

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SAE6 r. 3. 0
提出年月日	令和3年10月1日

泊発電所 3 号炉

重大事故等対策の有効性評価

令和 3 年 1 0 月
北海道電力株式会社

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

- 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（後日提出）
- 付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

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

6.1 概要

本発電用原子炉施設（以下、「原子炉施設」という。）において、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」、「運転中の原子炉における重大事故」、「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」及び「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」（以下「重大事故等」という。）が発生した場合にも、炉心や燃料体の著しい損傷の防止あるいは原子炉格納容器の破損及び発電所外への放射性物質の異常な水準の放出の防止に講じることとしている措置（以下「重大事故等対策」という。）が有効であることを示すため、以下のとおり、評価対象とする事故シーケンスを整理し、対応する評価項目を設定した上で、計算プログラムを用いた解析等を踏まえて、設備、手順及び体制の有効性を評価する。

6.1.1 評価対象の整理及び評価項目の設定

本原子炉施設を対象とした確率論的リスク評価（以下「PRA」という。）の知見等を踏まえ、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じである事故シーケンスのグループ化を行い、措置の有効性を確認するための代表的な事故シーケンス（以下「重要事故シーケンス等」という。）を選定して、対応する措置の有効性評価を行う。

有効性評価に際しては、事故の様相やプラントの特徴を踏まえて有効性を確認するための評価項目を設ける。

具体的には「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」による。

6.1.2 評価に当たって考慮する事項

有効性評価は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大

事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合性状況説明資料（以下「技術的能力に係る審査基準への適合性状況説明資料」という。）で講じることとしている措置のうち、「設置許可基準規則等への適合性について（重大事故等対処設備）」で重大事故等対処設備としている設備を用いたものを対象とするが、手順及び体制としてはその他の措置との関係を含めて必要となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理した上で、安全機能の喪失に対する仮定、外部電源に対する仮定、単一故障に対する仮定、運転員等の操作時間に対する仮定等を考慮して、原則として事故が収束し、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については原子炉が安定停止状態に、「運転中の原子炉における重大事故」については原子炉及び原子炉格納容器が安定状態に、「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」については使用済燃料ピットの水位が回復し、水位及び温度が安定した状態に、「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については原子炉が安定状態（以下「原子炉等が安定停止状態等」という。）に導かれる時点までを対象とする。

具体的には「6.3 評価に当たって考慮する事項」による。

6.1.3 有効性評価に使用する計算プログラム

有効性評価において使用する計算プログラム（以下「解析コード」という。）は、事故シーケンスの特徴に応じて、評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象や措置に係る運転員等の判断や操作時間に有意な影響を与える現象（以下「重要現象」という。）がモデル化されており、実験等を基に検証され、適用範囲を含めてその不確かさが把握

されているものを選定して使用する。

具体的には「6.4 有効性評価に使用する計算プログラム」に示す解析コードを使用する。

6.1.4 有効性評価における解析の条件設定

有効性評価における解析の条件設定については、「6.3 評価に当たって考慮する事項」による仮定等を考慮するとともに、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とする。また、解析コードや解析条件の不確かさが大きい場合には、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。

具体的には「6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針」による。

(添付資料6.1.1)

6.1.5 解析の実施

有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、事象進展が適切に解析されていることを確認し、その結果を明示する。

なお、事象進展の特徴や厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが合理的に説明できる場合はこの限りではない。

6.1.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び

要員の配置による他の操作に与える影響を確認し、それらの影響を踏まえても、措置の実現性に問題なく、評価項目を満足することを感度解析等により確認する。

具体的には「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」による。

6.1.7 必要な要員及び資源の評価

必要な要員及び資源については、発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することを想定して整備することから、想定する原子炉施設の運転状態に対して、少なくとも外部支援がないものとして所内単独での措置を7日間継続して実施できることを確認する。

具体的には「6.8 必要な要員及び資源の評価方針」による。

6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定

重大事故等対策の有効性を確認するため、重大事故等のそれぞれについて、以下のとおり、事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンス等の選定及び有効性を確認するための評価項目の設定を行う。

炉心損傷防止対策及び運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスグループ並びに格納容器破損防止対策の有効性を確認する格納容器破損モード（以下「事故シーケンスグループ等」という。）の選定に当たっては、アクシデントマネジメント策や緊急安全対策等を考慮しない仮想的なプラント状態を評価対象として実施したPRAの結果を活用する。

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

PRAを実施した結果、本原子炉施設の運転中の炉心損傷頻度は 10^{-4} /炉年程度、格納容器破損頻度は 10^{-4} /炉年程度、運転停止中の炉心損傷頻度は 10^{-4} /炉年程度である。

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

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

なお、有効性評価における重要事故シーケンス等と「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」（以下「技術的能力審査基準」という。）、「実用発電用原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備の基準に関する規則」（以下「設置許可基準規則」という。）及び「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準に関する規則」（以下「技術基準規則」という。）との関連を第6.2.1表に示す。

6.2.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

6.2.1.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定

「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して原子炉施設の安全性を損なうことがないように設計することが求められる構造物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があると想定する事故シーケンスを、本原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえ事故シーケンスグループにグループ化し、事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定して評価を行う。

(1) 事故シーケンスの抽出

内部事象レベル1 PRAにおいては、各起因事象の発生から炉心損傷に至ることを防止するための緩和手段等の成功及び失敗の組合せを網羅的に分析し、炉心損傷に至る事故シーケンスをイベントツリーから抽出する。複数の緩和機能が喪失する場合、事象発生後に要求される安全機能の時系列に着目し、炉心損傷の直接要因となる安全機能が喪失する事故シーケンスに整理する。第6.2.1図

に内部事象PRAにおけるイベントツリーを示す。

地震PRA及び津波PRAにおいては、建屋、構築物、大型機器等の大規模な損傷が発生し、直接的に炉心損傷に至る事故シーケンスや、地震や津波により複数の機器等が同時に損傷し炉心損傷に至る事故シーケンスについても取り扱う。具体的には、地震PRA及び津波PRAでは、内部事象PRAで想定していない複数機器・複数機能の同時喪失を伴う事象の発生を想定しており、発生する可能性のある起因事象をプラントへ与える影響度の高いものから起因事象階層イベントツリーで整理し、複合的な事象発生 of 組合せを含めた事故シーケンスを抽出する。第6.2.2図に地震PRA階層イベントツリー、第6.2.3図に津波PRA階層イベントツリーを示す。

地震PRAでは、建屋の損傷や原子炉容器等の大型静的機器の損傷、電気盤の損傷に伴う複数機能の同時喪失（複数の信号系損傷）等、緩和設備に期待できない事象も抽出しており、これらは直接炉心損傷に至る事象として取り扱う。

また、津波PRAでは、津波襲来時の到達水位に応じて複数の機器が同時に機能喪失することを想定しており、同一フロアに設置されている複数の電気設備が機能を喪失する事象は、緩和設備に期待できない直接炉心損傷に至る事象として取り扱う。

なお、1次冷却材配管の破断による原子炉冷却材喪失（以下「LOCA」という。）を想定する場合の配管の破断規模については、非常用炉心冷却設備（以下「ECCS」という。）の特徴を踏まえたPRA上の取扱いに従い、以下のとおり分類する。

a. 大破断LOCA

1次冷却材配管の両端破断のように、事象初期に急激な1次

系の減圧を生じるもので、蓄圧注入系及び低圧注入系により炉心冷却が可能となる規模のLOCAである。

b. 中破断LOCA

大破断LOCAと比較して破断口が小さく、1次系の減圧が比較的緩やかで、蓄圧注入系及び高圧注入系により炉心冷却が可能となる規模のLOCAである。

c. 小破断LOCA

中破断LOCAよりもさらに破断口が小さく、高圧注入系による1次冷却材の補填と、2次系による崩壊熱除去が可能となる規模のLOCAである。

d. Excess LOCA

大破断LOCAを上回る規模のLOCAであり、ECCS注水の成否に関わらず炉心損傷に至る。

(2) 事故シーケンスのグループ化

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

- a. 2次冷却系からの除熱機能喪失
- b. 全交流動力電源喪失
- c. 原子炉補機冷却機能喪失
- d. 原子炉格納容器の除熱機能喪失
- e. 原子炉停止機能喪失
- f. ECCS注水機能喪失
- g. ECCS再循環機能喪失
- h. 格納容器バイパス

また、地震及び津波特有の事象で、以下に示す5つの事故シーケンスは、事象発生時に原子炉施設に及ぼす影響が大きな幅を有し、建屋や機器の損傷程度や組合せを特定することは困難であるため、上記の事故シーケンスグループと直接的に対応しないものとして抽出している。

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

これら地震及び津波特有の事象による炉心損傷頻度は、本原子炉施設の全炉心損傷頻度に対して極めて小さい寄与であり、仮にこれら事象が発生したとしても影響を緩和する対策を整備していることから、頻度及び影響の観点から総合的に検討した結果、有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして新たに追加する必要はない。

なお、これら地震及び津波特有の事故シーケンスへの対応に際しては、発生する事象の程度や組合せに応じて炉心損傷防止対策や格納容器破損防止対策を柔軟に活用するとともに、建屋全体が崩壊し内部の安全系機器・配管のすべてが機能を喪失するような深刻な事故の場合には、可搬型のポンプ、電源、放水砲等を活用した大規模損壊対策による影響緩和を図る。

(3) 重要事故シーケンスの選定

事故シーケンスグループごとに、有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定する。同じ事故シーケンスグループに複数

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

a. 2次冷却系からの除熱機能喪失

1次冷却材の温度及び圧力上昇が早く、フィードアンドブリード開始までの時間余裕が短くかつ要求される設備容量の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

b. 全交流動力電源喪失

全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」のみである。

ただし、共通原因故障、系統間依存性の観点から、従属的に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重畳を考慮する。また、原子炉補機冷却機能喪失時に生じるRCPシール部からの漏えいの有無による影響を確認するため、「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」及び「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

c. 原子炉補機冷却機能喪失

1次冷却材の流出量が多く、要求される設備容量の観点で厳しい「原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故」を選定する。

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

d. 原子炉格納容器の除熱機能喪失

破断口径の大きさによる原子炉格納容器内への1次冷却材の流出流量が多いことから、原子炉格納容器内の除熱時に要求される設備容量の観点で厳しく、また、事象初期から格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱が期待できず、原子炉格納容器圧力及び温度上昇の事象進展が早いことから、運転員等操作の時間余裕の観点で厳しい「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

e. 原子炉停止機能喪失

原子炉停止機能喪失に係る事故シーケンスは、「原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故」のみである。

起因事象発生時に原子炉自動停止に失敗し、共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）の作動に期待する事象のうち、より多くの機能を期待する必要がある、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しくなる「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び圧力評価が厳しい「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」を

重要事故シーケンスとして選定する。

f. ECCS注水機能喪失

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

g. ECCS再循環機能喪失

破断口径の大きさによる1次冷却材の流出流量が多く、再循環切替までの時間が短いため、再循環切替が失敗する時点での崩壊熱が大きく、炉心冷却時に要求される設備容量及び運転員等操作の観点で厳しくなる「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

h. 格納容器バイパス

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

なお、国内外の先進的な対策を考慮した場合であっても、すべての条件に対応できるような炉心損傷防止対策を講ずることが困難な以下の事故シーケンスについては、格納容器破損防止対策により原子炉格納容器の機能に期待できることを確認しており、これらを除く事故シーケンスを対象に、重要事故シーケンスの選定を実施している。

- ・原子炉補機冷却機能喪失時に補助給水機能が喪失する事故

- ・ 1次系流路の閉塞により2次系除熱機能が喪失する事故
- ・ 大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故
- ・ 大破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故
- ・ 中破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故
- ・ Excess LOCA

各事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンス及び重要事故シーケンスについて整理した結果を第6.2.2表に示す。

6.2.1.2 有効性を確認するための評価項目の設定

6.2.1.1に挙げた事故シーケンスグループについては、炉心の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

- (1) 炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。具体的には燃料被覆管の最高温度が $1,200^{\circ}\text{C}$ 以下であること及び燃料被覆管の酸化量は、酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。
- (2) 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が、最高使用圧力である $17.16\text{MPa}[\text{gage}]$ の1.2倍の圧力 $20.592\text{MPa}[\text{gage}]$ 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 $0.283\text{MPa}[\text{gage}]$ 又は限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力の2倍の $0.566\text{MPa}[\text{gage}]$ 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°C 又は限界温度を下回る温度である 200°C を下回ること。

(3)及び(4)に示す原子炉格納容器バウンダリの健全性に対する有効性を確認するための評価項目の各事故シーケンスグループで

の適用については、原則、最高使用圧力及び最高使用温度を下回ることとするが、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」においては、評価上、最高使用圧力を起点とする操作があることから、最高使用圧力の2倍の0.566MPa[gage]及び200°Cを下回ることとする。

ここで、原子炉格納容器バウンダリの健全性に対する有効性を確認するための評価項目の上限については、漏えい経路になる可能性がある原子炉格納容器バウンダリ構成部に対して、規格計算又は試験にて、泊発電所3号炉における仕様を踏まえた構造健全性及びシール部機能維持の確認を行っており、継続的に評価条件を維持していく。

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

6.2.2 運転中の原子炉における重大事故

6.2.2.1 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンスの選定

「運転中の原子炉における重大事故」については、著しい炉心損傷の発生後、原子炉格納容器が破損に至る可能性がある想定する格納容器破損モードを、本原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえ、格納容器破損モードごとに評価事故シーケンスを選定して評価を行う。

(1) 格納容器破損モードの抽出

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

具体的には、事故の進展を炉心損傷前、原子炉容器破損前、原

子炉容器破損直後，原子炉容器破損以降の長期の各プラント状態に分類して，それぞれの状態で発生する負荷を抽出し，事故進展中に実施される緩和手段等から第6.2.4図に示す格納容器イベントツリーを作成し，格納容器破損モードを抽出して整理する。

(2) 格納容器破損モードの選定

格納容器イベントツリーにより抽出した格納容器破損モードを，事象進展の類似性から以下の格納容器破損モードに分類する。

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

また，上記に分類されない格納容器破損モードとして，以下の格納容器破損モードを抽出している。

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

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、熔融炉心が壁面に流れる構造ではないため、発生の可能性がないと考えられることから、評価対象として想定する格納容器破損モードとはしていない。

(3) 評価事故シーケンスの選定

格納容器破損モードごとに、有効性評価の対象とする評価事故シーケンスを選定する。具体的には、格納容器破損モードごとに、当該破損モードに至る可能性のある最も厳しいプラント損傷状態（以下「PDS」という。）に属する事故シーケンスの中から、当該破損モードの観点で厳しい事故シーケンスを選定する。評価事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。また、PDSの分類記号についての説明を第6.2.3表に示す。なお、Excess LOCAにおいても、大破断LOCAで整備した格納容器破損防止対策が有効である。

a. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）

破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出され、原子炉格納容器内への注水がなく圧力上昇が抑制

されないPDSである「AED」に属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断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

破断規模が大きく、原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで原子炉容器破損時の溶融炉心の崩壊熱が大きく、原子炉格納容器内が冷却されないPDSである「AEW」に属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断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による代替格納容器スプレイによる注水を想定する。代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイは，格納容器スプレイポンプより開始時間が遅く，流量も小さいため，原子炉下部キャビティ水のサブクール度は小さくなり，事象を厳しく評価することとなる。

なお，代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から，全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

e. 水素燃焼

破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで事象進展に伴う水素発生速度が大きく，格納容器スプレイによる水蒸気の凝縮により，原子炉格納容器内の水素濃度が高くなるPDSである「AEI」に属する事故シーケンスのうち，中破断LOCAに比べ破断口径が大きく，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

破断規模が大きく原子炉格納容器内へ短時間で大量の冷却材が放出されることで原子炉容器破損時の溶融炉心の崩壊熱が大きく、原子炉格納容器内への注水がなく原子炉下部キャビティへ落下する溶融炉心が冷却されないPDSである「AED」に属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断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に挙げた格納容器破損モードについては、格納容器破損防止対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を

設定する。なお、格納容器直接接触（シェルアタック）については、BWRマーク I 型の原子炉格納容器特有の事象であり、PWRでは原子炉格納容器が大きく、溶融炉心が壁面に流れる構造ではないため、発生の可能性がないと考えられることから、本格納容器破損モードに係る評価項目（原子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること）については、評価項目として設定しない。

- (1) 原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力が、限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力0.283MPa [gage]の2倍の圧力0.566MPa [gage]を下回ること。
- (2) 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が、限界温度を下回る温度である200°C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熔融炉心が適切に冷却されること。

6.2.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

6.2.3.1 想定事故

「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」については、本原子炉施設において、使用済燃料ピット内に貯蔵されている燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する以下の事故の評価を行う。

(1) 想定事故 1

使用済燃料ピットの冷却機能又は注水機能が喪失することにより、使用済燃料ピット内の水の温度が上昇し、蒸発により水位が低下する事故

(2) 想定事故 2

サイフォン現象等により使用済燃料ピット内の水の小規模な喪失が発生し、使用済燃料ピットの水位が低下する事故

6.2.3.2 有効性を確認するための評価項目の設定

6.2.3.1に挙げた想定事故については、使用済燃料ピットにおける燃料損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

(1) 燃料有効長頂部が冠水していること。

(2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。

(3) 未臨界が維持されていること。

6.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

6.2.4.1 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定

運転停止中の原子炉は、発電機の解列から並列までの期間とし、この期間中はプラント状態が様々に変化する。このため、プラントの運転状態、1次系の開放状態、1次系保有水量、崩壊熱及び保守点検状況等に応じた緩和設備の状態等に応じて、プラントの状態を適切に区分した上で、「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については、運転停止中の原子炉において、燃料の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故シーケンスを、本原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえ事故シーケンスグループにグループ化し、事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定して評価を行う。

(添付資料6.2.2)

(1) 事故シーケンスの抽出

停止時レベル1 PRAにおいては、各起因事象の発生から燃料損傷に至ることを防止するための緩和手段の組合せ等を第6.2.5図に示すイベントツリーで分析し、燃料損傷に至る事故シーケンスを抽出する。

(2) 事故シーケンスのグループ化

PRAの結果を活用して抽出した事故シーケンスを、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じとなるよう、燃料損傷に至る主要因の観点から事故シーケンスグループを以下のように分類している。

- a. 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
- b. 全交流動力電源喪失
- c. 原子炉冷却材の流出

d. 反応度の誤投入

(3) 重要事故シーケンスの選定

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

a. 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

炉心注水開始までの時間余裕及び要求される設備容量の観点から、炉心崩壊熱が高く、1次系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故」を、重要事故シーケンスとして選定する。

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

b. 全交流動力電源喪失

全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故」のみである。

全交流動力電源喪失の発生に伴い従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮し、代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水開始までの時間余裕が短く、かつ、要求される設備容量の観点から、炉心崩壊熱が高く、1次系保有水量が少

ない「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

c. 原子炉冷却材の流出

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

d. 反応度の誤投入

反応度の誤投入に係る事故シーケンスは「反応度の誤投入事故」のみである。

定期検査中、原子炉起動前までは純水注水による希釈が生じない措置を講じることから、臨界到達までの時間余裕を厳しく評価する観点で「原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

各運転停止中事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンス及び重要事故シーケンスについて整理した結果を第6.2.4表に示す。

6.2.4.2 有効性を確認するための評価項目の設定

6.2.4.1に挙げた事故シーケンスグループについては、運転停止中の原子炉における燃料の著しい損傷を防止するための対策に対して有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。

- (1) 燃料有効長頂部が冠水していること。
- (2) 放射線の遮蔽が維持される水位を確保すること。

- (3) 未臨界を確保すること（ただし、通常の運転操作における臨界，又は燃料の健全性に影響を与えない一時的かつ僅かな出力上昇を伴う臨界は除く。）。

6.3 評価に当たって考慮する事項

6.3.1 有効性評価において考慮する措置

グループ化した事故シーケンスごとに、関連する措置を「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」及び「設置許可基準規則等への適合性について（重大事故等対処設備）」との関係を含めて整理して評価を行う。評価に当たっては、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で講じることとした措置のうち、「設置許可基準規則等への適合性について（重大事故等対処設備）」で重大事故等対策として用いたものを対象とするが、手順及び体制としてはその他の措置との関係も含めて必要となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理し、資源及び要員の確保に関する評価を行う。なお、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」における一つの事故シーケンスグループにおいて複数の対策があり、それぞれで重要事故シーケンスを選定していない場合には、代表性、包絡性を整理し、解析を行い、「運転中の原子炉における重大事故」における1つの格納容器破損モードにおいて複数の対策がある場合は、各々の対策において解析を行う。

6.3.2 安全機能の喪失に対する仮定

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

6.3.3 外部電源に対する仮定

外部電源有無の双方について考慮するが、基本的には常用系機器の機

能喪失，工学的安全施設の作動遅れ及び運転員等操作への影響を考慮して外部電源がない場合を想定する。ただし，外部電源を考慮した方が有効性を確認するための評価項目に対して評価結果の余裕が小さくなるような場合は，外部電源がある場合を想定する。

6.3.4 単一故障に対する仮定

重大事故等は設計基準事故対処設備が多重の機能喪失を起こすことを想定しており，さらに，重大事故等対処設備は，設計基準事故対処設備に対して多様性を考慮して設置していることから，重大事故等対処設備の単一故障は仮定しない。

6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定

事故に対処するために必要な運転員の手動操作については，原則として，中央制御室での警報発信又は監視パラメータが操作開始条件に達したことを起点として，確実な実施のための時間余裕を含め，以下に示す時間で実施するものとして考慮する。

- (1) 中央制御室での警報発信等を起点として中央制御室で実施する操作については，警報等の発信時点から10分後に開始する。
- (2) (1)の操作に引き続き中央制御室で実施する操作については，(1)の操作から1分後に開始する。
- (3) 中央制御室で監視するパラメータが，操作開始条件に達したことを起点として中央制御室で実施する操作については，操作開始条件到達から10分後に開始する。
- (4) 中央制御室で監視するパラメータが，操作開始条件に達したことを起点として現場で実施する操作については，操作開始条件到達から30

分後に開始する。

- (5) その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。

なお、運転員等は手順に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作現場までのアクセスルート状況、操作現場の状況等を踏まえ、訓練実績等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。

(添付資料6.3.1, 6.3.2, 6.3.3)

6.3.6 考慮する範囲

有効性評価を行うに当たっては、異常状態の発生前の状態として、通常運転範囲及び運転期間の全域について考慮し、サイクル期間中の炉心燃焼度変化、燃料交換等による長期的な変動及び運転中予想される運転状態を考慮する。また、有効性評価においては、原則として事故が収束し、原子炉等が安定停止状態等に導かれるまでを対象とするが、有効性評価における解析としては、原子炉等が安定停止状態等に導かれることが合理的に推定可能な時点までとし、外部支援がないものとして7日間の対策成立性を評価する。

6.4 有効性評価に使用する計算プログラム

有効性評価に使用する解析コードは、事故シーケンスの特徴に応じて、重要現象がモデル化されており、実験等を基に検証され、適用範囲を含めてその不確かさが把握されているものとして、以下に示す解析コードを使用する。また、重要事故シーケンス等に対して適用する解析コードについて、事故シーケンスグループ等との対応を第6.4.1表から第6.4.3表に示す。

(添付資料6.4.1)

6.4.1 M-RELAP5⁽¹⁾

6.4.1.1 概要

制御系，熱水力，熱構造材，原子炉動特性等の計算機能を有し，原子炉の事故時の熱流動解析を行う上で汎用性の高い解析コードである。

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

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

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

6.4.1.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、1次冷却系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1) 炉心

重要現象として、崩壊熱、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、沸騰・ポ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・ポイド率変化、気液分離・対向流、圧力損失、ECCS強制注入及びECCS蓄圧タンク注入がモデル化されている。

(3) 加圧器

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

(4) 蒸気発生器

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

6.4.1.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、ORNL/THTF, ROSA/LSTF SB-CL-18, ROSA/LSTF SB-CL-39, PKL/F1.1, Marviken, LOFT L9-3, LOFT L6-1の試験解析等により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第6.4.4表に示すとおりである。

6.4.2 SPARKLE-2⁽¹⁾

6.4.2.1 概要

M-RELAP5の炉心部分を1点炉近似動特性モデルから3次元動特性モデルに変更し、炉内熱流動に対しても3次元二相流動解析を採用した解析コードであり、M-RELAP5, 3次元炉心動特性計算コードCOSMO-K及び3次元熱流動解析コードMIDACの3つの要素コードを動的に結合し、1次冷却系全体の熱流動と3次元炉心動特性との相互作用が評価可能な詳細なプラント過渡特性解析コードである。

