100°C～約155°C、 約1.9MW～約8.1MW (1基当たり)
(3) 重大事故等対策に関連する操作条件			
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開始	原子炉格納容器最高使用圧力0.283 MPa [gage]	運転員等操作余裕の考え方	原子炉格納容器最高使用圧力 0.283 MPa [gage] 到達から 30 分後

7.1.5 原子炉停止機能喪失

名称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】標準値 (3ループ標準入力)
(1) 初期条件			
1) 炉心熱出力	2,652 MW	定格値	2,652 MW
2) 1次冷却材圧力	15.41 MPa [gage]	定格値	15.41 MPa [gage]
3) 1次冷却材平均温度	306.6°C	定格値	302.3°C
4) 炉心崩壊熱	AESJ推奨値+ORIGEN-2	炉心運用の包絡値	AESJ推奨値+ORIGEN-2
5) 減速材温度係数	初期：-18pcm/°C	最大値 (泊3号炉の炉心設計に基づく保守的な値)	初期：-13pcm/°C
6) ドップラ特性	ウラン燃料平衡炉心とMOX燃料平衡炉心を代表するドップラ特性	最確値	ウラン燃料平衡炉心とMOX燃料平衡炉心を代表するドップラ特性
7) 対象炉心	ウラン燃料平衡炉心に対して、設定した減速材温度係数、ドップラ特性を考慮した炉心	設計値	ウラン燃料平衡炉心に対して、設定した減速材温度係数、ドップラ特性を考慮した炉心
8) 蒸気発生器2次側保有水量	50t (1基当たり)	設計値	48 t (1基当たり)
(2) 重大事故等対策に関連する機器条件			
1) 共通要因故障対策盤 (自動制御盤) (ATWS緩和設備) (主蒸気ライン隔離/補助給水ポンプ作動)			
i 設定点	蒸気発生器水位低 (狭域水位7%)	設計値	蒸気発生器水位低 (狭域水位7%)
ii 応答時間	2.0秒	最大値 (設計要求値)	2.0秒
1-1) 主蒸気ライン隔離			
i 主蒸気隔離弁閉止 (起動遅れ時間)	ATWS緩和設備作動設定点到達の17秒後 (自動起動)	最大値 (設計要求値)	ATWS緩和設備作動設定点到達の17秒後 (自動起動)
ii 個数	1個 (1ループ当たり)	設計値	1個 (1ループ当たり)
1-2) 補助給水ポンプ			
i 給水開始 (起動遅れ時間)	ATWS緩和設備作動設定点到達の60秒後 (自動起動)	最大値 (設計要求値)	ATWS緩和設備作動設定点到達の60秒後 (自動起動)
ii 個数	電動2台+タービン動1台	設計値	電動2台+タービン動1台
iii 容量	150m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	280m ³ /h (蒸気発生器3基合計)
2) 加圧器逃がし弁			
i 個数	2個	設計値	2個
ii 容量	95t/h (1個当たり)	設計値	95t/h (1個当たり)

7.1.6 ECCS注水機能喪失

(1/2)

名称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】標準値 (3ルール標準入力)
(1) 初期条件			
1) 炉心熱出力	2,652×1.02 MW	定格値+定常誤差	2,652×1.02 MW
2) 1次冷却材圧力	15.41+0.21 MPa[gage]	定格値+定常誤差	15.41+0.21 MPa[gage]
3) 1次冷却材平均温度	306.6+2.2℃	定格値+定常誤差	302.3+2.2℃
4) 炉心崩壊熱	AESJ推奨値+ORIGEN-2	炉心運用の包絡値	AESJ推奨値+ORIGEN-2
5) 蒸気発生器2次側保有水量	50 t (1基当たり)	設計値	48 t (1基当たり)
(2) 重大事故等対策に関連する機器条件			
1) 原子炉トリップ信号 「原子炉圧力低」			
i 設定点	12.73 MPa[gage]	設計値 (トリップ限界値)	12.73 MPa[gage]
ii 応答時間	2.0秒後に制御棒落下開始	最大値 (設計要求値)	2.0秒後に制御棒落下開始
2-1) 非常用炉心冷却設備(自動)信号 「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」			
i 設定点	12.04 MPa[gage]	設計値 (作動限界値)	12.04 MPa[gage]
ii 応答時間	水位検出器下端 2.0秒	設計値 (作動限界値) 最大値 (設計要求値)	水位検出器下端 2.0秒
2-2) 非常用炉心冷却設備(自動)信号 「原子炉圧力異常低」			
i 設定点	11.36 MPa[gage]	設計値 (作動限界値)	11.36 MPa[gage]
ii 応答時間	2.0秒	最大値 (設計要求値)	2.0秒
3) 余熱除去ポンプ			
i 台数	2台	設計値 (高圧注入系は機能喪失を仮定)	2台
ii 容量	最小注入特性 (低圧注入特性: 0 m ³ /h~約770m ³ /h、 0 MPa[gage]~約0.8 MPa[gage])	設計値	最小注入特性 (低圧注入特性: 0 m ³ /h~約830 m ³ /h、 0 MPa[gage]~約0.7 MPa[gage])
4) 補助給水ポンプ			
i 給水開始 (起動遅れ時間)	非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後 (自動起動)	最大値 (設計要求値)	非常用炉心冷却設備(自動)限界値到達の60秒後(自動起動)
ii 個数	電動2台+タービン動1台	設計値	電動2台+タービン動1台
iii 容量	150m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	280m ³ /h (蒸気発生器3基合計)

名 称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】標準値 (3ループ標準入力)
5) 主蒸気逃がし弁			
i 個数	3個 (1ループ当たり1個)	設計値	3個 (1ループ当たり1個)
ii 容量	定格主蒸気流量の約10% (1個当たり)	設計値	定格主蒸気流量の約10% (1個当たり)
6) 蓄圧タンク			
i 基数	2基 (健全ループに各1基)	破断ループに接続する1基は有効に作動しないものとする	2基 (健全ループに各1基)
ii 保持圧力	4.04 MPa [gage]	最低保持圧力	4.04 MPa [gage]
iii 保有水量	29.0m ³ (1基当たり)	最低保有水量	29.0m ³ (1基当たり)
(3) 重大事故等対策に関連する操作条件			
1) 2次冷却系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開)	非常用炉心冷却設備作動信号発信の10分後に開始し1分で完了	運転員等操作余裕の考え方	非常用炉心冷却設備作動信号発信の10分後に開始し1分で完了
2) 補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作条件	蒸気発生器狭域水位内

7.1.7 ECCS再循環機能喪失

(1/2)

名	称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】標準値 (3ループ標準入力)
(1)	初期条件			
1)	炉心熱出力	2.652×1.02MW	定格値+定常誤差	2.652×1.02MW
2)	1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa[gage]	定格値+定常誤差	15.41+0.21MPa[gage]
3)	1次冷却材平均温度	306.6+2.2℃	定格値+定常誤差	302.3+2.2℃
4)	炉心崩壊熱	AESJ推奨値+ORIGEN-2	炉心運用の包絡値	AESJ推奨値+ORIGEN-2
5)	蒸気発生器2次側保有水量	50t (1基当たり)	設計値	48t (1基当たり)
6)	原子炉格納容器自由体積	65,500m ³	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	67,400m ³
(2)	事故条件			
1)	再循環運転切替			
i	燃料取替用水ピット再循環切替水位 (注水量)	燃料取替用水ピット水位低 (16.5%)到達時にECCS再循環に失敗 [] m ³	設計値	燃料取替用水タンク水位低 (16%)到達時にECCS再循環に失敗 [] m ³
(3)	重大事故等対策に関連する機器条件			
1)	原子炉トリップ信号 「原子炉圧力低」			
i	設定点	12.73 MPa[gage]	設計値(トリップ限界値)	12.73 MPa[gage]
ii	応答時間	2.0秒	最大値(設計要求値)	2.0秒
2)	非常用炉心冷却設備作動信号 「原子炉圧力異常低」			
i	設定点	11.36 MPa[gage]	設計値(作動限界値)	11.36 MPa[gage]
ii	応答時間	0秒	最小値	0秒
3)	原子炉格納容器スプレイ作動信号 「原子炉格納容器圧力異常高」			
i	設定点	0.136 MPa[gage]	設計値(作動限界値)	0.136 MPa[gage]
ii	応答時間	0秒	最小値	0秒
4)	高圧注入ポンプ			
i	台数	注入時：2台 再循環時：0台	再循環時に高圧注入系の喪失を仮定	注入時：2台 再循環時：0台
ii	容量	最大注入特性：0 m ³ /h～約350m ³ /h、 0 MPa[gage]～約15.7 MPa[gage]	最大値 (設計値に余裕を考慮した値)	最大注入特性 (高圧注入特性：0 m ³ /h～約350m ³ /h、 0 MPa[gage]～約15.6 MPa[gage])

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

名 称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】標準値 (3ループ標準入力)
5) 余熱除去ポンプ			
i 台数	注入時：2台 再循環時：0台	再循環時に低圧注入系の喪失を仮定	注入時：2台 再循環時：0台
ii 容量	最大注入特性 (低圧注入特性：0 m ³ /h～約1,820m ³ /h、 0MPa[gage]～約1.3MPa[gage])	最大値 (設計値に余裕を考慮した値)	最大注入特性 (低圧注入特性：0 m ³ /h～約1,820m ³ /h、 0MPa[gage]～約1.3 MPa[gage])
6) 格納容器スプレイポンプ			
i 台数	注入時：2台 再循環時：1台	EOCS 再循環機能喪失後、格納容器スプレイ1系列 による代替再循環を使用した炉心注水を行う	注入時：2台 再循環時：1台
ii 容量	□ m ³ /h(1台当たり)	最大値(設計値に余裕を考慮した値)	□ m ³ /h(1台当たり)
7) 補助給水ポンプ			
i 給水開始 (起動遅れ時間)	非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後 (自動起動)	最大値(設計要求値)	非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後(自 動起動)
ii 台数	電動2台+タービン動1台	設計値	電動2台+タービン動1台
iii 容量	150 m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	約280 m ³ /h (蒸気発生器3基合計)
8) 蓄圧タンク			
i 基数	2基(健全側ループに各1基)	破断ループに接続する1基は有効に作動しないも のとする	2基(健全側ループに各1基)
ii 保持圧力	4.04 MPa[gage]	最低保持圧力	4.04 MPa[gage]
iii 保有水量	29.0 m ³ (1基当たり)	最低保有水量	29.0 m ³ (1基当たり)
9) 代替再循環 (格納容器スプレイ1系列使用)			
i 流量	200 m ³ /h	設計値	200 m ³ /h
(4) 重大事故等対策に関連する操作条件			
1) 代替再循環開始 (格納容器スプレイ1系列使用)	再循環運転切替失敗の30分後	運転員等操作余裕の考え方	再循環運転切替失敗の30分後(この間は注水がな いと仮定)

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

7.1.8 格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)

(1/2)

名 称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】標準値 (3ループ標準入力)
(1) 初期条件			
1) 炉心熱出力	2.652×1.02MW	定格値+定常誤差	2.652×1.02MW
2) 1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa[gage]	定格値+定常誤差	15.41+0.21MPa[gage]
3) 1次冷却材平均温度	306.6+2.2℃	定格値+定常誤差	302.3+2.2℃
4) 炉心崩壊熱	AESJ推奨値+ORIGEN-2	炉心運用の包絡値	AESJ推奨値+ORIGEN-2
5) 蒸気発生器2次側保有水量	50 t (1基当たり)	設計値	48 t (1基当たり)
(2) 事故条件			
1) 破断箇所(漏えい箇所)			破断口径(等価直径)
i 原子炉格納容器外の余熱除去冷却器出口逃がし弁(1個)	約2.5cm(1インチ)相当	設計値	約2.5cm(1インチ)相当
ii 原子炉格納容器内の余熱除去ポンプ入口逃がし弁(1個)	約7.6cm(3インチ)相当	設計値	約7.6cm(3インチ)相当
iii 余熱除去系機器等	約2.9cm(1.15インチ)相当	評価値に対して余裕を考慮した値	約2.9cm(1.15インチ)相当
(3) 重大事故等対策に関連する機器条件			
1) 原子炉トリップ信号「原子炉圧力低」			
i 設定点	12.73 MPa[gage]	設計値(トリップ限界値)	12.73 MPa[gage]
ii 応答時間	2.0秒後に制御棒落下開始	最大値(設計要求値)	2.0秒後に制御棒落下開始
2) 非常用炉心冷却設備(作動信号「原子炉圧力異常低」)			
i 設定点	11.36 MPa[gage]	設計値(作動限界値)	11.36 MPa[gage]
ii 応答時間	2.0秒	最大値(設計要求値)	2.0秒
3) 高圧注入ポンプ			
i 台数	2台	設計値	2台
ii 容量	最大注入特性 (高圧注入特性: 0 m ³ /h~約350m ³ /h, 0MPa[gage]~約15.7 MPa[gage])	最小値(設計値に余裕を考慮した値)	最大注入特性 (高圧注入特性: 0 m ³ /h~約350m ³ /h, 0MPa[gage]~約15.6 MPa[gage])
4) 補助給水ポンプ			
i 給水開始(起動遅延時間)	非常用炉心冷却設備 作動限界値到達の60秒後(自動起動)	最大値(設計要求値)	非常用炉心冷却設備 作動限界値到達の60秒後(自動起動)
ii 個数	電動2台+タービン動1台	設計値	電動2台+タービン動1台

名	称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】標準値 (3ループ標準入力)
iii	容量	150 m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	最小値(設計値に余裕を考慮した値)	280 m ³ /h (蒸気発生器3基合計)
5)	蓄圧タンク			
i	基数	3基 (1ループ当たり1基)	設計値	3基 (1ループ当たり1基)
ii	保持圧力	4.04 MPa[gage]	最低保持圧力	4.04 MPa[gage]
iii	保有水量	29.0 m ³ (1基当たり)	最低保有水量	29.0 m ³ (1基当たり)
6)	主蒸気逃がし弁			
ii	個数	3個 (1ループ当たり1個)	設計値	3個 (1ループ当たり1個)
iii	容量	定格主蒸気流量の10% (1個当たり)	設計値	定格主蒸気流量の10% (1個当たり)
7)	余熱除去系逃がし弁吹き止まり圧力	余熱除去冷却器出口逃がし弁、及び余熱除去ポンプ入口逃がし弁の設計値	設計値	余熱除去冷却器出口逃がし弁、及び余熱除去ポンプ入口逃がし弁の設計値
(4)	重大事故等対策に関連する操作条件			
1)	2次冷却系強制冷却 開始	非常用炉心冷却設備作動信号発信から25分後	運転員等操作余裕の考え方	非常用炉心冷却設備作動信号発信から25分後
2)	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員等操作条件	蒸気発生器狭域水位内
3)	加圧器逃がし弁の開閉操作	加圧器逃がし弁の開閉操作に係る条件成立後	運転員等操作条件	加圧器逃がし弁の開閉操作に係る条件成立後
4)	非常用炉心冷却設備の高圧注入から充てん注入への切替え	非常用炉心冷却設備停止条件成立から4分後	運転員等操作余裕の考え方	非常用炉心冷却設備停止条件成立から2分後
5)	充てん流量の調整	加圧器水位計測範囲内	運転員等操作条件	加圧器水位計測範囲内

7.1.8 格納容器バイパス (SGTR)

(1/2)

名 称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】標準値 (3ルール標準入力)
(1) 初期条件			
1) 炉心熱出力	2.652×1.02MW	定格値+定常誤差	2.652×1.02MW
2) 1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa[gage]	定格値+定常誤差	15.41+0.21MPa[gage]
3) 1次冷却材平均温度	306.6+2.2℃	定格値+定常誤差	302.3+2.2℃
4) 炉心崩壊熱	AESJ推奨値+ORIGEN-2	炉心運用の包絡値	AESJ推奨値+ORIGEN-2
5) 蒸気発生器2次側保有水量	50 t (1基当たり)	設計値	48 t (1基当たり)
(2) 事故条件			
1) 蒸気発生器伝熱管破損	蒸気発生器の伝熱管1本の両端破断**	事故想定	蒸気発生器の伝熱管1本の両端破断**
2) 破損側蒸気発生器の隔離失敗	主蒸気安全弁1弁の開固着	事故想定	主蒸気安全弁1弁の開固着
(3) 重大事故等対策に関連する機器条件			
1) 原子炉トリップ信号 「原子炉圧力低」			
i 設定点	12.73 MPa[gage]	設計値(トリップ限界値)	12.73 MPa[gage]
ii 応答時間	2秒後に制御棒落下開始	最大値(設計要求値)	2秒後に制御棒落下開始
2) 原子炉トリップ信号 「過大温度 ΔT高」			
i 設定点	1次冷却材平均温度等の関数	設計値(トリップ限界値)	1次冷却材平均温度等の関数
ii 応答時間	6秒後に制御棒落下開始	最大値(設計要求値)	6秒後に制御棒落下開始
3) 非常用炉心冷却設備作動信号 「原子炉圧力低と加圧器水位低の一致」			
i 設定点	12.04 MPa[gage]	設計値(作動限界値)	12.04 MPa[gage]
ii 応答時間	水位検出器下端水位(水位)	設計値(作動限界値)	水位検出器下端水位(水位)
4) 高圧注入ポンプ	2.0秒	最大値(設計要求値)	2.0秒
i 台数	2台	設計値	2台
ii 容量	最大注入特性 (高圧注入特性: 0 m ³ /h~約 350 m ³ /h, 0 MPa[gage]~約 15.7 MPa[gage])	最大値(設計値に余裕を考慮した値)	最大注入特性 (高圧注入特性: 0 m ³ /h~約 350 m ³ /h, 0 MPa[gage]~約 15.6 MPa[gage])
5) 補助給水ポンプ			
i 給水開始 (起動遅れ時間)	非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後 (自動起動)	最大値(設計要求値)	非常用炉心冷却設備作動限界値到達の60秒後 (自動起動)
ii 個数	電動2台+タービン動1台	設計値	電動2台+タービン動1台

※破断箇所は漏えい量の観点から低温側配管が接続する出口水室の管板直上を仮定

名	称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】標準値 (3ループ標準入力)
iii	容量	150 m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	最小値(設計値に余裕を考慮した値)	280 m ³ /h (蒸気発生器3基合計)
6)	主蒸気逃がし弁			
i	個数	2個(健全側1ループ当たり1個)	運転員等操作条件	2個(健全側1ループ当たり1個)
ii	容量	定格主蒸気流量の10% (1個当たり)	設計値	定格主蒸気流量の10% (1個当たり)
(4)	重大事故等対策に関連する操作条件			
1)	破損蒸気発生器への補助給水停止	原子炉トリップ後10分で開始し、約2分で完了	運転員等操作余裕の考え方	原子炉トリップ後10分で開始し、約2分で完了
2)	破損蒸気発生器につながるタービン補助給水ポンプ駆動蒸気元弁閉止			
3)	破損蒸気発生器につながる主蒸気隔離弁閉止			
4)	健全側主蒸気逃がし弁の開閉操作	破損側蒸気発生器隔離操作完了後1分	運転員等操作余裕の考え方	破損側蒸気発生器隔離操作完了後1分
5)	補助給水流量の調整	蒸気発生器狭域水位内	運転員操作条件	蒸気発生器狭域水位内
6)	加圧器逃がし弁の開閉操作	加圧器逃がし弁の開閉操作に係る条件成立後	運転員操作条件	加圧器逃がし弁の開閉操作に係る条件成立後
7)	高圧注入から充てん注入への切替	非常用炉心冷却設備停止条件成立から2分後	運転員等操作余裕の考え方	非常用炉心冷却設備停止条件成立から2分後
8)	充てん流量の調整	加圧器水位計測範囲内	運転員等操作条件	加圧器水位計測範囲内
9)	余熱除去系による炉心冷却開始	余熱除去運転条件成立後	運転員操作条件	余熱除去運転条件成立後

7.2.1.1 格納容器過圧破壊

(1/2)

名称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】標準値 (3ループ標準入力)
(1) 初期条件			
1) 炉心熱出力	2,652×1.02MW	定格値+定常誤差	2,652×1.02MW
2) 1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa [gage]	定格値+定常誤差	15.41+0.21MPa [gage]
3) 1次冷却材平均温度	306.6+2.2℃	定格値+定常誤差	302.3+2.2℃
4) 炉心崩壊熱	AESJ推奨値+ORIGEN-2	炉心運用の包絡値	AESJ推奨値+ORIGEN-2
5) 蒸気発生器2次側保有水量	50t (1基当たり)	設計値	48t (1基当たり)
6) 原子炉格納容器自由体積	65,500m ³	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	67,400m ³
7) 原子炉格納容器ヒートシンク	金属 : 約 [] m ³ コンクリート : 約 [] m ³	設計値に余裕を考慮した小さめの値	金属 : 約 [] m ³ コンクリート : 約 [] m ³
(2) 重大事故等対策に関連する機器条件			
1) 原子炉トリップ信号 「1次冷却材ポンプ電源電圧低下」			
i) 設定点	65%定格点	設計値 (トリップ限界値)	65%定格点
ii) 応答時間	1.8秒	最大値 (設計要求値)	1.2秒
2) タービン動補助給水ポンプ			
i) 給水開始 (起動遅れ時間)	事象発生の60秒後 (自動起動)	最大値 (設計要求値)	事象発生の60秒後 (自動起動)
ii) 台数	1台	設計値	1台
iii) 容量	80 m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	160 m ³ /h (蒸気発生器3基合計)
3) 蓄圧タンク			
i) 基数	3基 (1ループ当たり1基)	設計値	3基 (1ループ当たり1基)
ii) 保持圧力	4.04MPa [gage]	最低保持圧力	4.04MPa [gage]
iii) 保有水量	29.0m ³ (1基当たり)	最低保有水量	29.0m ³ (1基当たり)
4) 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			
i) 台数	1台	設計値	1台
ii) 容量	140 m ³ /h	設計値	140 m ³ /h
5) 格納容器再循環ユニット			
i) 基数	2基	設計値	2基
ii) 除熱特性	100℃～約155℃、約3.6MW～約6.5MW (1基当たり)	設計値 (粗フィルタあり)	100℃～約155℃、約1.9MW～約8.1MW (1基当たり)
6) 原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタ			効果を期待せず

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

名 称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】標準値 (3ループ標準入力)
(3) 重大事故等対策に関連する操作条件			
1) 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の開始	炉心溶融開始の30分後	運転員等操作余裕の考え方	炉心溶融開始の30分後
2) 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の停止	事象発生の24時間後	運転員等操作余裕の考え方	事象発生の24時間後
3) 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開始	事象発生の24時間後	運転員等操作余裕の考え方	事象発生の24時間後

7.2.1.2 格納容器過温破壊

(1/2)