結合計算の流れとしては、炉心過渡計算のため、炉心境界条件として1次冷却材圧力、炉心入口エンタルピ、炉心入口流量及び炉心入口ほう素濃度がM-RELAP5からCOSMO-K及びMIDACに受け渡される。炉心過渡計算では、M-RELAP5から受け渡された炉心境界条件とCOSMO-Kから受け渡される3次元出力分布に基づき、MIDACにて熱流束、燃料棒内温度、炉心冷却材密度/温度及びほう素濃度の3次元分布を計算し、その後、MIDACから受け渡された燃料実効温度、炉心冷却材密度/温度及びほう素濃度を用いて、COSMO-Kにて中性子動特性計算により炉心出力及び炉心出力分布を計算する。

炉心過渡計算が終了すると、MIDACで計算された熱流束分布がM-RELAP5に返され、炉心部を含む1次系全体の熱流動を計算する。

6.4.2.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、加圧器及び蒸気発生器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1) 炉心

核については、重要現象として、中性子動特性（核分裂出力）、ドップラ反応度帰還効果、減速材反応度帰還効果及び崩壊熱がモデル化されている。

燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化がモデル化されている。

熱流動については、重要現象として、沸騰・ボイド率変化がモデル化されている。

(2) 加圧器

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

(3) 蒸気発生器

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

6.4.2.3 検証／妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの検証／妥当性確認を実施している。具体的には、TWIGLベンチマーク、LMWベンチマーク、SPERT-III E-core実験解析、NUPEC管群ボイド試験解析、

LOFT L9-3, LOFT L6-1の試験解析等により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、検証／妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第6.4.5表に示すとおりである。

6.4.3 MAAP⁽¹⁾

6.4.3.1 概要

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

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

6.4.3.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、炉心、1次冷却系、加圧器、蒸気発生器、原子炉格納容器、炉心損傷後の原子炉容器及び原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1) 炉心

核については、重要現象として崩壊熱がモデル化されている。

燃料については、重要現象として、燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形がモデル化されている。

熱流動については、重要現象として、沸騰・ボイド率変化及び気液分離（炉心水位）・対向流がモデル化されている。

(2) 1次冷却系

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

(3) 加圧器

重要現象として、冷却材放出（臨界流・差圧流）がモデル化されている。

(4) 蒸気発生器

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

(5) 原子炉格納容器

重要現象として、区画間の流動（蒸気、非凝縮性ガス）、区画間の流動（液体）、構造材との熱伝達及び内部熱伝導、スプレー冷却、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却及

び水素濃度変化がモデル化されている。

(6) 炉心損傷後の原子炉容器

重要現象として、リロケーション、原子炉容器内溶融燃料－冷却材相互作用（以下「原子炉容器内FCI」という。）（溶融炉心細粒化）、原子炉容器内FCI（デブリ粒子熱伝達）、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、原子炉容器破損・溶融及び1次冷却系内核分裂生成物挙動がモデル化されている。

(7) 炉心損傷後の原子炉格納容器

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

6.4.3.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、TMI事故解析、MB-2実験解析、HDR実験解析、CSTF実験解析、ACE実験解析、SURC実験解析、PHEBUS-FP実験解析、ABCOVE実験解析、感度解析により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認等によりその不確かさを把握している。具体的には、第6.4.6表に示すとおりである。

6.4.4 GOTHIC⁽¹⁾

6.4.4.1 概要

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

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

6.4.4.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1) 原子炉格納容器

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

6.4.4.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、NUPEC試験TestM-7-1、NUPEC試験TestM-4-3、熱伝達試験との比較等による妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第6.4.7表に示すとおりである。

6.4.5 COCO^{(1) (2) (3) (4)}

6.4.5.1 概要

原子炉格納容器内圧解析コードCOCOは、原子炉冷却材喪失事故時の原子炉格納容器内の圧力、温度変化の評価を主目的に開発され、原子炉格納容器内を気相系と液相系に大別し、各系内では状態は一様とし、各々の系について質量及びエネルギー保存則を解く。

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

6.4.5.2 重要現象のモデル化

事故シーケンスの特徴に応じて、原子炉格納容器における重要現象がモデル化されている。具体的には、以下のとおりである。

(1) 原子炉格納容器

重要現象として構造材との熱伝達及び内部熱伝導がモデル化されている。

6.4.5.3 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、CVTR Test-3試験解析による妥当性確認により、その不確かさを把握している。具体的には、第6.4.8表に示すとおりである。

6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針

6.5.1 解析条件設定の考え方

有効性評価における解析の条件設定については、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目となるパラメータに対して余裕が小さくなるような設定とする。この際、「6.4 有効性評価に使用する計算プログラム」において把握した解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本原子炉施設の有効性評価の評価項目となるパラメータ及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。ただし、「6.5.2 共通解析条件」に示す解析条件については共通の条件として設定する。

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

(添付資料6.5.8)

6.5.2 共通解析条件

操作条件については、「6.3.5 運転員等の操作時間に対する仮定」に示すとおり個別に解析条件を設定するが、以下に示す解析条件は、各重要事故シーケンス等においてその影響が大きく変わらないことから共通の条件として設定する。なお、解析条件の不確かさの影響については、グループ化した事故シーケンスごとに確認する。

(添付資料6.5.1)

6.5.2.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(1) 初期条件

a. 初期定常運転条件

解析では、炉心熱出力の初期値として、定格値（2,652MWt）に正の定常誤差（定格値の+2%）を考慮した値を用いる。また、1次冷却材平均温度の初期値として、定格値（306.6℃）に正の定常誤差（+2.2℃）を考慮した値を用いる。また、1次冷却材圧力の初期値として、定格値（15.41MPa[gage]）に正の定常誤差（+0.21MPa）を考慮した値を用いる。

なお、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」においては、出力抑制について減速材温度の反応度帰還効果に期待しており、これを共通要因故障対策盤（自動制御盤）（ATWS緩和設備）の作動が必要となるサイクル寿命初期の炉心運用を包絡するよう、反応度帰還効果を小さくするため正側の設定としていることから、炉心熱出力、1次冷却材平均温度及び1次冷却材圧力の初期値として定格値を用いる。

（添付資料6.5.2）

b. 1次冷却材流量

1次冷却材全流量は熱設計流量を用いる。

c. 炉心及び燃料

炉心及び燃料に関する解析条件の設定を以下に示す。なお、燃料ペレット／燃料被覆管径等の炉心及び燃料形状に関する条件は設計値を用いる。

(a) 炉心崩壊熱⁽⁵⁾

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。

(添付資料6.5.3)

(b) 炉心バイパス流量

熱除去に寄与しない炉心バイパス流量割合は設計値として6.5%を用いる。

(c) 核的パラメータ

即発中性子寿命，実効遅発中性子割合，減速材密度係数，ドップラ係数等の核的パラメータは，原則としてウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮した炉心運用を包絡する値を用いる。なお，事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における減速材反応度帰還効果は，ウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮した炉心運用を包絡する減速材温度係数の初期値を設定し，ドップラ反応度帰還効果は，ウラン平衡炉心を基本として，ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷も考慮する。

d. 加圧器

加圧器保有水量の初期値は、全出力運転状態における保有水量に基づき65%体積とする。

e. 蒸気発生器

蒸気発生器伝熱管施栓率は10%を考慮する。また、蒸気発生器2次側水位は設計値として44%（狭域水位スパン）を、水量は1基当たり50tを用いる。

f. 原子炉格納容器

(a) 自由体積

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

(b) ヒートシンク

原子炉格納容器のヒートシンクは、設計値より小さい値を用いる。

(c) 初期温度及び初期圧力

原子炉格納容器の初期温度及び初期圧力は、49℃及び9.8kPa[gage]を用いる。

g. 主要機器の形状

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

(2) 事故条件

a. 原子炉冷却材喪失時の破断位置

1次冷却材配管の破断によるLOCAを想定する場合の配管の破断位置について、炉心損傷防止対策の有効性評価においては、

炉心の再冠水が遅れること、破断ループに接続されたECCSの注水効果に期待できないこと等を踏まえ、設計基準事故と同様に低温側とする。

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

(添付資料6.5.4)

(3) 重大事故等対策に関連する機器条件

a. 炉心及び燃料

トリップ時の制御棒クラスタ落下による反応度の添加は、第6.5.3図に示すものを使用する。制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの85%落下までの時間を2.2秒とする。

(添付資料6.5.5)

b. 安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間

原子炉トリップ限界値及び応答時間として以下の値を用いる。

過大温度 ΔT 高

1次冷却材平均温度等の関数（第6.5.4図参照）（応答時間6.0秒）

原子炉圧力低

12.73MPa[gage]（応答時間2.0秒）

1次冷却材ポンプ電源電圧低

65%（定格値に対して）（応答時間1.8秒）

蒸気発生器水位低

蒸気発生器狭域水位11%（応答時間2.0秒）

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

原子炉圧力異常低

11. 36MPa [gage] (応答時間 0 秒, 2.0 秒)

原子炉圧力低と加圧器水位低の一致

12. 04MPa [gage] (圧力) 及び水位検出器下端水位 (水位) の一致 (応答時間 2.0 秒)

なお、ECCS作動信号「原子炉圧力異常低」の応答時間については、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」ではECCSの作動による炉心注水がより早くなることで原子炉格納容器に放出されるエネルギー増による原子炉格納容器の圧力及び温度を厳しくする観点、並びに「ECCS再循環機能喪失」ではECCSの作動が早くなることで崩壊熱がより高い時点で再循環切替に失敗し、炉心水位の低下を早め代替再循環への切替操作時間を厳しくする観点を踏まえ 0 秒とし、その他の事故シーケンスグループは 2.0 秒とする。

c. 原子炉制御設備

原子炉制御設備は、外乱を小さくする方向に働くことから作動しないものとする。ただし、1次系及び2次系の主要弁である加圧器逃がし弁、主蒸気逃がし弁は過渡事象の様相に対する寄与が大きいことから、自動作動するものとする。

なお、事故シーケンスグループ「格納容器バイパス」のうち「蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故」においては、加圧器圧力制御系、加圧器水位制御系及び給水制御系は、1次冷却材の2次冷却系への流出を厳しくす

る観点から自動作動するものとする。

d. 1次系及び2次系主要弁

加圧器逃がし弁，主蒸気逃がし弁，加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の容量は以下の値を使用する。また，加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の作動圧力については設計値に余裕を考慮した高い値を使用する。

(a) 加圧器逃がし弁容量 : 95t/h (1個当たり)

(b) 加圧器安全弁容量 : 157t/h (1個当たり)

(c) 主蒸気逃がし弁容量 : 定格主蒸気流量 (ループ当たり)
の10%

(d) 主蒸気安全弁容量 : 定格主蒸気流量 (ループ当たり)
の100%

(添付資料6.5.6)

e. 1次冷却材ポンプ

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

f. 格納容器再循環ユニット

格納容器再循環ユニットは2基作動し，粗フィルタがある場合の除熱特性の設計値として，1基当たり除熱特性 (100℃～約155℃，約3.6MW～約6.5MW) で原子炉格納容器を除熱するものとする。

g. 燃料取替用水ピット

燃料取替用水ピットの容量は，2,000m³を用いる。

6.5.2.2 運転中の原子炉における重大事故

(1) 初期条件

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

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

(2) 事故条件

a. 原子炉冷却材喪失時の破断位置

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

(添付資料6.5.4)

(3) 重大事故等対策に関連する機器条件

6.5.2.1(3)に同じ。

6.5.2.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故

(1) 初期条件

a. 使用済燃料ピット崩壊熱

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

b. 事象発生前使用済燃料ピット水温

使用済燃料ピット水温の実測値に基づき、標準的な温度とし

て40℃を用いる。

c. 使用済燃料ピットに隣接するピットの状態

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

(添付資料6.5.7)

d. 主要機器の形状

使用済燃料ピット等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いる。

(2) 重大事故等対策に関連する機器条件

a. 放射線の遮蔽が維持できる使用済燃料ピット水位

使用済燃料ピット中央水面の線量率が燃料取替時の燃料取扱棟の遮蔽設計基準値(0.15mSv/h)となる水位として、燃料頂部から、約4.25m(通常運転水位(以下「NWL」という。))－3.37mとする。

(添付資料6.5.7)

6.5.2.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

(1) 初期条件(事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く)

a. 炉心崩壊熱⁽⁵⁾

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、使用する崩壊熱はウラン燃料及びウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮するとともに、燃焼度が高くなるサイクル末期炉心を対象に設定し、第6.5.1図に示す局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用いる。

(添付資料6.5.3)

b. 原子炉停止後の時間

燃料取り出し前のミッドループ運転中の事故を想定することから、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き開始までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた時間として、原子炉停止後の時間は72時間とする。

c. 1次冷却材圧力

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

d. 1次冷却材高温側温度

ミッドループ運転時の運転モード（モード5）の上限値として、1次冷却材高温側温度の初期値は93℃とする。

e. 1次冷却材水位

プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転中の水位として、1次冷却材の初期水位は、原子炉容器出入口配管の中心高さを100mm上回る高さとする。

f. 1次系開口部

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

g. 主要機器の形状

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

6.6 解析の実施方針

有効性評価における解析は、評価項目となるパラメータの推移のほか、事象進展の状況を把握する上で必要なパラメータの推移について解析を実施し、事象進展が適切に解析されていることを確認し、その結果を明示する。

なお、事象進展の特徴や厳しさ等を踏まえ、解析以外の方法で原子炉等が安定停止状態等に導かれ、評価項目を満足することが合理的に説明できる場合は解析以外の方法で評価を行う。

6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針

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

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

(添付資料6.7.1, 6.7.2)

6.7.1 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

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

6.7.2 解析条件の不確かさの影響評価

解析条件のうち、初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさについて、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。また、解析条件である操作条件の不確かさとして、上記の解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響及び解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作開始時間の変動を考慮して、要員の配置による他の操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

6.7.3 操作時間余裕の把握

解析上考慮する運転員等操作の各々について、その遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認する。

6.8 必要な要員及び資源の評価方針

6.8.1 必要な要員の評価

発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することを想定した、最も厳しい重大事故等対策時において、想定する原子炉施設の運転状態に対して、夜間・休日における要員の確保の観点から、「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」で整備している体制にて、対処可能であることを確認するとともに、必要な作業が所要時間内に実施できることを確認する。

6.8.2 必要な資源の評価

発電所内の原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することを想定した最も厳しい重大事故等対策時において、想定する原子炉施設の運転状態に対して、必要となる水源、燃料及び電源の資源の確保の観点から、必要水量、燃料消費量及び電源負荷を確認するとともに、7日間継続してこれらの資源が供給可能であることを評価する。また、有効性評価において考慮されていない機器についても、使用した場合を想定して、各資源について7日間継続して資源の供給が可能であることを確認する。

6.9 参考文献

- (1) 「三菱PWR重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」 MHI-NES-1064 改1，三菱重工業，平成28年
- (2) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価解析方法（大破断時）」 MAPI-1035 改8，三菱重工業，平成11年
- (3) 「三菱PWR非常用炉心冷却系性能評価感度解析」 MAPI-1063 改2，三菱重工業，平成2年
- (4) 「三菱PWR原子炉格納容器内圧評価解析方法」 MHI-NES-1016，三菱重工業，平成12年
- (5) 「PWRの安全解析用崩壊熱について」 MHI-NES-1010 改4，三菱重工業，平成25年

第6.2.1表 有効性評価における重要事故シ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 (2/8)

技術的能力対応平準と有効性評価 比較表			設置許可基準規則																								
○：有効性評価上考慮 ○：有効性評価上考慮せず			1.000	1.001	1.002	1.003	1.004	1.005	1.006	1.007	1.008	1.009	1.010	1.011	1.012	1.013	1.014	1.015	1.016	1.017	1.018	1.019	1.020	1.021	1.022	1.023	1.024
1.1 ICによる 保護機能	停電による停電保護機能	停電時に、保護機能の動作を確保するための措置を講ずる。																									
	停電時の保護機能	停電時に、保護機能の動作を確保するための措置を講ずる。																									
	停電時の保護機能	停電時に、保護機能の動作を確保するための措置を講ずる。																									
	停電時の保護機能	停電時に、保護機能の動作を確保するための措置を講ずる。																									
	停電時の保護機能	停電時に、保護機能の動作を確保するための措置を講ずる。																									

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（4／8）

技術的能力対応平準と有効性評価 比較表																							
			○：有効性評価上考慮 ○：有効性評価上考慮せず																				
種別	内容	説明	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	
設置許可基準 （4）	原子炉の炉心停止	原子炉の炉心停止																					
	原子炉の炉心停止	原子炉の炉心停止																					
	原子炉の炉心停止	原子炉の炉心停止																					
	原子炉の炉心停止	原子炉の炉心停止																					
	原子炉の炉心停止	原子炉の炉心停止																					
	原子炉の炉心停止	原子炉の炉心停止																					
	原子炉の炉心停止	原子炉の炉心停止																					
	原子炉の炉心停止	原子炉の炉心停止																					
	原子炉の炉心停止	原子炉の炉心停止																					
	原子炉の炉心停止	原子炉の炉心停止																					
	原子炉の炉心停止	原子炉の炉心停止																					
	原子炉の炉心停止	原子炉の炉心停止																					
	原子炉の炉心停止	原子炉の炉心停止																					
	原子炉の炉心停止	原子炉の炉心停止																					
	原子炉の炉心停止	原子炉の炉心停止																					
	原子炉の炉心停止	原子炉の炉心停止																					
	設置許可基準 （5）	原子炉の炉心停止	原子炉の炉心停止																				
		原子炉の炉心停止	原子炉の炉心停止																				
原子炉の炉心停止		原子炉の炉心停止																					
原子炉の炉心停止		原子炉の炉心停止																					
原子炉の炉心停止		原子炉の炉心停止																					
原子炉の炉心停止		原子炉の炉心停止																					
原子炉の炉心停止		原子炉の炉心停止																					
原子炉の炉心停止		原子炉の炉心停止																					
原子炉の炉心停止		原子炉の炉心停止																					
原子炉の炉心停止		原子炉の炉心停止																					
原子炉の炉心停止		原子炉の炉心停止																					
原子炉の炉心停止		原子炉の炉心停止																					
原子炉の炉心停止		原子炉の炉心停止																					
原子炉の炉心停止		原子炉の炉心停止																					
原子炉の炉心停止		原子炉の炉心停止																					
原子炉の炉心停止		原子炉の炉心停止																					

技術的能力対応平準と有効性評価 比較表																						
			○：有効性評価上考慮 ○：有効性評価上考慮せず																			
種別	内容	説明	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20
設置許可基準 （6）	原子炉の炉心停止	原子炉の炉心停止																				
	原子炉の炉心停止	原子炉の炉心停止																				
	原子炉の炉心停止	原子炉の炉心停止																				
設置許可基準 （7）	原子炉の炉心停止	原子炉の炉心停止																				
	原子炉の炉心停止	原子炉の炉心停止																				
	原子炉の炉心停止	原子炉の炉心停止																				
設置許可基準 （8）	原子炉の炉心停止	原子炉の炉心停止																				
	原子炉の炉心停止	原子炉の炉心停止																				
	原子炉の炉心停止	原子炉の炉心停止																				

第6.2.1表 有効性評価における重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準

／設置許可基準規則／技術基準規則との関連（6／8）

技術的能力対称平段と有効性評価 比較表
 ◎：有効性評価上考慮
 ○：有効性評価上考慮せず

種別	注記事項	説明	設置許可基準規則		技術基準規則		設置許可基準規則		技術基準規則		設置許可基準規則		技術基準規則		設置許可基準規則		技術基準規則	
			1	2	1	2	1	2	1	2	1	2	1	2	1	2		
1.7 炉内事故 炉内事故 炉内事故 炉内事故 炉内事故 炉内事故	炉内事故発生による炉内温度上昇	炉内事故発生による炉内温度上昇																
	炉内事故発生による炉内温度上昇	炉内事故発生による炉内温度上昇																
	炉内事故発生による炉内温度上昇	炉内事故発生による炉内温度上昇																
	炉内事故発生による炉内温度上昇	炉内事故発生による炉内温度上昇																
	炉内事故発生による炉内温度上昇	炉内事故発生による炉内温度上昇																
	炉内事故発生による炉内温度上昇	炉内事故発生による炉内温度上昇																

技術的能力対称平段と有効性評価 比較表
 ◎：有効性評価上考慮
 ○：有効性評価上考慮せず

種別	注記事項	説明	設置許可基準規則		技術基準規則		設置許可基準規則		技術基準規則		設置許可基準規則		技術基準規則		設置許可基準規則		技術基準規則	
			1	2	1	2	1	2	1	2	1	2	1	2	1	2		
1.8 炉内事故 炉内事故 炉内事故 炉内事故 炉内事故 炉内事故	炉内事故発生による炉内温度上昇	炉内事故発生による炉内温度上昇																
	炉内事故発生による炉内温度上昇	炉内事故発生による炉内温度上昇																
	炉内事故発生による炉内温度上昇	炉内事故発生による炉内温度上昇																
	炉内事故発生による炉内温度上昇	炉内事故発生による炉内温度上昇																
	炉内事故発生による炉内温度上昇	炉内事故発生による炉内温度上昇																
	炉内事故発生による炉内温度上昇	炉内事故発生による炉内温度上昇																

技術的能力対称平段と有効性評価 比較表
 ◎：有効性評価上考慮
 ○：有効性評価上考慮せず

種別	注記事項	説明	設置許可基準規則		技術基準規則		設置許可基準規則		技術基準規則		設置許可基準規則		技術基準規則		設置許可基準規則		技術基準規則	
			1	2	1	2	1	2	1	2	1	2	1	2	1	2		
1.9 炉内事故 炉内事故	炉内事故発生による炉内温度上昇	炉内事故発生による炉内温度上昇																
	炉内事故発生による炉内温度上昇	炉内事故発生による炉内温度上昇																

技術的能力対称平段と有効性評価 比較表
 ◎：有効性評価上考慮
 ○：有効性評価上考慮せず

種別	注記事項	説明	設置許可基準規則		技術基準規則		設置許可基準規則		技術基準規則		設置許可基準規則		技術基準規則		設置許可基準規則		技術基準規則	
			1	2	1	2	1	2	1	2	1	2	1	2	1	2		
1.10 炉内事故 炉内事故	炉内事故発生による炉内温度上昇	炉内事故発生による炉内温度上昇																
	炉内事故発生による炉内温度上昇	炉内事故発生による炉内温度上昇																

第6.2.1表 有効性評価における重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準

／設置許可基準規則／技術基準規則との関連（7／8）

技術的能力対応手段と有効性評価 比較表			技術的能力審査基準																					
○：有効性評価上考慮 ○：有効性評価上考慮せず			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20		
11 重要事故 シーケンス 等	重要事故 シーケンス 等	重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準との関係	○																					
		重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準との関係	○																					
		重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準との関係	○																					
		重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準との関係	○																					
		重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準との関係	○																					
		重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準との関係	○																					
		重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準との関係	○																					
		重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準との関係	○																					
		重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準との関係	○																					
		重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準との関係	○																					
12 重要事故 シーケンス 等	重要事故 シーケンス 等	重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準との関係	○																					
		重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準との関係	○																					
		重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準との関係	○																					
		重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準との関係	○																					
		重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準との関係	○																					
		重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準との関係	○																					
		重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準との関係	○																					
		重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準との関係	○																					
		重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準との関係	○																					
		重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準との関係	○																					
13 重要事故 シーケンス 等	重要事故 シーケンス 等	重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準との関係	○																					
		重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準との関係	○																					
		重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準との関係	○																					
		重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準との関係	○																					
		重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準との関係	○																					
		重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準との関係	○																					
		重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準との関係	○																					
		重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準との関係	○																					
		重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準との関係	○																					
		重要事故シーケンス等と技術的能力審査基準との関係	○																					

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と有効性評価 比較表

／設置許可基準規則／技術基準規則との関連 (8 / 8)

技術的能力対応平準と有効性評価 比較表			設置許可基準規則																			
○：有効性評価上考慮 ○：有効性評価上考慮せず			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20
14	原子炉の運転・停止・再稼働に係る安全確保	原子炉の運転・停止・再稼働に係る安全確保	○	○																		
	原子炉の運転・停止・再稼働に係る安全確保	原子炉の運転・停止・再稼働に係る安全確保																				
	原子炉の運転・停止・再稼働に係る安全確保	原子炉の運転・停止・再稼働に係る安全確保																				
原子炉の運転・停止・再稼働に係る安全確保	原子炉の運転・停止・再稼働に係る安全確保	○	○																			