名称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】標準値 (3ループ標準入力)
(1) 初期条件			
1) 炉心熱出力	2,652×1.02MW	定格値+定常誤差	2,652×1.02MW
2) 1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa [gage]	定格値+定常誤差	15.41+0.21MPa [gage]
3) 1次冷却材平均温度	306.6+2.2℃	定格値+定常誤差	302.3+2.2℃
4) 炉心崩壊熱	AESJ 推奨値+ORIGEN-2	炉心運用の包絡値	AESJ 推奨値+ORIGEN-2
5) 蒸気発生器2次側保有水量	50t (1基当たり)	設計値	48t (1基当たり)
6) 原子炉格納容器自由体積	65,500m ³	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	67,400m ³
7) 原子炉格納容器ヒートシンク	金属 : 約 [] m ³ コンクリート : 約 [] m ³	設計値に余裕を考慮した小さめの値	金属 : 約 [] m ³ コンクリート : 約 [] m ³
(2) 事故条件			
1) RCPセンサー部からの漏えい率 (初期)	約1.5m ³ /h (1台当たり)	実機評価値と同程度の値	約1.5m ³ /h (1台当たり)
(3) 重大事故等対策に関連する機器条件			
1) 原子炉トリップ信号 「1次冷却材ポンプ電源電圧低」			
i 設定点	65%定格点	設計値 (トリップ限界値)	65%定格点
ii 応答時間	1.8秒	最大値 (設計要求値)	1.2秒
2) 蓄圧タンク			
i 基数	3基 (1ループ当たり1基)	設計値	3基 (1ループ当たり1基)
ii 保持圧力	4.04MPa [gage]	最低保持圧力	4.04MPa [gage]
iii 保有水量	29.0m ³ (1基当たり)	最低保有水量	29.0m ³ (1基当たり)
3) 加工器逃がし弁			
i 個数	2個	設計値	2個
ii 容量	95t/h (1個当たり)	設計値	95t/h (1個当たり)
4) 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			
i 台数	1台	設計値	1台
ii 容量	140m ³ /h	設計値	140m ³ /h
5) 格納容器再循環ユニット			
i 基数	2基	設計値	2基
ii 除熱特性	100℃～約155℃、約3.6MW～約6.5MW (1基当たり)	設計値 (粗フィルタあり)	100℃～約155℃、約1.9MW～約8.1MW (1基当たり)

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

名 称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】標準値 (3ループ標準入力)
(4) 重大事故等対策に関連する操作条件			
1) 加圧器逃がし弁開	炉心溶融開始の 10 分後	運転員等操作余裕の考え方	炉心溶融開始の 10 分後
2) 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の運転条件			
i 開始	炉心溶融開始の 30 分後	運転員等操作余裕の考え方	炉心溶融開始の 30 分後
ii 一旦停止	格納容器再循環サンプ水位 80% +	運転員等操作条件	格納容器再循環サンプ水位 77% +
iii 再開	原子炉格納容器最高使用圧力未満		原子炉格納容器最高使用圧力未満
iv 停止	原子炉格納容器最高使用圧力到達の 30 分後	運転員等操作余裕の考え方	原子炉格納容器最高使用圧力到達の 30 分後
v 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開始	現象発生後の 24 時間後	運転員等操作余裕の考え方	現象発生後の 24 時間後
	現象発生後の 24 時間後	運転員等操作余裕の考え方	現象発生後の 24 時間後

7.2.2 高温溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱

(1/2)

名称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】標準値 (3ループ標準入力)
(1) 初期条件			
1) 炉心熱出力	2,652×1.02MW	定格値+定常誤差	2,652×1.02MW
2) 1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa[gage]	定格値+定常誤差	15.41+0.21MPa[gage]
3) 1次冷却材平均温度	306.6+2.2℃	定格値+定常誤差	302.3+2.2℃
4) 炉心崩壊熱	AESJ推奨値+ORIGEN-2	炉心運用の包絡値	AESJ推奨値+ORIGEN-2
5) 蒸気発生器2次側保有水量	50t (1基当たり)	設計値	48t (1基当たり)
6) 原子炉格納容器自由体積	65,500m ³	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	67,400m ³
7) 原子炉格納容器ヒートシンク	金属：約 [] m ³ コンクリート：約 [] m ³	設計値に余裕を考慮した小さめの値	金属：約 [] m ³ コンクリート：約 [] m ³
(2) 事故条件			
1) RCPシーラ部からの漏えい率 (初期) (事象発生時からの漏えい仮定)	約1.5m ³ /h (1台当たり)	実機評価値と同程度の値	約1.5m ³ /h (1台当たり)
(3) 重大事故等対策に関連する機器条件			
1) 原子炉トリップ信号 「1次冷却材ポンプ電源電圧低」			
i 設定点	65%定格点	設計値 (トリップ限界値)	65%定格点
ii 応答時間	1.8秒	最大値 (設計要求値)	1.2秒
2) 蓄圧タンク			
i 基数	3基 (1ループ当たり1基)	設計値	3基 (1ループ当たり1基)
ii 保持圧力	4.04MPa[gage]	最低保持圧力	4.04MPa[gage]
iii 保有水量	29.0m ³ (1基当たり)	最低保有水量	29.0m ³ (1基当たり)
3) 加圧器逃がし弁			
i 個数	2個	設計値	2個
ii 容量	95t/h (1個当たり)	設計値	95t/h (1個当たり)
4) 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			
i 台数	1台	設計値	1台
ii 容量	140m ³ /h	設計値	140m ³ /h
5) 格納容器再循環ユニット			
i 基数	2基	設計値	2基
ii 除熱特性	100℃～約155℃、約3.6MW～約6.5MW (1基当たり)	設計値 (粗フィルタあり)	100℃～約155℃、約1.9MW～約8.1MW (1基当たり)

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

名 称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】標準値 (3ループ標準入力)
6) リロケーション	炉心の温度履歴に応じて発生	TMI 事故あるいはその後の検討により得られた知見に基づき設定	炉心の温度履歴に応じて発生
7) 原子炉容器破損	最大歪みを超えた場合に破損	複数の破損形態のうち、最も早く判定される計装用案内管溶接部破損に対し、健全性が維持される最大の歪みを設定	最大歪みを超えた場合に破損
(4) 重大事故等対策に関連する操作条件			
1) 加圧器逃がし弁開	炉心溶融開始の 10 分後	運転員等操作余裕の考え方	炉心溶融開始の 10 分後
2) 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の運転条件			
i 開始	炉心溶融開始の 30 分後	運転員等操作余裕の考え方	炉心溶融開始の 30 分後
ii 一旦停止	格納容器再循環サンプ水位 80% + 原子炉格納容器最高使用圧力未滿	運転員等操作条件	格納容器再循環サンプ水位 77% + 原子炉格納容器最高使用圧力未滿
iii 再開	原子炉格納容器最高使用圧力到達の 30 分後	運転員等操作余裕の考え方	原子炉格納容器最高使用圧力到達の 30 分後
iv 停止	事象発生の 24 時間後	運転員等操作余裕の考え方	事象発生の 24 時間後
v 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開始	事象発生の 24 時間後	運転員等操作余裕の考え方	事象発生の 24 時間後

7.2.3 原子炉容器外の溶融燃料—冷却材相互作用

(1/2)

名称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】標準値 (3ループ標準入力)
(1) 初期条件			
1) 炉心熱出力	2,652×1.02MW	定格値+定常誤差	2,652×1.02MW
2) 1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa [gage]	定格値+定常誤差	15.41+0.21MPa [gage]
3) 1次冷却材平均温度	306.6+2.2°C	定格値+定常誤差	302.3+2.2°C
4) 炉心崩壊熱	AESJ推奨値+ORIGEN-2	炉心運用の包絡値	AESJ推奨値+ORIGEN-2
5) 蒸気発生器2次側保有水量	50t (1基あたり)	設計値	48t (1基あたり)
6) 原子炉格納容器自由体積	65,500m ³	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	67,400m ³
7) 原子炉格納容器ヒートシンク	金属 : 約 [] m ³ コンクリート : 約 [] m ³	設計値に余裕を考慮した小さめの値	金属 : 約 [] m ³ コンクリート : 約 [] m ³
(2) 重大事故等対策に関連する機器条件			
1) 原子炉トリップ信号 「1次冷却材ポンプ電源電圧低」			
i 設定点	65%定格点	設計値 (トリップ限界値)	65%定格点
ii 応答時間	1.8秒	最大値 (設計要求値)	1.2秒
2) タービン動補助給水ポンプ			
i 給水開始 (起動遅れ時間)	事象発生の60秒後 (自動起動)	最大値 (設計要求値)	事象発生の60秒後 (自動起動)
ii 台数	1台	設計値	1台
iii 容量	80m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	160m ³ /h (蒸気発生器3基合計)
3) 蓄圧タンク			
i 基数	3基 (1ループ当たり1基)	設計値	3基 (1ループ当たり1基)
ii 保持圧力	4.04MPa [gage]	最低保持圧力	4.04MPa [gage]
iii 保有水量	29.0m ³ (1基あたり)	最低保有水量	29.0m ³ (1基あたり)
4) 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			
i 台数	1台	設計値	1台
ii 容量	140 m ³ /h	設計値	140 m ³ /h
5) 格納容器再循環ユニット			
i 基数	2基	設計値	2基
ii 除熱特性	100°C~約155°C、約3.6MW~約6.5MW (1基あたり)	設計値 (粗フィルタあり)	100°C~約155°C、約1.9MW~約8.1MW (1基あたり)

名 称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】標準値 (3ルール標準入力)
6) 原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタ	効果を期待せず		効果を期待せず
7) 原子炉容器破損時のデブリジェットの初期落下径	計装用案内管の径と同等	複数の破損形態のうち、最も早く判定される計装用案内管溶接部破損における破損口径を設定	計装用案内管の径と同等
8) エントレインメント係数	Ricou-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数の最確値	原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された推奨範囲の最確値を設定	Ricou-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数の最確値
9) 溶融炉心と水の伝熱面積	原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験のベンチマーク解析の粒子径より算出	原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された粒子径ファクタの推奨範囲の最確値に基づき設定	原子炉容器外の溶融燃料-冷却材相互作用の大規模実験のベンチマーク解析の粒子径より算出
(3) 重大事故等対策に関連する操作条件			
1) 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の開始	炉心溶融開始の30分後	運転員等操作余裕の考え方	炉心溶融開始の30分後
2) 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の停止	事象発生の24時間後	運転員等操作余裕の考え方	事象発生の24時間後
3) 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開始	事象発生の24時間後	運転員等操作余裕の考え方	事象発生の24時間後

7.2.4 水素燃焼

名称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】標準値 (3ループ標準入力)
(1) 初期条件			
1) 炉心熱出力	2,652×1.02MW	定格値+定常誤差	2,652×1.02MW
2) 1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa [gage]	定格値+定常誤差	15.41+0.21MPa [gage]
3) 1次冷却材平均温度	306.6+2.2℃	定格値+定常誤差	302.3+2.2℃
4) 炉心崩壊熱	AESJ推奨値+ORIGEN-2	炉心運用の包絡値	AESJ推奨値+ORIGEN-2
5) 蒸気発生器2次側保有水量	50t (1基当たり)	設計値	48t (1基当たり)
6) 原子炉格納容器自由体積	65,500m ³	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	67,400m ³
7) 原子炉格納容器ヒートシンク	金属 : 約 [] m ³ コンクリート : 約 [] m ³	設計値に余裕を考慮した大きめの値	金属 : 約 [] m ³ コンクリート : 約 [] m ³
8) 原子炉格納容器初期温度	49℃	設計値	50℃
9) 原子炉格納容器初期圧力	大気圧	設計値	大気圧
(2) 重大事故等対策に関連する機器条件			
1) 原子炉トリップ	事象初期からの原子炉トリップを仮定		事象初期からの原子炉トリップを仮定
2) 蓄圧タンク			
i 基数	3基 (1ループ当たり1基)	設計値	3基 (1ループ当たり1基)
ii 保持圧力	4.04MPa [gage]	最低保持圧力	4.04MPa [gage]
iii 保有水量	29.0m ³ (1基当たり)	最低保有水量	29.0m ³ (1基当たり)
3) 原子炉格納容器内水素処理装置			
i 個数	5個	配備個数	5個
ii 性能	1.2kg/h (1個当たり) (水素濃度 4vol%、圧力 0.15MPa (abs) 時)	設計値	1.2kg/h (1個当たり) (水素濃度 4vol%、圧力 0.15MPa (abs) 時)
4) 格納容器水素イグナイタ	効果を期待せず		効果を期待せず
5) 再循環運転切替			
i 燃料用取替用水ビット再循環切替水位 (注水量)	16.5% (約 [] m ³)	設計値	16%
(3) その他			
1) 格納容器スプレイポンプ			
i スプレイ開始	事象発生後 109 秒後	信号遅れと作動遅れを考慮して設定	事象発生後 112 秒後
ii 容量	[] m ³ /h (1台当たり)	最大値 (設計値に余裕を考慮した値)	[] m ³ /h (1台当たり)

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

(1/2)

名称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】標準値 (3ループ標準入力)
(1) 初期条件			
1) 炉心熱出力	2,652×1.02MW	定格値+定常誤差	2,652×1.02MW
2) 1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa [gage]	定格値+定常誤差	15.41+0.21MPa [gage]
3) 1次冷却材平均温度	306.6+2.2°C	定格値+定常誤差	302.3+2.2°C
4) 炉心崩壊熱	AESJ推奨値+ORIGEN-2	炉心運用の包絡値	AESJ推奨値+ORIGEN-2
5) 蒸気発生器2次側保有水量	50t (1基当たり)	設計値	48t (1基当たり)
6) 原子炉格納容器自由体積	65,500m ³	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	67,400m ³
7) 原子炉格納容器ヒートシンク	金属 : 約 <input type="text"/> m ³ コンクリート : 約 <input type="text"/> m ³	設計値に余裕を考慮した小さめの値	金属 : 約 <input type="text"/> m ³ コンクリート : 約 <input type="text"/> m ³
(2) 重大事故等対策に関連する機器条件			
1) 原子炉トリップ信号 「1次冷却材ポンプ電源電圧低」			
i 設定点	65%定格点	設計値 (トリップ限界値)	65%定格点
ii 応答時間	1.8秒	最大値 (設計要求値)	1.2秒
2) タービン動補助給水ポンプ			
i 給水開始 (起動遅れ時間)	事象発生の60秒後 (自動起動)	最大値 (設計要求値)	事象発生の60秒後 (自動起動)
ii 台数	1台	設計値	1台
iii 容量	80m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)	160m ³ /h (蒸気発生器3基合計)
3) 蓄圧タンク			
i 基数	3基 (1ループ当たり1基)	設計値	3基 (1ループ当たり1基)
ii 保持圧力	4.04MPa [gage]	最低保持圧力	4.04MPa [gage]
iii 保有水量	29.0m ³ (1基当たり)	最低保有水量	29.0m ³ (1基当たり)
4) 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			
i 台数	1台	設計値	1台
ii 容量	140m ³ /h	設計値	140m ³ /h
5) 格納容器再循環ユニット			
i 基数	2基	設計値	2基
ii 除熱特性	100°C~約155°C、約3.6MW~約6.5MW (1基当たり)	設計値 (粗フィルタあり)	100°C~約155°C、約1.9MW~約8.1MW (1基当たり)

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

名称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】標準値 (3ループ標準入力) 効果を期待せず
6) 原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタ	効果を期待せず		
7) 溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がり	原子炉下部キャビティ床底面の全面	米国の新設炉に対する民間ガイドラインと同じ考 え方	原子炉下部キャビティ床底面の全面
8) 溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限	0.8MW/m ² 相当(大気圧条件)	水による冷却を伴った溶融物とコンクリートの相 互作用に関する実験に基づき設定	0.8MW/m ² 相当(大気圧条件)
9) 溶融炉心とコンクリートの伝熱	溶融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せ ず	溶融炉心が原子炉下部キャビティ床面に堆積し、 コンクリートと直接接触している場合、溶融炉心 の表面温度とコンクリート表面温度が同等となる ことに基づき設定	溶融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず
(3) 重大事故等対策に関連する操作条件			
1) 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の開始	炉心溶融開始の30分後	運転員等操作余裕の考え方	炉心溶融開始の30分後
2) 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の停止	事象発生の24時間後	運転員等操作余裕の考え方	事象発生の24時間後
3) 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開始	事象発生の24時間後	運転員等操作余裕の考え方	事象発生の24時間後

7.4.1 崩壊熱除去機能喪失

名 称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】標準値 (3ループ標準入力)
(1) 初期条件			
1) 原子炉停止後の時間	72 時間	最短時間に余裕をみた時間	55 時間
2) 1 次冷却材圧力	大気圧 (0MPa [gage])	ミッドループ運転時の現実的な設定	大気圧 (0MPa [gage])
3) 1 次冷却材高温側温度	93°C (保安規定モード5)	ミッドループ運転時の運転モード(モード5)の上 限值	93°C (保安規定モード5)
4) 1 次冷却材水位	原子炉容器出入口 配管中心高さ+100mm	ミッドループ運転時の水位	原子炉容器出入口 配管中心高さ+80mm
5) 炉心崩壊熱	AESJ 推奨値+ORIGEN-2	炉心運用の包絡値	AESJ 推奨値+ORIGEN-2
6) 1 次冷却系開口部	加圧器安全弁 3 個取り外し 加圧器ベント弁 1 個開放	ミッドループ運転時の現実的な設定	加圧器安全弁 3 個取り外し 加圧器ベント弁 2 個開放
7) 2 次冷却系の状態	2 次冷却系からの冷却なし		2 次冷却系からの冷却なし
(2) 重大事故等対策に関連する機器条件			
1) 代替格納容器スレイブポンプ i 注水流量	29 m ³ /h	蒸発量を上回る流量	30 m ³ /h
(3) 重大事故等対策に関連する操作条件			
1) 代替格納容器スレイブポンプ起動	事象発生の 60 分後	運転員等操作余裕の考え方	事象発生の 50 分後

7.4.2 全交流動力電源喪失

名 称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】標準値 (3ループ標準入力)
(1) 初期条件			
1) 原子炉停止後の時間	72 時間	最短時間に余裕をみた時間	55 時間
2) 1 次冷却材圧力	大気圧 (OMPa [gage])	ミッドループ運転時の現実的な設定	大気圧 (MPa [gage])
3) 1 次冷却材高温側温度	93°C (保安規定モード5)	ミッドループ運転時の運転モード(モード5)の上 限値	93°C (保安規定モード5)
4) 1 次冷却材水位	原子炉容器出入口 配管中心高さ+100mm	ミッドループ運転時の水位	原子炉容器出入口 配管中心高さ+80mm
5) 炉心崩壊熱	AESJ 推奨値+ORIGEN-2	炉心運用の包絡値	AESJ 推奨値+ORIGEN-2
6) 1 次冷却系開口部	加圧器安全弁 3 個取り外し 加圧器ベント弁 1 個開放	ミッドループ運転時の現実的な設定	加圧器安全弁 3 個取り外し 加圧器ベント弁 2 個開放
7) 2 次冷却系の状態	2 次冷却系からの冷却なし		2 次冷却系からの冷却なし
(2) 重大事故等対策に関連する機器条件			
1) 代替格納容器スレイブポンプ i 注水流量	29 m ³ /h	蒸発量を上回る流量	30 m ³ /h
(3) 重大事故等対策に関連する操作条件			
1) 代替格納容器スレイブポンプ起動	事象発生の 60 分後	運転員等操作余裕の考え方	事象発生の 50 分後

7.4.3 原子炉冷却材の流出

名 称	解析条件	解析条件の位置付け	【参考値】標準値 (3ループ標準入力)
(1) 初期条件			
1) 原子炉停止後の時間	72 時間	最短時間に余裕をみた時間	55 時間
2) 1 次冷却材圧力	大気圧 (0MPa[gage])	ミッドループ運転時の現実的な設定	大気圧 (0MPa[gage])
3) 1 次冷却材高温側温度	93°C (保安規定モード5)	ミッドループ運転時の運転モード(モード5)の上 限值	93°C (保安規定モード5)
4) 1 次冷却材水位	原子炉容器出入口 配管中心高さ+100mm	ミッドループ運転時の水位	原子炉容器出入口 配管中心高さ+80mm
5) 炉心崩壊熱	AESJ 推奨値+ORIGEN-2	炉心運用の包絡値	AESJ 推奨値+ORIGEN-2
6) 1 次冷却系開口部	加圧器安全弁 3 個取り外し 加圧器ベント弁 1 個開放	ミッドループ運転時の現実的な設定	加圧器安全弁 3 個取り外し 加圧器ベント弁 2 個開放
7) 2 次冷却系の状態	2 次冷却系からの冷却なし		2 次冷却系からの冷却なし
(2) 事故条件			
1) 流出の想定	400 m ³ /h(余熱除去ポンプ停止まで) 燃料取替用水ピット戻り配管の口径である約 0.2m(8 インチ)口径相当(余熱除去機能喪失 後)	浄化運転時の最大流量 最大口径配管	380 m ³ /h(余熱除去ポンプ停止まで) 燃料取替用水タンク戻り配管の口径である約 0.2m(8 インチ)口径相当(余熱除去機能喪失後)
(3) 重大事故等対策に関連する機器条件			
1) 充てんポンプ			
i 注水流量	29 m ³ /h	蒸発量を上回る流量	31 m ³ /h
(4) 重大事故等対策に関連する操作条件			
1) 充てんポンプ作動	余熱除去機能喪失の 20 分後	運転員等操作余裕の考え方	余熱除去機能喪失の 20 分後

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力について

評価項目の一つである、

「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の1.2倍又は限界圧力を下回ること」

において、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最大となる場所の圧力と評価項目を比較する必要がある、安全解析上は以下のとおり評価している。

原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最大となる場所は1次冷却材ポンプ吐出部である。この1次冷却材ポンプ吐出部の圧力の評価は、図1に示すとおり、加圧器サージ管接続部を代表点とした1次冷却材圧力（計算結果）に、別途、保守的に評価した加圧器気相部から1次冷却系までの静水頭、加圧器安全弁までのライン圧損及び1次冷却材ポンプから加圧器サージ管接続部流路圧損の合計を加算して、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力としている。

一方、有効性評価において、1次冷却材圧力の代表的な挙動を示す観点では、使用コード^{※1}の違いや事象の特徴により、圧力の過渡応答図の記載を以下の取扱いとしているが、これらの相違は、本質的に有意なものではない。

① 1次冷却材圧力が初期から過度に上昇する事象

評価項目に対応するように、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の挙動に着目し記載。

② 炉心露出する可能性がある事象

「設計基準事故」の「原子炉冷却材喪失」と同様に、炉心圧力（原子炉容器の炉心中心部分の圧力）の挙動に着目し記載。なお、炉心露出する可能性があり、かつ1次冷却材圧力が初期から過度に上昇する事象は上記①と同様に原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を確認する。

③ 炉心露出する可能性が低い事象

加圧器サージ管接続部の圧力挙動に着目し、記載している。

※1：MAAPコードは、炉心溶融後のプラント全体挙動を評価する目的から、1次冷却材圧力は代表点で計算しており、初期値は加圧器気相部圧力としている。

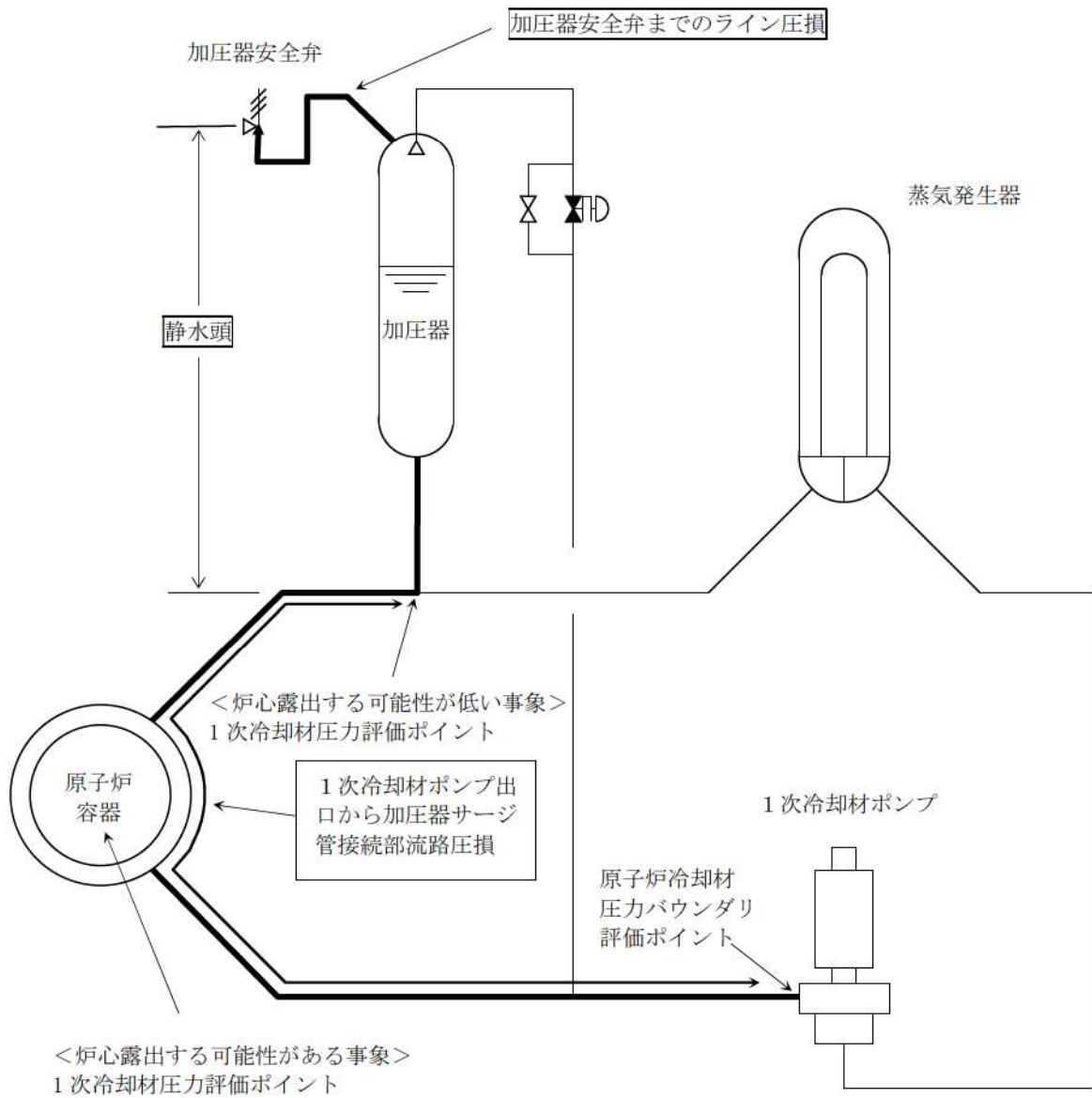
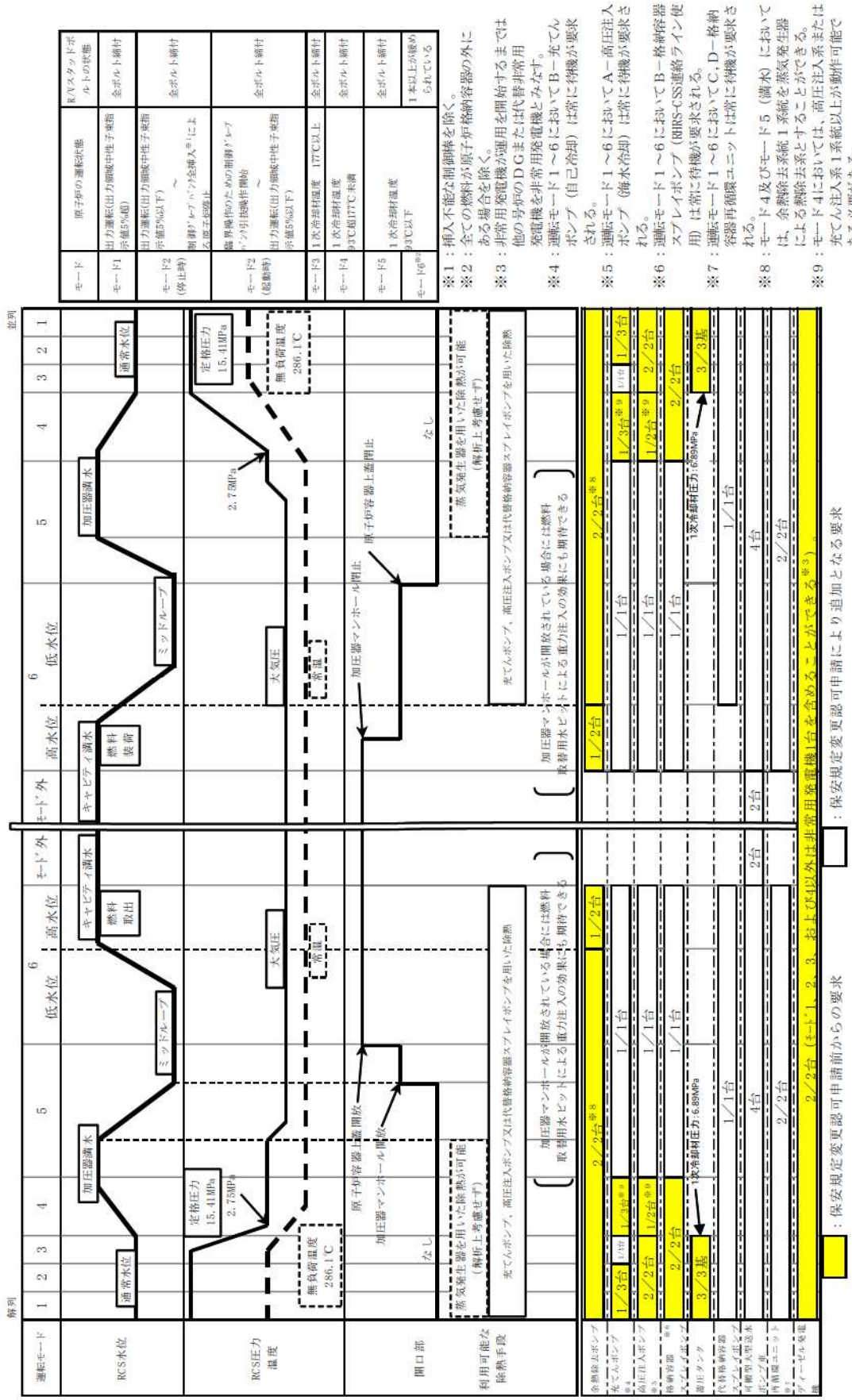


図1 1次冷却系ループ圧力勾配

定期事業者検査工程の概要について

定期事業者検査工程の概要及び関連するミッドループ運転の概要について次頁以降に示す。

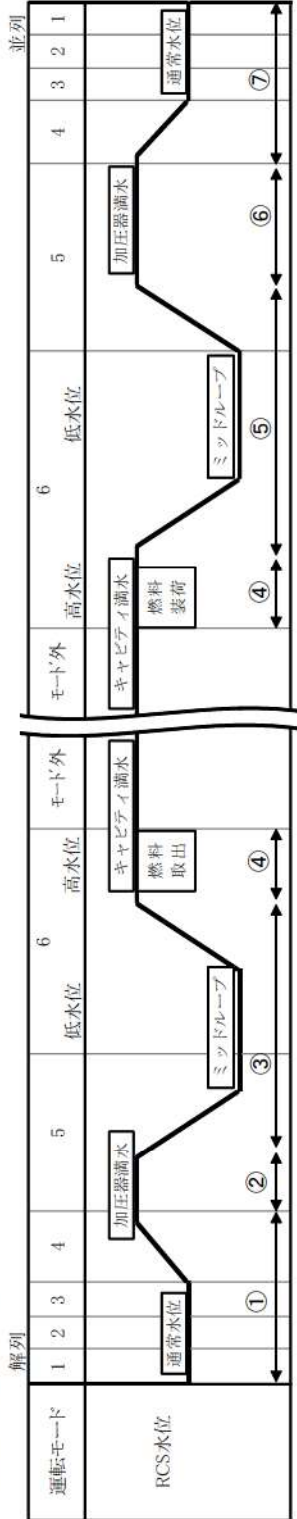
1. 定期事業者検査工程



※1：挿入不能な制御棒を除く。
 ※2：全ての燃料が原子炉格納容器の外にある場合を除く。
 ※3：非常用発電機が運用を開始するまでは他の号炉のDGまたは代替非常用発電機を非常用発電機とみなす。
 ※4：運転モード1～6においてB-充てんポンプ（自己冷却）は常に待機が要求される。
 ※5：運転モード1～6においてA-高圧注入ポンプ（海水冷却）は常に待機が要求される。
 ※6：運転モード1～6においてB-格納容器スプレイポンプ（RRS-CSS連絡ライン使用）は常に待機が要求される。
 ※7：運転モード1～6においてC、D-格納容器再循環ユニットは常に待機が要求される。
 ※8：モード4及びモード5（満水）においては、余熱除去系統1系統を蒸気発生器による熱除去系とすることができ、モード4においては、高圧注入系または充てん注入系1系統以上が動作可能である必要がある。
 ※9：保安規定変更認可申請により追加となる要求

【保安規定要求の考え方】
 ・重大事故等対策の有効性評価において期待している設備が適切に動作することから、対象設備を運転モード毎に保安規定要求している。

2. 事象想定の方



<崩壊熱除去機能喪失、全交流動力電源喪失、原子炉冷却材の流出>

①	②	③	④	⑤	⑥	⑦
RCS水位	加圧器満水	ミッドループ運転	キャピタレイ満水 (モード外を除く※) 高(水量1000m ³ 以上) 中 → (燃料取替) → 低	ミッドループ運転	加圧器満水	
反応度	高	低	高	低	高	通常
RCS水温	中	中	再循環ユニット	低	低	低
停止バンク位置	全挿入	全挿入	代替格納容器スプレイポンプ 再循環ユニット SG2次系による冷却	代替格納容器スプレイポンプ 再循環ユニット	代替格納容器スプレイポンプ 再循環ユニット SG2次系による冷却	
純水ライイン	あり	隔離	水位が非常に高いため水位低下まで 時間余裕あり	水位および主要な緩和設備は①②③と同様であるが崩壊熱 が小さいため、事象は厳しくならない		
希釈事象	反応度が⑥より小さい	純水ライインの隔離期間中であるため、対象外				

SBO, RHR機能喪失、
流出事象は
③「ミッドループ」で評価

<反応度の誤投入>

①	②	③	④	⑤	⑥	⑦
RCS水位	加圧器満水	ミッドループ運転	キャピタレイ満水 (モード外を除く※) 高(水量1000m ³ 以上) 低 → (燃料取替) → 高	ミッドループ運転	加圧器満水	
反応度	高	低	高	低	高	通常
RCS水温	低	低	低	高	高	高
停止バンク位置	全挿入	全挿入	全挿入	全挿入	全挿入	全挿入
純水ライイン	あり	隔離	隔離	隔離	あり	あり
希釈事象	反応度が⑥より小さい	純水ライインの隔離期間中であるため、対象外			時間余裕が小さい	時間余裕が小さい

希釈事象は通常水位、
低温状態、制御棒全
挿入で評価

※ モード外については全燃料取出中のため評価対象外

※ モード外については全燃料取出中のため評価対象外

3. ミッドループ運転

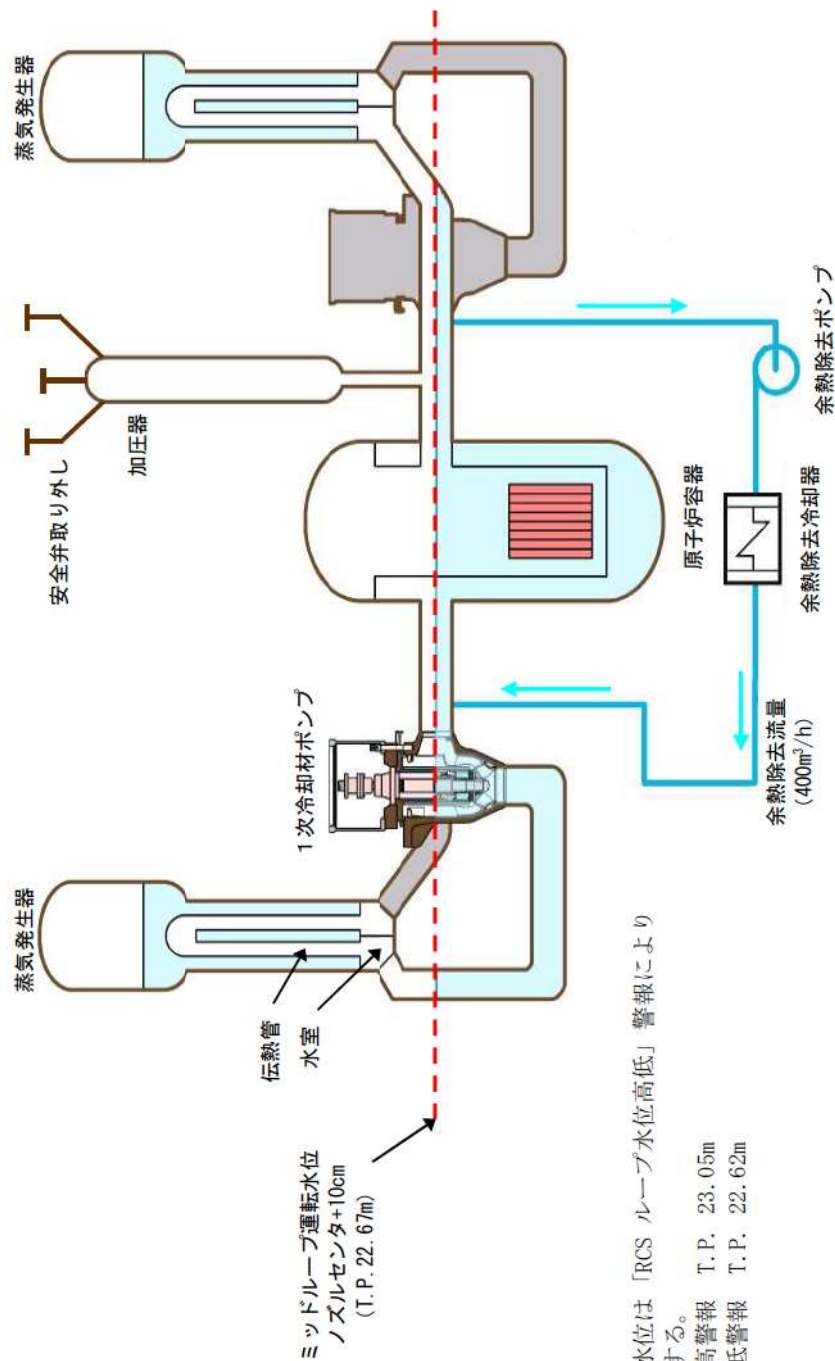
(1) 概要

定期事業者検査時には、プラントを停止しクールドアウンを行った後、燃料を取り出す前に1次冷却系統を水抜きし、1次冷却材配管中心（ノズルセンタ）付近にする必要がある。このときの運転状態をミッドループ運転と称している。

原子炉には燃料が入っていることから、ミッドループ運転中は余熱除去ポンプにて冷却と浄化を行っている。ミッドループ運転中は、余熱除去ポンプへの空気の巻き込みによるキャビテーションを防止するため、通常 $68\text{m}^3/\text{h}$ である余熱除去流量を $400\text{m}^3/\text{h}$ に絞って運転している。

(2) 必要性

PWRプラントの場合、定期事業者検査時に燃料を取り出すためには、原子炉容器蓋を開放する前に蒸気発生器伝熱管内の水を抜く必要がある。この時の水抜きレベルは泊3号炉ではノズルセンタ+10cmであり、蒸気発生器作業や1次冷却材ポンプ作業を効率よく行うためにも、ミッドループ運転が必要とされている。



重大事故等対策の有効性評価における作業ごとの成立性確認結果について

重大事故等対策の有効性評価において行われる各作業について、作業（操作）の概要、作業（操作）時間及び操作の成立性について下記の要領で確認した。

個別確認結果とそれに基づく重大事故等対策の成立性確認を「表1 重大事故等対策の成立性確認」に示す。

「操作名称」

1. 作業（操作）概要：各作業の操作内容の概要を記載

2. 作業（操作）時間

(1) 想定時間
(要求時間) : 移動時間＋操作時間に5～10分程度の余裕を見て5分単位で値を設定。ただし、時間余裕が少ない操作については、1分単位で値を設定。

(2) 実績時間
(実績又は模擬) : 現場への移動時間（重大事故等発生時については放射線防護具着用時間含む）、訓練による実績時間、模擬による想定時間等を記載

3. 操作の成立性について

(1) 状況 : 耐震建屋を通るルート、操作場所を記載

(2) 作業環境 : 現場の作業環境について記載
重大事故等の状況を仮定した環境による影響
放射線防護具を着用する場合の考慮事項
暗所の場合の考慮事項
現場へのアクセス性について記載

(3) 連絡手段 : 各所との連絡手段について記載
保安電話及び運転指令設備が使用不能の場合の考慮事項

(4) 操作性 : 現場作業の操作性について記載

表1 重大事故等対策の成立性確認

No	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオNo.(資料No.)	操作・作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境			連絡手段	操作性	技術的能力審査基準	
							温度・湿度	放射線環境	照度				
1	蒸気発生器注水回復操作	補助給水ポンプ起動操作	7.1.1	5分	3分	操作現場 (中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバックアップリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを配備している。	—	通常原子炉運転中と同じ	—	
		電動注給水ポンプ起動操作	7.1.1	5分	1分	操作現場 (中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバックアップリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを配備している。	—	通常原子炉運転中と同じ	1.2 1.3	
2	SG直接給水用高圧ポンプによる注水操作	SG直接給水用高圧ポンプの使用準備	7.1.1	55分	44分	接近経路 (周辺補機棟)	外気と同程度	通常原子炉運転中と同程度	アクセスルートにはバックアップリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび懐中電灯を携帯している。	—	—	通常行う単操作と同じであり、容易に操作できる。また、可搬型は一式の線路はケーブルケーブル方式であり、容易に接続できる。	1.2 1.3
		SG直接給水用高圧ポンプへの給電操作	7.1.1	20分	13分	接近経路 (原子炉補助建屋)	外気と同程度	通常原子炉運転中と同程度	アクセスルートにはバックアップリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび懐中電灯を携帯している。	—	—	通常行う運転器操作と同じであり、容易に操作できる。	1.2 1.3 1.13
3	フィードアンドブリード操作	非常用炉心冷却設備作動信号手動受信操作	7.1.1	5分	3分	操作現場 (中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバックアップリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを配備している。	—	通常原子炉運転中と同じ	—	
		高圧注入ポンプによる注水確認											
		加圧器遠がし弁開操作											

表1 重大事故等対策の成立性確認

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ(資料No.)	操作・作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境			照明	その他(騒音、足場等)	連絡手段	操作性	技術的能力審査基準No.
							温度・湿度	放射線環境	放射線環境					
4	電源確保作業	代替非常用発電機からの給電準備、起動操作、起動確認	7.1.2 7.2.1.1 7.2.1.2 7.4.2	25分	20分	操作現場 (中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバットテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを点灯している。	通常原子炉運転中と同じ	—	通常原子炉運転中と同じ	1.14	
							外気と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同程度	アクセスカートにはバットテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび稼働中電灯を点灯している。	—	—			
		通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がある場合】 高負荷になる場合は、アクセス、操作が可能なもの、汚染が予想されることから、全面マスク等を着用。	作業エリア付近にはバットテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび稼働中電灯を点灯している。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。	電力保安通信用電話設備(保安電話(携帯))及び運転指令設備(ハンドセット)を配置している。通常の連絡手段が使用不能となった場合は誘行型通話装置を使用する。	通常原子炉運転中と同じ							
		通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がある場合】 高負荷になる場合は、アクセス、操作が可能なもの、汚染が予想されることから、全面マスク等を着用。	中央制御室にはバットテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを点灯している。	通常原子炉運転中と同じ	—	通常原子炉運転中と同じ							
		外気と同程度	通常原子炉運転中と同程度	アクセスカートにはバットテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび稼働中電灯を点灯している。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。	電力保安通信用電話設備(保安電話(携帯))及び運転指令設備(ハンドセット)を配置している。通常の連絡手段が使用不能となった場合は誘行型通話装置を使用する。	通常原子炉運転中と同じ							
		通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	作業エリア付近にはバットテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび稼働中電灯を点灯している。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。	電力保安通信用電話設備(保安電話(携帯))及び運転指令設備(ハンドセット)を配置している。通常の連絡手段が使用不能となった場合は誘行型通話装置を使用する。	通常原子炉運転中と同じ							
	電源確保作業	後備蓄電池投入	不要直流電源負荷切り出し(現場操作)	7.1.2	10分	操作現場 (中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバットテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを点灯している。	通常原子炉運転中と同じ	—	通常原子炉運転中と同じ	1.14	
							外気と同程度	【炉心損傷がある場合】 高負荷になる場合は、アクセス、操作が可能なもの、汚染が予想されることから、全面マスク等を着用。	作業エリア付近にはバットテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび稼働中電灯を点灯している。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。	電力保安通信用電話設備(保安電話(携帯))及び運転指令設備(ハンドセット)を配置している。通常の連絡手段が使用不能となった場合は誘行型通話装置を使用する。	通常原子炉運転中と同じ		
		通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がある場合】 高負荷になる場合は、アクセス、操作が可能なもの、汚染が予想されることから、全面マスク等を着用。	作業エリア付近にはバットテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび稼働中電灯を点灯している。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。	電力保安通信用電話設備(保安電話(携帯))及び運転指令設備(ハンドセット)を配置している。通常の連絡手段が使用不能となった場合は誘行型通話装置を使用する。	通常原子炉運転中と同じ							
		通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がある場合】 高負荷になる場合は、アクセス、操作が可能なもの、汚染が予想されることから、全面マスク等を着用。	中央制御室にはバットテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを点灯している。	通常原子炉運転中と同じ	—	通常原子炉運転中と同じ							
		外気と同程度	通常原子炉運転中と同程度	アクセスカートにはバットテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび稼働中電灯を点灯している。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。	電力保安通信用電話設備(保安電話(携帯))及び運転指令設備(ハンドセット)を配置している。通常の連絡手段が使用不能となった場合は誘行型通話装置を使用する。	通常原子炉運転中と同じ							
		通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	作業エリア付近にはバットテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび稼働中電灯を点灯している。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。	電力保安通信用電話設備(保安電話(携帯))及び運転指令設備(ハンドセット)を配置している。通常の連絡手段が使用不能となった場合は誘行型通話装置を使用する。	通常原子炉運転中と同じ							