技術的能力対応平準と有効性評価 比較表			設置許可基準規則																			
○：有効性評価上考慮 ○：有効性評価上考慮せず			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20
14	原子炉の運転・停止・再稼働に係る安全確保	原子炉の運転・停止・再稼働に係る安全確保	○	○																		
	原子炉の運転・停止・再稼働に係る安全確保	原子炉の運転・停止・再稼働に係る安全確保																				
	原子炉の運転・停止・再稼働に係る安全確保	原子炉の運転・停止・再稼働に係る安全確保																				
原子炉の運転・停止・再稼働に係る安全確保	原子炉の運転・停止・再稼働に係る安全確保	○	○																			

技術的能力対応平準と有効性評価 比較表			設置許可基準規則																			
○：有効性評価上考慮 ○：有効性評価上考慮せず			1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20
14	原子炉の運転・停止・再稼働に係る安全確保	原子炉の運転・停止・再稼働に係る安全確保	○	○																		
	原子炉の運転・停止・再稼働に係る安全確保	原子炉の運転・停止・再稼働に係る安全確保																				
	原子炉の運転・停止・再稼働に係る安全確保	原子炉の運転・停止・再稼働に係る安全確保																				
原子炉の運転・停止・再稼働に係る安全確保	原子炉の運転・停止・再稼働に係る安全確保	○	○																			

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

事故シークエンスグループ	事故シークエンス	選定した事故シークエンス	重要事故シークエンス*
2次冷却系からの除熱機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・小破断LOCA時に補助給水機能が喪失する事故 ・主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故 ・手動停止時に補助給水機能が喪失する事故 ・外部電源喪失時に補助給水機能が喪失する事故 ・2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能が喪失する事故 ・2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能が喪失する事故 ・蒸気発生器伝熱管破損時に補助給水機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故
全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故 ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故 <p>（従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮）</p>
原子炉補機冷却機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故 ・原子炉補機冷却機能喪失時に加圧器逃がし弁又は加圧器安全弁LOCAが発生する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故 <p>（全交流動力電源喪失時と事象進展が同じであるため、事故シークエンスグループ「全交流動力電源喪失」と同じシークエンスを評価）</p>
原子炉格納容器の除熱機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失し、格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失し、格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・小破断LOCA時に格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失し、格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に低圧再循環機能が喪失し、格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

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

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

事故シークエンスグループ	事故シークエンス	選定した事故シークエンス	重要事故シークエンス*
原子炉停止機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉トリップが必要な起因事象が発生した場合に原子炉トリップ機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> 主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故 負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故
ECCS注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> 中破断LOCA時に高圧注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"> （1次冷却材圧力の観点で厳しい起因事象を選定） 中破断LOCA時に高圧注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
格納容器パイパス	<ul style="list-style-type: none"> インターフェイシスシステムLOCA 蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故 	<ul style="list-style-type: none"> インターフェイシスシステムLOCA 蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故 	<ul style="list-style-type: none"> インターフェイシスシステムLOCA 蒸気発生器伝熱管破損時に破損側蒸気発生器の隔離に失敗する事故

※：（ ）は、選定した事故シー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中破断LOCA (A**) が、原子炉格納容器内への冷却材放出量が大きく、原子炉格納容器内の圧力上昇及び事象進展について厳しい。 • 原子炉格納容器内に水の持ち込みのない (**D) が、原子炉格納容器内の圧力上昇について厳しい。
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	<ul style="list-style-type: none"> • SED • TEW • TED • AED • SLW • SEW • AEW 	TED	<p>以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。</p> <ul style="list-style-type: none"> • 原子炉格納容器内に水の持ち込みのない (**D) が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 • 原子炉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の伝熱が大きくなる小破断LOCA (S**)、過渡事象 (T**) が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。 • 補助給水による冷却がない (T**) が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。
高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱	<ul style="list-style-type: none"> • SED • TEW • TEI • SLW • TED • SLI • SEI • SEW 	TED	<p>以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。</p> <ul style="list-style-type: none"> • 1次系の圧力が高く維持される過渡事象 (T**) が、減圧の観点から厳しい。 • 原子炉格納容器内に水の持ち込みのない (**D) が、高圧溶融物放出時の格納容器雰囲気直接加熱の観点で最も厳しい。
原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用	<ul style="list-style-type: none"> • AEW • SLW • AEI • SLI • SEI • SEW 	AEW	<p>以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。</p> <ul style="list-style-type: none"> • 事象進展が早く原子炉圧力容器破損時の崩壊熱が高い大中破断LOCA (A**) が、溶融炉心がより高温となる観点から厳しい。 • 原子炉格納容器内の冷却がない (**D) が、冷却水から蒸気が急激に生成する観点で厳しい。
水素燃焼	<ul style="list-style-type: none"> • TEI • SEI • SED • AEW • SEI • SLI • TED • AEW • AEI • AED • SLW 	AEI	<p>以上より、AEWが最も一番厳しいPDSとなる。</p> <ul style="list-style-type: none"> • 水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなる、原子炉格納容器が除熱される状態 (**I) のPDSが厳しい。 • 炉心内のZr—水反応による水素発生量を、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応するものとするを前提とすると、各PDSで炉心内のZr—水反応による水素発生量の差はなくなるため、事象進展が早く水素放出速度が大きい (A**) が厳しい。
溶融炉心・コククリート相互作用	<ul style="list-style-type: none"> • TEI • SEI • TED • SLW • SED • AEW • TEW • SLI • AED • SEW • AEI 	AED	<p>以上より、AEIが最も厳しいPDSとなる。</p> <ul style="list-style-type: none"> • 事象進展が早い大中破断LOCA (A**) が、原子炉格納容器破損時の崩壊熱が高く厳しい。 • 原子炉圧力が低く、溶融炉心の分散の可能性がない大中破断LOCA (A**) が、原子炉下部キャビティの溶融炉心の量を多くすることから厳しい。 • 原子炉格納容器内に水の持ち込みのない (**D) が、溶融炉心を冷却せずMOXIを抑制しない観点で厳しい。 <p>以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。</p>

PDS：プラント損傷状態

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

補足：PDS の分類記号

事故のタイプと1次冷却材圧力		炉心損傷時期		原子炉格納容器破損時期、熔融炉心の冷却手段	
分類記号	状態の説明	分類記号	状態の説明	分類記号	状態の説明
A	1次系の破断口径が大きく、低圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起因事象：大破断LOCA)	E	事故発生から短時間で炉心損傷に至るもの。	D	ECSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水がなく、熔融炉心の冷却が達成できない可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
S	1次系の破断口径が小さく、中圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起因事象：小破断LOCA)	L	事故発生から長時間で炉心損傷に至るもの。	W	ECSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、熔融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
T	過渡事象が起因となり、高圧状態で炉心損傷に至るもの。 (起因事象：過渡事象)			I	ECSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、熔融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、炉心損傷後に原子炉格納容器破損に至る可能性があるもの。
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)			C	ECSや格納容器スプレイ系による原子炉格納容器内注水があり、熔融炉心の冷却が達成できる可能性があるもの。原子炉格納容器内除熱が行われていない状態で、原子炉格納容器破損後に炉心損傷に至る可能性があるもの。
V	格納容器パイパスで低圧状態のもの。(起因事象：インターフェイシスデラムLOCA)				

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

格納容器 破損モード	最も厳しい PDS	事故シークエンス	選定した事故シークエンス	評価事故シークエンス※1
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	AED	<ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・中破断LOCA時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故 ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故※2 ・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※2 (時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水系の機能喪失を考慮する。)
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"> ・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、補助給水機能が喪失する事故※2 (時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水系の機能喪失を考慮する。)
高圧溶融物放出 ／格納容器雰囲気直接加熱	TED	<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"> ・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、補助給水機能が喪失する事故※2 (時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水系の機能喪失を考慮する。)

※1：（ ）は、選定した事故シー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ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。

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

格納容器 破損モード	最も厳しい PDS	事故シナリオ	選定した事故シナリオ	評価事故シナリオ ^{※1}
原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	AEW	<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^{※2} <p>（炉心損傷を早める観点から高圧注入機能の喪失を考慮する。）</p>
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 中破断 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 <p>（事象進展が鮮しくなるよう高圧注入系の注入失敗を考慮する。）</p>
溶融炉心・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再循環機能が喪失する事故 中破断 LOCA 時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故 	<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 	<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^{※3} <p>（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。）</p>

※1：（ ）は、選定した事故シナリオと評価事故シナリオの相違理由を示す。

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

※3：代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。

第6.2.4表 重要事故シナリオの選定（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）

事故シナリオグループ	事故シナリオ	選定した事故シナリオ	重要事故シナリオ
崩壊熱除去機能喪失（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 ・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 余熱除去機能が喪失する事故 ・ 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故※1
全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故 ・ 水位維持に失敗する事故 ・ オーパードレンとなる事故 ・ 反応度の誤投入事故 	<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 ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故※1※2
原子炉冷却材の流出	<ul style="list-style-type: none"> ・ 反応度の誤投入事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故※1
反応度の誤投入		<ul style="list-style-type: none"> ・ 反応度の誤投入事故 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故※3

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

※2：全交流動力電源喪失に伴い従属的に発生する原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮する。

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

第 6.4.1 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表

－運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

解析コード名	適用事故シーケンスグループ
M-RELAP5	<ul style="list-style-type: none"> ・ 2次冷却系からの除熱機能喪失 ・ 全交流動力電源喪失 ・ 原子炉補機冷却機能喪失 ・ ECCS注水機能喪失 ・ 格納容器バイパス
SPARKLE-2	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉停止機能喪失
MAAP	<ul style="list-style-type: none"> ・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失 ・ ECCS再循環機能喪失
COCO	<ul style="list-style-type: none"> ・ 全交流動力電源喪失 ・ 原子炉補機冷却機能喪失

第 6. 4. 2 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表

－運転中の原子炉における重大事故

解析コード名	適用格納容器破損モード
MAAP	<ul style="list-style-type: none"> ・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損） ・ 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 ・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 ・ 水素燃焼 ・ 溶融炉心・コンクリート相互作用
GOTHIC	<ul style="list-style-type: none"> ・ 水素燃焼

第 6.4.3 表 有効性評価に使用する解析コード一覧表

－運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

解析コード名	適用事故シーケンスグループ
M-RELAP5	<ul style="list-style-type: none"> ・崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失） ・全交流動力電源喪失 ・原子炉冷却材の流出

第6.4.4表 M-RELAP5における重要現象の不確かさ等 (1/2)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。
	燃料棒表面熱伝達	燃料棒表面熱伝達モデル	ORNL/THTF の試験解析より、熱伝達の不確かさが0% ~ -40%の範囲であり、保守的なモデルを使用していることを確認した。
	燃料被覆管酸化	ジルコニウム-水反応モデル	ORNL での実験に基づき式を使用しており、不確かさは95%信頼区間の上限である。
	沸騰・ボイド率変化 気液分離・対向流	ボイドモデル 流動様式	ORNL/THTF の試験解析より、炉心水位の不確かさが0m ~ -0.3mであることを確認した。また、ROSA/LSTF SB-CL-18 の試験解析より、コードでは、炉心水位低下を数百秒早く評価する可能性があり、コードを確認した。 大気圧程度の低圧時におけるボイドモデルによる炉心ボイド率の不確かさは±0.05 程度であり、ボイド率の不確かさに伴う炉心水位の不確かさは±10% (±0.4m) 程度であることを確認した。
1次冷却系	冷却材流量変化 (自然循環時) 圧力損失	壁面熱伝達モデル 運動量保存則	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。
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	破断流モデル	Marviken の試験解析より、サブクール臨界流量の不確かさが±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。
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	2 流体モデル 壁面熱伝達モデル	ROSA/LSTF、PKL の試験解析より、2次系強制冷却時の1次冷却材圧力の不確かさが0 ~ +0.5MPaであることを確認した。
	気液分離・対向流	流動様式	凝縮量又は熱伝達の不確かさについて、1次冷却材圧力で定量化し、ROSA/LSTF、PKL の試験解析より、1次冷却材圧力の不確かさが0 ~ +0.5MPaであることを確認した。
	ECCS 強制注入	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。
	蓄圧タンク注入 気液熱非平衡 水位変化	蓄圧タンクの非凝縮性ガス 2 流体モデル	入力値に含まれる。
加圧器	冷却材流出 (臨界流・差圧流)	臨界流モデル	L0FT L6-1 試験解析、L0FT 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。

第6.4.4表 M-RELAP5における重要現象の不確かさ等 (2/2)

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

第6.4.5表 SPARKLE-2における重要現象の不確かさ等

分類	重要現象		解析モデル	不確かさ
	中性子動特性 (核分裂出力)			
炉心 (核)	ドップラ反応度帰還効果		3次元動特性モデル 核定数フィードバックモデル	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める。 モンテカルロコードとの比較及び SPERT-III E-core 実験解析より、ドップラ反応度帰還効果の不確かさとして従来から安全解析等に用いられてきた±10%が矛盾しないことを確認した。
	減速材反応度帰還効果			
	崩壊熱			
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化		崩壊熱モデル	入力値に含まれる。
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化		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。
	気液熱非平衡		二相圧力損失モデル サブクールポイドモデル 気液相対速度	NUPEC 管群ポイド試験解析より、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・ポイド率の不確かさとして±8%であることを確認した。
	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℃、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・ドライアウト		2 流体モデル	入力値に含まれる。 入力値に含まれる。
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)		臨界流モデル	
	2次側給水 (主給水・補助給水)		ポンプ特性モデル	

第6.4.4.6表 MAAPにおける重要現象の不確かさ等 (1/5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
炉心 (核)	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱)	入力値に含まれる。 TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。 炉心ヒートアップ速度 (燃料被覆管酸化が促進される場合) が早まることを想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、ジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした感度解析により影響を確認 (代表4ルーブリックを例とした)。 ・SBO、LOCA シーケンスとともに、運転員操作の起点となる炉心溶融の開始時刻には影響は小さい。 ・下部ブレナムへのリロケーションの開始時刻は、SBO シーケンスでは約14分早まる。LOCA シーケンスでは約30秒早まる。
		燃料棒内温度変化	
		燃料棒表面熱伝達	
		燃料被覆管酸化	
		燃料被覆管変形	
炉心 (熱流動)	沸騰・ポイド率変化	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遅めに予測する傾向があり、これを不確かさとして取り扱う。M-RELAP5 コードは炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。 ECCS 再循環切替失敗直前の炉心領域とダウンカマの保有水量、ECCS 再循環切替失敗後の崩壊熱による冷却材蒸散に伴う炉心水位低下の速度、炉心部のポイド率予測については、M-RELAP5 コードと同等な結果が得られていることを確認。高温側配管領域の保有水量を M-RELAP5 コードよりも多めに評価することを確認。これにより原子炉格納容器圧力を低めに評価するが、両コードの格納容器への放熱エネルギから見積もられる格納容器圧力の差は僅かであり、M-RELAP5 コードで MAAP コードの計算結果を境界条件に用いることの影響は軽微であることを確認。また、M-RELAP5 コードは炉心露出予測について保守的な傾向となることを確認。
	気液分離 (炉心水位)・対向流		
1 次系	気液分離・対向流	1 次系モデル (1 次系の熱水力モデル)	-
	構造材との熱伝達	1 次系モデル (1 次系破損モデル)	
	ECCS 強制注入	安全系モデル (ECCS)	
	蓄圧タンク注入	安全系モデル (蓄圧タンク)	

第6.4.6表 MAAPにおける重要現象の不確かさ等 (2/5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
加圧器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	1次系モデル (加圧器モデル)	TMI 事故解析より、Henry-Fauske モデルを用いた加圧器逃がし弁からの放出流量を適正に評価することを確認。
	1次側・2次側の熱伝達		MB-2 実験解析より、1次系から2次系への熱伝達を適正に評価することを確認した。ただし、2次系からの液相放出がある場合、伝熱量を過大評価する傾向を確認。
蒸気発生器	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	蒸気発生器モデル	MB-2 実験解析より、蒸気放出の場合、放出量を適正に評価することを確認した。液相放出の場合、過大評価する傾向を確認。
	2次側水位変化・ドライアウト		MB-2 実験解析より、ダウンカマ水位、伝熱部コラブス水位をほぼ適正に評価することを確認した。液相放出がある場合、伝熱部コラブス水位を低めに評価する傾向を確認。
原子炉格納容器	区画間の流動 (蒸気、非凝縮性ガス)		HDR 実験解析及び CSTF 実験解析の結果より以下を確認。 ・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
	区画間の流動 (液体)	原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル)	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。
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導		
	スプレイ冷却	安全系モデル (格納容器スプレイモデル)	入力値に含まれる。
	水素濃度変化	原子炉格納容器モデル (水素発生)	TMI 事故解析における水素発生期間と水素発生量について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。
格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	格納容器再循環ユニットモデル	格納容器再循環ユニットの除熱性能に関する不確かさは入力値に含まれる。 水素が存在し、ドライ換算 13vol% の場合、原子炉格納容器圧力を 0.016 MPa、温度を 2℃ の範囲で高めに評価することを確認 (代表 3 ループプラントの場合)。	

第6.4.6表 MAAPにおける重要現象の不確かさ等 (3 / 5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
	リロケーション	溶融炉心挙動モデル (リロケーション)	TMI 事故解析における炉心損傷挙動について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。 リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認 (代表 4 ループプラントを例とした)。 ・ 下部プレナムへのリロケーション後の原子炉容器の破損時刻は、SBO シーンケンスの場合約 26 分、LOCA シーンケンスの場合約 3 分、それぞれ早まる。ただし、仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。
原子炉 容器 (炉心 損傷後)	原子炉容器内 FCI (溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの デブリ挙動)	原子炉容器内 FCI に影響する項目として「デブリジェット径 (炉心の下部クラスタの破損口径)」、「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」及び「デブリ粒子の径」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、1 次冷却材圧力の過渡的な変化に対して影響はあるものの、原子炉容器破損時点での 1 次冷却材圧力に対する感度は小さいことを確認。
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの 溶融炉心挙動)	TMI 事故解析における下部ヘッドの温度挙動について TMI 事故分析結果と一致することを確認した。 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面プレナムとの熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、原子炉容器破損割合及び破損時刻に対して感度が小さいことを確認した。また、「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、1 次冷却材圧力及び原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認 (代表 4 ループプラントを例とした)。
	原子炉容器破損、溶融	溶融炉心挙動モデル (原子炉容器破損モデル)	原子炉容器破損に影響する項目として「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み (しきい値)」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉容器破損時間が 5 分早まることを確認。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたケースであり、実機解析への影響は小さいと判断される。

第6.4.6表 MAAPにおける重要現象の不確かさ等 (4 / 5)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉格納容器(炉心損傷後)	原子炉容器外 FCI (溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達)	溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動)	<p>原子炉容器外 FCI 現象に関する項目として「原子炉下部キャビティ水深」、「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」、「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器破損口径」に関して、格納容器破損防止の「原子炉圧力容器外の溶融燃料—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。</p> <p>MCCI 現象への影響の観点で、「原子炉下部キャビティ水深」及び「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」に関して、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の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。</p>
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動)	<p>MCCI 現象への影響の観点で、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の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、最終的な格納容器内の水素濃度は 6vol%程度 (ドライ条件換算) であり、水素処理装置 (PAR 及びイグナイター) による処理が可能なレベルであることを確認。</p> <p>ACE 及び SURC 実験解析より、溶融炉心堆積状態が既知である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認。</p>
	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	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	コンクリート分解・非凝縮性ガス発生	

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次系内核分裂生成物挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	PHEBUS-FP 実験解析により、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されるが、燃料被覆管温度を高めに評価し、燃料破損後のFP放出開始のタイミングも早く評価する結果となったが、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなくと考えられることを確認。ABCOWE 実験解析により、原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価できていることを確認。
原子炉格納容器(炉心損傷後)	原子炉格納容器内核分裂生成物挙動		

第6.4.7表 GOTHICにおける重要現象の不確かさ等

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ
原子炉 格納 容器	区画間・区画内の流動	保存式、流動を模擬する 構成式及び相関式	NUPEC 試験 TestM-7-1 の試験解析により、ヘリウム濃度のコード予測性から、モデルの不確かさが各区画の水素濃度予測に与える影響は約 2.4% と推定。
		非凝縮性ガスの輸送モデル	
		ノーデイングスキーム	
		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。
		多相流モデル	不確かさはない。
		界面積モデル	区画間・区画内の流動と同じ。
	スプレイ冷却	界面積モデル	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%）。
		界面伝達モデル	
水素処理	PAR 特性モデル	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。	
	イグナイタによる 水素燃焼モデル	コード開発元による解析解との比較により、圧力で 0.5%、温度で 1%。	

第6.4.8表 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用いることで、原子炉格納容器圧力についてはピーク圧力を約1.6倍高く、原子炉格納容器内雰囲気温度については約20℃高めに評価することを確認。

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		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	ECS注水機能喪失	ECS再循環機能喪失	格納容器パイパス	
	物理現象	評価指標	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	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	インターフェイスLOCA	蒸気発生器伝熱管破損
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	評価事象 物理現象	評価指標	2次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉停止機能喪失	EOCS注水機能喪失	EOCS再循環機能喪失	格納容器パイパス	
			燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1次冷却材圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力
1次冷却系	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		-	-	-	-	-	-	-	-	-
	EOCS強制注入*1		○	-	-	-	-	○	-	○	○
加圧器	EOCS蓄圧タンク注入*1		-	○	○	-	-	○	-	-	-
	気液熱非平衡		○	-	-	-	○	-	-	-	-
	水位変化		○	-	-	-	○	-	-	-	-
	冷却材放出(臨界流・差圧流)		○	-	-	-	○	-	-	-	-

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)

-：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第6.7.1表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
 (運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)(3/3)

分類	評価対象		2次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉強制冷却機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉停止機能喪失	ECCS注水機能喪失	ECCS再循環機能喪失	格納容器バイパスインターステムLOCA	蒸気発生器伝熱管破損
	物理現象	評価指標									
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達		○	○	○	-	○	○	-	○	○
	冷却材放出(臨界流・差圧流) ※1		-	○	○	-	○	○	-	○	○
原子炉格納容器	2次側水位変化・ドライアウト		○	-	-	-	○	-	-	-	-
	2次側給水(主給水・補助給水) ※1		-	○	○	-	○	○	-	○	○
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動		-	-	-	-	-	-	-	-	-
	気液界面の熱伝達		-	-	-	-	-	-	-	-	-
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導		-	○	○	○	-	-	-	-	-
	スプレイ冷却※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)

ー：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

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	物理現象	評価指標	評価事象					
			雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧・過温破損)	高圧溶融物放出/格納容器雰囲気格納容器過熱	原子炉格納容器1次冷却材圧力	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
炉心(核)	核分裂出力		○	○	○	○	○	○
	反応度帰還効果		○	○	○	○	○	○
	制御棒効果		○	○	○	○	○	○
	崩壊熱 ^{※1}		○	○	○	○	○	○
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化		○	○	○	○	○	○
	燃料棒表面熱伝達		○	○	○	○	○	○
	燃料被覆管酸化		○	○	○	○	○	○
	燃料被覆管変形		○	○	○	○	○	○
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化		○	○	○	○	○	○
	気液分離(水位変化)・対向流		○	○	○	○	○	○
	気液熱非平衡		○	○	○	○	○	○
	圧力損失		○	○	○	○	○	○

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)

一：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	評価対象		雰囲気圧力・温度 による静的負荷 (格納容器過 圧・過温破損)	高压溶融物放出 /格納容器雰囲気 気直接加熱	原子炉圧力容器 外の溶融燃料- 冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンク リート相互作用
	物理現象	評価指標					
1 次冷却系	冷却材流量変化 (強制循環時)		-	-	原子炉格納容器 圧力	水素濃度	コンクリート 侵食量
	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		-	-			
	BOCS 強制注入 ^{*1}		-	-			
	BOCS 蓄圧タンク注入 ^{*1}		-	-			
加圧器	気液熱非平衡		-	-			
	水位変化		-	-			
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)		-	○			

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象)

-：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第6.7.2表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
 (運転中の原子炉における重大事故) (3/4)

分類	評価事象	物理現象	評価指標	雰囲気圧力・温度	高圧溶融物放出	原子炉圧力容器	水素燃焼	溶融炉心・コンク	
				による静的負荷 (格納容器過 圧・過温破損)	格納容器雰囲気 気直接加熱	外の溶融燃料一 冷却材相互作用	水素濃度	リート相互作用	
蒸気発生器		1次側・2次側の熱伝達 冷却材放出(臨界流・差圧流) ^{※1} 2次側水位変化・ドライアウト 2次側給水(主給水・補助給水) ^{※1}		原子炉格納容器 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	気液界面の熱伝達 構造材との熱伝達及び内部熱伝導 スプレイ冷却 ^{※1} 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然 対流冷却 放射線水分解等による水素発生 水素濃度変化 水素処理	区画間・区画内の流動 気液界面の熱伝達 構造材との熱伝達及び内部熱伝導 スプレイ冷却 ^{※1} 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然 対流冷却 放射線水分解等による水素発生 水素濃度変化 水素処理		○	-	○	○	○	
				-	-	-	-	-	
				○	-	-	○	-	
				○	-	-	○	-	
				○	-	-	-	-	
				-	-	-	-	-	
				-	-	-	○	-	
				-	-	-	-	-	
				-	-	-	-	-	
				-	-	-	-	-	

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)

-：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

第6.7.2表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧
 (運転中の原子炉における重大事故) (4/4)

分類	物理現象	評価事象						
		雰囲気圧力・温度 による静的負荷 (格納容器過 圧・過温破損)	原子炉格納容器 圧力及び温度	高圧溶融物放出 /格納容器周囲 気直接加熱	原子炉圧力容器 外の溶融燃料- 冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンク リート相互作用	
原子炉格納容器 損傷後(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 PP*2挙動	-	-	-	-	-	-	
	原子炉容器破損後の高圧溶融炉心放出	-	-	-	-	-	-	
	格納容器雰囲気直接加熱	-	-	-	-	-	-	
	原子炉容器外 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 損傷後(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 PP*2挙動	-	-	-	-	-	-		

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象)

-：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

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

第6.7.3表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧

(運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (1/2)

分類	評価事象	崩壊熱除去機能喪失 (余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)	全交流動力電源喪失	原子炉冷却材の流出
	物理現象	評価指標	炉心水位、燃料被覆管温度	炉心水位、燃料被覆管温度
炉心(核)	核分裂出力	—	—	—
	出力分布変化	—	—	—
	反応度帰還効果	—	—	—
	制御棒効果	—	—	—
	崩壊熱 ^{※1}	○	○	○
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	—	—	—
	燃料棒表面熱伝達	—	—	—
	限界熱流束 (CHF) ^{※2}	—	—	—
	燃料被覆管酸化	—	—	—
	燃料被覆管変形	—	—	—
炉心(熱流動)	3次元熱流動	—	—	—
	沸騰・ボイド率変化	○	○	○
	気液分離 (水位変化)・対向流	○	○	○
	気液熱非平衡	—	—	—
	圧力損失	—	—	—
	ほう素濃度変化	—	—	—

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

注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。
 ※2：Critical Heat Flux

第6.7.3表 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧

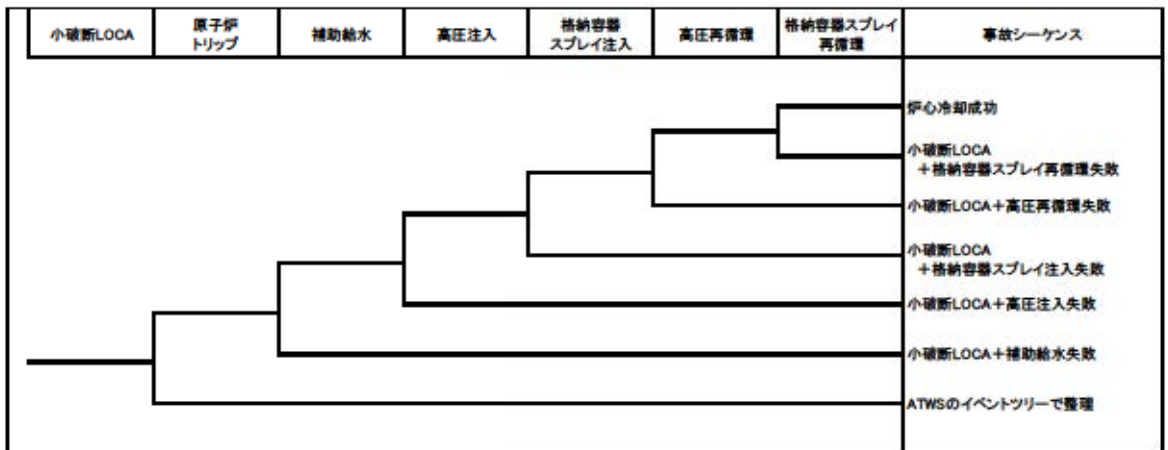
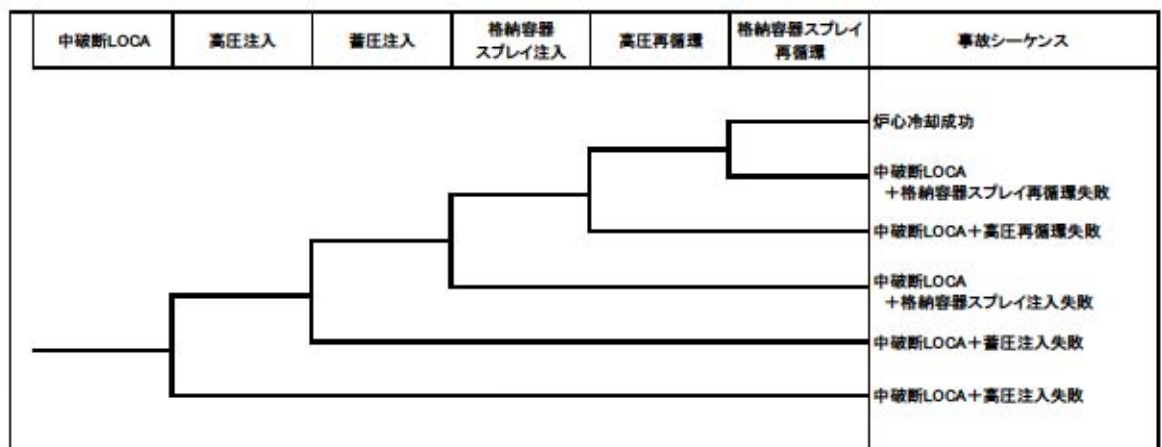
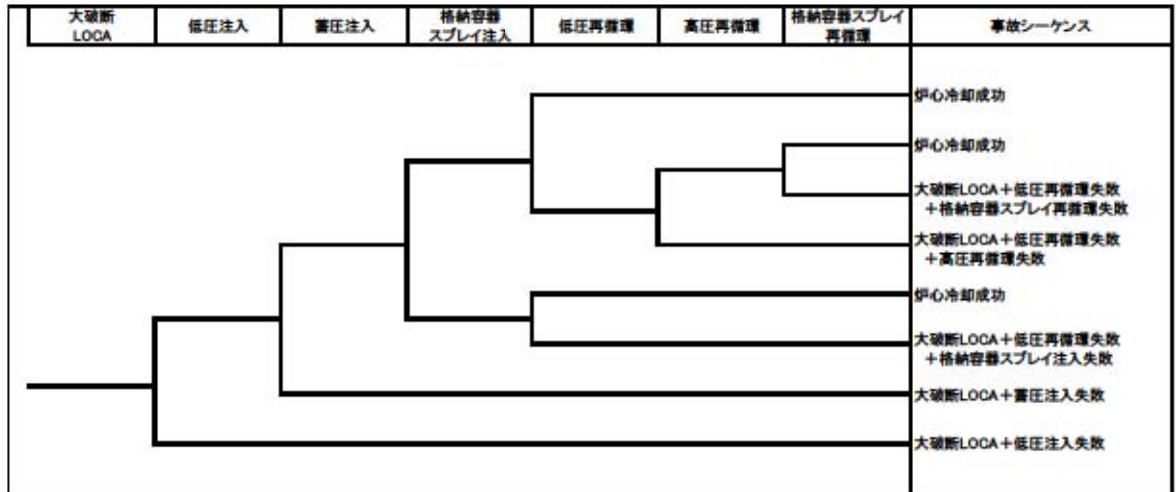
(運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故) (2/2)

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

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象 (重要現象)

—：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) ※1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。



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

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

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

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

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

第 6.2.1 図 内部事象 PRA におけるイベントツリー (2 / 3)

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

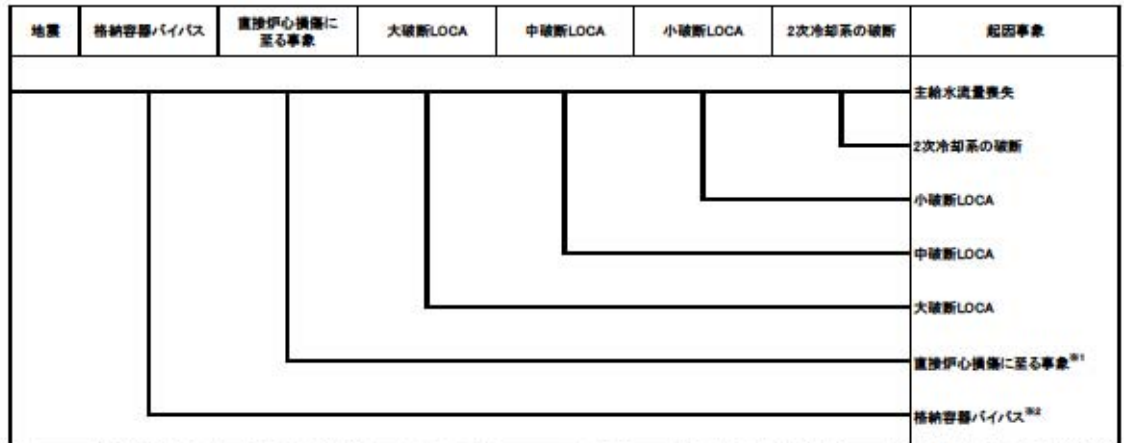
蒸気発生器伝熱管破損	原子炉トリップ	補助給水	破損側蒸気発生器隔離	事故シーケンス
				ATWSのイベントツリーで整理

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

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

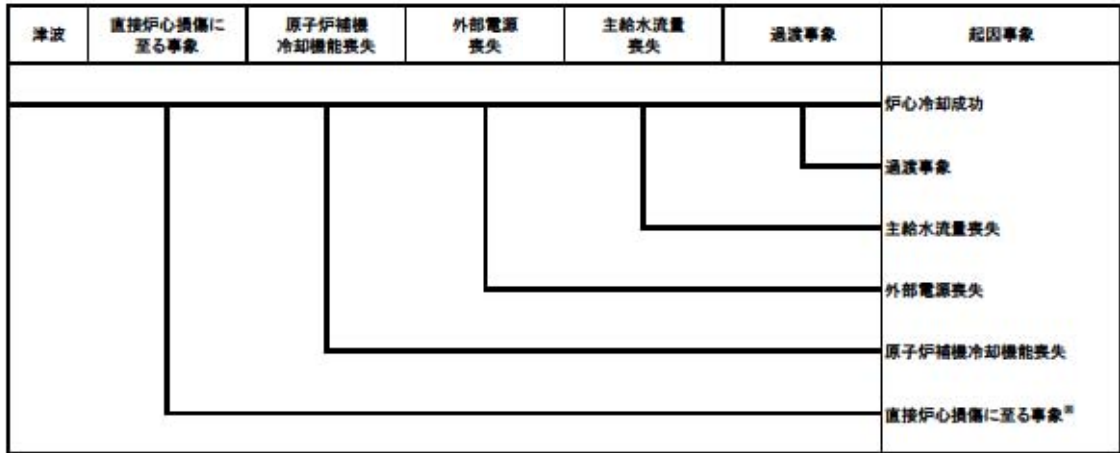
手動停止	補助給水	事故シーケンス
		手動停止+補助給水失敗

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



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

第6.2.2図 地震PRA階層イベントツリー

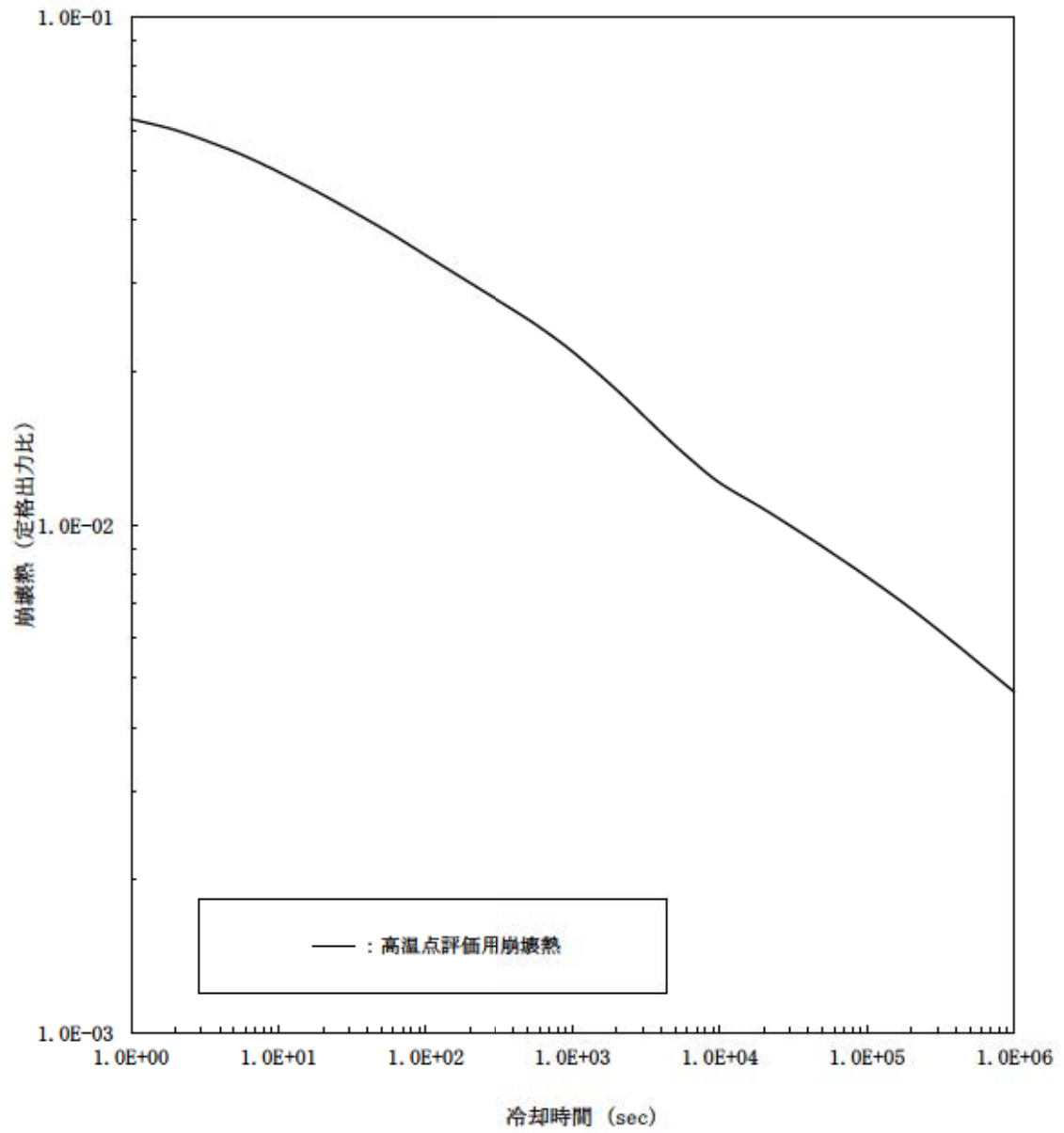


※：複数の信号系損傷

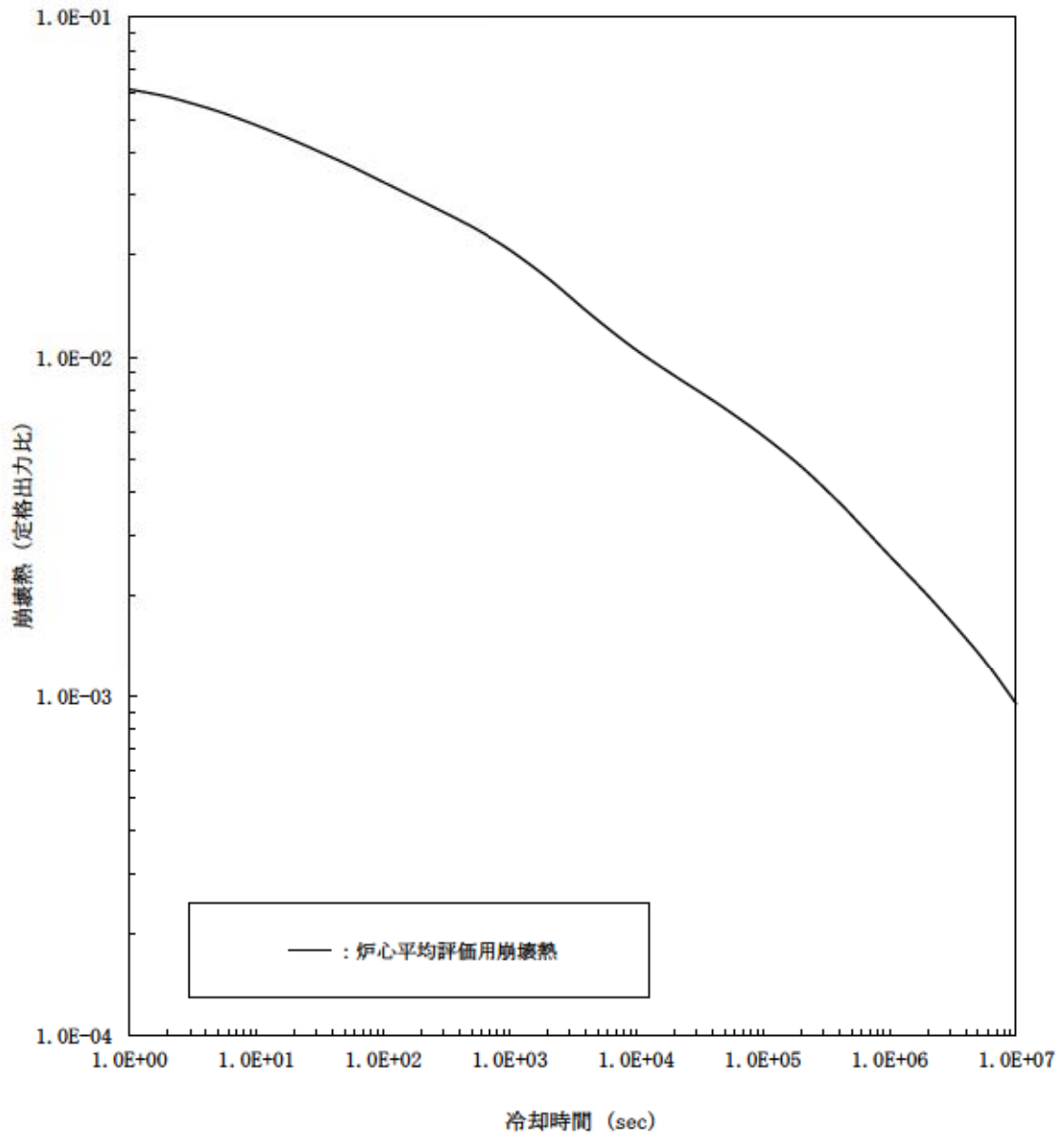
第6.2.3図 津波PRA階層イベントツリー

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

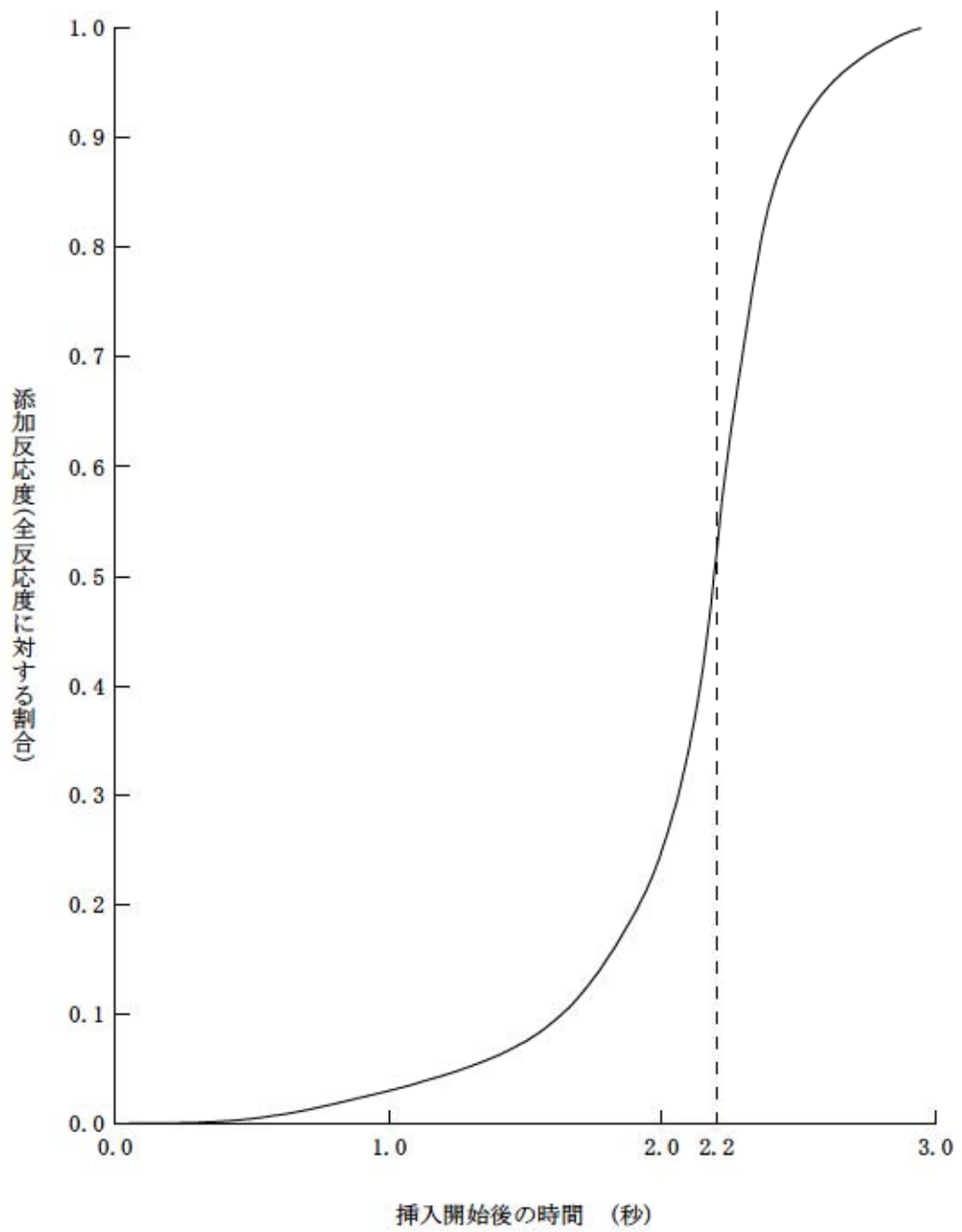
第6.2.5図 停止時PRAにおけるイベントツリー



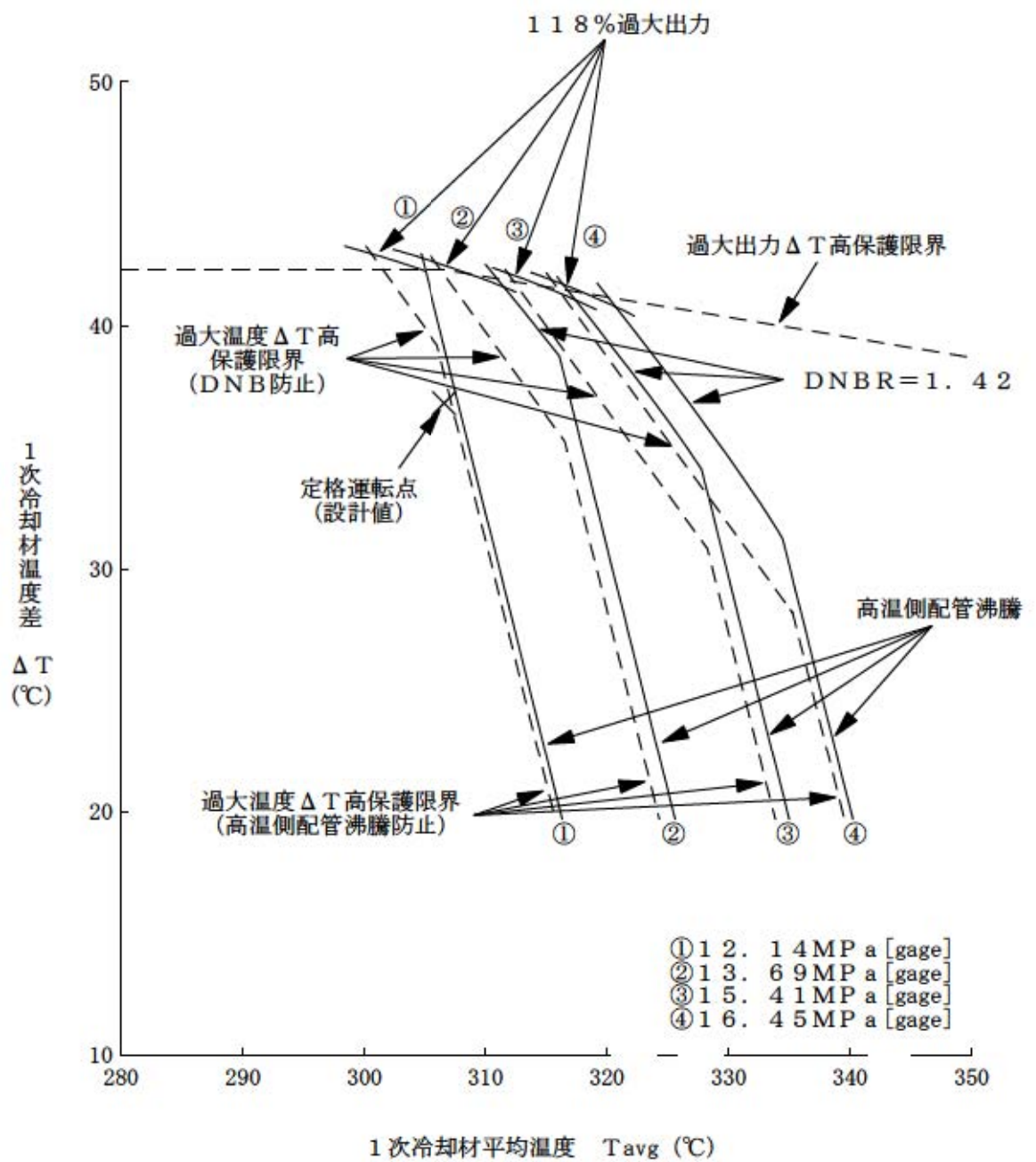
第6.5.1図 高温点評価用崩壊熱



第6.5.2図 炉心平均評価用崩壊熱



第6.5.3図 トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線



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

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SAE6H r. 3. 0
提出年月日	令和3年10月1日