表1 重大事故等対策の成立性確認

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオNo. (資料No.)	操作・作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境			連絡手段	操作性	技術的能力審査基準 ^①
							温度・湿度	放射線環境	照度			
5	2次冷却系強制冷却操作	主蒸気速がし弁開操作 (現場操作)	7.1.2 7.1.3	20分	12分	接近経路 (周辺制御棟)	外気と同程度	通常原子炉運転中と同程度	アクセスカートにはバックリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび傍中電灯を備えている。	—	—	1.2 1.3 1.4 1.5
						操作現場 (周辺制御棟)	通常原子炉運転中と同程度	作業エリア付近にはバックリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび傍中電灯を備えている。	—	主動ハンドル操作は足場が設置されており支障なく操作できる。		
						接近経路 (周辺制御棟)	外気と同程度	アクセスカートにはバックリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび傍中電灯を備えている。	—	—		
						操作現場 (周辺制御棟)	通常原子炉運転中と同程度	作業エリア付近にはバックリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび傍中電灯を備えている。	電力供給用電話設備 (保安電話 (携帯)) 及び運転指令設備 (ハンドセット) を配備している。通常の連絡手段が使用不能となった場合は誘行型通話装置を使用する。	電力供給用電話設備 (保安電話 (携帯)) 及び運転指令設備 (ハンドセット) を配備している。通常の連絡手段が使用不能となった場合は誘行型通話装置を使用する。	主動ハンドル操作は足場が設置されており支障なく操作できる。	
6	補助給水流量調整	主蒸気速がし弁開操作 (中央制御室)	7.1.2 7.1.3 7.2.1.1	適宜実施	適宜実施	接近経路 (中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバックリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを備えている。	—	通常原子炉運転中と同じ	1.2 1.3
						操作現場 (中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	【伊心損傷がない場合】通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバックリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを備えている。	—	通常原子炉運転中と同じ	
						操作現場 (中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	【伊心損傷がある場合】高熱量になる場合はなく、操作が可能であるものの、汚染が予想されることから、全面マスク等を使用。	中央制御室にはバックリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを備えている。	—	通常原子炉運転中と同じ	
						操作現場 (中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	【伊心損傷がない場合】通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバックリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを備えている。	—	通常原子炉運転中と同じ	

表1 重大事故等対策の成立性確認

No	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオスケッチ(資料No)	操作・作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境			連絡手段	操作性	技術的 能力審査 基準の 番号		
							温度・湿度	放射線環境	照度				その他 (騒音、足場等)	
7	代替格納容器 スプレイポンプ 起動操作	代替格納容器スプレイ ポンプ起動準備 (中心注水)	7.1.2 7.1.3 7.1.4 7.2.1.1 7.2.1.2 7.4.1 7.4.2	5分	3分	操作現場 (中央制御室)	通常原子炉運転中と 同程度	【中心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同 程度 【高線量になる場所はない 場合】 高線量になる場所はない ため、汚染が予想される ことから、全面マスク等 を着用。	中央制御室にはバツテ リ内蔵照明を設置して いる。また、ヘッドラ イトを配備している。	通常原子炉運転中と同じ	—	通常原子炉運転中と同じ	1.4 1.6 1.7 1.8	
							外気と同程度	通常原子炉運転中と同 程度	アクセスコートにはバ ツテリ内蔵照明を設置 している。また、ヘッド ライトおよび懐中電 灯を携帯している。	—	電力保安通信用電話設備(保安 電話(携帯))及び運給指令設備 (ハンドセット)を配備してい る。通常の連絡手段が使用不能 となった場合は誘行型通話装置 を使用する。	1.4		
7	代替格納容器 スプレイポンプ 起動操作	代替格納容器スプレイ ポンプ起動準備 (中心注水)	7.1.4 7.2.1.1 7.2.1.2	25分	22分	接近経路 (周辺補機棟、原子 炉補助建屋)	外気と同程度	【中心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同 程度 【中心損傷がある場合】 高線量になる場所はない ため、汚染が予想される ことから、ポ ンプケツト保護罩計を誘行し、 全面マスク等を着用。	作業エリア付近にはバ ツテリ内蔵照明を設 置している。また、ヘッ ドライトおよび懐中電 灯を携帯している。	—	—	通常行方井操作と同じであ り、容易に操作できる。	1.6 1.7 1.8	
						操作現場 (周辺補機棟、原子 炉補助建屋)	通常原子炉運転中と 同程度	作業エリア付近にはバ ツテリ内蔵照明を設 置している。また、ヘッ ドライトおよび懐中電 灯を携帯している。	電力保安通信用電話設備(保安 電話(携帯))及び運給指令設備 (ハンドセット)を配備してい る。通常の連絡手段が使用不能 となった場合は誘行型通話装置 を使用する。	通常行方井操作と同じであ り、容易に操作できる。	1.4 1.6 1.7 1.8			
7	代替格納容器 スプレイポンプ 起動操作	代替格納容器スプレイ ポンプ電動	7.1.2 7.1.3 7.1.4 7.2.1.1 7.2.1.2 7.4.1 7.4.2	5分	3分	接近経路 (原子炉補助建屋)	外気と同程度	【中心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同 程度 【中心損傷がある場合】 高線量になる場所はない ため、汚染が予想される ことから、ポ ンプケツト保護罩計を誘行し、 全面マスク等を着用。	アクセスコートにはバ ツテリ内蔵照明を設 置している。また、ヘッ ドライトおよび懐中電 灯を携帯している。	—	—	—	代替格納容器スプレイポン プの操作場所は、通話付近 にあり、容易に操作できる。	1.4 1.6 1.7 1.8
						操作現場 (原子炉補助建屋)	通常原子炉運転中と 同程度	作業エリア付近にはバ ツテリ内蔵照明を設 置している。また、ヘッ ドライトおよび懐中電 灯を携帯している。	電力保安通信用電話設備(保安 電話(携帯))及び運給指令設備 (ハンドセット)を配備してい る。通常の連絡手段が使用不能 となった場合は誘行型通話装置 を使用する。	—	代替格納容器スプレイポン プの操作場所は、通話付近 にあり、容易に操作できる。	1.4 1.6 1.7 1.8		
7	代替格納容器 スプレイポンプ 起動操作	代替格納容器スプレイ ポンプへの給電操作	7.1.3 7.1.4 7.4.1	15分	13分	接近経路 (原子炉補助建屋)	外気と同程度	通常原子炉運転中と同 程度	アクセスコートにはバ ツテリ内蔵照明を設 置している。また、ヘッ ドライトおよび懐中電 灯を携帯している。	—	—	—	通常行方井運転設備と同じ であり、容易に操作できる。	1.4 1.6 1.7 1.8
						操作現場 (原子炉補助建屋)	通常原子炉運転中と 同程度	作業エリア付近にはバ ツテリ内蔵照明を設 置している。また、ヘッ ドライトおよび懐中電 灯を携帯している。	電力保安通信用電話設備(保安 電話(携帯))及び運給指令設備 (ハンドセット)を配備してい る。通常の連絡手段が使用不能 となった場合は誘行型通話装置 を使用する。	—	通常行方井運転設備と同じ であり、容易に操作できる。	1.4 1.6 1.7 1.8		

表1 重大事故等対策の成立性確認

No	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ(資料No)	操作・作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境			連絡手段	操作性	技術的能力審査基準
							温度・湿度	放射線環境	照明			
9	加圧器遮がし弁開操作準備	加圧器遮がし弁開操作準備 (中央制御室操作)	7.2.1.2	5分	3分	操作現場 (中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	高線量になる場所はなく、放射が予想されることから全面マスク等を着用。	中央制御室にはバックリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび懐中電灯を携帯している。	通常原子炉運転中と同じ	通常原子炉運転中と同じ	1.3
				30分	21分	操作現場 (周辺補機棟)	外気と同程度	高線量になる場所はなく、放射が予想されることからポケット線量計を携帯し、全面マスク等を着用。	作業エリア付近にはバックリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび懐中電灯を携帯している。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。	通常原子炉運転中と同じ	
10	蓄圧タンク出口弁操作	蓄圧タンク出口弁操作	7.1.1 7.1.2 7.1.3 7.1.6 7.1.8 7.2.1.1	5分	2分	操作現場 (中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がない場合】高線量になる場所はない。放射が予想されることから全面マスク等を着用。	中央制御室にはバックリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを携帯している。	通常原子炉運転中と同じ	通常原子炉運転中と同じ	-
				5分	3分	操作現場 (中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がある場合】高線量になる場所はない。放射が予想されることから全面マスク等を着用。	中央制御室にはバックリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを携帯している。	通常原子炉運転中と同じ	通常原子炉運転中と同じ	
11	1次冷却ポンプシール隔離操作	1次冷却ポンプ封水戻り隔離弁等閉操作	7.1.2	30分	22分	操作現場 (周辺補機棟)	通常原子炉運転中と同程度	高線量になる場所はない。放射が予想されることから全面マスク等を着用。	作業エリア付近にはバックリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび懐中電灯を携帯している。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。	通常原子炉運転中と同じ	1.4
				5分	3分	操作現場 (中央制御室)	外気と同程度	【炉心損傷がない場合】高線量になる場所はない。放射が予想されることから全面マスク等を着用。	作業エリア付近にはバックリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび懐中電灯を携帯している。	通常原子炉運転中と同じ	通常原子炉運転中と同じ	

表1 重大事故等対策の成立性確認

No	作業項目	作業内容	事故シナリオ No. (資料No)	発生・作業の 想定時間	訓練等からの 実績時間	状況	作業環境			連絡手段	操作性	技術的 能力審査 基準の
							温度・湿度	放射線環境	照度			
12	B-充てんポンプ (自己冷却) 起動 準備、起動操作	B-充てんポンプ(自己 冷却) 系統構成、ベンチ インテグ、運水	7.1.2 7.1.3 7.2.1.1 7.2.1.2 7.4.2	35分	30分	接近経路 (周辺監視棟・原子 炉補助建屋)	【伊心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同 程度	放射線環境 【伊心損傷がある場合】 高線量になる場所はない が、アクセス、操作が可 能であるものの、汚染が予 想されることから、ボ ット線量計を携帯し、 全面マスク等を着用。	照度 アクセスルートにはバ ッテリー内蔵照明を設 置している。また、ヘッ ドライトおよび懐中電 灯を携帯している。	—	—	1.4 1.8
						操作現場 (原子炉補助建屋)	【伊心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同 程度	放射線環境 【伊心損傷がある場合】 高線量になる場所はない が、アクセス、操作が可 能であるものの、汚染が予 想されることから、ボ ット線量計を携帯し、 全面マスク等を着用。	作業エリア付近にはバ ッテリー内蔵照明を設 置している。また、ヘッ ドライトおよび懐中電 灯を携帯している。	電力保安通信用電話設備(保安 電話(携帯))及び運転指令設備 (ハンドセット)を配備してい る。通常の連絡手段が使用不能 となった場合は誘行型通話装置 を使用する。	通常原子炉運転中と同じ	
13	充てんポンプ起動 操作	充てんポンプ(自己 冷却) 起動	7.1.1 7.2.1.2	5分	3分	操作現場 (中央制御室)	【伊心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同 程度	放射線環境 【伊心損傷がある場合】 高線量になる場所はない が、操作が可能な場所も あるものの、汚染が予想され ることから、全面マスク等 を装着。	照度 中央制御室にはバッテ リ内蔵照明を設置して いる。また、ヘッドラ イトを配備している。	—	通常原子炉運転中と同じ	1.4
						操作現場 (中央制御室)	【伊心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同 程度	放射線環境 【伊心損傷がある場合】 高線量になる場所はない が、操作が可能な場所も あるものの、汚染が予想され ることから、全面マスク等 を装着。	中央制御室にはバッテ リ内蔵照明を設置して いる。また、ヘッドラ イトを配備している。	通常原子炉運転中と同じ		
14	蓄電池室換気系タ ンク付起動	蓄電池室換気系タンク 付換気、コントロール パネル交換	7.1.2 7.2.1.1 7.2.1.2 7.4.2	20分	16分	接近経路 (周辺監視棟・原子 炉補助建屋)	【伊心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同 程度	放射線環境 【伊心損傷がある場合】 高線量になる場所はない が、アクセス、操作が可 能であるものの、汚染が予 想されることから、ボ ット線量計を携帯し、 全面マスク等を着用。	照度 アクセスルートにはバ ッテリー内蔵照明を設 置している。また、ヘッ ドライトおよび懐中電 灯を携帯している。	—	—	1.14
						操作現場 (原子炉補助建屋)	【伊心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同 程度	放射線環境 【伊心損傷がある場合】 高線量になる場所はない が、アクセス、操作が可 能であるものの、汚染が予 想されることから、ボ ット線量計を携帯し、 全面マスク等を着用。	作業エリア付近にはバ ッテリー内蔵照明を設 置している。また、ヘッ ドライトおよび懐中電 灯を携帯している。	電力保安通信用電話設備(保安 電話(携帯))及び運転指令設備 (ハンドセット)を配備してい る。通常の連絡手段が使用不能 となった場合は誘行型通話装置 を使用する。	通常原子炉運転中と同じ	
15	蓄電池室排気フ ァン起動	蓄電池室排気ファン起 動	7.1.2 7.2.1.1 7.2.1.2 7.4.2	20分	12分	接近経路 (原子炉補助建屋)	【伊心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同 程度	放射線環境 【伊心損傷がある場合】 高線量になる場所はない が、アクセス、操作が可 能であるものの、汚染が予 想されることから、ボ ット線量計を携帯し、 全面マスク等を着用。	照度 アクセスルートにはバ ッテリー内蔵照明を設 置している。また、ヘッ ドライトおよび懐中電 灯を携帯している。	—	—	1.14
						操作現場 (原子炉補助建屋)	【伊心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同 程度	放射線環境 【伊心損傷がある場合】 高線量になる場所はない が、アクセス、操作が可 能であるものの、汚染が予 想されることから、ボ ット線量計を携帯し、 全面マスク等を着用。	作業エリア付近にはバ ッテリー内蔵照明を設 置している。また、ヘッ ドライトおよび懐中電 灯を携帯している。	電力保安通信用電話設備(保安 電話(携帯))及び運転指令設備 (ハンドセット)を配備してい る。通常の連絡手段が使用不能 となった場合は誘行型通話装置 を使用する。	通常原子炉運転中と同じ であり、容易に操作できる。	

表1 重大事故等対策の成立性確認

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ(資料No.)	操作・作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境			その他(騒音、足場等)	連絡手段	操作性	技術的能力審査基準No.
							温度・湿度	放射線環境	照明				
16	可搬型計測器接続	可搬型計測器接続	7.1.2 7.2.1.1 7.2.1.2 7.4.2	適宜実施	適宜実施	接近経路 (原子炉補助建屋)	外気と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同程度	ヘッドライトおよび懐中電灯を携帯している。	耐震性を有するアクセスルートを設定している。	—	—	1.15
						操作現場 (原子炉補助建屋)	通常原子炉運転中と同程度	ヘッドライトおよび懐中電灯を携帯している。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。				
17	燃料取扱用水ビット補給操作	燃料取扱用水ビット補給・フライング操作	7.1.4 7.1.6 7.1.7 7.1.8 7.2.4	25分	12分	接近経路 (周辺補機棟・原子炉補助建屋)	外気と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同程度	アクセスルートには、ベッター内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび懐中電灯を携帯している。	耐震性を有するアクセスルートを設定している。	—	—	1.13
						操作現場 (原子炉補助建屋)	通常原子炉運転中と同程度	作業エリア付近にはベッター内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび懐中電灯を携帯している。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。				
18	格納容器スフレイ回復操作	燃料取扱用水ビット補給操作	7.1.4 7.1.6 7.1.7 7.1.8 7.2.4	10分	5分	操作現場 (中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバックペリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを配備している。	通常原子炉運転中と同じ	—	通常原子炉運転中と同じ	—
						操作現場 (中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバックペリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを配備している。	通常原子炉運転中と同じ				
19	再循環切替操作	再循環切替操作	7.1.1	5分	2分	操作現場 (中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバックペリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを配備している。	通常原子炉運転中と同じ	—	通常原子炉運転中と同じ	1.2 1.3 1.13
						操作現場 (中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバックペリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを配備している。	通常原子炉運転中と同じ				

表1 重大事故等対策の成立性確認

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ(資料No.)	操作・作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境			照明	その他(騒音、足場等)	連絡手段	操作性	技術的能力審査基準)
							温度・湿度	放射線濃度	放射線量					
20	格納容器内自然対流冷却	原子炉補機冷却水サーキット追加操作準備(現場操作)	7.1.4 7.4.1 7.4.3	25分	18分	接近経路(周辺補機棟・原子炉補助建屋)	外気と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	アクセスルートにはバツテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび稼働中電灯を備えている。	耐震性を有するアクセスルートを設定している。	—	—	1.6
				通常原子炉運転中と同程度		通常原子炉運転中と同程度	作業エリア付近にはバツテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび稼働中電灯を備えている。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。	電力保安通信用電話設備(保安電話(携帯))及び運転指令設備(ハンドセット)を配備している。通常の連絡手段の使用不能となった場合は誘行型通話装置を使用する。	通常原子炉運転中と同じ	通常原子炉運転中と同じ			
		10分	3分	操作現場(中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバツテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを配備している。	通常原子炉運転中と同じ	通常原子炉運転中と同程度	アクセスルートにはバツテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび稼働中電灯を備えている。	耐震性を有するアクセスルートを設定している。	—	—	
		5分		接近経路(原子炉補助建屋)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	作業エリア付近にはバツテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび稼働中電灯を備えている。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。	電力保安通信用電話設備(保安電話(携帯))及び運転指令設備(ハンドセット)を配備している。通常の連絡手段の使用不能となった場合は誘行型通話装置を使用する。	通常原子炉運転中と同じ	通常原子炉運転中と同じ			
21	原子炉停止操作	格納容器 圧縮機ユニットによる冷却操作(中央制御室操作)	7.1.4 7.4.1 7.4.3	30分	20分	接近経路(原子炉補助建屋)	外気と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	アクセスルートにはバツテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび稼働中電灯を備えている。	耐震性を有するアクセスルートを設定している。	—	—	1.1
				5分		操作現場(周辺補機棟)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	作業エリア付近にはバツテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび稼働中電灯を備えている。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。	電力保安通信用電話設備(保安電話(携帯))及び運転指令設備(ハンドセット)を配備している。通常の連絡手段の使用不能となった場合は誘行型通話装置を使用する。	通常原子炉運転中と同じ	通常原子炉運転中と同じ	
		3分	2分	操作現場(中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバツテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを配備している。	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	アクセスルートにはバツテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび稼働中電灯を備えている。	耐震性を有するアクセスルートを設定している。	—	—	
		3分		操作現場(中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバツテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを配備している。	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	アクセスルートにはバツテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび稼働中電灯を備えている。	耐震性を有するアクセスルートを設定している。	—	—	

表1 重大事故等対策の成立性確認

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ No. (資料No.)	操作・作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境				通格手段	操作性	技術的能力審査基準
							温度・湿度	放射線環境	照明	その他(騒音、足場等)			
22	手動ターボコントリップ操作	手動ターボコントリップ操作	7.1.5	2分	1分	操作現場(中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバツテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを配備している。	—	通常原子炉運転中と同じ	通常原子炉運転中と同じ	L.1
23	緊急ほうげん設備操作	緊急ほうげん設備操作	7.1.5 7.4.4	5分	4分	操作現場(中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバツテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを配備している。	—	通常原子炉運転中と同じ	通常原子炉運転中と同じ	L.1
24	ほうげん希釈ライン隔離操作	ほうげん希釈ライン隔離操作	7.1.5	5分	1分	操作現場(中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバツテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを配備している。	—	通常原子炉運転中と同じ	通常原子炉運転中と同じ	L.1
25	高圧注入系回復操作	高圧注入ポンプ起動操作	7.1.6	5分	1分	操作現場(中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバツテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを配備している。	—	通常原子炉運転中と同じ	通常原子炉運転中と同じ	—
26	低圧注入系確認	余熱除去ポンプによる低圧注入確認	7.1.6	5分	1分	操作現場(中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバツテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを配備している。	—	通常原子炉運転中と同じ	通常原子炉運転中と同じ	—
27	高圧及び低圧注入系機能回復操作	高圧及び低圧注入系機能回復操作	7.2.4	5分	4分	操作現場(中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	高機量になる場所はなく、操作が可能であるものの、消火が予想されることから全面マスク等を着用。	中央制御室にはバツテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを配備している。	—	通常原子炉運転中と同じ	通常原子炉運転中と同じ	—
28	再循環切替操作、再循環戻り操作	再循環切替操作	7.1.7	5分	2分	操作現場(中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバツテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを配備している。	—	通常原子炉運転中と同じ	通常原子炉運転中と同じ	—
		格納容器スプレイ再循環成功確認					高圧及び低圧再循環機能切替失敗確認	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバツテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを配備している。	—	通常原子炉運転中と同じ	
		高圧及び低圧再循環機能回復操作	7.1.7	5分	3分	操作現場(中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバツテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを配備している。	—	通常原子炉運転中と同じ	通常原子炉運転中と同じ	—

表1 重大事故等対策の成立性確認

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ(資料No.)	操作・作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境			その他(騒音、足場等)	連絡手段	操作性	技術的能力審査基準	
							温度・湿度	放射線環境	照明					
29	使用済燃料セット注水操作	燃料取扱用水ピットからの注水準備	7.3.1 7.3.2	5分	1分	操作現場 (中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバックアップ照明を設置している。また、ヘッドライトを点滅している。	通常原子炉運転中と同じ	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ		
							通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバックアップ照明を設置している。また、ヘッドライトを点滅している。	通常原子炉運転中と同じ					
		燃料取扱用水ピットからの注水操作	7.3.1 7.3.2	5分	1分	操作現場 (周辺補機棟)	外気と同程度	通常原子炉運転中と同程度	作業エリア付近にはバックアップ照明を設置している。また、ヘッドライトおよび懐中電灯を携帯している。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	
							通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同じ				
		2次系純水系統からの注水操作	7.3.1 7.3.2	5分	1分	操作現場 (中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバックアップ照明を設置している。また、ヘッドライトを点滅している。	通常原子炉運転中と同じ	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	1.11
	外気と同程度						通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同じ					
	通常原子炉運転中と同程度						通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同じ					
	使用済燃料セット注水操作	1次系純水タンクからの注水準備	7.3.1 7.3.2	30分	20分	操作現場 (周辺補機棟)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	作業エリア付近にはバックアップ照明を設置している。また、ヘッドライトおよび懐中電灯を携帯している。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	
							通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同じ				
		1次系純水タンクからの注水準備	7.3.1 7.3.2	5分	1分	操作現場 (中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバックアップ照明を設置している。また、ヘッドライトを点滅している。	通常原子炉運転中と同じ	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	
外気と同程度							通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同じ					
通常原子炉運転中と同程度							通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同じ					
1次系純水タンクからの注水操作	7.3.1 7.3.2	25分	15分	操作現場 (原子炉補助建屋)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	作業エリア付近にはバックアップ照明を設置している。また、ヘッドライトおよび懐中電灯を携帯している。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	1.11		
					通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同じ						
消火設備(るど水タンク)からの注水操作	7.3.1 7.3.2	30分	25分	操作現場 (周辺補機棟)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	作業エリア付近にはバックアップ照明を設置している。また、ヘッドライトおよび懐中電灯を携帯している。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	1.11		
					通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同じ						