泊発電所 3 号炉

重大事故等対策の有効性評価 添付資料

令和 3 年 1 0 月
北海道電力株式会社

添付資料目次

- (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)
- 添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について
- 添付資料 6.2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力について
- 添付資料 6.2.2 定期検査工程の概要について
- 添付資料 6.3.1 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について
- 添付資料 6.3.2 運転員操作余裕時間に対する解析上の仮定について
- 添付資料 6.3.3 有効性評価における作業と所用時間（タイムチャート）の基本的考え方について
- 添付資料 6.4.1 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へいに関する評価条件について
- 添付資料 6.5.8 3ループ標準値を用いた解析から泊3号炉の個別評価に見直した経緯及び見直しに伴う影響について
- 添付資料 6.7.1 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フローについて
- 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

(7. 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)

- 添付資料 7.1.1.1 フィードアンドブリード時の炉心冷却状態の確認について
- 添付資料 7.1.1.2 2次冷却系からの除熱機能喪失における長期対策について
- 添付資料 7.1.1.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(2次冷却系からの除熱機能喪失)
- 添付資料 7.1.1.4 2次冷却系からの除熱機能喪失における操作開始条件について
- 添付資料 7.1.1.5 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の挙動について
- 添付資料 7.1.1.6 「2次冷却系からの除熱機能喪失」における1次系保有水量の収支について
- 添付資料 7.1.1.7 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.1.8 安定停止状態について
- 添付資料 7.1.1.9 フィードアンドブリード運転における高温側配管と加圧器サージ管を接続する流路の模擬について
- 添付資料 7.1.1.10 2次冷却系からの除熱機能喪失におけるフィードアンドブリード運転時の高圧注入ポンプ運転台数について
- 添付資料 7.1.1.11 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(2次冷却系からの除熱機能喪失)
- 添付資料 7.1.1.12 燃料評価結果について

(7.1.2 全交流動力電源喪失)

- 添付資料 7.1.2.1 蒸気発生器細管の健全性に係る初期判断パラメータ
- 添付資料 7.1.2.2 RCPシールLOCAが発生する場合としない場合の運転員操作等への影響
- 添付資料 7.1.2.3 代替格納容器スプレイポンプの注入先切替え操作及びB-充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水操作について
- 添付資料 7.1.2.4 2次系強制冷却における温度目標について
- 添付資料 7.1.2.5 蓄電池の給電時間評価
- 添付資料 7.1.2.6 蓄圧タンク出口弁閉止タイミングについて
- 添付資料 7.1.2.7 代替格納容器スプレイポンプの炉心注水流量の設定につ

- いて
- 添付資料 7.1.2.8 全交流動力電源喪失時の原子炉格納容器圧力及び温度の長期安定確認について
 - 添付資料 7.1.2.9 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（全交流動力電源喪失）
 - 添付資料 7.1.2.10 RCPシール部からの漏えい量の設定根拠について
 - 添付資料 7.1.2.11 RCPシール部からの漏えい量による炉心露出への影響
 - 添付資料 7.1.2.12 全交流動力電源喪失における蓄圧タンク初期条件設定の影響
 - 添付資料 7.1.2.13 全交流動力電源喪失時の蓄圧タンク出口弁閉止に関する窒素混入の影響について
 - 添付資料 7.1.2.14 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
 - 添付資料 7.1.2.15 安定停止状態について①
 - 添付資料 7.1.2.16 安定停止状態について②
 - 添付資料 7.1.2.17 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（全交流動力電源喪失）
 - 添付資料 7.1.2.18 全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAが発生する場合）の感度解析について
 - 添付資料 7.1.2.19 全交流動力電源喪失時の代替炉心注水操作の時間余裕について
 - 添付資料 7.1.2.20 水源、燃料、電源負荷評価結果について（全交流動力電源喪失）

（7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失）

- 添付資料 7.1.4.1 CV内漏えいにおけるCVサンプル水位上昇の時間遅れの考え方について
- 添付資料 7.1.4.2 燃料取替用水ピットの補給方法について
- 添付資料 7.1.4.3 MAAPの大破断LOCAへの適用性について
- 添付資料 7.1.4.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（原子炉格納容器の除熱機能喪失）
- 添付資料 7.1.4.5 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.4.6 安全停止状態について
- 添付資料 7.1.4.7 格納容器再循環ユニットの粗フィルタを撤去した場合の

事象進展について

- 添付資料 7.1.4.8 原子炉格納容器の除熱機能喪失時における原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍、200℃到達までの時間余裕について
- 添付資料 7.1.4.9 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉格納容器の除熱機能喪失）
- 添付資料 7.1.4.10 原子炉格納容器の除熱機能喪失時における事象初期の応答について

(7.1.5 原子炉停止機能喪失)

- 添付資料 7.1.5.1 ATWSにおける炉外核計測装置（NIS）追従性と運転操作について
- 添付資料 7.1.5.2 ATWS事象におけるプラント整定後から事象収束までの運転操作の成立性について
- 添付資料 7.1.5.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（原子炉停止機能喪失）
- 添付資料 7.1.5.4 原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取り扱い
- 添付資料 7.1.5.5 「原子炉停止機能喪失」における反応度の評価について
- 添付資料 7.1.5.6 原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗）における反応度フィードバックについて
- 添付資料 7.1.5.7 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.5.8 安定停止状態について
- 添付資料 7.1.5.9 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（原子炉停止機能喪失）
- 添付資料 7.1.5.10 原子炉停止機能喪失の有効性評価における1次冷却材圧力評価において解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合の影響について
- 添付資料 7.1.5.11 水源、燃料評価結果について（原子炉停止機能喪失）

(7.1.6 ECCS注水機能喪失)

- 添付資料 7.1.6.1 「大破断LOCA+低圧注入機能喪失」に対する国内外の先進的な対策について

- 添付資料 7.1.6.2 「大LOCA+低圧注入機能喪失」のシナリオにおいて、炉心損傷防止対策として格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を選択しない理由について
- 添付資料 7.1.6.3 「大破断LOCA+低圧注入失敗」の有効性評価での取扱いについて
- 添付資料 7.1.6.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(ECCS注水機能喪失)
- 添付資料 7.1.6.5 ECCS注水機能喪失時における蓄圧タンクの初期条件設定の影響
- 添付資料 7.1.6.6 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.6.7 「ECCS注水機能喪失」における注入水源の水温の影響について
- 添付資料 7.1.6.8 安定停止状態について
- 添付資料 7.1.6.9 ECCS注水機能喪失事象の破断スペクトルについて
- 添付資料 7.1.6.10 ECCS注水機能喪失時における2次系強制冷却機能操作の時間余裕について
- 添付資料 7.1.6.11 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(ECCS注水機能喪失)

(7.1.7 ECCS再循環機能喪失)

- 添付資料 7.1.7.1 大破断LOCA時における再循環運転不能の判断及びその後の操作の成立性について
- 添付資料 7.1.7.2 「中小破断LOCA+高圧再循環失敗」の取り扱いについて
- 添付資料 7.1.7.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(ECCS再循環機能喪失)
- 添付資料 7.1.7.4 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.7.5 安定停止状態について
- 添付資料 7.1.7.6 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(ECCS再循環機能喪失)
- 添付資料 7.1.7.7 「ECCS再循環機能喪失」におけるMAAPコードの不確かさについて
- 添付資料 7.1.7.8 ECCS再循環機能喪失時の代替再循環操作の時間余裕について

添付資料 7.1.7.9 ECCS再循環機能喪失時における事象初期の応答について

(7.1.8 格納容器バイパス)

添付資料 7.1.8.1 インターフェイスシステムLOCA時における高圧注入ポンプから充てんポンプへの切替えについて

添付資料 7.1.8.2 破損側SGの隔離操作を実施の際に補助給水の停止操作の妥当性について

添付資料 7.1.8.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(格納容器バイパス)

添付資料 7.1.8.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の余熱除去系統の破断箇所及び破断面積について

添付資料 7.1.8.5 インターフェイスシステムLOCA時における蓄圧タンク初期条件設定の影響

添付資料 7.1.8.6 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について

添付資料 7.1.8.7 安定停止状態について①

添付資料 7.1.8.8 蒸気発生器伝熱管破損時における長期炉心冷却について

添付資料 7.1.8.9 蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗時の放射性物質の放出について

添付資料 7.1.8.10 破損SGの違いによる事象収束の違いについて

添付資料 7.1.8.11 安定停止状態について②

添付資料 7.1.8.12 「蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗」における格納容器スプレイの作動について

添付資料 7.1.8.13 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(格納容器バイパス)

添付資料 7.1.8.14 クールダウンアンドリサーキュレーション操作の時間余裕について

添付資料 7.1.8.15 「蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗」における1次系保有水量と加圧器水位について

添付資料 7.1.8.16 格納容器バイパス事象における再循環運転開始水位について

(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）)

(7.2.1.1 格納容器過圧破損)

- 添付資料 7.2.1.1.1 炉心損傷の判断基準の設定根拠等について
- 添付資料 7.2.1.1.2 原子炉格納容器の水素濃度測定について
- 添付資料 7.2.1.1.3 炉心損傷前後における代替格納容器スプレイポンプの注水先について
- 添付資料 7.2.1.1.4 MAAPコードでの原子炉格納容器モデルについて
- 添付資料 7.2.1.1.5 炉心溶融開始の燃料温度の根拠について
- 添付資料 7.2.1.1.6 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）、溶融炉心・コンクリート相互作用及び原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用）
- 添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137の大気中への放出放射エネルギー評価について
- 添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について
- 添付資料 7.2.1.1.9 原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について
- 添付資料 7.2.1.1.10 スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について
- 添付資料 7.2.1.1.11 原子炉格納容器漏えい率の設定について
- 添付資料 7.2.1.1.12 アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ除去効率の設定について
- 添付資料 7.2.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動について
- 添付資料 7.2.1.1.14 評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.2.1.1.15 Cs-137放出量評価の評価期間について
- 添付資料 7.2.1.1.16 原子炉格納容器内水素処理装置（PAR）による水素処理に伴う発熱に対する原子炉格納容器圧力及び温度への影響について
- 添付資料 7.2.1.1.17 安定状態について
- 添付資料 7.2.1.1.18 溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の原子炉格納容器圧力及び温度への影響について
- 添付資料 7.2.1.1.19 大破断LOCAを上回る規模のLOCAに対する格納容器破損防止対策の有効性について
- 添付資料 7.2.1.1.20 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の水素濃度に対する影響について

- 添付資料 7.2.1.1.21 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時間の感度解析について
- 添付資料 7.2.1.1.22 格納容器過圧破損における格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕について
- 添付資料 7.2.1.1.23 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））
- 添付資料 7.2.1.1.24 水源、燃料、電源負荷評価結果について（格納容器過圧破損）

（7.2.1.2 格納容器過温破損）

- 添付資料 7.2.1.2.1 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）及び高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）
- 添付資料 7.2.1.2.2 「全交流動力電源喪失＋補助給水失敗」における原子炉冷却材圧力バウンダリから現実的な漏えいを想定した場合の事象進展について
- 添付資料 7.2.1.2.3 加圧器逃がしタンクの解析上の取り扱いについて
- 添付資料 7.2.1.2.4 評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.2.1.2.5 安定状態について
- 添付資料 7.2.1.2.6 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧時間の感度解析について
- 添付資料 7.2.1.2.7 格納容器過温破損における格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕について
- 添付資料 7.2.1.2.8 炉心部に残存する損傷燃料の冷却について
- 添付資料 7.2.1.2.9 炉心損傷後の事故影響緩和操作の考え方について
- 添付資料 7.2.1.2.10 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））
- 添付資料 7.2.1.2.11 水源、燃料、電源負荷評価結果について（格納容器過温破損）

(7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

- 添付資料 7.2.2.1 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における原子炉格納容器内の溶融炉心の飛散について
- 添付資料 7.2.2.2 蓄圧タンク保持圧力の不確かさの影響評価について
- 添付資料 7.2.2.3 1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍にて停滞する現象について
- 添付資料 7.2.2.4 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (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)

- 添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の評価について
- 添付資料 7.2.3.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用)
- 添付資料 7.2.3.3 JASMINEによる格納容器破損確率の評価について

(7.2.4 水素燃焼)

- 添付資料 7.2.4.1 格納容器スプレイが停止した場合における対応手順について
- 添付資料 7.2.4.2 水素燃焼評価における評価事故シーケンスの選定について
- 添付資料 7.2.4.3 GOTHICにおける水素濃度分布の評価について
- 添付資料 7.2.4.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について (水素燃焼)
- 添付資料 7.2.4.5 水の放射線分解等による水素生成について
- 添付資料 7.2.4.6 原子炉格納容器内水素処理装置の性能評価式のGOTHICへの適用について
- 添付資料 7.2.4.7 評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概要系統図について
- 添付資料 7.2.4.8 原子炉格納容器内の水素混合について
- 添付資料 7.2.4.9 AICC評価について
- 添付資料 7.2.4.10 安定状態について
- 添付資料 7.2.4.11 溶融炉心・コンクリート相互作用による水素の発生を考

慮した場合の原子炉格納容器内水素濃度について

- 添付資料 7.2.4.12 事象初期に全炉心内の75%のジルコニウム-水反応が生じた場合のドライ水素濃度について
- 添付資料 7.2.4.13 格納容器水素イグナイタの水素濃度低減効果について
- 添付資料 7.2.4.14 格納容器水素イグナイタの原子炉格納容器上部への追加設置
- 添付資料 7.2.4.15 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（水素燃焼）

（7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用）

- 添付資料 7.2.5.1 格納容器破損防止対策の有効性評価における原子炉下部キャビティ水量及び水位について
- 添付資料 7.2.5.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（溶融炉心・コンクリート相互作用）
- 添付資料 7.2.5.3 コンクリート侵食の侵食異方性について

（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）

- 添付資料 7.3.1.1 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.3.1.2 使用済燃料ピットの水位低下及び遮蔽に関する評価について
- 添付資料 7.3.1.3 安定状態について
- 添付資料 7.3.1.4 評価条件の不確かさの影響評価について（想定事故1）
- 添付資料 7.3.1.5 燃料評価結果について

（7.3.2 想定事故2）

- 添付資料 7.3.2.1 使用済燃料ピットに接続する冷却系配管の破断時の水位低下量およびサイフォンブレーカの健全性について
- 添付資料 7.3.2.2 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.3.2.3 安定状態について
- 添付資料 7.3.2.4 評価条件の不確かさの影響評価について（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))
- 添付資料 7.4.1.1 ミッドループ運転中の事故時におけるC/V内作業員の退避について
- 添付資料 7.4.1.2 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について(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))
- 添付資料 7.4.1.3 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.4.1.4 「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)」及び「全交流動力電源喪失」の挙動説明について
- 添付資料 7.4.1.5 ミッドループ運転中の線量率について
- 添付資料 7.4.1.6 運転停止中の「崩壊熱除去機能喪失」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」事象における未臨界性について
- 添付資料 7.4.1.7 格納容器再循環サンプル水位が再循環切替水位に到達するまでの時間について(運転停止中 崩壊熱除去機能喪失・全交流動力電源喪失)
- 添付資料 7.4.1.8 安定状態について
- 添付資料 7.4.1.9 運転停止中における原子炉格納容器の健全性について
- 添付資料 7.4.1.10 蒸気発生器出入口ノズル蓋を設置した場合の影響について
- 添付資料 7.4.1.11 キャビティ満水時における事故影響の緩和手段について
- 添付資料 7.4.1.12 燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について(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))
- 添付資料 7.4.1.13 運転停止中における「崩壊熱除去機能喪失」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」のM-RELAP5コードの不確かさについて
- 添付資料 7.4.1.14 運転停止中の崩壊熱除去機能喪失時または全交流動力電源喪失時の炉心注水時間の時間余裕について
- 添付資料 7.4.1.15 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について(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))
- 添付資料 7.4.1.16 水源、燃料評価結果について(崩壊熱除去機能喪失)

(7.4.2 全交流動力電源喪失)

- 添付資料 7.4.2.1 運転停止中の全交流動力電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失時の炉心注水手段
- 添付資料 7.4.2.2 R C Sへの燃料取替用水ピット重力注入について
- 添付資料 7.4.2.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について (全交流動力電源喪失)
- 添付資料 7.4.2.4 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.4.2.5 安定状態について
- 添付資料 7.4.2.6 燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について (全交流動力電源喪失)
- 添付資料 7.4.2.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (全交流動力電源喪失)
- 添付資料 7.4.2.8 水源、燃料、電源負荷評価結果について (全交流動力電源喪失)

(7.4.3 原子炉冷却材の流出)

- 添付資料 7.4.3.1 ミッドループ運転中における冷却材流出の想定と対応について
- 添付資料 7.4.3.2 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について (原子炉冷却材の流出)
- 添付資料 7.4.3.3 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.4.3.4 格納容器再循環サンプル水位が再循環切替水位に到達するまでの時間について (原子炉冷却材の流出)
- 添付資料 7.4.3.5 安定状態について
- 添付資料 7.4.3.6 燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について (原子炉冷却材の流出)
- 添付資料 7.4.3.7 原子炉冷却材の流出時の炉心注水時間の時間余裕について
- 添付資料 7.4.3.8 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について (原子炉冷却材の流出)

(7.4.4 反応度の誤投入)

- 添付資料 7.4.4.1 R C S ほう酸希釈時の交流電源喪失における反応度事故の懸念について
- 添付資料 7.4.4.2 反応度の誤投入の事象想定について
- 添付資料 7.4.4.3 反応度の誤投入における時間評価及び警報設定値の影響について
- 添付資料 7.4.4.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について (反応度の誤投入)
- 添付資料 7.4.4.5 臨界ほう素濃度の設定について
- 添付資料 7.4.4.6 反応度の誤投入における警報設定値の影響について
- 添付資料 7.4.4.7 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.4.4.8 緊急濃縮により事象発生時のほう素濃度に戻すまでの所要時間について
- 添付資料 7.4.4.9 安定状態について
- 添付資料 7.4.4.10 評価条件の不確かさの影響評価について (反応度の誤投入)

(7.5 必要な要員及び資源の評価)

- 添付資料 7.5.2.1 重大事故等対策時の確保及び所要時間について
- 添付資料 7.5.2.2 重要事故 (評価事故) シーケンス以外の事故シーケンスの要員の評価について
- 添付資料 7.5.3.1 水源、燃料、電源負荷評価結果について

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+0.21 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℃	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) RCP シール部からの漏えい率 (初期) (事象発生時からの漏えいを想定)	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
	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	4.0MPa[gage]	最低保持圧力	4.0MPa[gage]
iii 保有水量	29.0m ³ (1基当たり)	最小保有水量	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ループ標準入力)
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次系強制冷却開始	事象発生から30分後	運転員等操作余裕の考え方	事象発生から30分後
ii 2次系強制冷却再開	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	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
5) 代替格納容器スプレイポンプ			
i 起動	1次冷却材圧力 0.7 MPa[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 0.7 MPa[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}		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) 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)	最小保有水量	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 (注水量)	16.5% <input type="text"/> m ³)	設計値	16% (<input type="text"/> 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℃～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)
(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] 到達から 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 0.283 MPa[gage]到達から 30 分後

枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません

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℃	定格値	302.3℃
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/℃	最大値 (泊3号炉の炉心設計に基づく保守的な値)	初期：-13pcm/℃
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	48t (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ループ標準入力）
(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]
	水位検出器下端	設計値（作動限界値）	水位検出器下端
ii 応答時間	2.0秒	最大値（設計要求値）	2.0秒
2-2) 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) 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：0m 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：0m ³ /h～約830m 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
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)	最小保有水量	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	50 t (1基当たり)	設計値	48 t (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 <input type="text"/> 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 <input type="text"/> 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 (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])

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 1,820 m 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: 0 m ³ /h ~ 約 1,820 m ³ /h, 0 MPa[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	ECCS 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)	最小保有水量	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)

枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません

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: 0m ³ /h~約350m ³ /h、 0 MPa[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: 0m ³ /h~約350m ³ /h、0 MPa[gage] ~約15.6 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 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)	最小保有水量	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) 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]
	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)
ii 応答時間	2.0秒	最大値(設計要求値)	2.0秒
4) 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])
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

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動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	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）	最小保有水量	29.0m ³ （1基当たり）
4) 代替格納容器スプレィポンプによる代替格納容器スプレィ			
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 ^a		効果を期待せず ^a

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	事象発生後の24時間後	運転員等操作余裕の考え方	事象発生後の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	事象発生後の24時間後	運転員等操作余裕の考え方	事象発生後の24時間後

枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません

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シール部からの漏えい率 (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)	最小保有水量	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)

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% + 原子炉格納容器最高使用圧力未満	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満
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

枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません

7.2.2 高温熔融物放出／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シール部からの漏えい率 (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)	最小保有水量	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)

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満	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満
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

枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません

7.2.3 原子炉容器外の熔融燃料－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℃	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）	最小保有水量	29.0m ³ （1基あたり）
4) 代替格納容器スプレィポンプによる代替格納容器スプレィ			
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基あたり）	設計値（粗フィルタあり）	100℃～約155℃、 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ループ標準入力)
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

枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません

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）	最小保有水量	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 ^a		効果を期待せず ^a
5) 再循環運転切替			
i 燃料用取替用水ピット 再循環切替水位 (注水量)	16.5% (約 [] m ³)	設計値 設計値	16% (約 [] m ³)
(3) その他			
1) 格納容器スプレイポンプ			
i スプレイ開始	事象発生時の109秒後	信号遅れと作動遅れを考慮して設定	事象発生時の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）

枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません

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℃	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 <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圧力低」			
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)	最小保有水量	29.0m ³ (1基当たり)
4) 代替格納容器スプレィポンプによる代替格納容器スプレィ			
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)

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) 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) 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