表1 重大事故等対策の成り立性確認

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ(資料No.)	操作・作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境			連絡手段	操作性	技術的能力審査基準
							温度・湿度	放射線環境	照度			
30	使用済燃料ピレットの監視	使用済燃料ピレット可搬型エリアモニタ、使用済燃料ピレット水位(可搬型)及び使用済燃料ピレット監視カメラ警告装置の設置	7.3.1 7.3.2	2時間	1時間45分	接近経路(周辺機械・原子炉補助建屋)	外気と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	1.11
						操作現場(周辺機械・原子炉補助建屋外)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	
31	余熱除去系の分庫、隔離操作	余熱除去系の1次冷却系からの隔離操作	7.1.8	5分	4分	操作現場(中央制御室)	外気と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	1.3
						操作現場(中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	
32	充てん開始、安全注入停止操作	充てん注入開始操作 安全注入停止操作	7.1.8	5分	2分	接近経路(原子炉補助建屋)	外気と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	1.3
						操作現場(原子炉補助建屋)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	
33	1次冷却系強制減圧操作	加圧器減がし弁開操作	7.1.8 7.2.1.2	5分	1分	操作現場(中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	1.3
						操作現場(中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	

表1 重大事故等対策の成立性確認

No	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ(資料No)	操作・作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境			連絡手段	操作性	技術的能力審査基準No
							温度・湿度	放射線環境	照明 (騒音、足場等)			
34	廃熱制蒸気発生器閉断操作	廃熱制蒸気発生器の隔離操作、廃熱制蒸気発生器への補助給水停止操作	7.1.8	2分	2分	操作現場 (中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバックアップリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを配置している。	通常原子炉運転中と同じ	—	通常原子炉運転中と同じ	1.3
		廃熱制蒸気発生器蒸気隔離中開始操作	7.1.8	15分	12分	接近経路 (周辺補機棟・原子炉補助建屋) 操作現場 (MS室)	高線量になる場所はない。作業が可能であるもの、汚染が予想されることから全面マスク等を着用。 通常原子炉運転中と同程度	作業エリア付近にはバックアップリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび懐中電灯を携帯している。 作業エリア周辺には、支障となる設備はない。	—	電力保安通信用電話設備(保安電話(携帯))及び運転指令設備(ハンドセット)を配置している。通常の連絡手段が使用不能となった場合は誘行型通話装置を使用する。	—	
35	格納容器スフレイポンプによる代替再循環操作	代替再循環ライン手動弁開操作	7.1.7	10分	5分	接近経路 (原子炉補助建屋) 操作現場 (原子炉補助建屋)	通常原子炉運転中と同程度	—	通常原子炉運転中と同じ	—	通常原子炉運転中と同じ	1.4 1.13
		B-格納容器スフレイポンプによる代替再循環操作	7.1.7	15分	8分	操作現場 (中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバックアップリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを配置している。	通常原子炉運転中と同じ	—	通常原子炉運転中と同じ	
36	再循環切替操作	再循環切替操作	7.2.4	5分	2分	操作現場 (中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバックアップリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを配置している。	通常原子炉運転中と同じ	—	通常原子炉運転中と同じ	—
		格納容器水素イグナイタ起動	7.1.6 7.2.1.1 7.2.1.2 7.2.4	5分	1分	操作現場 (中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバックアップリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを配置している。 【安心増強がない場合】 通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同じ	—	通常原子炉運転中と同じ	
37	水素濃度監視減操作	原子炉格納容器内水素処理装置、格納容器水素イグナイタの動作状況の確認	7.2.4	適宜実施	適宜実施	操作現場 (中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバックアップリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを配置している。	通常原子炉運転中と同じ	—	通常原子炉運転中と同じ	1.9
		—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	

表1 重大事故等対策の成立性確認

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ(資料No.)	操作・作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境			連絡手段	操作性	技術的能力審査基準No.		
							温度・湿度	放射線環境	照度					
38	可搬型格納容器水素濃度計周ニツト起動	可搬型格納容器内水素濃度計周ニツト起動(現場操作)	7.2.1.1 7.2.1.2 7.2.4	1時間10分	52分	接近経路(周辺補機棟)	放射線レベル・原子炉補助建屋	外気と同程度	高線量になる場所はなく、アクセス、操作が可能であるもの、汚染が予想されることから、全面マスク等を着用。	アクセスカートにはベテリ内照度計を設置している。また、ヘッドライトおよび懐中電灯を携帯している。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。	—	1.9	
						操作現場(周辺補機棟)	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはベテリ内照度計を設置している。また、ヘッドライトを装備している。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。					
		可搬型格納容器内水素濃度計周ニツト起動(中央制御室操作)	7.2.1.1 7.2.1.2 7.2.4	5分	2分	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはベテリ内照度計を設置している。また、ヘッドライトを装備している。	通常原子炉運転中と同じ	通常原子炉運転中と同じ	—	通常原子炉運転中と同じ	通常原子炉運転中と同じ	—	1.9
						通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはベテリ内照度計を設置している。また、ヘッドライトを装備している。	通常原子炉運転中と同じ	通常原子炉運転中と同じ					
39	可搬型アニュラス水素濃度計周ニツト起動	可搬型アニュラス水素濃度計周ニツト起動(周辺補機棟)	7.2.1.1 7.2.1.2 7.2.4	1時間10分	34分	接近経路(周辺補機棟)	放射線レベル・原子炉補助建屋	外気と同程度	高線量になる場所はなく、アクセス、操作が可能であるもの、汚染が予想されることから、全面マスク等を着用。	アクセスカートにはベテリ内照度計を設置している。また、ヘッドライトおよび懐中電灯を携帯している。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。	—	1.10	
						操作現場(周辺補機棟)	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはベテリ内照度計を設置している。また、ヘッドライトを装備している。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。					
		アニュラス水素濃度計周ニツト起動	7.2.1.1 7.2.1.2 7.2.4	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	—	通常原子炉運転中と同じ
40	格納容器隔離弁閉鎖	格納容器隔離弁閉鎖	7.4.1 7.4.2 7.4.3	25分	19分	接近経路(周辺補機棟)	放射線レベル・原子炉補助建屋	外気と同程度	高線量になる場所はなく、アクセス、操作が可能であるもの、汚染が予想されることから、全面マスク等を着用。	アクセスカートにはベテリ内照度計を設置している。また、ヘッドライトおよび懐中電灯を携帯している。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。	—	1.4	
						操作現場(周辺補機棟)	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはベテリ内照度計を設置している。また、ヘッドライトを装備している。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。					
		格納容器隔離弁閉鎖	7.4.1 7.4.2 7.4.3	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	—	通常原子炉運転中と同じ

表 1 重大事故等対策の成立性確認

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ(資料No.)	操作・作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査基準
							温度・湿度	放射線環境	照明	その他(騒音、足場等)			
41	高圧注入ポンプによる炉心注水操作	高圧注入ポンプによる炉心注水操作	7.4.1	5分	2分	操作現場 (中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバックアップリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを装備している。	通常原子炉運転中と同じ	—	通常原子炉運転中と同じ	1.4
42	充てんポンプによる炉心注水操作	充てんポンプによる炉心注水操作	7.4.1 7.4.3	5分	2分	操作現場 (中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバックアップリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを装備している。	通常原子炉運転中と同じ	—	通常原子炉運転中と同じ	1.4
43	燃料取替用水ピッチによる炉心注水操作	燃料取替用水ピッチによる炉心注水操作	7.4.1 7.4.2	5分	4分	操作現場 (中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバックアップリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを装備している。	通常原子炉運転中と同じ	—	通常原子炉運転中と同じ	1.4
44	余熱除去系の隔離操作	余熱除去系隔離操作 (中央制御室操作)	7.4.3	5分	3分	操作現場 (中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバックアップリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを装備している。	通常原子炉運転中と同じ	—	通常原子炉運転中と同じ	—
		余熱除去系過渡原因調査・隔離操作 (現場操作)	7.4.3	10分	8分	接近経路 (原子炉補助建屋) 操作現場 (原子炉補助建屋)	外気と同程度	通常原子炉運転中と同程度	アクセスルートにはバックアップリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび懐中電灯を携帯している。 作業エリア付近にはバックアップリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび懐中電灯を携帯している。	操作性を有するアクセスルートを設定している。 作業エリア周辺には、支障となる設備はない。	—	電力保安通信用電話設備(保安電話(携帯))及び運転指令設備(ハンドセット)を配備している。通常の連絡手段が使用不能となった場合は誘行型通話装置を使用する。	
45	希釈停止操作	希釈停止操作	7.4.4	1分	1分	操作現場 (中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバックアップリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを装備している。	通常原子炉運転中と同じ	—	通常原子炉運転中と同じ	—

表1 重大事故等対策の成立性確認

No	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ(資料No)	発生・作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境			連絡手段	操作性	技術的能力審査基準	
							温度・湿度	放射線環境	照明				その他(騒音、足場等)
46	蒸気発生部への注水確保(海水)	可搬型ホース巻設・接続・ホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設	7.1.2 7.1.3	1時間40分		接近経路(屋外)	—	通常原子炉運転中と同程度	夜間作業時は、ヘッドライト及び懐中電灯により接近可能である。	—	—	屋外に敷設する可搬型ホースは、ホース延長・回収車(送水車用)を使用することから、容易に実施できる。また、可搬型ホースの接続は汎用の結合金具であり、容易に接続できる。	1.13
						作業現場(屋外)	—	通常原子炉運転中と同程度	夜間作業時は、ヘッドライト及び懐中電灯により操作可能である。	電力保安通信用電話設備(保安電話(携帯))及び運転指令設備(ハンドセット)を配備している。通常の連絡手段が使用不能となった場合は無線連絡設備(携帯型)及び緊急電話設備(携帯型)を使用する。			
		接近経路(屋外)	—	通常原子炉運転中と同程度	夜間作業時は、ヘッドライト及び懐中電灯により接近可能である。	—	—	屋外に敷設する可搬型ホースは、ホース延長・回収車(送水車用)を使用することから、容易に実施できる。また、可搬型ホースの接続は汎用の結合金具であり、容易に接続できる。					
		作業現場(屋外)	—	通常原子炉運転中と同程度	夜間作業時は、ヘッドライト及び懐中電灯により操作可能である。	電力保安通信用電話設備(保安電話(携帯))及び運転指令設備(ハンドセット)を配備している。通常の連絡手段が使用不能となった場合は無線連絡設備(携帯型)及び緊急電話設備(携帯型)を使用する。	—	—					
		接近経路(屋外)	—	通常原子炉運転中と同程度	夜間作業時は、ヘッドライト及び懐中電灯により接近可能である。	—	—	可搬型大型送水ポンプ車は、車両として移動可能な設計であり容易に移動できる。また、可搬型ホースの接続は汎用の結合金具であり、容易に接続できる。海水取水箇所に取り付けて設置する水中ポンプは軽量なものであり人力で降下設置できる。					
		作業現場(屋外)	—	通常原子炉運転中と同程度	夜間作業時は、ヘッドライト及び懐中電灯により操作可能である。	電力保安通信用電話設備(保安電話(携帯))及び運転指令設備(ハンドセット)を配備している。通常の連絡手段が使用不能となった場合は無線連絡設備(携帯型)及び緊急電話設備(携帯型)を使用する。	—	—					
		補助給水ビケット補助系組構成	7.1.2 7.1.3	40分	20分	接近経路(周辺補機棟・原子炉補助建屋)	外気と同程度	アクセスカートにはベテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび懐中電灯を携帯している。	—	—	電力保安通信用電話設備(保安電話(携帯))及び運転指令設備(ハンドセット)を配備している。通常の連絡手段が使用不能となった場合は携行型通信装置を使用する。		
						作業現場(周辺補機棟)	通常原子炉運転中と同程度	ヘッドライトおよび懐中電灯を携帯している。	電力保安通信用電話設備(保安電話(携帯))及び運転指令設備(ハンドセット)を配備している。通常の連絡手段が使用不能となった場合は携行型通信装置を使用する。	—	—	通常行う非操作と同じであり、容易に操作できる。	

表1 重大事故等対策の成立性確認

No	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ（資料No）	発生・作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境			連絡手段	操作性	技術的 能力審査 基準
							温度・湿度	放射線環境	照度			
47 使用済燃料デット への注水確保（備 水）	ホース延長・回収車（送 水車用）による可搬型ホ ース敷設、可搬型大型送 水ポンプ車の設置、ポン プ車周辺の可搬型ホー ス敷設、海水取水箇所へ の水中ポンプ設置	7.3.1 7.3.2	4時間10分	3時間40分	接近姿勢 （屋外）	夜間作業時は、ヘッド ライト及び懐中電灯に より接近可能である。	その場 （壁面、足場等）	接近姿勢上に、支障とな る設備はない。	電力保安通信用電話設備（保安 電話（携帯））及び運用指令設備 （ヘッドセット）を配備してい る。通常の連絡手段が使用不能 となった場合は無線連絡設備 （携帯型）及び緊急電話設備（携 帯型）を使用する。	可搬型大型送水ポンプ車 は、車両として移動可能な 設計であり容易に移動でき る。屋外に敷設する可搬型 ホースは、ホース延長・回 収車（送水車用）を使用す ることから、容易に実施で きる。また、可搬型ホース の接続は汎用の留台金具で あり、容易に接続できる。 海水取水箇所には吊り下げて 設置する水中ポンプは軽量 なものであり人力で降下設 置できる。	1.11 1.13	
												通常原子炉運転中と同 程度
	可搬型ホース敷設	7.3.1 7.3.2	1時間5分	3時間40分	接近姿勢 （屋外）	夜間作業時は、ヘッド ライト及び懐中電灯に より接近可能である。	その場 （壁面、足場等）	接近姿勢上に、支障とな る設備はない。	電力保安通信用電話設備（保安 電話（携帯））及び運用指令設備 （ヘッドセット）を配備してい る。通常の連絡手段が使用不能 となった場合は無線連絡設備 （携帯型）及び緊急電話設備（携 帯型）を使用する。	可搬型ホースの接続は汎用 の留台金具であり、容易に 接続できる。	1.11 1.13	
												通常原子炉運転中と同 程度

表1 重大事故等対策の成立性確認

No	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ(資料No)	操作・作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境			連絡手段	操作性	技術的 能力審査 基礎
							温度・湿度	放射線環境	照明			
48	使用済燃料ピットへの注水確保(備水)	ホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設	7.1.2 7.1.3 7.2.1.1 7.2.1.2 7.4.2	1時間40分	訓練等からの実績時間	接近経路(屋外)	夜間作業時は、ヘッドライト及び懐中電灯により接近可能である。	【伊心・埋傷がない場合】 通常原子炉運転中と同程度	接近経路上に、交雑とない設備はない。	電力保安通信用電話設備(保安電話(携帯))及び移動指令設備(ヘッドセット)を配備している。通常の連絡手段が使用不能となった場合は無線連絡設備(携帯型)及び衛星電話設備(携帯型)を使用する。	屋外に敷設する可搬型ホースは、ホース延長・回収車(送水車用)を使用することから、容易に敷設できる。また、可搬型ホースの接続は汎用の結合金具であり、容易に接続できる。	1.11 1.13
			7.1.2 7.1.3 7.2.1.1 7.2.1.2 7.4.2	1時間40分		操作現場(屋外)	夜間作業時は、ヘッドライト及び懐中電灯により操作可能である。	【伊心・埋傷がある場合】 高線量になる場所はないものの、操作が予想されることから、全面マスク等を着用。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。冬期間の屋外作業では防寒服等を着用する。	電力保安通信用電話設備(保安電話(携帯))及び移動指令設備(ヘッドセット)を配備している。通常の連絡手段が使用不能となった場合は無線連絡設備(携帯型)及び衛星電話設備(携帯型)を使用する。	屋外に敷設する可搬型ホースは、車用として移動可能な設計であり容易に移動できる。また、可搬型ホースの接続は汎用の結合金具であり、容易に接続できる。海水取水箇所により下げた設置する水中ポンプは軽量化されている。	
		可搬型ホース敷設	7.1.2 7.1.3 7.2.1.1 7.2.1.2 7.4.2	3時間20分	2時間40分	接近経路(屋外)	夜間作業時は、ヘッドライト及び懐中電灯により接近可能である。	【伊心・埋傷がない場合】 通常原子炉運転中と同程度	接近経路上に、交雑とない設備はない。	電力保安通信用電話設備(保安電話(携帯))及び移動指令設備(ヘッドセット)を配備している。通常の連絡手段が使用不能となった場合は無線連絡設備(携帯型)及び衛星電話設備(携帯型)を使用する。	可搬型大型送水ポンプ車は、車用として移動可能な設計であり容易に移動できる。また、可搬型ホースの接続は汎用の結合金具であり、容易に接続できる。海水取水箇所により下げた設置する水中ポンプは軽量化されている。	1.11 1.13
			7.1.2 7.1.3 7.2.1.1 7.2.1.2 7.4.2	1時間5分		操作現場(燃料取扱棟)	夜間作業時は、ヘッドライト及び懐中電灯により操作可能である。	【伊心・埋傷がある場合】 高線量になる場所はないものの、汚染が予想されることから、全面マスク等を着用。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。冬期間の屋外作業では防寒服等を着用する。	電力保安通信用電話設備(保安電話(携帯))及び移動指令設備(ヘッドセット)を配備している。通常の連絡手段が使用不能となった場合は無線連絡設備(携帯型)及び衛星電話設備(携帯型)を使用する。	可搬型ホースの接続は汎用の結合金具であり、容易に接続できる。	

表1 重大事故等対策の成立性確認

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ（資料No.）	発生・作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境			通称	技術的能力審査基準																																																																																					
							温度・湿度	放射線環境	照明			その他（騒音、足場等）																																																																																				
49	原子炉制御棒冷却水系への排水確保（排水）	ボース延長・回収車（送水車）による可搬型ボース搬送、可搬型大型送水ポンプ車周辺の可搬型ボース搬送、海水取水ポンプへの水中ポンプ設置	7.1.2 7.1.3 7.2.1.1 7.2.1.2 7.2.1.3 7.2.1.4	4時間10分	22時間10分	接近経路（周辺補機棟・屋外）	夜間作業時は、ヘッドライト及び映像中電灯により接近可能である。	【伊心・準備がない場合】 通常原子炉運転中と同程度	接近経路上に、支障となる設備はない。	-	可搬型大型送水ポンプ車は、車面として移動可能な設計であり容易に移動できる。屋外に搬送する可搬型ボースは、ボース延長・回収車（送水車）を使用することから、容易に車庫で保管できる。また、可搬型ボースの接続は専用の結合金具であり、容易に接続できる。海水取水ポンプに吊り下げて設置する水中ポンプは軽量化されており人力で降下設置できる。	1.4 1.5 1.6 1.7 1.13																																																																																				
													可搬型ボース搬送、接続	7.1.2 7.1.3 7.2.1.1 7.2.1.2 7.2.1.3 7.2.1.4	4時間10分	22時間10分	接近経路（周辺補機棟・屋外）	夜間作業時は、ヘッドライト及び映像中電灯により接近可能である。	【伊心・準備がない場合】 通常原子炉運転中と同程度	接近経路上に、支障となる設備はない。	-	電力保安通信用電話設備（保安電話（携帯））及び運転指令設備（ハンドセット）を配置している。通常の連絡手段が使用不能となった場合は無線連絡設備（携帯型）及び緊急電話設備（携帯型）を使用する。	可搬型ボースの接続は汎用の結合金具であり、容易に接続できる。	1.4 1.5 1.6 1.7 1.13																																																																								
																									格納容器内自然冷却却系確保（現場操作）	7.1.2 7.1.3 7.2.1.1 7.2.1.2 7.2.1.3 7.2.1.4	20分	6分	接近経路（周辺補機棟・原子炉補助建屋）	夜間作業時は、ヘッドライト及び映像中電灯により接近可能である。	【伊心・準備がない場合】 通常原子炉運転中と同程度	-	-	電力保安通信用電話設備（保安電話（携帯））及び運転指令設備（ハンドセット）を配置している。通常の連絡手段が使用不能となった場合は無線連絡設備（携帯型）及び緊急電話設備（携帯型）を使用する。	通常原子炉運転中と同じ	1.4 1.5 1.6 1.7 1.13																																																												
																																					格納容器内自然冷却却系確保（現場操作）	7.1.2 7.1.3 7.2.1.1 7.2.1.2 7.2.1.3 7.2.1.4	20分	5分	中央制御室	夜間作業時は、ヘッドライト及び映像中電灯により接近可能である。	【伊心・準備がない場合】 通常原子炉運転中と同程度	-	-	電力保安通信用電話設備（保安電話（携帯））及び運転指令設備（ハンドセット）を配置している。通常の連絡手段が使用不能となった場合は無線連絡設備（携帯型）及び緊急電話設備（携帯型）を使用する。	通常原子炉運転中と同じ	1.4 1.5 1.6 1.7 1.13																																																
																																																	格納容器内自然冷却却系確保（現場操作）	7.1.2 7.1.3 7.2.1.1 7.2.1.2 7.2.1.3 7.2.1.4	2時間	1時間4分	接近経路（周辺補機棟・原子炉補助建屋）	夜間作業時は、ヘッドライト及び映像中電灯により接近可能である。	【伊心・準備がない場合】 通常原子炉運転中と同程度	-	-	電力保安通信用電話設備（保安電話（携帯））及び運転指令設備（ハンドセット）を配置している。通常の連絡手段が使用不能となった場合は無線連絡設備（携帯型）及び緊急電話設備（携帯型）を使用する。	通常原子炉運転中と同じ	1.4 1.5 1.6 1.7 1.13																																				
																																																													可搬型面密封型封鎖（格納容器内）	7.1.2 7.1.3 7.2.1.1 7.2.1.2 7.2.1.3 7.2.1.4	50分	32分	周辺補機棟・原子炉補助建屋	夜間作業時は、ヘッドライト及び映像中電灯により接近可能である。	【伊心・準備がない場合】 通常原子炉運転中と同程度	-	-	電力保安通信用電話設備（保安電話（携帯））及び運転指令設備（ハンドセット）を配置している。通常の連絡手段が使用不能となった場合は無線連絡設備（携帯型）及び緊急電話設備（携帯型）を使用する。	通常原子炉運転中と同じ	1.4 1.5 1.6 1.7 1.13																								
																																																																									可搬型面密封型封鎖（格納容器内）	7.1.2 7.1.3 7.2.1.1 7.2.1.2 7.2.1.3 7.2.1.4	1時間	50分	周辺補機棟・原子炉補助建屋	夜間作業時は、ヘッドライト及び映像中電灯により接近可能である。	【伊心・準備がない場合】 通常原子炉運転中と同程度	-	-	電力保安通信用電話設備（保安電話（携帯））及び運転指令設備（ハンドセット）を配置している。通常の連絡手段が使用不能となった場合は無線連絡設備（携帯型）及び緊急電話設備（携帯型）を使用する。	通常原子炉運転中と同じ	1.4 1.5 1.6 1.7 1.13												
																																																																																					A-高圧注入ポンプへの接続解除（排水）	7.1.2 7.1.3 7.2.1.1 7.2.1.2 7.2.1.3 7.2.1.4	20分	6分	中央制御室	夜間作業時は、ヘッドライト及び映像中電灯により接近可能である。	【伊心・準備がない場合】 通常原子炉運転中と同程度	-	-	電力保安通信用電話設備（保安電話（携帯））及び運転指令設備（ハンドセット）を配置している。通常の連絡手段が使用不能となった場合は無線連絡設備（携帯型）及び緊急電話設備（携帯型）を使用する。	通常原子炉運転中と同じ	1.4 1.5 1.6 1.7 1.13