枠囲みの範囲は機密に係る事項のため、公開することはできません

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(0 MPa[gage])	ミッドループ運転時の現実的な設定	大気圧(0 MPa[gage])
3) 1 次冷却材高温側温度	93℃(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℃(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 次系の状態	2 次系からの冷却なし		2 次系からの冷却なし
(2) 重大事故等対策に関連する機器条件			
1) 代替格納容器スプレイポンプ			
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) 代替格納容器スプレイポンプ起動	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(0 MPa[gage])	ミッドループ運転時の現実的な設定	大気圧(0 MPa[gage])
3) 1 次冷却材高温側温度	93℃(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℃(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 次系の状態	2 次系からの冷却なし		2 次系からの冷却なし
(2) 重大事故等対策に関連する機器条件			
1) 代替格納容器スプレイポンプ			
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) 代替格納容器スプレイポンプ起動	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(0 MPa[gage])	ミッドループ運転時の現実的な設定	大気圧(0 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 次系の状態	2 次系からの冷却なし		2 次系からの冷却なし
(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	余熱除去ポンプ機能喪失の 20 分後	運転員等操作余裕の考え方	余熱除去ポンプ機能喪失の 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り、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原子炉圧力（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り扱いとしているが、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、記載している。
- 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、炉心圧力の挙動に着目し、記載している。
- 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。

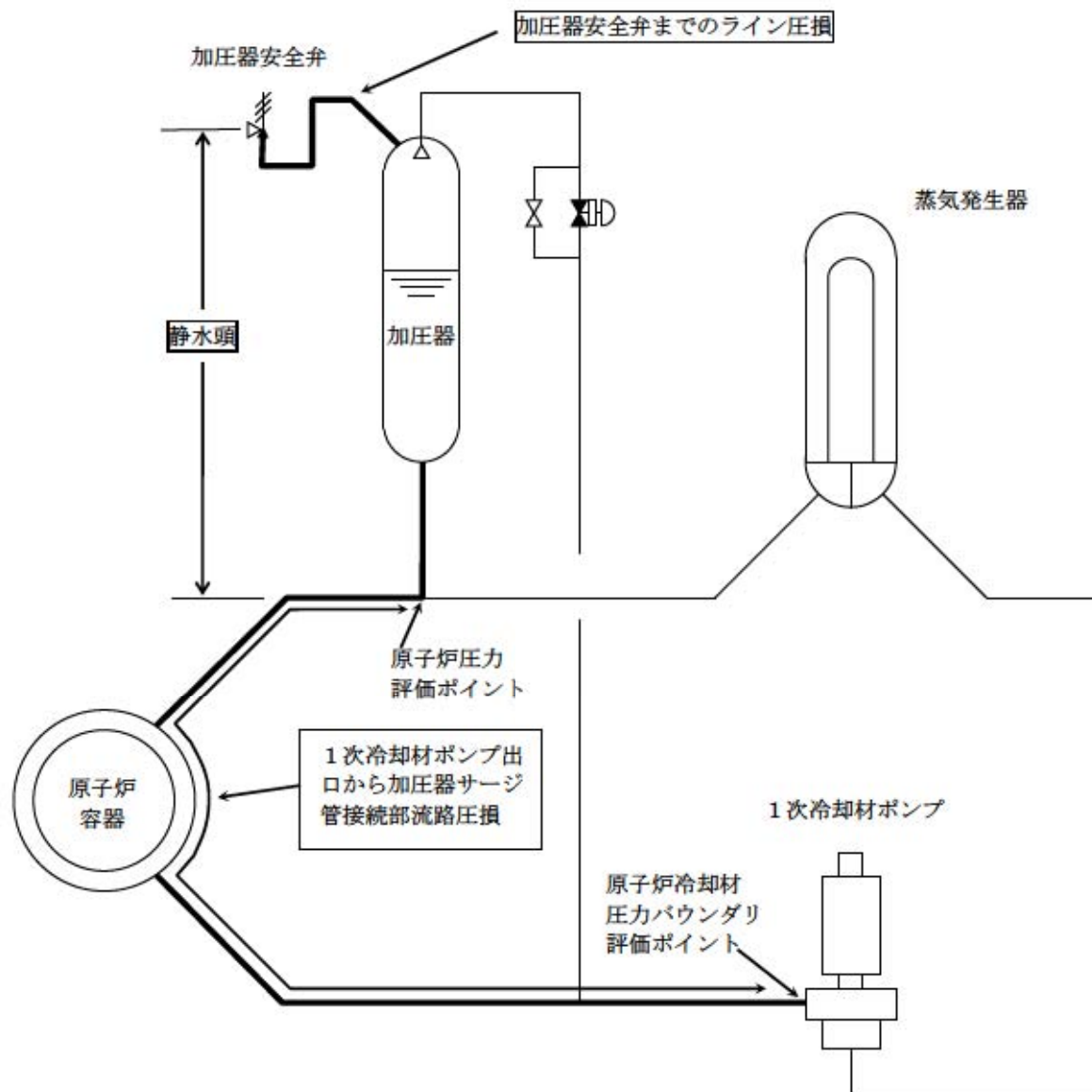
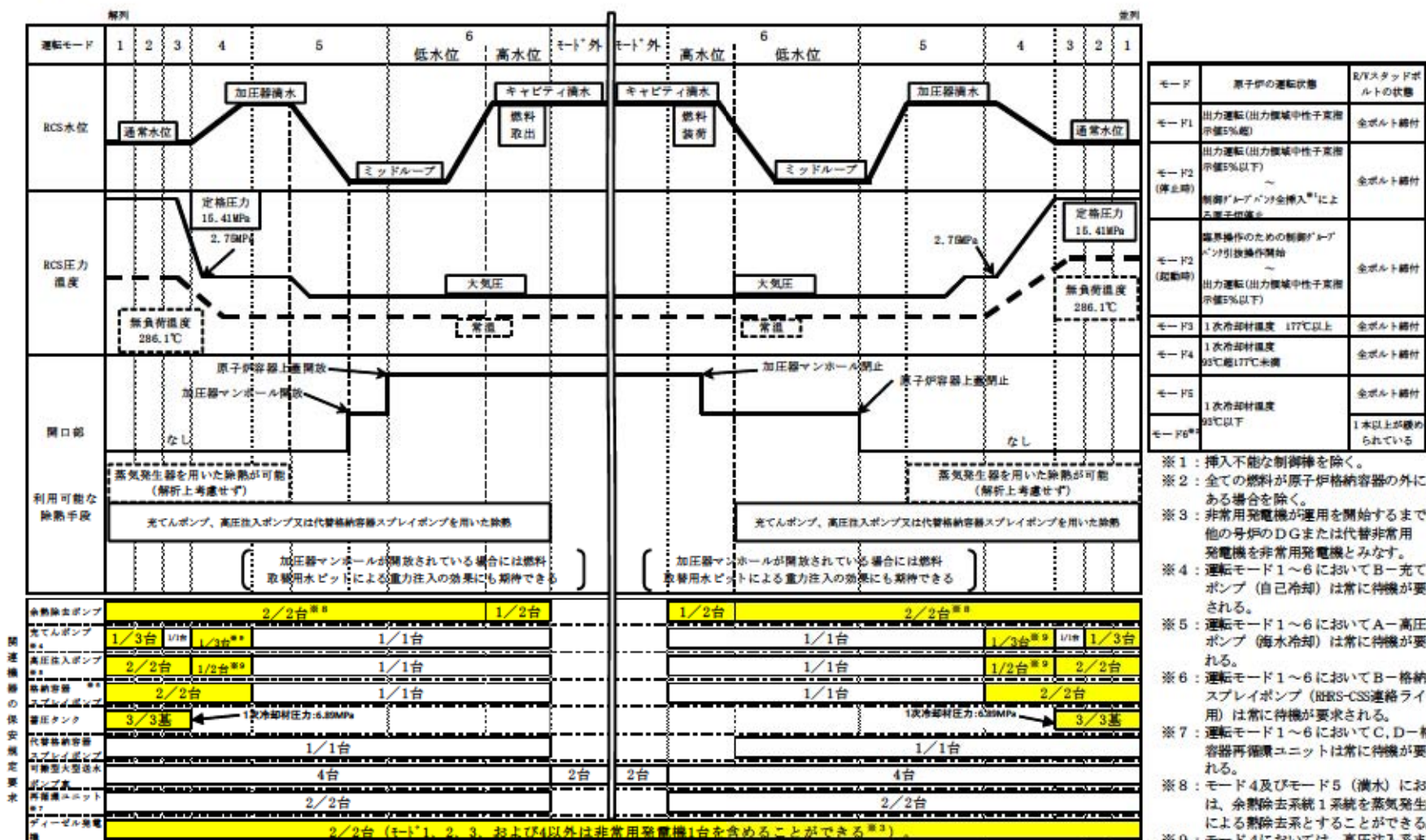


図1 1次冷却系ループ圧力勾配

定期検査工程の概要について

定期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. 定期検査工程の概要



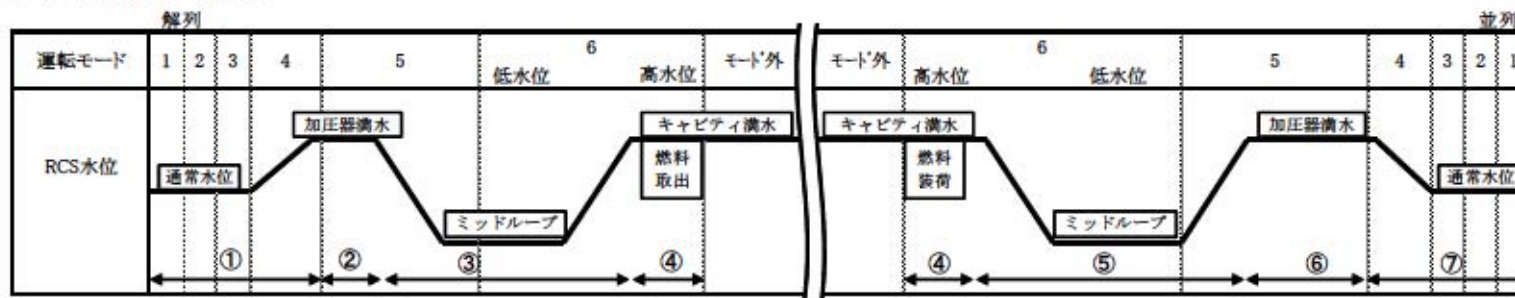
- ※1: 挿入不能な制御棒を除く。
- ※2: 全ての燃料が原子炉格納容器の外にある場合を除く。
- ※3: 非常用発電機が運用を開始するまでは他の号炉のDGまたは代替非常用発電機を非常用発電機とみなす。
- ※4: 運転モード1～6においてB-充電ポンプ(自己冷却)は常に待機が要求される。
- ※5: 運転モード1～6においてA-高圧注入ポンプ(海水冷却)は常に待機が要求される。
- ※6: 運転モード1～6においてB-格納容器スプレイポンプ(BRS-CSS連絡ライン使用)は常に待機が要求される。
- ※7: 運転モード1～6においてC、D-格納容器再循環ユニットは常に待機が要求される。
- ※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る。
- ※9: モード4においては、高圧注入系または充電ポンプ系1系統以上が動作可能である必要がある。

添 6.2.2-2

【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で炉心損傷等を防止することができることから、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 加圧器満水	③ ミッドループ運転	④ キャビティ満水 (モード外を除く [※])	⑤ ミッドループ運転	⑥ 加圧器満水	⑦
RCS水位	通常	高	低	高(水量1000m ³ 以上)	低	高	通常
崩壊熱	高	中	中	中 → (燃料取替) → 低	低	低	低
主要な緩和設備	代替格納容器スプレイポンプ 再循環ユニット SG 2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	再循環ユニット	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	代替格納容器スプレイポンプ 再循環ユニット SG 2次系による冷却	
RHR喪失事象 SBO事象 流出事象	通常時に包絡	水位が③より高く、SGによる冷却も期待できる	時間余裕が最も厳しい	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		

SBO, RHR機能喪失、流出事象は③ミッドループで評価

※ モード外については全燃料取出中のため評価対象外

<反応度の誤投入>

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

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

添 6.2.2-3

3. ミッドループ運転概要図

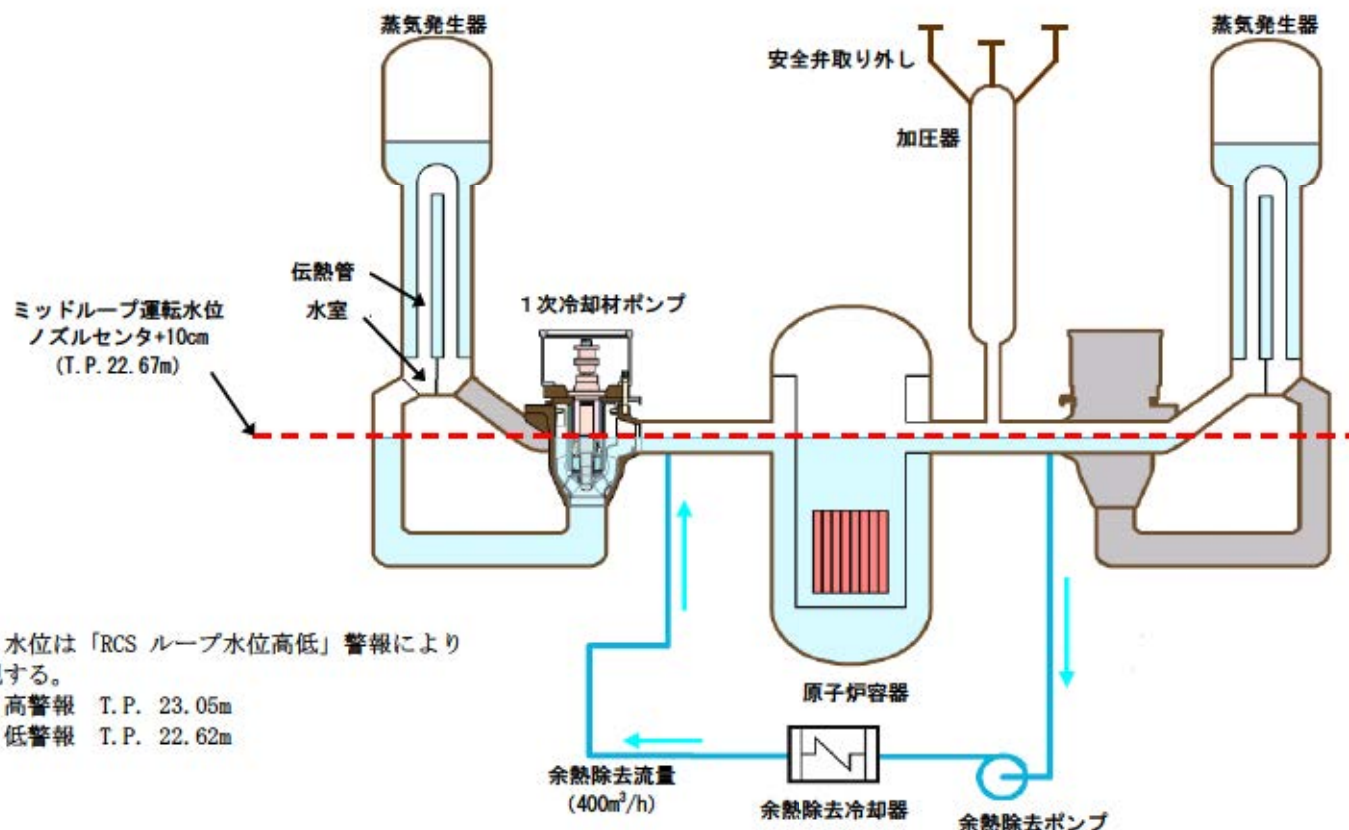
ミッドループ運転について

定期検査時においては、プラントを停止シールドダウンを行った後、燃料を取り出す前に1次冷却材系統を水抜きし、1次冷却材配管中心付近（ノズルセンタ）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681m³/hである余熱除去流量を400m³/hに絞って運転している。

ミッドループ運転の必要性について

PWRプラントの場合、定期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。



RCS 水位は「RCS ループ水位高低」警報により監視する。

高警報 T.P. 23.05m

低警報 T.P. 22.62m

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

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、必要要員数および作業（操作）時間、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 重大事故等対策の成立性確認」に示す。

「操作名称」

1. 作業概要：作業項目、具体的な運転操作・作業内容、対応する事故シーケンスグループ等の番号

2. 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）：現地への移動時間（重大事故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：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
アクセス性、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 等
- (3) 連絡手段：各所との連絡手段について記載
電力保安通信用電話設備及びページング装置等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 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No.	
							温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)				
1	蒸気発生解除水回復操作	補助給水系ポンプ起動操作	7.1.1	5分	3分	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	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	-	
		電動主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)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	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	
2	SG直接給水用高圧ポンプによる注水準備	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 (A/B)	外気と同程度	通常運転時と同程度	アクセスル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懐中電灯を携行している。	耐震性を有するアクセスルートを設定している。	-	-	1.2 1.3	
		操作現場 (A/B、MS管理)	通常運転時と同程度	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懐中電灯を携行している。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。	電力保安通信用電断設備の携帯電断端末(PBS)を携行している。また、電力保安通信用電断設備の携帯電断端末(PBS)が使用できない場合は必要により携行型通断装置を使用する。	通常行方弁操作と同じであり、容易に操作できる。また、フレキシブル配管はカップ接続により容易かつ確実に接続できる。							
		接近経路 (A/B)	外気と同程度	通常運転時と同程度	アクセスル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懐中電灯を携行している。	耐震性を有するアクセスルートを設定している。	-	-						
		操作現場 (A/B)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	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懐中電灯を携行している。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。	電力保安通信用電断設備の携帯電断端末(PBS)を携行している。また、電力保安通信用電断設備の携帯電断端末(PBS)が使用できない場合は必要により携行型通断装置を使用する。	通常行方遮断器操作と同じであり、容易に操作できる。						
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発信	7.1.1	5分	3分	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	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	
		高圧注入ポンプによる注水確認												
		加圧器遮断し弁開放操作												
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	15分	13分	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	【炉心温度がない場合】 通常運転時と同程度	【炉心温度がある場合】 高線量になる場所はなく、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	1.14

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No.
							温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)			
4	電源確保作業	非常用母線受電準備及び受電	7.1.2 7.2.1.1 7.2.1.2 7.4.2	15分	13分	接近経路 (R/S・A/B)	外気と同程度	【關心値がない場合】 通常運転時と同程度 【關心値がある場合】 高濃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ポケット濃量計を携行し、全面マスク等を着用。	アクセスル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懐中電灯を携行している。	耐震性を有するアクセスルートを設定している。	—	—	1.14
						操作現場 (A/B)	通常運転時と同程度		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懐中電灯を携行している。	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の携帯電話端末(PHS)を携行している。また、電力保安通信用電話設備の携帯電話端末(PHS)が使用できない場合は必要により携行型通話装置を使用する。	通常行う遠隔操作と同じであり、容易に操作できる。	
		不要直流電源負荷切り離し (中央制御室操作)	7.1.2	5分	2分	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	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	
		不要直流電源負荷切り離し (中央制御室隣接場所)	7.1.2	20分	11分	接近経路 (R/S・A/B)	外気と同程度	通常運転時と同程度	アクセスル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懐中電灯を携行している。	耐震性を有するアクセスルートを設定している。	—	—	
						操作現場 (A/B)	通常運転時と同程度		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懐中電灯を携行している。	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の携帯電話端末(PHS)を携行している。また、電力保安通信用電話設備の携帯電話端末(PHS)が使用できない場合は必要により携行型通話装置を使用する。	通常行う遠隔操作と同じであり、容易に操作できる。	
		不要直流電源負荷切り離し (現場操作)	7.1.2	30分	19分	接近経路 (R/S・A/B)	外気と同程度	通常運転時と同程度	アクセスル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懐中電灯を携行している。	耐震性を有するアクセスルートを設定している。	—	—	
						操作現場 (A/B)	通常運転時と同程度		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懐中電灯を携行している。	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の携帯電話端末(PHS)を携行している。また、電力保安通信用電話設備の携帯電話端末(PHS)が使用できない場合は必要により携行型通話装置を使用する。	通常行う遠隔操作と同じであり、容易に操作できる。	
快備蓄電池投入	7.1.2	5分	2分	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	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			

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No.	
							温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)				
4	電源確保作業	充電機復旧	7.1.2 7.2.1.1 7.2.1.2 7.4.2	5分	1分	接近経路 (A/B)	外気と同程度	【伊心濃度が低い場合】 通常運転時と同程度	アクセスル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懐中電灯を携行している。	耐震性を有するアクセスルートを設定している。	-	-	1.14	
						操作現場 (A/B)	通常運転時と同程度	【伊心濃度がある場合】 高濃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ポケット線量計を携行し、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行している。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。	電力保安通信用電断設備の携帯電断端末(PES)を携行している。また、電力保安通信用電断設備の携帯電断端末(PES)が使用できない場合は必要により携行型通断装置を使用する。	通常行う遮断器操作と同じであり、容易に操作できる。		
5	2次系強制冷却操作	主蒸気逃がし弁開放 (現場操作)	7.1.2 7.1.3	20分	12分	接近経路 (R/B)	外気と同程度	通常運転時と同程度	アクセスル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懐中電灯を携行している。	耐震性を有するアクセスルートを設定している。	-	-	1.2 1.3 1.4 1.5	
						操作現場 (MS管理)	通常運転時と同程度		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懐中電灯を携行している。	主蒸気流動音に対する防音対策として耳栓を携行している。	電力保安通信用電断設備の携帯電断端末(PES)を携行している。また、電力保安通信用電断設備の携帯電断端末(PES)が使用できない場合は必要により携行型通断装置を使用する。	手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。		
		主蒸気逃がし弁開放 (中央制御室操作)	7.1.2 7.1.3	適宜実施	適宜実施	接近経路 (R/B)	外気と同程度	通常運転時と同程度	アクセスル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懐中電灯を携行している。	耐震性を有するアクセスルートを設定している。	-	-	1.2 1.3 1.4 1.5	
						操作現場 (MS管理)	通常運転時と同程度		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懐中電灯を携行している。	主蒸気流動音に対する防音対策として耳栓を携行している。	電力保安通信用電断設備の携帯電断端末(PES)を携行している。また、電力保安通信用電断設備の携帯電断端末(PES)が使用できない場合は必要により携行型通断装置を使用する。	手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。		
		主蒸気逃がし弁開放 (中央制御室操作)	7.1.4 7.1.6 7.1.7 7.1.8 7.2.4	1分	1分	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	【伊心濃度が低い場合】 通常運転時と同程度	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	1.3
		健全側蒸気発生器の主蒸気逃がし弁開放 (中央制御室操作)	7.1.8						【伊心濃度がある場合】 高濃量になる場所はなく、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。					
補助給水ポンプ起動確認、健全側蒸気発生器への補助給水流量確認の確認	7.1.8	5分	2分	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	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	1.3			

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シーケンス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No.
							温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)			
6	補助給水流量調整	補助給水ポンプ出口流量調節弁開度調整	7.1.2 7.1.3 7.2.1.1	適宜実施	適宜実施	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	【伊心異常がない場合】 通常運転時と同程度 【伊心異常がある場合】 高線量になる場所はなく、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 1.5
7	代替格納容器 スプレィポンプ 起動操作	代替格納容器スプレィポンプ起動準備 (中央制御室操作)	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)	通常運転時と同程度	【伊心異常がない場合】 通常運転時と同程度 【伊心異常がある場合】 高線量になる場所はなく、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
		代替格納容器スプレィポンプ起動準備 (伊心注水)	7.1.2 7.1.3 7.4.1 7.4.2	30分	27分	接近経路 (R/B・A/B)	外気と同程度	通常運転時と同程度	アクセスル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懐中電灯を携行している。	耐震性を有するアクセスルートを設定している。	-	-	1.4
		代替格納容器スプレィポンプ起動準備 (伊心注水)	7.1.2 7.1.3 7.4.1 7.4.2	30分	27分	操作現場 (R/B・A/B)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	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懐中電灯を携行している。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。	電力保安通信用電断設備の携帯電断端末(PBS)を携行している。また、電力保安通信用電断設備の携帯電断端末(PBS)が使用できない場合は必要により携行型通断装置を使用する。	通常行方弁操作と同じであり、容易に操作できる。	1.4
		代替格納容器スプレィポンプ起動準備 (格納容器スプレィ)	7.1.4 7.2.1.1 7.2.1.2	25分	22分	接近経路 (R/B・A/B)	外気と同程度	【伊心異常がない場合】 通常運転時と同程度 【伊心異常がある場合】 高線量になる場所はなく、アクセス、操作が可能であることからポケット線量計を携行し、全面マスク等を着用。	アクセスル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懐中電灯を携行している。	耐震性を有するアクセスルートを設定している。	-	-	1.6 1.7 1.8
		代替格納容器スプレィポンプ起動準備 (格納容器スプレィ)	7.1.4 7.2.1.1 7.2.1.2	25分	22分	操作現場 (R/B・A/B)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	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懐中電灯を携行している。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。	電力保安通信用電断設備の携帯電断端末(PBS)を携行している。また、電力保安通信用電断設備の携帯電断端末(PBS)が使用できない場合は必要により携行型通断装置を使用する。	通常行方弁操作と同じであり、容易に操作できる。	1.6 1.7 1.8
		代替格納容器スプレィポンプ起動	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 【伊心注水】 2分 【格納容器 スプレィ】	接近経路 (R/B)	外気と同程度	【伊心異常がない場合】 通常運転時と同程度 【伊心異常がある場合】 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の、汚染が予想されることからポケット線量計を携行し、全面マスク等を着用。	アクセスル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懐中電灯を携行している。	耐震性を有するアクセスルートを設定している。	-	-	1.4 1.6 1.7 1.8
代替格納容器スプレィポンプ起動	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 【伊心注水】 2分 【格納容器 スプレィ】	操作現場 (R/B)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	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懐中電灯を携行している。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。	電力保安通信用電断設備の携帯電断端末(PBS)を携行している。また、電力保安通信用電断設備の携帯電断端末(PBS)が使用できない場合は必要により携行型通断装置を使用する。	通断装置の受電線路及び代替格納容器スプレィポンプの操作場所は、通断付近にあり、容易に操作できる。	1.4 1.6 1.7 1.8		

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No.
							温度・湿度	放射線環境	照明	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 ポンプへの給電操作	7.1.3 7.1.4 7.4.1	15分	13分	接近経路 (A/B)	外気と同程度	通常運転時と同程度	アクセスル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懐中電灯を携行している。	耐震性を有するアクセスルートを設定している。	-	-	1.4 1.6 1.7 1.8
						操作現場 (A/B)	通常運転時と同程度		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懐中電灯を携行している。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。			
8	被ばく低減操作	B-アニュラス空気浄 化設備空気作動弁代替 空気供給及びダンパ手 動開操作	7.1.2 7.1.3 7.2.1.1 7.2.1.2 7.4.2	20分	17分	接近経路 (B/B・A/B)	外気と同程度	【安心価値がない場合】 通常運転時と同程度	アクセスル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懐中電灯を携行している。	耐震性を有するアクセスルートを設定している。	-	-	1.10
						操作現場 (B/B)	通常運転時と同程度	【安心価値がある場合】 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の、汚染が予想されることからポケット線量計を携行し、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行している。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。			
		接近経路 (A/B)	外気と同程度	【安心価値がない場合】 通常運転時と同程度	アクセスル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懐中電灯を携行している。	耐震性を有するアクセスルートを設定している。	-	-	1.16				
		操作現場 (A/B)	通常運転時と同程度	【安心価値がある場合】 高線量になる場所はなく、アクセス、操作が可能であることからポケット線量計を携行し、全面マスク等を着用。	ヘッドライトおよび懐中電灯を携行している。	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の携帯電話端末(PHS)を携行している。また、電力保安通信用電話設備の携帯電話端末(PHS)が使用できない場合は必要により携行型通話装置を使用する。	ダンパ開閉作業は、ミニチュア弁操作と連絡シャフトを開閉へ回す作業のみであり、容易に実施可能である。		
	アニュラス空気浄化フ ァン起動操作	7.1.2 7.1.3 7.2.1.1 7.2.1.2 7.4.1 7.4.2 7.4.3	5分	2分	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	【安心価値がない場合】 通常運転時と同程度	【安心価値がある場合】 高線量になる場所はなく、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、ヘッドライトを配備している。	通常原子炉運転中と同じ	-	-	1.10
							【安心価値がある場合】 高線量になる場所はなく、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、ヘッドライトを配備している。	通常原子炉運転中と同じ				
	中央制御室 非常用備用系起動	7.1.2 7.1.3 7.2.1.1 7.2.1.2 7.4.1 7.4.2 7.4.3	5分	1分	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	【安心価値がない場合】 通常運転時と同程度	【安心価値がある場合】 高線量になる場所はなく、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、ヘッドライトを配備している。	通常原子炉運転中と同じ	-	-	1.16
							【安心価値がある場合】 高線量になる場所はなく、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、ヘッドライトを配備している。	通常原子炉運転中と同じ				

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No.
							温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (騒音、圧揚等)			
9	加圧器送がし弁開放準備	加圧器送がし弁開放準備 (中央制御室操作)	7.2.1.2	5分	3分	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	高濃量になる場所はなく、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	1.3
		加圧器送がし弁開放準備 (現場操作)	7.2.1.2	30分	21分	接近経路 (R/B・A/B)	外気と同程度	高濃量になる場所はなく、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ポケット剂量計を携帯し、全面マスク等を着用。	アクセスル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。	-	-	
		操作現場 (R/B)	通常運転時と同程度	高濃量になる場所はなく、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ポケット剂量計を携帯し、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。	電力保安通信用電話設備の携帯電話端末(PHS)を携帯している。また、電力保安通信用電話設備の携帯電話端末(PHS)が使用できない場合は必要により携帯型通話装置を使用する。	通常行う弁操作と同じであり、容易に操作できる。また、ホースの接続についてはカップラ接続により容易かつ確実に接続できる。ポンペ弁を開とするための工具はポンペ付近に設置している。					
10	蓄圧タンク出口弁操作	蓄圧タンク出口弁閉止	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)	通常運転時と同程度	【伊心県備がない場合】 通常運転時と同程度 【伊心県備がある場合】 高濃量になる場所はなく、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	-
11	1次冷却材ポンプシール隔離操作	1次冷却材ポンプ封水 戻り隔離弁等閉止確認	7.1.2 7.1.3 7.2.1.1 7.2.1.2	5分	3分	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	【伊心県備がない場合】 通常運転時と同程度 【伊心県備がある場合】 高濃量になる場所はなく、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次冷却材ポンプ封水 戻り隔離弁等閉止	7.1.2	30分	22分	接近経路 (R/B・A/B)	外気と同程度	通常運転時と同程度	アクセスル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。	-	-	
		操作現場 (R/B)	通常運転時と同程度	高濃量になる場所はなく、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ポケット剂量計を携帯し、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。	電力保安通信用電話設備の携帯電話端末(PHS)を携帯している。また、電力保安通信用電話設備の携帯電話端末(PHS)が使用できない場合は必要により携帯型通話装置を使用する。	通常行う弁操作と同じであり、容易に操作できる。					
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・ベンディング・通水	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 (R/B・A/B)	外気と同程度	【伊心県備がない場合】 通常運転時と同程度 【伊心県備がある場合】 高濃量になる場所はなく、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ポケット剂量計を携帯し、全面マスク等を着用。	アクセスル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。	-	-	1.4 1.8
操作現場 (A/B)	通常運転時と同程度	高濃量になる場所はなく、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ポケット剂量計を携帯し、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。	電力保安通信用電話設備の携帯電話端末(PHS)を携帯している。また、電力保安通信用電話設備の携帯電話端末(PHS)が使用できない場合は必要により携帯型通話装置を使用する。	通常行う弁操作と同じであり、容易に操作できる。							

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナシス 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No.
							温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)			
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	7.1.2 7.1.3 7.2.1.1 7.2.1.2 7.4.2	10分	3分	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	【伊心県備がない場合】 通常運転時と同程度 【伊心県備がある場合】 高線量になる場所はなく、 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 1.8
		B-充てんポンプ(自己冷却) 起動	7.2.1.1 7.2.1.2	5分	3分	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	高線量になる場所はなく、 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	
13	充てんポンプ起動 操作	充てんポンプ起動操作	7.1.6 7.2.4	5分	1分	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	【伊心県備がない場合】 通常運転時と同程度 【伊心県備がある場合】 高線量になる場所はなく、 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
14	蓄電池室換気系ダ ンパ開始量	蓄電池室換気系ダンパ 開始量、コントロールセ ンタコネクタ差替え	7.1.2 7.2.1.1 7.2.1.2 7.4.2	20分	16分	接近経路 (R/B・A/B)	外気と同程度	【伊心県備がない場合】 通常運転時と同程度 【伊心県備がある場合】 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 ことからボケット搬量計を 携行し、全面マスク等を 着用。	アクセスルートにはバック リ内蔵照明を設置している。 また、ヘッドライトおよび 懐中電灯を携行している。	耐震性を有するアクセ スルートを設定している。	—	—	1.14
						操作現場 (A/B)	通常運転時と同程度	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 懐中電灯を携行している。	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の 携帯電話端末(PHS)を携 行している。また、電力保 安通信用電話設備の携帯 電話端末(PHS)が使用で きない場合は必要により携 行型通話装置を使用する。	ダンパ開始量作業は、ミニ チュア弁操作と運転シャ フトを開閉へ回す作業のみ であり、容易に実施可能 である。		

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No.
							温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)			
15	普通用換気ファン起動	普通用換気ファン起動	7.1.2 7.2.1.1 7.2.1.2 7.4.2	20分	12分	接近経路 (A/B)	外気と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度	アクセスル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懐中電灯を携行している。	耐震性を有するアクセスルートを設定している。	-	-	1.14
						操作現場 (A/B)	通常運転時と同程度	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懐中電灯を携行している。	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の携帯電話端末 (PHS) を携行している。また、電力保安通信用電話設備の携帯電話端末 (PHS) が使用できない場合は必要により携行型通話装置を使用する。			
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 (A/B)	外気と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度	ヘッドライトおよび懐中電灯を携行している。	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 (A/B)	通常運転時と同程度	【炉心損傷がある場合】 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ポケット線量計を携行し、全面マスク等を着用。	ヘッドライトおよび懐中電灯を携行している。	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ラインアップ操作	7.1.4 7.1.6 7.1.7 7.1.8 7.2.4	25分	12分	接近経路 (B/B - A/B)	外気と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常運転時と同程度	アクセスル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懐中電灯を携行している。	耐震性を有するアクセスルートを設定している。	-	-	1.13
		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)	通常運転時と同程度	【炉心損傷がある場合】 高線量になる場所はなく、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。	中央制御室にはバックリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを配備している。	通常原子炉運転中と同じ			
		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	5分	2分	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	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		
18	格納容器スプレイ回復操作	格納容器スプレイ起動操作	7.1.4	5分	2分	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	中央制御室にはバックリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトを配備している。	通常原子炉運転中と同じ	-	-	-

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナシス 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No.
							温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)			
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)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	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
		再循環切替操作、低圧再循環機能喪失確認	7.1.4	5分	3分	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	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
20	格納容器内自然対流冷却	原子炉補機冷却水系加圧準備 (現場操作)	7.1.4 7.4.1 7.4.3	25分	18分	接近経路 (R/B・A/B)	外気と同程度	通常運転時と同程度	アクセスル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。	—	—	1.6
			操作現場 (R/B)			通常運転時と同程度	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。				
		原子炉補機冷却水系加圧操作準備 (中央制御室操作)	7.1.4 7.4.1 7.4.3	10分	4分	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	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	
		原子炉補機冷却水系加圧操作	7.1.4 7.4.1 7.4.3	5分	3分	接近経路 (A/B)	外気と同程度	通常運転時と同程度	アクセスル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。	—	—	
			操作現場 (R/B)			通常運転時と同程度	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。	電力保安通信用電灯設備の携帯電灯端末 (PIS) を携帯している。また、電力保安通信用電灯設備の携帯電灯端末 (PIS) が使用できない場合は必要により携帯型通話装置を使用する。			
		原子炉補機冷却水系加圧	7.1.4 7.4.1 7.4.3	30分	20分	接近経路 (A/B)	外気と同程度	通常運転時と同程度	アクセスル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。	—	—	
			操作現場 (R/B)			通常運転時と同程度	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。	電力保安通信用電灯設備の携帯電灯端末 (PIS) を携帯している。また、電力保安通信用電灯設備の携帯電灯端末 (PIS) が使用できない場合は必要により携帯型通話装置を使用する。			
格納容器再循環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	5分	3分	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	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			

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No.
							温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)			
21	原子炉停止操作	手動原子炉トリップ操作	7.1.5	3分	2分	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	中央制御室にはバックリ内蔵限りを設置している。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	1.1
		制御棒駆動装置用電源開放・制御棒落下操作	7.1.5	3分	2分	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	中央制御室にはバックリ内蔵限りを設置している。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	
22	手動タービントリップ操作	手動タービントリップ操作	7.1.5	2分	1分	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	中央制御室にはバックリ内蔵限りを設置している。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	1.1
23	緊急ほう酸濃縮操作	緊急ほう酸濃縮操作	7.1.5 7.4.4	5分	4分	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	中央制御室にはバックリ内蔵限りを設置している。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	1.1
24	ほう酸希釈ライン隔離操作	ほう酸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)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	中央制御室にはバックリ内蔵限りを設置している。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	1.1
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)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	中央制御室にはバックリ内蔵限りを設置している。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)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	中央制御室にはバックリ内蔵限りを設置している。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)	通常運転時と同程度	高濃量になる場所はなく、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着用。	中央制御室にはバックリ内蔵限りを設置している。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	—

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No.
							温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)			
28	再循環切替操作・復旧操作	再循環切替操作	7.1.7	5分	3分	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	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を確認											
		高圧及び低圧注入系機能喪失確認											
		高圧及び低圧注入系機能回復操作	7.1.7	5分	4分	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	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	
29	使用済燃料ピット注水操作	燃料取替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)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	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 11
		燃料取替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 (中央制御室)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	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	
		燃料取替用水ピットからの注水準備・注水操作	7.3.1 7.3.2	35分	24分	接近経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	通常運転時と同程度	アクセスル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懐中電灯を携行している。	耐震性を有するアクセスルートを設定している。	-	-	
			操作現場 (R/B)			通常運転時と同程度	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懐中電灯を携行している。		作業エリア周辺には、支障となる設備はない。	電力保安通信用電路設備の携帯電路端末(PHS)を携行している。また、電力保安通信用電路設備の携帯電路端末(PHS)が使用できない場合は必要により携行型通話装置を使用する。	通常行う弁操作と同じであり、容易に操作できる。		
		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)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	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	
		2次系純水系統からの注水操作	7.3.1 7.3.2	30分	20分	接近経路 (R/B・A/B)	外気と同程度	通常運転時と同程度	アクセスル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懐中電灯を携行している。	耐震性を有するアクセスルートを設定している。	-	-	
			操作現場 (R/B)			通常運転時と同程度	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懐中電灯を携行している。		作業エリア周辺には、支障となる設備はない。	電力保安通信用電路設備の携帯電路端末(PHS)を携行している。また、電力保安通信用電路設備の携帯電路端末(PHS)が使用できない場合は必要により携行型通話装置を使用する。	通常行う弁操作と同じであり、容易に操作できる。		
		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)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	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	

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナシス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No.
							温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)			
30	使用済燃料ピット 注水操作	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	接近経路 (A/B)	外気と同程度	通常運転時と同程度	アクセスルートにはバッテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび懐中電灯を携行している。	耐震性を有するアクセスルートを設定している。	-	-	1.11
		操作現場 (A/B)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	作業エリア付近にはバッテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび懐中電灯を携行している。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。	電力保安通信用電断設備の携帯電断端末(PBS)を携行している。また、電力保安通信用電断設備の携帯電断端末(PBS)が使用できない場合は必要により携行型通断装置を使用する。		通常行う弁操作と同じであり、容易に操作できる。				
		消火設備(ろ過水タンク)からの注水操作	7.3.1 7.3.2	30分	23分	接近経路 (B/B)	外気と同程度	通常運転時と同程度	アクセスルートにはバッテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび懐中電灯を携行している。	耐震性を有するアクセスルートを設定している。	-	-	
		操作現場 (B/B)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	作業エリア付近にはバッテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび懐中電灯を携行している。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。	電力保安通信用電断設備の携帯電断端末(PBS)を携行している。また、電力保安通信用電断設備の携帯電断端末(PBS)が使用できない場合は必要により携行型通断装置を使用する。		消防ホースはカップフ接続であり容易かつ確実に接続できる。				
31	使用済燃料ピットの 監視	使用済燃料ピット可搬型モニタ、使用済燃料ピット水位(可搬型)及び使用済燃料ピット監視カメラ空希装置の設置	7.3.1 7.3.2	2時間	1時間45分	接近経路 (A/B・B/B)	外気と同程度	通常運転時と同程度	アクセスルートにはバッテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび懐中電灯を携行している。	耐震性を有するアクセスルートを設定している。	-	-	1.11
						操作現場 (B/B・屋外)	通常運転時と同程度		通常運転時と同程度	作業エリア付近にはバッテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび懐中電灯を携行している。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。	電力保安通信用電断設備の携帯電断端末(PBS)を携行している。また、電力保安通信用電断設備の携帯電断端末(PBS)が使用できない場合は必要により携行型通断装置を使用する。	
32	余熱除去系統の 分離・隔離操作	余熱除去系統の燃料取替用ホスピタリティからの隔離操作	7.1.8	5分	4分	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	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	-	通常原子炉運転中と同じ	1.3
		余熱除去系統の1次系からの隔離操作	7.1.8	5分	3分	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	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	-	通常原子炉運転中と同じ	
		破損系列の余熱除去系統隔離操作	7.1.8	30分	24分	接近経路 (A/B)	外気と同程度	通常運転時と同程度	アクセスルートにはバッテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび懐中電灯を携行している。	耐震性を有するアクセスルートを設定している。	-	-	
操作現場 (A/B)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	作業エリア付近にはバッテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび懐中電灯を携行している。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。	電力保安通信用電断設備の携帯電断端末(PBS)を携行している。また、電力保安通信用電断設備の携帯電断端末(PBS)が使用できない場合は必要により携行型通断装置を使用する。	ツインパワー弁の開閉操作は、駆動用空気ポンペをツインパワー弁への空気供給配管に接続することで、ツインパワー弁の操作者の操作スイッチにより遠隔操作が可能となり、容易に操作できる。空気ポンペの接続のためのホース接続についてはカップフ接続であり容易に接続できる。ポンペ元弁を開とするための工具はポンペ付近に設置している。							

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シーケンス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No.
							温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)			
33	充てん開始・安全注水停止操作	充てん水注水開始操作 安全注水停止操作	7.1.8	5分	2分	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	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	1.3
34	1次系強制減圧操作	加圧器過がし弁開放	7.1.8 7.2.1.2	5分	1分	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	【惊心値がない場合】 通常運転時と同程度 【惊心値がある場合】 高濃量になる場所はなく、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	1.3
35	破損側臭気発生器隔離操作	破損側臭気発生器の隔離操作、破損側臭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)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	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	1.3
		破損側臭気発生器主臭気隔離弁増し締め操作	7.1.8	15分	12分	接近経路 (A/B・B/B)	外気と同程度	高濃量になる場所はなく、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着用。	アクセラ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懐中電灯を携行している。	耐震性を有するアクセラートを設定している。	—	—	
						操作現場 (MS室)	通常運転時と同程度	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懐中電灯を携行している。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。	電力保安通信用電断設備の携帯電断端末(PBS)を携行している。また、電力保安通信用電断設備の携帯電断端末(PBS)が使用できない場合は必要により携行型通断装置を使用する。	手動ハンドル操作はグレーティング上で行うため支障なく操作できる。		
36	格納容器スプ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 (A/B)	外気と同程度	通常運転時と同程度	アクセラ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懐中電灯を携行している。	耐震性を有するアクセラートを設定している。	—	—	1.4 1.13
					操作現場 (A/B)	通常運転時と同程度	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懐中電灯を携行している。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。	電力保安通信用電断設備の携帯電断端末(PBS)を携行している。また、電力保安通信用電断設備の携帯電断端末(PBS)が使用できない場合は必要により携行型通断装置を使用する。	通常行弁操作と同じであり、容易に操作できる。			
		B-格納容器スプレイポンプによる代替再循環操作	7.1.7	15分	7分	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	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	

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナシエンス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No.	
							温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)				
37	再循環切替操作	再循環切替操作 格納容器スプレイ再循環切替確認	7.2.4	5分	2分	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	高濃量になる場所はなく、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着用。	中央制御室にはバックアップ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	—	
38	水素濃度低減操作	格納容器水素イグナイト起動	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)	通常運転時と同程度	【伊心損傷がない場合】 通常運転時と同程度 【伊心損傷がある場合】 高濃量になる場所はなく、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着用。	中央制御室にはバックアップ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	1.9	
		原子炉格納容器水素処理装置、格納容器水素イグナイトの動作状況の確認	7.2.4	適宜実施	適宜実施	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	高濃量になる場所はなく、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着用。	中央制御室にはバックアップ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		
39	可搬型格納容器水素濃度計測ユニット起動	可搬型格納容器水素濃度計測ユニット起動準備・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 (R/B・A/B)	外気と同程度	高濃量になる場所はなく、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ポケット剂量計を携帯し、全面マスク等を着用。	アクセスルートにはバックアップ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。	—	—	可搬型設備の操作場所は通路付近にあり、容易に操作できる。可搬型格納容器内水素濃度計測ユニット、可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置及び可搬型ガスサンプル希釈器用冷水ポンプの接続作業は、一般的なカップ接続であり、容易に接続できる。可搬型格納容器水素濃度計測ユニット等の電源ケーブルはコネクタにより容易に接続できる。空気作動弁への代替空気(窒素)供給操作は、一般的なカップ接続及び弁操作と同等であり、容易に操作ができる。ボンベ元弁を開とするための工具はボンベ付近に設置している。	1.9
						操作現場 (R/B)	通常運転時と同程度		作業エリア付近にはバックアップ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の携帯電話端末(PHS)を携帯している。また、電力保安通信用電話設備の携帯電話端末(PHS)が使用できない場合は必要により携帯型通話装置を使用する。			
		可搬型格納容器水素濃度計測ユニット起動準備 (中央制御室操作)	7.2.1.1 7.2.1.2 7.2.4	5分	2分	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	高濃量になる場所はなく、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着用。	中央制御室にはバックアップ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		

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No.
							温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)			
39	可搬型格納容器水素濃度計測ユニット起動	原子炉格納容器内水素濃度確認	7.2.1.1 7.2.1.2 7.2.4	適宜実施	適宜実施	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	高濃量になる場所はなく、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	1.9
40	可搬型アニュラス水素濃度計測装置取付け	可搬型アニュラス水素濃度計測装置取付け	7.2.1.1 7.2.1.2 7.2.4	1時間10分	35分	操作現場 (R/B)	通常運転時と同程度	高濃量になる場所はなく、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ポケット剂量計を携帯し、全面マスク等を着用。	アクセスル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懐中電灯を携帯している。 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。	耐震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の携帯電話端末 (PHS) を携帯している。また、電力保安通信用電話設備の携帯電話端末 (PHS) が使用できない場合は必要により携帯型通話装置を使用する。	可搬型設備の操作場所は通路付近にあり、容易に操作できる。可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの接続作業は、一般的なケーブル接続であり、容易に接続できる。可搬型アニュラス水素濃度計測ユニットの電源ケーブルはコネクタにより容易に接続できる。	1.10
		アニュラス水素濃度確認	7.2.1.1 7.2.1.2 7.2.4	適宜実施	適宜実施	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	高濃量になる場所はなく、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	
41	格納容器隔離	格納容器隔離弁閉止	7.4.1 7.4.2 7.4.3	25分	19分	接近経路 (R/B・A/B)	外気と同程度	通常運転時と同程度	アクセスル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。	—	—	1.4
		格納容器隔離弁閉止操作	7.4.1 7.4.2 7.4.3	5分	5分	操作現場 (R/B)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	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の携帯電話端末 (PHS) を携帯している。また、電力保安通信用電話設備の携帯電話端末 (PHS) が使用できない場合は必要により携帯型通話装置を使用する。	通常行方弁操作と同じであり、容易に操作できる。	
		格納容器隔離弁閉止操作	7.4.1 7.4.2 7.4.3	5分	5分	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	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	

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No.
							温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)			
42	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)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	中央制御室にはバックアップ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
43	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)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	中央制御室にはバックアップ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
44	燃料取替用水ピット炉心注水操作	燃料取替用水ピット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)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	中央制御室にはバックアップ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
45	余熱除去系統の隔離操作	余熱除去系統隔離操作 (中央制御室操作)	7.4.3	適宜実施	適宜実施	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	中央制御室にはバックアップ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	—
		余熱除去系統備えい原因調査・隔離操作 (現場操作)	7.4.3	適宜実施	適宜実施	接近経路 (A/B)	外気と同程度	通常運転時と同程度	アクセスルートにはバックアップ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。	—	—	
						操作現場 (A/B)	通常運転時と同程度		作業エリア付近にはバックアップ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の携帯電話端末(PHS)を携帯している。また、電力保安通信用電話設備の携帯電話端末(PHS)が使用できない場合は必要により携帯型通話装置を使用する。	通常行方弁操作と同じであり、容易に操作できる。	
46	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)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	中央制御室にはバックアップ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	—