表1 重大事故等対策の成立性確認

No	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ(資料No)	操作・作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境			その他(騒音、足場等)	連絡手段	操作性	技術的能力審査基準
							温度・湿度	放射線環境	照度				
50	原子炉補機冷却水系への通水確保(海水)	A-高圧注入ポンプへの補機冷却水(海水)水系接続成(現場操作)	7.1.2 7.1.3 7.4.2	2時間	1時間4分	格付経路(周辺補機棟・原子炉補助建屋)	外気と同程度	通常原子炉運転中と同程度	ヘッドライトおよび格中電灯を携行している。	前線性を有するアクセスルートを設定している。	-	-	1.4 1.5 1.13
				45分	27分		操作現場(周辺補機棟・原子炉補助建屋)	通常原子炉運転中と同程度	作業エリア生活にはバックアップリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび格中電灯を携行している。	作業エリア周辺には、支障とならない設備はない。	電力保安通信用電話設備(保安電話(携帯))及び運転指令設備(ハンドセット)を配備している。通常の連絡手段が使用不能となった場合は誘行型通話装置を使用する。	通常原子炉運転中と同じであり、容易に操作できる。	
51	高圧再循環運転操作	A-高圧注入ポンプ系接続成	7.1.2 7.1.3 7.4.2	10分	4分	操作現場(中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバックアップリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを配備している。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	1.4
		A-高圧注入ポンプ駆動	7.1.2 7.1.3 7.4.2	5分	3分	操作現場(中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバックアップリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを配備している。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	
52	代替再循環運転操作	B-格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転系接続成(現場操作)	7.4.1 7.4.3	10分	4分	操作現場(中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバックアップリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを配備している。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	1.4
		B-格納容器スプレイポンプ駆動	7.4.1 7.4.3	5分	3分	操作現場(中央制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	中央制御室にはバックアップリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを配備している。	前線性を有するアクセスルートを設定している。	-	通常原子炉運転中と同じ	
52	代替再循環運転操作	B-格納容器スプレイポンプによる代替再循環運転系接続成(現場操作)	7.4.1 7.4.3	10分	5分	格付経路(原子炉補助建屋)	外気と同程度	通常原子炉運転中と同程度	作業エリア生活にはバックアップリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび格中電灯を携行している。	作業エリア周辺には、支障とならない設備はない。	-	通常原子炉運転中と同じであり、容易に操作できる。	1.4
						操作現場(原子炉補助建屋)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	作業エリア生活にはバックアップリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび格中電灯を携行している。	作業エリア周辺には、支障とならない設備はない。	-	通常原子炉運転中と同じであり、容易に操作できる。	

表1 重大事故等対策の成立性確認

No	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナリオ(資料No)	操作・作業の想定時間	訓練等からの実績時間	状況	作業環境			連絡手段	操作性	技術的 能力審査 基準	
							温度・湿度	取柄・照度	その他 (騒音、足場等)				
53	燃料取扱用ホッパへの給油(給水)	可搬型ホース敷設、接続、ホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設	7.2.1.1 7.2.1.2	1時間40分		接近経路(屋外)	-	夜間作業時は、ヘッドライト及び懐中電灯により接近可能である。	電力保安通信用電話設備(保安電話(携帯))及び運転指令設備(ハンドセット)を配備している。通常の連絡手段が使用不能となった場合は無線連絡設備(携帯型)及び衛星電話設備(携帯型)を使用する。	-	屋外に敷設する可搬型ホースは、ホース延長・回収車(送水車用)を使用することから、容易に実施できる。また、可搬型ホースの接続は用いるの結合金具であり、容易に接続できる。		
								夜間作業時は、ヘッドライト及び懐中電灯により接近可能である。					電力保安通信用電話設備(保安電話(携帯))及び運転指令設備(ハンドセット)を配備している。通常の連絡手段が使用不能となった場合は無線連絡設備(携帯型)及び衛星電話設備(携帯型)を使用する。
		ホース延長・回収車(送水車用)による可搬型ホース敷設	7.2.1.1 7.2.1.2	1時間40分		2時間40分	接近経路(屋外)	-	夜間作業時は、ヘッドライト及び懐中電灯により接近可能である。	電力保安通信用電話設備(保安電話(携帯))及び運転指令設備(ハンドセット)を配備している。通常の連絡手段が使用不能となった場合は無線連絡設備(携帯型)及び衛星電話設備(携帯型)を使用する。	-	屋外に敷設する可搬型ホースは、ホース延長・回収車(送水車用)を使用することから、容易に実施できる。また、可搬型ホースの接続は用いるの結合金具であり、容易に接続できる。	1.13
									夜間作業時は、ヘッドライト及び懐中電灯により接近可能である。				
		可搬型大型送水ポンプ車の取組、ポンプ取組の可搬型ホース敷設、海水取水箇所への水中ポンプ設置	7.2.1.1 7.2.1.2	3時間50分			接近経路(屋外)	-	夜間作業時は、ヘッドライト及び懐中電灯により接近可能である。	電力保安通信用電話設備(保安電話(携帯))及び運転指令設備(ハンドセット)を配備している。通常の連絡手段が使用不能となった場合は無線連絡設備(携帯型)を使用する。	-	可搬型大型送水ポンプ車は、車頂として移動可能な設計であり容易に移動できる。また、可搬型ホースは、敷設は可能である。また、可搬型ホースの接続は用いるの結合金具であり、容易に接続できる。また、可搬型ホースの接続は用いるの結合金具であり、容易に接続できる。	
									夜間作業時は、ヘッドライト及び懐中電灯により接近可能である。				
燃料取扱用ホッパへの給油(給水)	7.2.1.1 7.2.1.2	40分		20分	接近経路(周辺掘削建屋)	外気と同程度	アaksesルートにはバツテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび懐中電灯を携帯している。	電力保安通信用電話設備(保安電話(携帯))及び運転指令設備(ハンドセット)を配備している。通常の連絡手段が使用不能となった場合は無線連絡設備(携帯型)を使用する。	-	通常の作業手順と同様に、容易に操作できる。			
							アaksesルートにはバツテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび懐中電灯を携帯している。					電力保安通信用電話設備(保安電話(携帯))及び運転指令設備(ハンドセット)を配備している。通常の連絡手段が使用不能となった場合は無線連絡設備(携帯型)を使用する。	通常の作業手順と同様に、容易に操作できる。

表2 重大事故等対策の成立性確認（放射線防護）

○発電所では、放射線防護具類を以下のとおり整備しており、作業環境や作業内容等の状況に応じて使用する。

重大事故等に対処する要員の初動対応時における装備

名称	着用基準	屋内	屋外
個人線量計（ガラスバッジ）	現場作業を行っていない間も必ず着用	○	○
個人線量計（ポケット線量計）	被ばくおそれがある場合	○	○
綿手袋	身体汚染のおそれがある場合	○	○
汚染防護服（タイベック）、ゴム手袋等	身体汚染のおそれがある場合	△	○
アノラック・汚染作業用長靴（※洞長靴）	身体汚染のおそれがある場合（湿潤作業）	□	—
高線量対応防護服（タンダステンベスト）	高線量下で移動を伴わない作業の場合	—	—
全面マスク等（全面マスク又は電動ファン付きマスク）	身体汚染のおそれがある場合（内部被ばく防止）	○	○
自給式呼吸器	酸欠等のおそれがある場合	○	○

○：必ず着用 △：緊急を要する作業以外は着用 —：着用不要

□：管理区域内で内部溢水が起こっている場所へのアクセス時に着用

※：溢水水位が高い場合に着用

- 外部被ばくの放射線防護の基本原則は距離、時間、遮蔽であり、作業に応じて合理的かつ効果的な方法を選択又は組み合わせさせて放射線防護を実施する。
- 炉心損傷が起こることから、汚染防護服、全面マスクを装着するとともに、個人線量計を常に携帯することにより、作業員の外部被ばく線量を適切に管理する。
- なお、必要な防護具類は、保管場所に保管しており、炉心損傷に備え、作業員の移動に合わせて、人数分必要数量を持ち運ぶ。
- ただし、緊急を要する作業の場合は、全面マスクのみを装着し、作業着については後ほど更衣及び除染を行う。
- 高線量対応防護服（タンダステンベスト）については、作業効率が悪くなり、作業時間が増加し被ばく線量が増加することから、移動を伴う作業においては、原則着用しない。



アノラック+自給式呼吸器



タイベック+全面マスク
+高線量対応形状防護服



個人線量計
(ガラスバッジ)



タイベック+全面マスク



タイベック+全面マスク
+洞長靴



汚染作業用長靴

運転員操作余裕時間に対する解析上の仮定について

重大事故等が発生した場合の対応は、運転要領に基づいて実施するため、解析上は、事象進展に従って適宜運転員が必要な操作を行うことを仮定しているが、運転員操作の仮定に際しては、操作余裕時間を考慮している。具体的には、以下に示すとおりである。

(1) 運転員操作余裕時間に関する基本設定

有効性評価にかかわる解析において仮定した運転員操作余裕時間設定については、以下のとおり大きく5つに分類できる。

- (a) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で操作するもの
 - ・ 警報等の発信時点+10分
- (b) 上記操作に引き続き中央制御室で操作するもの
 - ・ 上記操作+1分
- (c) 中央制御室で監視するパラメータにより、条件を満足したことを起点として中央制御室で操作するもの
 - ・ 条件満足時点+10分
- (d) 中央制御室で監視するパラメータにより、条件を満足したことを起点として現場操作を伴うもの
 - ・ 条件満足時点+30分*
- (e) 個別の運転操作に必要な時間を考慮

※: 訓練等に基づく実移動時間や、操作等に必要な時間を現実的に想定した上で、解析上設定した余裕時間内に十分に対応できることを確認している。

(2) 重要事故シーケンス等毎の運転員等の操作余裕時間

重要事故シーケンス及び評価事故シーケンス毎に考慮している運転員等の操作余裕時間について表1のとおり整理した。

表1 運転員操作余裕時間に対する評価上の仮定の整理 (1/5)

	運転員操作等	解析上設定した操作時間	考え方 ^{※1}
炉心損傷防止対策	2次冷却系からの除熱機能喪失 (主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故)	フィードアンドブリード (中央操作) ・高圧注入ポンプによる炉心注入 ・加圧器逃がし弁手動開	(e) 事前の事象把握は蒸気発生器水位低下等により可能であり、手動安全注入確認と加圧器逃がし弁操作時間として5分とした。
	全交流動力電源喪失 (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)	① 2次冷却系強制冷却 (現場操作) ・主蒸気逃がし弁開 ② 蓄圧タンク出口弁閉止 ^{※2} (中央操作) ③ 2次冷却系強制冷却の再開 (現場操作) ・主蒸気逃がし弁開	①(d) ②(c) ③(e) ①の操作のために既に現場に移動し待機しているため、10分とした。
	全交流動力電源喪失 (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喪失) 原子炉補機冷却機能喪失 (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)	格納容器内自然対流冷却(原子炉補機冷却系) ^{※2} (中央操作、現場操作) ・原子炉補機冷却水加圧	原子炉格納容器最高使用圧力到達+30分
原子炉格納容器の除熱機能喪失 (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)	なし	—	—
原子炉停止機能喪失 (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)			

※1 (a) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で操作するもの (警報等の発信時点+10分)

(b) 上記操作に引き続き中央制御室で操作するもの (上記操作+1分)

(c) 中央制御室で監視するパラメータにより、条件を満足したことを起点として中央制御室で操作するもの (条件満足時点+10分)

(d) 中央制御室で監視するパラメータにより、条件を満足したことを起点として現場操作を伴うもの (条件満足時点+30分)

(e) 個別の運転操作に必要な時間を考慮

※2 代替電源又は電源は、当該操作に間に合うよう準備する

表1 運転員操作余裕時間に対する評価上の仮定の整理 (2/5)

	運転員操作等	解析上設定した操作時間	考え方 ^{※1}
炉心損傷防止対策	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)	2次冷却系強制冷却 (中央操作) ・主蒸気逃がし弁開	非常用炉心冷却設備作動信号発信+10分 で補助給水流量確認、さらに主蒸気逃がし弁操作に+1分
	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)	代替再循環 (中央操作、現場操作) ・格納容器スプレイによる炉心注入	再循環失敗+30分
	格納容器バイパス (インターフェースシステムLOCA)	2次冷却系強制冷却 (中央操作) ・主蒸気逃がし弁開	非常用炉心冷却設備作動信号発信+25分
	格納容器バイパス (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)	①破損側蒸気発生器の隔離 (中央操作) ・補助給水停止 ・主蒸気隔離弁閉止 ・タービン駆動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁閉止 ②2次冷却系強制冷却 (中央操作) ・主蒸気逃がし弁開	①原子炉トリップ+10分で破損側蒸気発生器への補助給水停止、主蒸気隔離弁閉止及びタービン駆動補助給水ポンプ駆動蒸気元弁閉止操作開始、+約2分で操作完了 ②破損側蒸気発生器の隔離操作完了+1分

- ※1 (a) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で操作するもの (警報等の発信時点+10分)
 (b) 上記操作に引き続き中央制御室で操作するもの (上記操作+1分)
 (c) 中央制御室で監視するパラメータにより、条件を満足したことを起点として中央制御室で操作するもの (条件満足時点+10分)
 (d) 中央制御室で監視するパラメータにより、条件を満足したことを起点として現場操作を伴うもの (条件満足時点+30分)
 (e) 個別の運転操作に必要な時間を考慮

表1 運転員操作余裕時間に対する評価上の仮定の整理 (3/5)

	運転員操作等	解析上設定した操作時間	考え方※1
<p>雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)、原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用及び溶融炉心・コンクリート相互作用 (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>	<p>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※2 (現場操作)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替格納容器スプレイポンプによる格納容器へのスプレイ 	<p>炉心溶融開始+30分</p>	<p>(d)</p>
<p>雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損) 及び高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 (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)</p>	<p>①加圧器逃がし弁による1次冷却系強制減圧 (中央操作、現場操作)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・加圧器逃がし弁空気供給 ・加圧器逃がし弁開 <p>②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 (現場操作) ※2</p> <ul style="list-style-type: none"> ・代替格納容器スプレイポンプによる格納容器へのスプレイ 	<p>①炉心溶融開始+10分</p> <p>②炉心溶融開始+30分</p>	<p>①(c)、(e)早期の電源回復不能判断時点から現場操作 (窒素ボンベの接続) に着手し、炉心溶融までに準備完了していることから、中央操作として10分とした。</p> <p>②(d)</p>
<p>水素燃焼 (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>	<p>なし</p>	<p>—</p>	<p>—</p>

格納容器破損防止対策

※1 (a) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で操作するもの (警報等の発信時点+10分)
 (b) 上記操作に引き続き中央制御室で操作するもの (上記操作+1分)
 (c) 中央制御室で監視するパラメータにより、条件を満足したことを起点として中央制御室で操作するもの (条件満足時点+10分)
 (d) 中央制御室で監視するパラメータにより、条件を満足したことを起点として現場操作を伴うもの (条件満足時点+30分)
 (e) 個別の運転操作に必要な時間を考慮

※2 代替電源は、当該操作に間に合うよう準備する

表 1 運転員操作余裕時間に対する評価上の仮定の整理 (4/5)

	運転員操作等	解析上設定した操作時間	考え方 ^{※1}
使用済燃料ピット燃料損傷防止対策	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)	可搬型大型送水ポンプ車による給水 (現場操作)	(e) 使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取扱時の燃料取扱棟の遮蔽設計基準値0.15mSv/hに相当する水位まで低下する約1.6日後までに給水を開始することが可能。
	想定事故 2 (サイフオ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)	可搬型大型送水ポンプ車による給水 (現場操作)	(e) 使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取扱時の燃料取扱棟の遮蔽設計基準値0.15mSv/hに相当する水位まで低下する約1.0日後までに給水を開始することが可能。

※ 1

- (a) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で操作するもの (警報等の発信時点 + 10 分)
- (b) 上記操作に引き続き中央制御室で操作するもの (上記操作 + 1 分)
- (c) 中央制御室で監視するパラメータにより、条件を満足したことを起点として中央制御室で操作するもの (条件満足時点 + 10 分)
- (d) 中央制御室で監視するパラメータにより、条件を満足したことを起点として現場操作を伴うもの (条件満足時点 + 30 分)
- (e) 個別の運転操作に必要な時間を考慮

表1 運転員操作余裕時間に対する評価上の仮定の整理 (5/5)

	運転員操作等	解析上設定した操作時間	考え方 ^{※1}
運転停止中の燃料損傷防止対策	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） （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）	代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水 （現場操作） ^{※2} ・代替注入手段の準備 ・代替格納容器スプレイポンプ起動	事象発生+60分 (e) 全交流動力電源喪失を包絡する余裕時間を設定した。
	全交流動力電源喪失 （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）	代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水 （現場操作） ^{※2} ・代替注入手段の準備 ・代替格納容器スプレイポンプ起動	事象発生+60分 (e) 全交流動力電源喪失時では、代替電源設備、代替注入手段の準備及び代替注入操作に余裕を見込んで60分とした。
	原子炉冷却材の流出 （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ダンダリ機能が喪失する事故）	充てんポンプによる炉心注水 （中央操作） ・充てんポンプ起動	余熱除去機能喪失+20分 (e) 状況判断及び充てんポンプによる注入に余裕を見込んで20分とした。
	反応度の誤投入 （原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故）	希釈停止操作 （中央操作） ・1次系補給水ポンプ停止、弁閉止	「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信+10分 (c)

※1 (a) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で操作するもの（警報等の発信時点+10分）

(b) 上記操作に引き続き中央制御室で操作するもの（上記操作+1分）

(c) 中央制御室で監視するパラメータにより、条件を満足したことを起点として中央制御室で操作するもの（条件満足時点+10分）

(d) 中央制御室で監視するパラメータにより、条件を満足したことを起点として現場操作を伴うもの（条件満足時点+30分）

(e) 個別の運転操作に必要な時間を考慮

※2 代替電源は、当該操作に間に合うよう準備する

有効性評価における作業と所要時間（タイムチャート）の基本的な考え方について

1. 基本事項

(1) 状況判断時間

事象発生から10分間は状況判断、作業準備等を行う想定とし、運転員等の操作は実施しないものとする。

(2) 適宜実施を用いる対応操作

「適宜実施」は特定のタイミングで実施せず、状況に合わせて対応する操作に対して使用する。なお、他操作との重複を許容するが、他の操作を優先した場合であっても作業の成立性に影響のない場合に限定する。

(3) 故障機器等の機能回復操作

フロントライン系機能喪失時は故障機器等の機能回復操作を試みるが、有効性評価では夜間・休日の限られた要員で対応を行う想定であることから、実施できることは限られており、原因不明又は早期の復旧が不能と判断すればそれ以上の機能回復操作を実施せずに、炉心損傷防止又は格納容器破損防止のために速やかに手順に従った対応を進める必要がある。

フロントライン系機能喪失は様々な要因が考えられるが、有効性評価では故障原因を具体的に特定しているものではないため、各事象共通で以下の内容とする。

a. 中央制御室における機能回復操作

対応内容としては動作不能となったポンプの再起動操作、弁操作等が考えられるが、何れも短時間で対応可能なことから一律5分とし、その後は各操作間の余裕時間等で再度回復を試みることを想定して適宜実施とする。

b. 現場における機能回復操作

故障機器等へのアクセス及び早期復旧不能等の判断に要する状況確認時間を考慮して一律10分とし、その後は各操作間の余裕時間等で再度回復を試みることを想定して適宜実施とする。

(4) 原子炉安定停止に向けた対応手段

原子炉安定停止に必要な対応手段はタイムチャートに記載を行う。ただし、有効性評価上考慮している対応が全て実施された後の安定停止に向けた操作が、通常のプラント停止操作等と同様の対応である場合は、作業の成立性に問題は生じないことから

特別記載を行わないものとする。

2. 連続作業の考え方

タイムチャートでは極力早期に各設備を待機状態にできるような要員の動きとするため、可能な場合は基本的に連続作業の形をとることとするが、その考え方を以下にまとめる。なお、運転員による中央制御室での操作は負荷が小さく、作業の連続性は問題とならないことから現場操作についての考え方を示す。

(1) 屋内作業における連続作業の考え方

a. 作業の連続性に対する考慮事項

比較的短時間の間に複数の操作の対応にあたることから、作業が不測の事態により遅延する可能性を考慮し、解析でクレジットをとっている時間（以下、使命時間という。）をもつ作業を同一要員に連続して実施させない。

b. 作業の負荷に対する考慮事項

操作対象の数，操作量，移動距離等を考慮し，負荷の大きい作業については連続して実施させない。

(2) 屋外作業における連続作業の考え方

a. 作業の連続性に対する考慮事項

比較的長時間に亘る対応となることから，以下を考慮して作業を設定する。

(a) 操作実績に対して十分な裕度が各作業の想定時間において確保されていることを確認した上でタイムチャートの作業を設定し，多少の遅延が生じても成立性に影響が生じないようにする。

(b) 連続して実施する作業は，使命時間に対して十分な裕度があることを確認した上でタイムチャートの作業を設定し，状況に応じて休憩等の対応を可能とする。

b. 作業の負荷に対する考慮事項

(a) ホース延長・回収車（送水車用）を用いたホースの敷設等，人力に頼る部分を極力低減した作業内容となっていることを確認した上でタイムチャートの作業を設定する。

(b) 可搬型大型送水ポンプ車による送水作業は複数の災害対策要員で一連の作業を行うことから，要員の役割を固定せずに担当作業の入替えを行っての対応を可能とする。なお，タイムチャートでは要員の記号に「'」を付記し，入替え可能ということを示す。これにより，要員の疲労の状況によっては，負荷の少ない操作と担当を交代する等，状況に応じた対応を可能とする。

(c) 万一，疲労等により対応不能となった要員が発生した場合には，作業を実施して

いない災害対策要員と交代して対応を行うこととする。また、屋外作業は比較的長時間が経過した後の対応であり、現実的には発電所構外からの参集者に期待できることから、状況により参集要員との交代による対応も考慮する。

3. 技術的能力の手順との整合性

技術的能力はそれぞれ条文で要求される機能別に考える故障想定から対応手段を選定し、手順の優先順位等を定めたもの（機能ベースの手順）となっている。

一方、有効性評価は事象ベースであり、夜間・休日における限られた要員での対応を示していることから、技術的能力で選定した手段を優先順位通りに全て実施するものではなく、重大事故等対処設備を用いた手段を中心に選択して実施する必要がある。また、手順着手の判断基準に直接は該当しないが、その後の事象の進展を考慮し先行して準備を実施する場合や有効性評価条件に合わせた対応を示している場合もある。

なお、有効性評価のような事象ベースにおいても迷わず対応可能なように、手順着手の判断や優先順位を事前に検討の上で運転手順書（運転要領）を策定しており、発電課長（当直）は判断を誤ることなく対応が可能となっている。

以下に技術的能力の手順との整合性についての有効性評価における考え方を示す。

(1) 基本的な考え方

- a. 有効性評価における作業の所要時間及び必要要員は技術的能力で整備されている手順と整合を図るが、以下を考慮する。
 - (a) 他の手段と共通する対応操作がある場合等については、その手順の省略を可能とする。
 - (b) 技術的能力のタイムチャートはその手順を単独で行った場合の流れを示しているが、有効性評価は状況により他作業と並行して対応を進める必要があることから、作業の成立性に影響がない場合には、中央制御室及び現場操作の実施タイミングは実際の対応に沿った内容とする。
- b. 手順の優先順位及び着手の判断基準は技術的能力で整備されている手順と整合を図るが、(2)以降に示す内容を考慮する。
- c. 通常の運転操作等、技術的能力で整備している操作に該当しない場合は、訓練実績等に基づき設定した内容とする。（通常の運転操作等の想定時間及び実績時間については添付資料 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」のとおり。）

(2) 対応要員等に対する考慮事項

有効性評価は夜間・休日の限られた要員での対応を想定するため以下を考慮する。

- a. 有効性評価上考慮しない手順に着手する場合は、原則、最も優先順位の高い対応手段のみを実施する。なお、SG 直接給水用高圧ポンプによる蒸気発生器への注水については高揚程のポンプであり補助給水ポンプの代替手段として有効なため、第2手段ではあるが対応を行う。
- b. 複数の手順着手の判断基準に該当した場合は、使命時間内に各手順が達成可能なように順序立てて着手を行う。
- c. サポート系機能喪失時は対応操作が多岐に亘ることから以下を考慮する。
 - (a) 注水等に用いる水源の選択については、使命時間内に確実に注水可能な手段として、重大事故対処設備を用いた手段である海水を選択する想定とする。
 - (b) 可搬型設備による使用済燃料ピットの状態監視については、漏洩が発生しているものではなく、常設設備により水位等の監視が可能であることから、他の操作を優先する。本手順は対応可能となった時点での着手とする補助的な位置付けの対応となることから、有効性評価上は特別記載を行わない。
 - (c) 格納容器水素イグナイタ起動については、炉心損傷に至らないと判断できる事故シーケンスの場合、格納容器内の水素濃度上昇を伴わないことから、他の操作を優先する。本手順は対応可能となった時点での着手とする補助的な位置付けの対応となることから、有効性評価上は特別記載を行わない。

(3) 事象進展に対する考慮事項

重要事故シーケンスの中でもサポート系機能喪失時はプラント状態が厳しくなることから、その後の事象進展の可能性を考慮し以下の対応とする。

- a. 炉心損傷防止対策の場合であっても炉心損傷に至った際の代替格納容器スプレイポンプの炉心注水から CV スプレイへの切り替えを考慮して、B-充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水の準備を行う。また、アニュラス内の水素排出及び被ばく低減を考慮して、B-アニュラス空気浄化ファンの準備及び起動を行う。
- b. 全交流動力電源喪失の場合は、常設直流電源の喪失を考慮して、可搬型計測器によるパラメータ計測又は監視の準備を行う。
- c. 全交流動力電源喪失(RCP シール LOCA が発生しない場合)の場合は、シール LOCA への事象進展を考慮して、代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水の準備、1次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁等の閉止及び中央制御室非常用循環ファンの準備及び起動を行う。

(4) 事故シーケンス毎の有効性評価条件に対する考慮事項

- a. 2次冷却系からの除熱機能喪失

1次冷却系のフィードアンドブリード操作開始は、技術的能力で示している蒸気発生器広域水位 10%未満ではなく、解析条件である蒸気発生器広域水位 0%到達とする。(0%のほうが炉心冷却の観点で厳しくなり保守的な設定となる)

- b. 全交流動力電源喪失 (RCP シール LOCA が発生しない場合)
 - (a) 有効性評価の審査ガイドに従い、交流動力電源は 24 時間使用できないものことから、代替非常用発電機以外の電源復旧作業には着手せず、24 時間後に代替非常用発電機による給電が開始される想定とする。
 - (b) 有効性評価の審査ガイドに従い、常設直流電源は 24 時間にわたり、重大事故等の対応に必要な設備に電気の供給を行えるものことから、可搬型直流電源用発電機及び可搬型直流変換器による代替電源 (直流) からの給電には着手しない想定とする。
- c. 原子炉補機冷却機能喪失
全交流動力電源喪失と同じ評価事故シーケンスを選定しており、事象の推移が同一となることから、電源の回復操作に関する手順以外は同様の対応を行う想定とする。
- d. 原子炉停止機能喪失
有効性評価では事象発生後 10 分間は運転員等の操作に期待しないことから、共通要因故障対策盤 (自動制御盤) (ATWS 緩和設備) の作動状況の確認後に手動による原子炉手動トリップ操作を行う想定とする。
- e. 水素燃焼
炉心損傷に至るため、再循環運転に移行しない可能性があるが、有効性評価条件に合わせて格納容器スプレイポンプの再循環運転を継続し、格納容器内自然対流冷却には着手しない想定とする。
- f. 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)
ディーゼル発電機による給電が可能であることから、充てんポンプを用いた炉心注水が可能であるが、全交流動力電源喪失 (停止時) と同一条件で評価していることから、全交流動力電源喪失 (停止時) に合わせて代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水を行う想定とする。なお、代替格納容器スプレイポンプより優先順位の高い炉心注水手段については、考慮しない手順の扱いとして可能な限り対応を行う想定とする。

(5) その他考慮事項

- a. 技術的能力の手順着手の判断基準に直接該当しない場合であっても、実施する手順が類似する場合にはその内容を参照する。
- b. 必要に応じて実施する長期的な対応等については可能となった時点での着手とする補助的な位置付けの対応であることから、有効性評価上は特別記載を行わない。

- c. 自動起動補機等, 運転員の対応を必要としない手段については事故対応上で特記すべき事項を除き記載を行わない。
- d. 監視事項は多岐に亘るため, 事故対応上で特記すべき事項を除き記載を行わない。

以上

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

表 1～4 に炉心損傷防止対策、格納容器破損防止対策、使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策及び運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価の各重要事故シーケンス等において、安全機能の喪失に対する仮定及び解析上考慮しない主な重大事故等対処設備の一覧を示す。

表1 炉心損傷防止対策の有効性評価における安全機能の喪失に対する仮定 (1/2)

事故シナリオグループ	重要事故シナリオ	安全機能の喪失に対する仮定	解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備
2次冷却系からの除熱機能喪失	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"> 補助給水系機能喪失 	—
全交流動力電源喪失	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	<ul style="list-style-type: none"> 非常用所内交流電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> B-充てんポンプ (自己冷却)
	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	<ul style="list-style-type: none"> 非常用所内交流電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 	
原子炉補機冷却機能喪失	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	<ul style="list-style-type: none"> 非常用所内交流電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> B-充てんポンプ (自己冷却)
原子炉格納容器の除熱機能喪失	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	<ul style="list-style-type: none"> 格納容器スプレイ注入機能喪失 低圧再循環機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> 代替格納容器スプレイポンプ
原子炉停止機能喪失 (主給水流量喪失)	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	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉停止機能喪失 	—

表1 炉心損傷防止対策の有効性評価における安全機能の喪失に対する仮定 (2/2)

事故シナリオグループ	重要事故シナリオ	安全機能の喪失に対する仮定	解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備
原子炉停止機能喪失 (負荷の喪失)	負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故	・原子炉停止機能喪失	—
ECCS 注水機能喪失	中破断 LOCA 時に高圧注水機能が喪失する事故	・高圧注水機能喪失	・充てんポンプ
ECCS 再循環機能喪失	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	・ECCS 再循環機能喪失	—
格納容器バイパス (インターフェイスシステム LOCA)	インターフェイスシステム LOCA	・余熱除去系入口隔離弁の誤開又は破損が発生した側の余熱除去機能喪失	—
格納容器バイパス (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)	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	・主蒸気安全弁 1 個の開固着	—

表2 格納容器破損防止対策の有効性評価における安全機能の喪失に対する仮定

格納容器破損モード	評価事故シナリオ	安全機能の喪失に対する仮定	解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損) 原子炉圧力容器外の溶融燃料－ 冷却材相互作用 溶融炉心・コンクリート相互作用	大破断 LOCA 時に低圧注入機能、 高圧注入機能が及び格納容器ス プレイ注入機能が喪失する事故	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧注入機能喪失 ・高圧注入機能喪失 ・格納容器スプレイ注入機能喪失 ・外部電源喪失時に非常用所内 交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・B-充てんポンプ (自己冷却)
雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損) 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気 気直接加熱	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	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失時に非常用所内 交流電源喪失 ・補助給水機能喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・B-充てんポンプ (自己冷却)
水素燃焼	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	<ul style="list-style-type: none"> ・低圧注入機能喪失 ・高圧注入機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器水素イグナイタ ・充てんポンプ

表3 使用済燃料ピットの燃料損傷防止対策の有効性評価における安全機能の喪失に対する仮定

想定事故		安全機能の喪失に対する仮定	解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備
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	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピット冷却機能喪失 使用済燃料ピット注水機能喪失 	—
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	<ul style="list-style-type: none"> 使用済燃料ピット冷却機能喪失 使用済燃料ピット注水機能喪失 	—

表4 運転停止中の燃料損傷防止対策の有効性評価における安全機能の喪失に対する仮定

事故シナリオグループ	重要事故シナリオ	安全機能の喪失に対する仮定	解析上考慮しない 主な重大事故等対処設備
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)	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	<ul style="list-style-type: none"> 待機中の余熱除去系機能喪失 充てん機能喪失 高圧注入機能喪失 	—
全交流動力電源喪失	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	<ul style="list-style-type: none"> 非常用所内交流電源喪失 原子炉補機冷却機能喪失 	<ul style="list-style-type: none"> B-充てんポンプ(自己冷却)
原子炉冷却材の流出	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	<ul style="list-style-type: none"> 1次冷却材水位が1次冷却材配管の下端に到達した時点で余熱除去機能喪失 	—
反応度の誤投入	原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤動作等により原子炉へ純水が流入する事故	—	—

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

泊発電所3号炉では、炉心内でA型燃料とB型燃料を併用するが、安全評価*¹においては代表的にA型燃料を評価対象とする。

表1に示すように、A型燃料とB型燃料において燃料の主要な仕様に大きな差異はなく、核的、機械的、熱水力的にA型燃料とB型燃料の性能は同じように扱えることを確認している。運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故においては、A型燃料及びB型燃料の熱水力特性がほぼ同じであり、また、炉心全体及び局所的な核特性が混在炉心ゆえに厳しくなることはない。これらの結果を考慮して、本発電用原子炉施設の重大事故等対策(設備、手順等)の有効性を確認するという重大事故等対策の有効性評価においても評価対象の燃料の種類は1つとし、代表的にA型燃料について評価を行う。

また、安全評価においては、A型ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の混在も考慮している。

* 1 運転時の異常な過渡変化、設計基準事故および重大事故等への対処に係る措置の有効性評価

表1 A型燃料とB型燃料の主要な燃料仕様（泊3号炉）

	ステップ2		
	単位	A型	B型
ペレット			
直径	mm	約 8.19	同左
初期密度 (理論密度における)	%	約 97	同左
濃縮度	wt%	約 4.8	同左
燃料被覆管			
外径	mm	約 9.50	同左
厚さ	mm	約 0.57	同左
被覆管-ペレット 間隙 (直径)	mm	約 0.17	同左
燃料集合体			
燃料棒配列		17×17	同左
集合体当たりの 燃料棒本数		264	同左
燃料棒初期 ヘリウム圧力	MPa		
燃料棒ピッチ	mm	約 12.6	同左
支持格子数		9	同左

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

重大事故対策等の成立性確認内容について

成立性の確認において、特に現場作業で実施する作業項目に対して、「操作概要」「要員数」「作業に必要な操作時間」「操作の成立性（アクセス性、作業環境、操作性、連絡手段）」を示す。

操作の成立性を確認する上での、訓練実績は作業環境や操作性を考慮し、以下の通りとした。

- ・ 建屋内照明は、常用照明「切」にて実施
- ・ 運転員及び災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行し運転操作を実施
- ・ 運転員の通話手段は、PHS 又は携行型通話装置を使用
- ・ 災害対策要員の通話手段は、PHS 又は携行型通話装置を使用
- ・ 操作時間に含まれる移動時間は、中央制御室から操作場所までの移動を考慮

別紙－1：電源確保作業に関する手順の成立性について

別紙－2：2次冷却系強制冷却操作に関する手順の成立性について

別紙－3：代替格納容器スプレイポンプ準備に関する手順の成立性について

別紙－4：被ばく低減操作及び加圧器逃がし弁開操作準備に関する手順の成立性について

別紙－5：蒸気発生器、使用済燃料ピットへの注水確保(海水)に関する手順の成立性について

別紙－6：燃料取替用水ピットへの補給(海水)に関する手順の成立性について

別紙－7：原子炉補機冷却水系統への通水確保(海水)に関する手順の成立性について

別紙－8：1次冷却材ポンプシール隔離操作に関する手順の成立性について

別紙－9：原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作に関する手順の成立性について

電源確保作業に関する手順の成立性について

1. 非常用母線受電

(1) 操作概要

全交流動力電源喪失時において、代替電源として代替非常用発電機からの受電に必要な遮断器操作を実施する。



【図1 3B-安全補機開閉器室】



【図2 SA用代替電源受電B系 受電遮断器】

(2) 作業に必要な要員数

3名

(3) 作業に必要な操作時間（訓練実績、常用照明切で実施）

34分（移動時間含む）

（想定時間：45分）

(4) 操作の成立性

- a. アクセス性は、以下の理由より問題ない。
- ・耐震性を有するアクセスルートを設定している。
 - ・アクセスルートにはバッテリー内蔵照明を設置している。
 - ・運転員及び災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。

- b. 作業環境は、以下の理由より問題ない。
- ・安全補機開閉器室の室温は通常運転中と同程度である。
 - ・室内にはバッテリー内蔵照明を設置している。
 - ・運転員及び災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。
- c. 操作性は、以下の理由より問題ない。
- ・通常操作する遮断器操作と同じである。
 - ・操作対象となる機器リストを携行している。
- d. 連絡手段は、以下の理由より問題ない。
- ・PHS を携帯している。
 - ・携行型通話装置を携行しており、PHS が使用できないときに使用する。



【図3 アクセスルートの一部】



【図4 操作風景】

以上

2次冷却系強制冷却操作に関する手順の成立性について

1. 主蒸気逃がし弁開操作

(1) 操作概要

全交流動力電源喪失時において、2次冷却系強制冷却のために主蒸気逃がし弁を現場で開操作する。



【図1 3B-主蒸気逃がし弁】

(2) 作業に必要な要員数

3名

(3) 作業に必要な操作時間（訓練実績、常用照明切で実施）

12分（移動時間含む）

（想定時間：20分）

(4) 操作の成立性

- a. アクセス性は、以下の理由より問題ない。
 - ・耐震性を有するアクセスルートを設定している。
 - ・アクセスルートにはバッテリー内蔵照明を設置している。
 - ・運転員及び災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。
- b. 作業環境は、以下の理由より問題ない。
 - ・主蒸気管室の室温は通常運転中と同程度である。
 - ・室内にはバッテリー内蔵照明を設置している。
 - ・運転員及び災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。
- c. 操作性は、以下の理由より問題ない。
 - ・手動ハンドルで操作するにあたり足場を設置し操作性を確保している。
 - ・操作対象弁を明確化している。

- d. 連絡手段は、以下の理由より問題ない。
- ・ PHS を携帯している。
 - ・ 携行型通話装置を携行しており、PHS が使用できないときに使用する。



【図2 アクセスルートの一部】



【図3 3B-主蒸気逃がし弁操作風景】

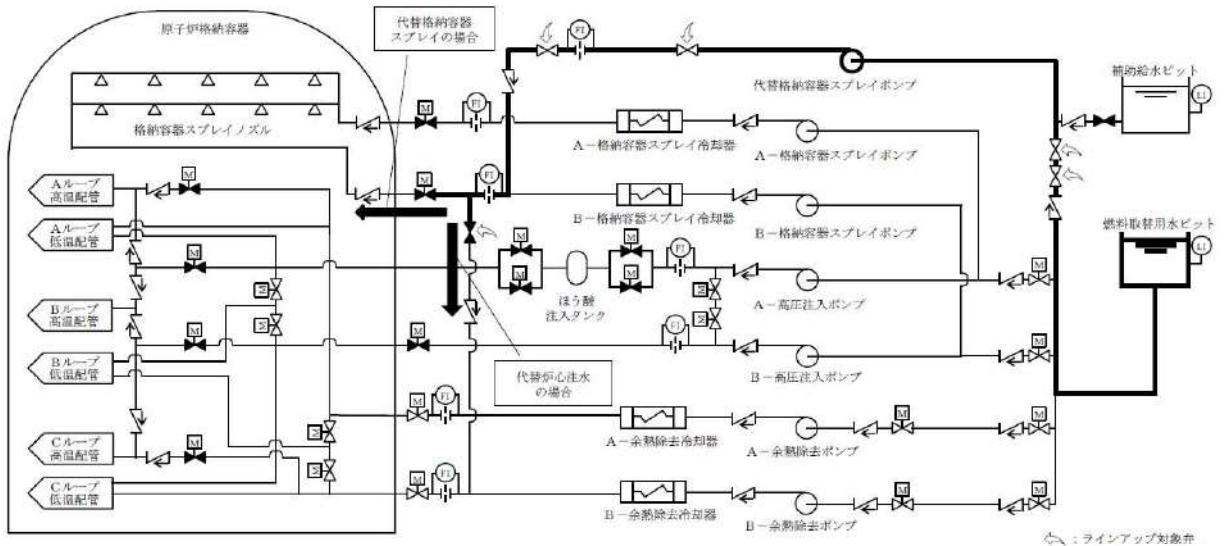
以 上

代替格納容器スプレイポンプ準備に関する手順の成立性について

1. 代替格納容器スプレイポンプラインアップ

(1) 操作概要

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態時に代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を開始できるよう系統ラインアップを実施する。



【図1 代替格納容器スプレイポンプ概略系統】

(2) 作業に必要な要員数
2名

(3) 作業に必要な操作時間（訓練実績，常用照明切で実施）
27分（移動時間含む）
（想定時間：30分）

(4) 操作の成立性

- a. アクセス性は、以下の理由より問題ない。
 - ・耐震性を有するアクセスルートを設定している。
 - ・アクセスルートにはバッテリー内蔵照明を設置している。
 - ・運転員及び災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。
- b. 作業環境は、以下の理由より問題ない。
 - ・周辺補機棟及び原子炉補助建屋の室温は通常運転中と同程度である。
 - ・運転員及び災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。
- c. 操作性は、以下の理由より問題ない。
 - ・通常操作する弁操作と同じである。
 - ・弁操作補助具を配備している。
 - ・ポンプ起動までの操作を分かりやすく示した手順を携行している。

- d. 連絡手段は、以下の理由より問題ない。
- ・ PHS を携帯している。
 - ・ 携行型通話装置を携行しており、PHS が使用できないときに使用する。



【図2 アクセスルートの一部】

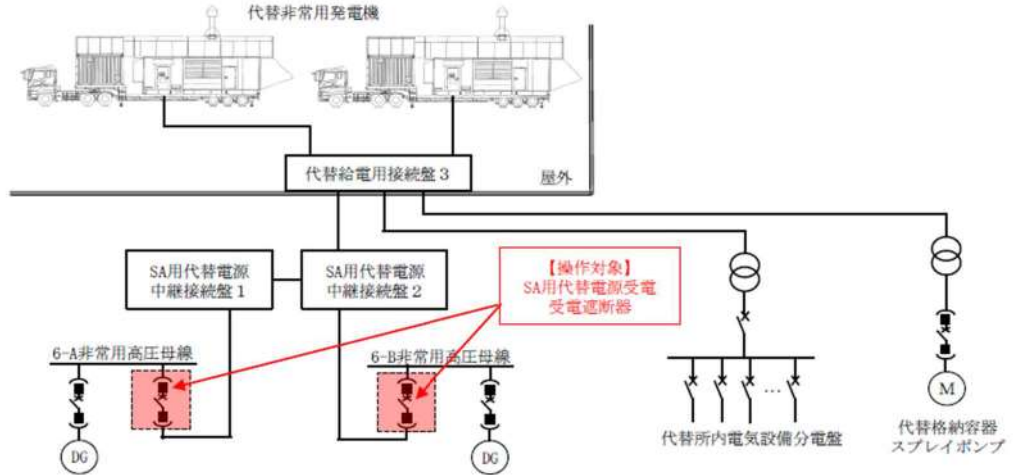


【図3 操作風景】

2. 代替格納容器スプレイポンプ電源投入

(1) 操作概要

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態時に代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水が開始できるよう非常用高圧母線より電源をポンプへ給電する。



【図4 代替格納容器スプレイポンプ電源系統概略図】

(2) 作業に必要な要員数

1名

(3) 作業に必要な操作時間（訓練実績，常用照明切で実施）

13分（移動時間含む）

（想定時間：15分）

(4) 操作の成立性

- a. アクセス性は、以下の理由より問題ない。
 - ・耐震性を有するアクセスルートを設定している。
 - ・アクセスルートにはバッテリー内蔵照明を設置している。
 - ・運転員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。
- b. 作業環境は、以下の理由より問題ない。
 - ・原子炉補助建屋の室温は通常運転中と同程度である。
 - ・運転員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。
- c. 操作性は、以下の理由より問題ない。
 - ・ポンプ起動までの操作を分かりやすく示した手順を携行している。

- d. 連絡手段は、以下の理由より問題ない。
- ・ PHS を携帯している。
 - ・ 携行型通話装置を携行しており、PHS が使用できないときに使用する。



【図5 アクセスルートの一部】



【図6 操作風景】

以 上

3. 代替格納容器スプレイポンプ起動～注水開始

(1) 操作概要

原子炉冷却材圧力バウンダリが低圧の状態時に代替格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を開始する。



【図7 代替格納容器スプレイポンプ】



【図8 操作風景】

(2) 作業に必要な要員数

1名

(3) 作業に必要な操作時間（訓練実績，常用照明切で実施）

3分（移動時間含む）

（想定時間：5分）

(4) 操作の成立性

- a. アクセス性は，以下の理由より問題ない。
 - ・耐震性を有するアクセスルートを設定している。
 - ・アクセスルートにはバッテリー内蔵照明を設置している。
 - ・運転員は，ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。
- b. 作業環境は，以下の理由より問題ない。
 - ・周辺補機棟の室温は通常運転中と同程度である。
 - ・運転員は，ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。
- c. 操作性は，以下の理由より問題ない。
 - ・通常操作する弁操作と同じである。
 - ・ポンプ起動までの操作を分かりやすく示した手順を携行している。
- d. 連絡手段は，以下の理由より問題ない。
 - ・PHSを携帯している。
 - ・携行型通話装置を携行しており，PHSが使用できないときに使用する。

以上

被ばく低減操作及び加圧器逃がし弁開操作準備
に関する手順の成り立ちについて

1. アニュラス空気浄化系空気作動弁及びダンパへの代替空気供給操作

(1) 操作概要

全交流動力電源喪失時において、炉心損傷時の被ばく低減及び水素爆発防止のため、アニュラス空気浄化ファンを起動するためのアニュラス空気浄化系空気作動弁及びダンパ駆動用の窒素供給操作を行う。



【図1 アニュラス全量排気弁等操作用可搬型窒素ガスポンプ】

(2) 作業に必要な要員数

2名

(3) 作業に必要な操作時間（訓練実績、常用照明切で実施）

15分（移動時間含む）

（想定時間：20分）

(4) 操作の成り立ち

- a. アクセス性は、以下の理由より問題ない。
 - ・耐震性を有するアクセスルートを設定している。
 - ・アクセスルートにはバッテリー内蔵照明を設置している。
 - ・運転員及び災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。
- b. 作業環境は、以下の理由より問題ない。
 - ・周辺補機棟の室温は通常運転中と同程度である。
 - ・運転員及び災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。
- c. 操作性は、以下の理由より問題ない。
 - ・通常操作する弁操作と同じである。
 - ・操作用専用工具を配備している。
 - ・操作対象となる機器リストを携行している。

- d. 連絡手段は、以下の理由より問題ない。
- ・ PHS を携帯している。
 - ・ 携行型通話装置を携行しており、PHS が使用できないときに使用する。



【図2 アクセスルートの一部】



【図3 操作風景】

以 上

2. 加圧器逃がし弁開操作準備

(1) 操作概要

原子炉冷却材圧力バウンダリの減圧設備として、加圧器逃がし弁の開操作準備を実施するため、駆動用の窒素供給操作を行う。



【図4 加圧器逃がし弁操作可搬型窒素ガスポンペ】

(2) 作業に必要な要員数

2名

(3) 作業に必要な操作時間（訓練実績、常用照明切で実施）

21分（移動時間含む）

（想定時間：30分）

(4) 操作の成立性

- a. アクセス性は、以下の理由より問題ない。
 - ・耐震性を有するアクセスルートを設定している。
 - ・アクセスルートにはバッテリー内蔵照明を設置している。
 - ・運転員及び災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。
- b. 作業環境は、以下の理由より問題ない。
 - ・周辺補機棟の室温は通常運転中と同程度である。
 - ・運転員及び災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。
- c. 操作性は、以下の理由より問題ない。
 - ・通常操作する弁操作と同じである。
 - ・操作専用工具を配備している。
 - ・操作対象となる機器リストを携行している。

- d. 連絡手段は、以下の理由より問題ない。
- ・ PHS を携帯している。
 - ・ 携行型通話装置を携行しており、PHS が使用できないときに使用する。



【図5 アクセスルートの一部】



【図6 操作風景】

以 上

燃料取替用水ピットへの補給(海水)
に関する手順の成立性について

1. 可搬型大型送水ポンプ車の配備（保管場所からの移動，可搬型ホースの敷設）

(1) 操作概要

燃料取替用水ピットへの給水作業に用いる可搬型大型送水ポンプ車，可搬型ホース等の資機材を保管場所から移動させ，取水箇所から給水箇所へホースを延長し，接続作業を行った上で注水を行う。



【図1 可搬型大型送水ポンプ車】



【図2 可搬型ホース接続】

(2) 作業に必要な要員数

6名

(3) 作業に必要な操作時間（訓練実績，常用照明切で実施）

作業時間（想定時間）：3時間20分

作業時間（実績時間）：2時間40分

(4) 操作の成立性

- a. アクセス性は，以下の理由により問題ない。
 - ・夜間は，ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。
 - ・可搬型大型送水ポンプ車等の資機材保管場所，運搬ルート，設置エリアにはアクセスする上で支障となる設備はない。
- b. 作業環境は，以下の理由により問題ない。
 - ・可搬型大型送水ポンプ車等の資機材保管場所，運搬ルート，設置エリアには作業を行う上で支障となる設備はない。
 - ・災害対策要員は，ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており，作業の実施は可能である。
- c. 操作性は，以下の理由により問題ない。
 - ・資機材の運搬，敷設作業は一般的な作業であり，容易に実施可能であり，災害対策要員については必要な訓練を継続的に実施している。
- d. 連絡手段は，以下の理由により問題ない。
 - ・通常時の通信手段として，PHSを携行している。
 - ・通常の通信手段が不通となった場合でも，必要な連絡を行える手段として，衛星電話設備（携帯型）を持参している。
 - ・災害対策要員間の通信手段として，無線連絡設備（携帯型）にて通話可能である。

以上

原子炉補機冷却水系への通水確保(海水)
に関する手順の成立性について

1. 格納容器再循環ユニット通水ラインアップ, 可搬型大型送水ポンプ車起動準備

(1) 操作概要

全交流動力電源喪失時において, 格納容器内自然対流冷却用海水の供給, 原子炉補機冷却系への海水供給のため, 海水を水源とした可搬型大型送水ポンプ車による通水作業の準備を行う。



【図1 可搬型大型送水ポンプ車】



【図2 可搬型ホース接続】



【図3 原子炉補機冷却水系の可搬型ホース接続口】

(2) 作業に必要な要員数
6名

(3) 作業に必要な操作時間 (訓練実績, 常用照明切で実施)
作業時間 (想定時間): 4時間 10分
作業時間 (実績時間): 2時間 47分

(4) 操作の成立性

- a. アクセス性は、以下の理由により問題ない。
 - ・夜間においては、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。
 - ・可搬型大型送水ポンプ車等の資機材保管場所、運搬ルート、設置エリアにはアクセスする上で支障となる設備はない。
- b. 作業環境は、以下の理由により問題ない。
 - ・可搬型大型送水ポンプ車等の資機材保管場所、運搬ルート、設置エリアには作業を行う上で支障となる設備はない。
 - ・災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行しており、作業の実施は可能である。
- c. 操作性は、以下の理由により問題ない。
 - ・資機材の運搬、敷設作業は一般的な作業であり、容易に実施可能であり、災害対策要員については必要な訓練を継続的に実施している。
- d. 連絡手段は、以下の理由により問題ない。
 - ・通常時の通信手段として、PHSを携帯している。
 - ・通常の通信手段が不通となった場合でも、必要な連絡を行える手段として、衛星電話設備（携帯型）を持参している。
 - ・災害対策要員間の通信手段として、無線連絡設備（携帯型）にて通話可能である。

以 上

1次冷却材ポンプシール隔離操作に関する手順の成立性について

1. 1次冷却材ポンプ封水戻り隔離弁等閉止

(1) 操作概要

全交流動力電源喪失時において、1次冷却材ポンプシール故障による1次冷却材漏えいを防止するために1次冷却材ポンプシールラインの隔離弁を現場で閉止する。



【図1 3A-1次冷却材ポンプ封水注入ラインC/V外側隔離弁】

(2) 作業に必要な要員数

2名

(3) 作業に必要な操作時間（訓練実績、常用照明切で実施）

43分（移動時間含む）

（想定時間：60分）

(4) 操作の成立性

- a. アクセス性は、以下の理由より問題ない。
 - ・耐震性を有するアクセスルートを設定している。
 - ・アクセスルートにはバッテリー内蔵照明を設置している。
 - ・運転員及び災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。
- b. 作業環境は、以下の理由より問題ない。
 - ・作業エリアの室温は通常運転中と同程度である。
 - ・運転員及び災害対策要員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。
- c. 操作性は、以下の理由より問題ない。
 - ・通常操作する電動弁の手動操作と同じである。
 - ・操作対象弁を明確化している。

- d. 連絡手段は、以下の理由より問題ない。
- ・ PHS を携帯している。
 - ・ 携行型通話装置を携行しており、PHS が使用できないときに使用する。



【図2 アクセスルートの一部】



【図3 3B-1次冷却材ポンプ封水注入ラインC/V外側隔離弁操作風景】

以上

原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作に関する手順の成立性について1. 原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作

(1) 操作概要

原子炉格納容器の減圧手段として格納容器再循環ユニットを用いるにあたり、原子炉補機冷却水の沸騰を防止するための窒素加圧を実施する。



【図1 原子炉補機冷却水サージタンク加圧用可搬型窒素ガスボンベ】

(2) 作業に必要な要員数

2名

(3) 作業に必要な操作時間（訓練実績、常用照明切で実施）

41分（移動時間含む）

（想定時間：60分）

(4) 操作の成立性

- a. アクセス性は、以下の理由より問題ない。
 - ・耐震性を有するアクセスルートを設定している。
 - ・アクセスルートにはバッテリー内蔵照明を設置している。
 - ・運転員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。
- b. 作業環境は、以下の理由より問題ない。
 - ・作業エリアの室温は通常運転中と同程度である。
 - ・運転員は、ヘッドライト及び懐中電灯を携行している。
- c. 操作性は、以下の理由より問題ない。
 - ・通常操作する弁操作と同じである。
 - ・操作対象弁を明確化している。

- d. 連絡手段は、以下の理由より問題ない。
- ・ PHS を携帯している。
 - ・ 携行型通話装置を携行しており、PHS が使用できないときに使用する。



【図2 アクセスルートの一部】



【図3 原子炉補機冷却水サージタンク加圧操作風景】

以 上

シビアアクシデント解析に係る当社の関与について

有効性評価のうち、シビアアクシデント解析業務はプラントメーカーに委託しているものの、解析結果の活用にあたっては、以下のとおり当社としても積極的に関与し、解析業務の適切性を確認している。

- 解析コードの実機適用性にあたっては、プラントメーカーとの共同研究等により、プラントメーカーと一体となって検討を進めており、報告会等を通じて当社の意見を反映している。なお、有効性評価に使用している解析コード開発時の当社の関与について、表1に示す。
- 解析業務委託にあたっては、当社よりプラントメーカーに対して「原子力施設における許認可申請等に係る解析業務の品質向上ガイドライン」^{*1}（平成26年3月原子力技術協会）に基づいて、それまでの経験等を反映した社内マニュアルにしたがって要員の教育、計算機プログラムの検証、入力根拠の明確化等、必要な品質保証活動の実施を要求している。
- これに加えて、当社がプラントメーカーに赴き、上記の要求事項が適切に実施されていることを確認している。
- 解析結果については、既往の解析結果と比較すること等により妥当性を確認している。

なお、シビアアクシデントについては、今後も不確実さを含む現象などに対する継続的な検討を進め、更なる知見の拡充に努めていく。

【参考】シビアアクシデント解析の活用例

- シビアアクシデント解析結果を用いたアクシデントマネジメントガイドライン（AMG）の整備。これに基づく教育・訓練の実施。
⇒今回の有効性評価等を踏まえた改善等を行い、継続的に教育、訓練を実施している。また、更なる運転員の教育のため、自社のシミュレータ及び原子力発電訓練センター（NTC）におけるシミュレータを活用し、シビアアクシデント挙動の把握・対応能力向上に努めている。
- シビアアクシデント解析に主体的に関与することを目的に MAAP^{*2}コードを導入している。
- 福島第一原子力発電所事故を踏まえ、炉心損傷や格納容器破損などのシビアアクシデントに対する教育を充実するために、MAAPコードをベースとした炉心損傷や格納容器破損までのプラント挙動等を理解する評価ツールを導入しており、発電所対策本部要員等を対象とした教育を実施し、シビアアクシデントの挙動に関する知識の向上を図ることとしている。

➤評価ツールに表示される事故時のパラメータから、プラント状況を判断し、アクシデントマネジメントガイドラインを用いて影響緩和策を決定する机上演習を実施し、判断能力の向上に努めていく。

※1：原子力施設の許認可申請等における解析業務の品質向上のために、発注者（事業者）と受注者（解析者）における解析業務に係る品質保証活動としての実施事項について、各社の管理プロセスとして自主的に取り組むべき内容を明確化したもの。

※2：EPRI によって開発されたコード

表1 有効性評価に使用している解析コード／評価手法の開発に係る当社の関与

コード	共同研究実績	
M-RELAP5	平成 17～18 年度	新 Non-LOCA 解析手法の実機適用研究
SPARKLE-2	平成 19～20 年度	新 Non-LOCA 解析手法を用いた反応度投入事象に関する評価指針解析への適合性に関する研究 他
MAAP	昭和 62 年度 昭和 63～平成元年度	シビアアクシデントの評価に関する研究 シビアアクシデントの評価に関する研究（その2）他
GOTHIC	平成 10～11 年度 平成 18 年度	格納容器内圧評価手法の高度化に関する研究 多区画内圧評価手法の実機適用化に関する研究
COCO	平成 2 年度	最適安全解析コード及び評価手法の開発（ステップ4）

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）

- (1) 一般
- (2) 炉心データ
- (3) 燃料データ
- (4) 加圧器及び弁関連データ
- (5) 蒸気発生器関連データ
- (6) 1次冷却材ポンプ（RCP）関連データ
- (7) 原子炉格納容器関連データ
- (8) 原子炉制御設備
- (9) 燃料取替用水ピット

第1表 システム熱水力解析用データ

名 称	数 値	解析上の取り扱い
(1) 一般		
1) 炉心熱出力	2,652×1.02MW	定格値+定常誤差(※1)
2) ループ数	3	設計値
3) ループ全流量	60,600m ³ /h	設計値
4) 1次冷却材圧力	15.41+0.21MPa[gage]	定格値+定常誤差(※1)
5) 1次冷却材温度	306.6+2.2℃	定格値+定常誤差(※1)
6) 原子炉容器入口温度	288℃	設計値
7) 原子炉容器出口温度	325℃	設計値
8) 上部ヘッド温度	<input type="text"/>	設計値
9) 1次冷却材容積	273 m ³ (内訳は第2表参照)	設計値、SGプラグ率10%を考慮
10) 流路形状データ(水力的等価直径、 流路断面積、流路長さ、流路高さ)	第3表、第4表及び第1図～ 第5図参照	設計値
11) 圧力損失データ	第5表参照	設計値
12) 炉心崩壊熱	AESJ推奨値+ORIGEN-2	最大値(炉心運用の包絡値)
(2) 炉心データ		
1) 冷却材炉心流量		
i 炉心流量	93.5%	設計値
ii バイパス流量	<input type="text"/> %	設計値
iii 原子炉容器頂部 バイパス流量	<input type="text"/> %	設計値
2) 炉心流路面積	<input type="text"/> m ²	設計値
3) 実効熱伝達面積	4.515×10 ³ m ²	設計値
4) 即発中性子寿命	21 μs	最大値(炉心運用の包絡値)
5) 遅発中性子割合	0.75%	最大値(炉心運用の包絡値)
6) 減速材密度係数	第6図参照	最小値(炉心運用の包絡値)(※1)
7) ドップラ係数	第7図参照	最大値【絶対値】(炉心運用の包絡値) (※1)
8) トリップ反応度曲線	第8図参照	最小値(炉心運用の包絡値)

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

名 称	数 値	解析上の取り扱い
(3) 燃料データ		
1) 燃料集合体数	157	設計値
2) 集合体あたりの燃料棒数	264	設計値
3) 燃料棒配列	17×17	設計値
4) 燃料棒ピッチ	1.26cm	設計値
5) 燃料棒有効長	3.648m	設計値
6) 被覆管外径	0.950cm	設計値
7) 被覆管肉厚	0.057cm	設計値
8) ペレット直径	0.819cm	設計値
9) ギャップ幅	0.0085cm	設計値
10) 燃料棒発熱割合	97.4%	設計値
11) ペレット密度	理論密度の約 97%	設計値
12) 濃縮度	4.8wt%以下	設計値
(4) 加圧器及び弁関連データ		
1) 加圧器水位	65%体積	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として 65%体積とする
2) 加圧器逃がし弁データ		
i 容量及び個数	95 t/h (1個当たり)、2個	設計値
ii 設定圧力	□ MPa[gage] ロックアップ：□ MPa	設計値
3) 主蒸気逃がし弁データ		
i 容量及び個数	定格主蒸気流量の 10% 1個 (ループ当たり)	設計値 設計値
ii 設定圧力	□ MPa[gage] ロックアップ：□ MPa	設計値
4) 加圧器安全弁データ		
i 容量及び個数	157 t/h (1個当たり)、3個	設計値
ii 設定圧力	□ MPa[gage] 全開：□ MPa[gage]	設計値 □ 設計値に余裕を考慮した高めの値 (弁作動開始から全開までを □ で模擬)
5) 主蒸気安全弁データ		
i 容量及び個数	定格主蒸気流量の 100% 5個 (ループ当たり)	設計値 設計値 (1個当たり定格主蒸気流量の 20%)

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

名 称	数 値	解析上の取り扱い
ii 設定圧力	第1段： [] MPa[gage] 全開： [] MPa[gage] 第2段： [] MPa[gage] 全開： [] MPa[gage] 第3段： [] MPa[gage] 全開： [] MPa[gage]	設計値 []、1個/ループ 設計値に余裕を考慮した高めの値 設計値 []、1個/ループ 設計値に余裕を考慮した高めの値 設計値 []、3個/ループ 設計値に余裕を考慮した高めの値 (段毎に、弁作動開始から全開までを []で模擬)
(5) 蒸気発生器関連データ	1) 伝熱管本数 3,047本(1基当たり) 2) 伝熱管外径 22.2mm 3) 伝熱管厚さ 1.3mm 4) 伝熱面積 4.55×10 ³ m ² (1基当たり) 5) 伝熱管材質 TT690 6) 伝熱管長さ []m 7) 伝熱管配列(ピッチ) 32.5mm 8) 伝熱管流路面積 []m ² (1基当たり) 9) 主給水流量(初期) [] 10) 主蒸気流量(初期) [] 11) 2次側圧力 []MPa[gage] 12) 蒸気発生器2次側水位 44%(狭域水位スパン) 13) 蒸気発生器2次側保有水量 50t(1基当たり) 14) 循環比 4	設計値、SGプラグ率10%を考慮 設計値 設計値 設計値、SGプラグ率10%を考慮 設計値 設計値 設計値 設計値、SGプラグ率10%を考慮 設計値(102%出力時)(※1) 設計値(102%出力時)(※1) 102%出力時+定常誤差考慮(※1) 設計値 設計値 設計値
(6) 1次冷却材ポンプ(RCP)関連データ	1) ポンプ回転数 1,500rpm 2) ポンプ揚程 []m 3) RCP定格トルク 2.77×10 ³ kgf・m 4) 慣性モーメント 2,800kg・m ² 5) ポンプホモログス曲線 第9図参照 6) RCP定格体積流量 20,200m ³ /h/ループ 7) 冷却材定格密度 750kg/m ³ 8) RCP摩擦トルク係数(K) [] [] []	設計値 設計値 設計値 設計値 設計値 設計値 設計値 設計値

[] 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

名 称	数 値	解析上の取り扱い
(7) 原子炉格納容器関連データ		(※2)
1) 格納容器内自由体積	65,500m ³	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)
2) 初期温度	49℃	設計値
3) 初期圧力	9.8kPa [gage]	設計値
4) ヒートシンク	第6表参照	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)
5) 格納容器再循環ユニット		
i 容量	第10図参照	設計値
ii 個数	2台	設計値
(8) 原子炉制御設備		
1) 制御棒制御系	制御棒制御系(制御グループ)	作動を仮定しない
2) ほう素濃度制御系	化学体積制御設備	作動を仮定しない
3) 加圧器圧力制御系	加圧器スプレイ弁 加圧器逃がし弁 加圧器ヒーター	作動を仮定しない(加圧器逃がし弁は自動作動)(※3)
4) 加圧器水位制御系	化学体積制御設備	作動を仮定しない(※3)
5) 給水制御系	主給水制御弁の開度調整	作動を仮定しない(※3)
6) タービンバイパス制御系	タービンバイパス制御系	作動を仮定しない
7) 主蒸気逃がし弁制御系	主蒸気逃がし弁	主蒸気逃がし弁は自動作動
(9) 燃料取替用水ピット		
1) 容量	2,000m ³	設計値
2) ほう素濃度	3,200ppm	設計値

(※1) 「原子炉停止機能喪失」では個別に設定(個別事象の説明に別途整理)

(※2) 「水素燃焼」では個別に設定(個別事象の説明に別途整理)

(※3) 「格納容器バイパス(蒸気発生器伝熱管破損)」では自動作動

(※4) 以下については、個別事象の説明に別途整理

- ・安全保護系の設定点、作動限界値及び応答時間
- ・原子炉冷却材喪失時の破断位置、破断口径

第2表 1次冷却系各部冷却材容積

名称	容 積 (m ³)	
炉心		
上部プレナム		
下部プレナム		
ダウンカマ		
バレル・バッフル領域		
原子炉容器頂部		
高温側配管		
蒸気発生器プレナム		
蒸気発生器伝熱管 (SG プラグ率 10%)		
蒸気発生器ーポンプ間配管		
低温側配管		
加圧器液相部		
加圧器サージ管		
合 計 (SG プラグ率 10%)		273

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第3表 原子炉容器内寸法

番 号	名 称	寸 法 (m)
A	原子炉容器フランジ面より上部炉心板下端まで	□
B	上部炉心板下端よりダウンカメラ下端まで	
C	上部炉心板下端より下部炉心板上端まで	4.1
D	原子炉容器フランジ面より入口ノズル中央まで	□
E	炉心そう外径	
F	原子炉容器内径	
G	入口ノズル内径	
H	出口ノズル内径	□
I	炉心そう内径	
J	原子炉容器本体肉厚	□
K	原子炉容器クラッド肉厚	
L	燃料発熱部下端より下部炉心板上端まで	

□ 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第4表 形状データ（各領域の水力学的等価直径、流路面積）

名称	水力学的等価直径 (m)	流路断面積 (m ²)
・原子炉容器内		
入口ノズル（1体当たり）		
スプレイノズル		
ダウンコマ		
下部プレナム		
炉心有効発熱長間		
炉心バイパス		
上部プレナム		
ガイドチューブ		
出口ノズル（1体当たり）		
・1次冷却材配管（1ループ分）		
ホットレグ		
クロスオーバーレグ		
コールドレグ		
・1次冷却材ポンプ（1基当たり）		
・蒸気発生器1次側（1基当たり）		
入口プレナム		
伝熱管（SGプラグ率10%）		
出口プレナム		
・蒸気発生器2次側		
ダウンコマ部		
加熱部		
ライザー部		
1次気水分離器		
蒸気ドーム部		
主蒸気配管		
・加圧器		
本体		
サージ管		

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第5表 1次冷却系各部圧力損失(全出力時)

名 称	圧力損失 (MPa)
原子炉容器 (入口ノズル～出口ノズル間)	
蒸気発生器入口～出口 (SG プラグ率 10%)	
ループ配管	
蒸気発生器2次側	

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

第6表 原子炉格納容器ヒートシンクデータ (1/3)

		表面積 (m ²)	板厚 (mm)
(1)	CV ドーム部		
(2)	CV シリンダ部		
(3)	CV コンクリート(1)		
(4)	CV コンクリート(2)		
(5)	スチールラインドコンクリート(1)		
(6)	スチールラインドコンクリート(2)		
(7)	スチールラインドコンクリート(3)		
(8)	スチールラインドコンクリート(4)		
(9)	雑鋼材(1)・・・炭素鋼(厚さで分類)		
(10)	雑鋼材(2)・・・炭素鋼(厚さで分類)		
(11)	雑鋼材(3)・・・炭素鋼(厚さで分類)		
(12)	雑鋼材(4)・・・炭素鋼(厚さで分類)		
(13)	雑鋼材(5)・・・炭素鋼(厚さで分類)		
(14)	雑鋼材(6)・・・ステンレス・スチール		
(15)	雑鋼材(7)・・・銅フィン・チューブ		
(16)	配管(1) ステンレス・スチール(内部に水有)		
(17)	配管(2) ステンレス・スチール(内部に水無)		
(18)	配管(3) 炭素鋼(内部に水有)		
(19)	配管(4) 炭素鋼(内部に水無)		
(20)	検出器等…アルミニウム		

(注1) 上段は鋼材、下段はコンクリートを示す。

(注2) 本ヒートシンクデータは、安全解析で一般的に使用されるデータを代表的に示したものであり、重大事故等対策の有効性評価では、全交流動力電源喪失(RCP シール LOCA が発生する場合)を対象とした有効性評価のうち、COCO コードを用いた原子炉格納容器内圧解析に使用されるものである。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。