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナシス 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No.
							温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)			
47	蒸気発生炉への注水確保 (海水)	可搬型ホース敷設、代替給水・注水配管と接続、ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設	7.1.2 7.1.3	2時間30分	3時間10分	接近経路 (意外)	-	通常運転時と同程度	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。	接近経路上に、支障となる設備はない。	-	-	1.13
		操作現場 (意外)	-	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。		作業エリア周辺には、支障となる設備はない。本期間の意外作業では防塵服等を着用する。	トランシーブ及び衛星電話設備 (衛星携帯電話) により連絡を行う。		ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設は、ホース延長・回収車を運転しながらホース敷設カートを移動しながらホースが車上から引き出されることで敷設されることから、敷設されたホースを確認しながら作業員がホース延長・回収車の後方から徒歩にて追跡していく作業であり容易である。また、可搬型ホースはカップラ等により容易かつ確実に接続できる。				
		接近経路 (意外)	-	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。		接近経路上に、支障となる設備はない。	-		-				
		操作現場 (意外)	-	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。		作業エリア周辺には、支障となる設備はない。本期間の意外作業では防塵服等を着用する。	トランシーブ及び衛星電話設備 (衛星携帯電話) により連絡を行う。		ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設は、ホース延長・回収車を運転しながらホース敷設カートを移動しながらホースが車上から引き出されることで敷設されることから、敷設されたホースを確認しながら作業員がホース延長・回収車の後方から徒歩にて追跡していく作業であり容易である。また、可搬型ホースはカップラ等により容易かつ確実に接続できる。海水取水箇所に着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。				
48	蒸気発生炉への注水確保 (海水)	補助給水ピット補給系統構成	7.1.2 7.1.3	40分	20分	接近経路 (A/B, B/B)	外気と同程度	通常運転時と同程度	アクセスル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 (B/B)	通常運転時と同程度	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。	電力保安通信用電話設備の携帯電話端末 (PHS) を携帯している。また、電力保安通信用電話設備の携帯電話端末 (PHS) が使用できない場合は必要により携帯型通話装置を使用する。		通常行う非操作と同じであり、容易に操作できる。				

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナシエンス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No.			
							温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)						
49	代替給水ビットからの使用済燃料ビットへの注水	可搬型ホース敷設	7.3.1 7.3.2	1時間10分	1時間30分	接近経路 (屋外)	-	高濃度になる場所はなく、操作が可能であるものの、作業が予想されることから全面マスク等を着用。	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。	接近経路上に、支障となる設備はない。	-	-	L.11 L.13			
						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。	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。				トランシーバ及び衛星電話設備(衛星携帯電話)により連絡を行う。	可搬型ホースはカップク等により容易かつ確実に接続できる。	
		ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設、可搬型大型送水ポンプ車Aの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、代替給水ビットへの吸管挿入	7.3.1 7.3.2	50分		接近経路 (屋外)	-	通常運転時と同程度	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。	接近経路上に、支障となる設備はない。	-	-		-	-	ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設は、ホース延長・回収車を運転しながらホース敷設カートを移動しながらホースが車上から引き出されることで敷設されることから、敷設されたホースを確認しながら作業員がホース延長・回収車の後方から徒歩にて退避していく作業であり容易である。また、可搬型ホースはカップク等により容易かつ確実に接続できる。 代替給水ビットへ挿入する吸管は可搬型大型送水ポンプ車に搭載されており、人力で挿入できる。
						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。	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。						
50	原水槽からの使用済燃料ビットへの注水	可搬型ホース敷設、ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設	7.3.1 7.3.2	2時間20分	2時間30分	接近経路 (屋外)	-	通常運転時と同程度	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。	接近経路上に、支障となる設備はない。	-	-	L.11 L.13			
						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。	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。				トランシーバ及び衛星電話設備(衛星携帯電話)により連絡を行う。	可搬型ホースはカップク等により容易かつ確実に接続できる。	
		ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設、可搬型大型送水ポンプ車Aの設置、ポンプ車周辺の可搬型ホース敷設、原水槽への吸管挿入	7.3.1 7.3.2	1時間15分		接近経路 (屋外)	-	通常運転時と同程度	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。	接近経路上に、支障となる設備はない。	-	-		-	-	ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設は、ホース延長・回収車を運転しながらホース敷設カートを移動しながらホースが車上から引き出されることで敷設されることから、敷設されたホースを確認しながら作業員がホース延長・回収車の後方から徒歩にて退避していく作業であり容易である。また、可搬型ホースはカップク等により容易かつ確実に接続できる。 原水槽へ挿入する吸管は可搬型大型送水ポンプ車に搭載されており、人力で挿入できる。
						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。	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。						

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	事故シナシス 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No.
							温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)			
E1	使用済燃料ピットへの注水確保 (海水)	可搬型ホース敷設、ホース延長・回収車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 7.3.1 7.3.2 7.4.2	2時間20分	3時間	接近経路 (屋外)	-	【惊心虞が無い場合】 通常運転時と同程度	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。	接近経路上に、支障となる設備はない。	-	-	1.11 1.13
						操作現場 (屋外)	-	【惊心虞がある場合】 高線量及び汚染環境となりうるもの、ポケット線量計を携行し、汚染防護服及び全面マスク等着用により被ばく低減が図られるため、作業は可能である。	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。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。本期間の屋外作業では防放射服等を着用する。	トランシーバ及び衛星電話設備 (衛星携帯電話) により連絡を行う。	可搬型ホースはカップラ等により容易かつ確実に接続できる。	
						接近経路 (屋外)	-	通常運転時と同程度	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。	接近経路上に、支障となる設備はない。	-	-	
						操作現場 (屋外)	-	通常運転時と同程度	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。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。本期間の屋外作業では防放射服等を着用する。	トランシーバ及び衛星電話設備 (衛星携帯電話) により連絡を行う。	ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設は、ホース延長・回収車を運転しホース敷設カートを移動しながらホースが車上から引き出されることで敷設されることから、敷設されたホースを確認しながら作業員がホース延長・回収車の後方から徒歩にて追跡していく作業であり容易である。また、可搬型ホースはカップラ等により容易かつ確実に接続できる。海水取水箇所よ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。	
E2	原子炉補機冷却水系統への通水確保 (海水)	可搬型ホース敷設、原子炉補機冷却水系統のホース接続口と接続、ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設、可搬型大型送水ポンプ車B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	7.1.2 7.1.3 7.2.1.1 7.2.1.2 7.4.2	4時間10分	3時間	接近経路 (R/B・屋外)	外気と同程度	【惊心虞が無い場合】 通常運転時と同程度	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。	接近経路上に、支障となる設備はない。	-	-	1.4 1.5 1.6 1.7 1.13
						操作現場 (R/B・屋外)	通常運転時と同程度	【惊心虞がある場合】 高線量及び汚染環境となりうるもの、ポケット線量計を携行し、汚染防護服及び全面マスク等着用により被ばく低減が図られるため、作業は可能である。	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。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。本期間の屋外作業では防放射服等を着用する。	トランシーバ及び衛星電話設備 (衛星携帯電話) により連絡を行う。	ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設は、ホース延長・回収車を運転しホース敷設カートを移動しながらホースが車上から引き出されることで敷設されることから、敷設されたホースを確認しながら作業員がホース延長・回収車の後方から徒歩にて追跡していく作業であり容易である。また、可搬型ホースはカップラ等により容易かつ確実に接続できる。海水取水箇所よ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。	
						操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度	【惊心虞が無い場合】 通常運転時と同程度	中央制御室にはバックアップ内蔵照度を設置している。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)	通常運転時と同程度	【惊心虞がある場合】 高線量になる場所はなく、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。					
		格納容器内自然対流冷却系統構成 (中央制御室操作)	7.1.2 7.1.3 7.2.1.1 7.2.1.2 7.4.2	20分	6分	操作現場 (中央制御室)	通常運転時と同程度						
				20分	5分								

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No.	
							温度・湿度	放射線環境	照明				その他 (騒音、足場等)
02	原子炉増補冷却水系統への通水確保(海水)	格納容器内自然対流冷却系統構成(現場操作)	7.1.2 7.1.3 7.2.1.1 7.2.1.2 7.4.2	1時間	35分	接近経路(A/B・R/B)	外気と同程度	【安心感がない場合】 通常運転時と同程度	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。	—	1.4 1.5 1.6 1.7 1.13	
				1時間	31分	操作現場(A/B・R/B)	通常運転時と同程度	【安心感がある場合】 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ポケット剂量計を携帯し、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。	電力保安通信用電話設備の携帯電話端末(PHS)を携帯している。また、電力保安通信用電話設備の携帯電話端末(PHS)が使用できない場合は必要により携行型通話装置を使用する。		通常行方弁操作と同じであり、容易に操作できる。
				50分	29分								
		1時間	50分	接近経路(A/B・R/B)	外気と同程度	【安心感がない場合】 通常運転時と同程度	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。	—	—			
		可搬型温度計設置車付け	7.1.2 7.1.3 7.2.1.1 7.2.1.2 7.4.2	1時間	50分	操作現場(R/B)	通常運転時と同程度	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。	電力保安通信用電話設備の携帯電話端末(PHS)を携帯している。また、電力保安通信用電話設備の携帯電話端末(PHS)が使用できない場合は必要により携行型通話装置を使用する。	工具を使用することなく取付けできるように調整していることから容易に実施できる。		
		A-高圧注入ポンプへの増補冷却水(海水)通水系統構成(中央制御室操作)	7.1.2 7.1.3 7.4.2	20分	6分	操作現場(中央制御室)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	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 1.5 1.13
03	原子炉増補冷却水系統への通水確保(海水)	A-高圧注入ポンプへの増補冷却水(海水)通水系統構成(現場操作)	7.1.2 7.1.3 7.4.2	1時間	35分	接近経路(A/B・R/B)	外気と同程度	通常運転時と同程度	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。	—	1.4 1.5 1.13	
				1時間	31分	操作現場(A/B・R/B)	通常運転時と同程度		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の携帯電話端末(PHS)を携帯している。また、電力保安通信用電話設備の携帯電話端末(PHS)が使用できない場合は必要により携行型通話装置を使用する。		通常行方弁操作と同じであり、容易に操作できる。
				25分	15分								
04	高圧再循環運転操作	A-高圧注入ポンプ系統構成	7.1.2 7.1.3 7.4.1 7.4.2 7.4.3	10分	4分	操作現場(中央制御室)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	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-高圧注入ポンプ起動	7.1.2 7.1.3 7.4.1 7.4.2 7.4.3	5分	3分	操作現場(中央制御室)	通常運転時と同程度	通常運転時と同程度	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	

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No.
							温度・湿度	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)			
05	燃料取替用水ピットへの注水確保 (海水)	可搬型ホース敷設、代替給水・注水配管と接続、ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設	7.2.1.1 7.2.1.2	2時間30分	3時間10分	接近経路 (屋外)	—	高濃量及び汚染環境となりうるもの、ポケット検査計を携行し、汚染防護服及び全面マスク等着用により被ばく低減が図られるため、作業は可能である。	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。	接近経路上に、支障となる設備はない。	—	—	1.13
		操作現場 (屋外)	—	高濃量及び汚染環境となりうるもの、ポケット検査計を携行し、汚染防護服及び全面マスク等着用により被ばく低減が図られるため、作業は可能である。		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。	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。	トランシーバ及び衛星電話設備(衛星携帯電話)により連絡を行う。	可搬型ホースはカップラ等により容易かつ確実に接続できる。				
		接近経路 (屋外)	—	高濃量及び汚染環境となりうるもの、ポケット検査計を携行し、汚染防護服及び全面マスク等着用により被ばく低減が図られるため、作業は可能である。		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。	接近経路上に、支障となる設備はない。	—	—				
	燃料取替用水ピットへの注水確保 (海水)	ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設、可搬型大型送水ポンプ車A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平ポンプ設置	7.2.1.1 7.2.1.2	1時間40分	3時間10分	操作現場 (屋外)	—	高濃量及び汚染環境となりうるもの、ポケット検査計を携行し、汚染防護服及び全面マスク等着用により被ばく低減が図られるため、作業は可能である。	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。	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。	トランシーバ及び衛星電話設備(衛星携帯電話)により連絡を行う。	ホース延長・回収車による可搬型ホース敷設は、ホース延長・回収車を運転しながらホースを移動しながらホースが車上から引き出されることで敷設されることから、敷設されたホースを確認しながら作業員がホース延長・回収車の後方から後歩にて追跡していく作業であり容易である。また、可搬型ホースはカップラ等により容易かつ確実に接続できる。 海水取水箇所に取り下げて設置する水平ポンプは軽量なものであり人力で降下取集できる。	
		接近経路 (A/B、R/B)	外気と同程度	高濃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ポケット検査計を携行し、全面マスク等を着用。		アクセスルートにはバッテリ内蔵照明を設置している。また、ヘッドライトおよび懐中電灯を携行している。	耐震性を有するアクセスルートを設定している。	—	—				
		操作現場 (R/B)	通常運転時と同程度	高濃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ポケット検査計を携行し、全面マスク等を着用。		ヘッドライトおよび懐中電灯を携行している。	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の携帯電話端末(PHS)を携行している。また、電力保安通信用電話設備の携帯電話端末(PHS)が使用できない場合は必要により携帯型通話装置を使用する。	通常行方操作と同じであり、容易に操作できる。				
燃料取替用水ピット補給系統構成	7.2.1.1 7.2.1.2	40分	20分	接近経路 (A/B、R/B)	外気と同程度	高濃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ポケット検査計を携行し、全面マスク等を着用。	ヘッドライトおよび懐中電灯を携行している。	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の携帯電話端末(PHS)を携行している。また、電力保安通信用電話設備の携帯電話端末(PHS)が使用できない場合は必要により携帯型通話装置を使用する。	通常行方操作と同じであり、容易に操作できる。			

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

有効性評価の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、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+補助給水失敗)	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 ・加圧器逃がし弁開放	蒸気発生器広域水位0%+5分 手順書上は、全ての蒸気発生器の広域水位が10%未満となればフィードアンドブリード運転を開始	(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 (全交流動力電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA)	①2次系強制冷却 (現場操作) ・主蒸気逃がし弁開放	①事象発生+30分	①(d)
	全交流動力電源喪失 (全交流動力電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールリーク)	②蓄圧タンク出口弁閉止 ^{※2} (中央操作)	②1次冷却材圧力1.7MPa[gage] (温度208℃) 到達+10分	②(c)
	原子炉補機冷却機能喪失	③2次系強制冷却の再開 (現場操作) ・主蒸気逃がし弁開放	③蓄圧タンク出口弁閉止+10分	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。
	原子炉格納容器の除熱機能喪失 (大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ注入失敗)	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	格納容器最高使用圧力到達+30分	(d)
	原子炉停止機能喪失 (主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗) (負荷の喪失+原子炉トリップ失敗)	なし	-	-

- ※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 (中小破断LOCA+高圧注入失敗)	2次系強制冷却 (中央操作) ・主蒸気逃がし弁開放	ECCS作動限界値到達+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	(a)、(b)
	ECCS再循環機能喪失 (大破断LOCA+高圧再循環失敗+低 圧再循環失敗)	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	(d)
	格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)	2次系強制冷却 (中央操作) ・主蒸気逃がし弁開放	ECCS作動限界値到達+25分	(e) 1次系、2次系、放射線モニタ等の パラメータからのインターフェイス システムLOCAの発生判断、プラント 状態把握、余熱除去系遠隔隔離操作、 2次系強制冷却操作時間を考慮し た。
	格納容器バイパス (蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気 発生器隔離失敗)	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 ・タービン動補助給水ポンプ駆動蒸 気元弁閉止 ②2次系強制冷却 (中央操作) ・主蒸気逃がし弁開放	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)、(b) ②(b)

- ※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}
格納容器破損防止対策	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+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗)	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) ・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	炉心溶融開始+30分 (d)
	格納容器過温破損及び高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 (全交流動力電源喪失+補助給水失敗)	①加圧器逃がし弁による1次系強制減圧 (中央操作、現場操作) ・加圧器逃がし弁空気供給 ・加圧器逃がし弁開放 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} ・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	①炉心溶融開始+10分 ②炉心溶融開始+30分 ①(c)、(e)早期の電源回復不能判断時点から現場操作に着手し、炉心溶融までに準備完了していることから、中央操作+10分とした。 ②(d)
	水素燃焼 (大破断LOCA+ECCS注入失敗)	なし	—

- ※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 (使用済燃料ピット冷却系及び補給水系の故障)	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1.5日後までに給水を開始することが可能。
	想定事故2 (使用済燃料ピット冷却系配管の破断)	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0.9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） （余熱除去機能喪失）	① 状況判断 ② 代替注入手段の準備（現場操作） ^{※2} ③ 代替格納容器スプレイポンプによる注入（中央操作）	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。
	全交流動力電源喪失 （全交流動力電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失）	① 状況判断 ② 代替注入手段の準備（現場操作） ^{※2} ③ 代替格納容器スプレイポンプによる注入（現場操作）	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 （ミッドループ運転時の原子炉冷却材の流出）	① 状況判断 ② 充てんポンプによる注入（中央操作）	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 （1次系補給水ポンプ2台の誤作動）	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、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、使命時間に対して大き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4人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、サポート的な配置としている災害対策要員3名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、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、技術的能力に該当しない操作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. 有効性評価上期待しない手順については、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した場合、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) 有効性評価条件に対する考慮事項

a. 共通事項

有効性評価では操作開始条件等に保守性を持たせている場合があるため、技術的能力の手順と異なるとしても有効性評価に合わせた条件とする。

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とすることから、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（RHR 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

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」*(平成22年12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、NTC（原子力発電訓練センター）に運転員を派遣し、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**コードを導入している。

*：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。

**：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
- (3) 燃料
- (4) 加圧器及び1次冷却材設備
- (5) 蒸気発生器
- (6) 1次冷却材ポンプ
- (7) 原子炉格納容器
- (8) 原子炉制御設備
- (9) 燃料取替用水ピット

なお、本資料中の□の中の値は、商業機密事項に相当致しますので、公開できません。

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	2652×1.02MW	定格値+定常誤差(※1)
2) ループ数	3	設計値
3) ループ全流量	60600m 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	□	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		
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	□%	設計値
iii 原子炉容器頂部 バイパス流量	□%	設計値
2) 炉心流路面積	□ 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 μsec	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)

(※1) ATWS事象では個別に設定(個別事象の説明に別途整理)

名 称	数 値	解析上の取り扱い
(3) 燃料		
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1次冷却材設備		
1) 加圧器水位	65%体積	設計値
2) 加圧器逃がし弁データ		
i 容量及び個数	95 t/h/個 2 個	設計値 設計値
ii 設定圧力	□ Pa[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	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/個 3 個	設計値 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	設計値 設計値 (1 個あたり定格主蒸気流量の 20%)

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	1) 伝熱管本数 3047 本/基 2) 伝熱管外径 22.2 mm 3) 伝熱管厚さ 1.3 mm 4) 伝熱面積 $4.55 \times 10^3 \text{ m}^2/\text{基}$ 5) 伝熱管材質 TT690 6) 伝熱管長さ [] m 7) 伝熱管配列 (ピッチ) 32.5 mm 8) 伝熱管流路面積 [] $\text{m}^2/\text{基}$ 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 50 ton/基 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、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	1) ポンプ回転数 1500 rpm 2) ポンプ揚程 [] m 3) RCP 定格トルク $2.77 \times 10^3 \text{ kgf} \cdot \text{m}$ 4) 慣性モーメント $2800 \text{ kg} \cdot \text{m}^2$ 5) ポンプホモログス曲線 第9図参照 6) RCP 定格体積流量 $20200 \text{ m}^3/\text{h}/\text{ループ}$ 7) 冷却材定格密度 $750 \text{ kg}/\text{m}^3$ 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

(※1) ATWS 事象では個別に設定 (個別事象の説明に別途整理)

名 称	数 値	解析上の取り扱い
(7) 原子炉格納容器		(※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	2000m ³	設計値
2) ほう素濃度	3200ppm	設計値

(※2) 水素燃焼事象では個別に設定 (個別事象の説明に別途整理)

(※3) 蒸気発生器伝熱管破損事象では自動作動

(※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	[Redacted]	
上部プレナム		
下部プレナム		
ダウンカマ		
パレル・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

枠囲いの内容は、商業機密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コマ下端まで	
C	上部炉心板下端より下部炉心板上端まで	
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	

枠囲いの内容は、商業機密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		
ダウンカマ		
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		
ダウンカマ部		
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		

枠囲いの内容は、商業機密に属します
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)	<div style="border: 2px solid black; width: 100%; height: 100%;"></div>
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	

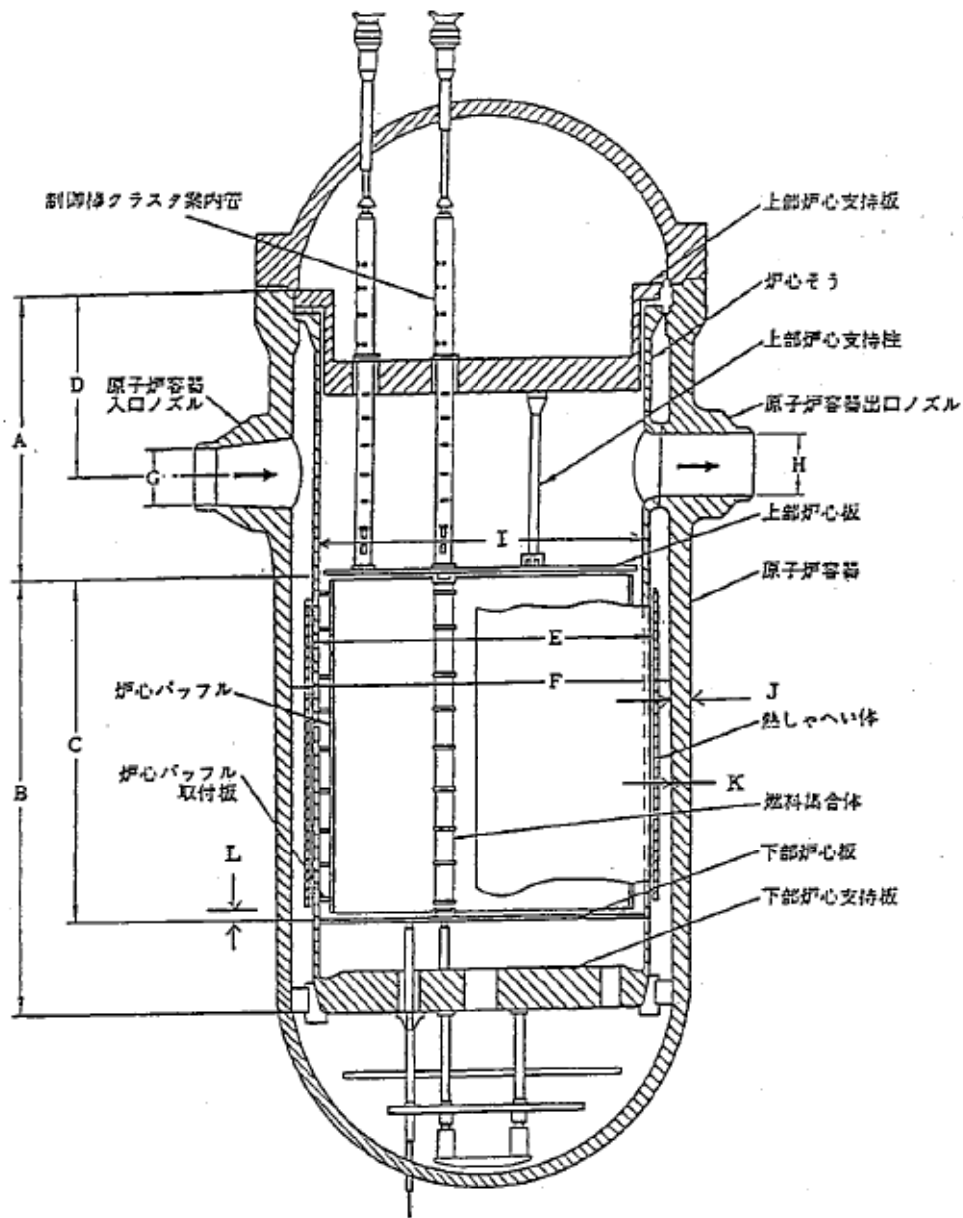
枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

第6表 原子炉格納容器ヒートシンクデータ

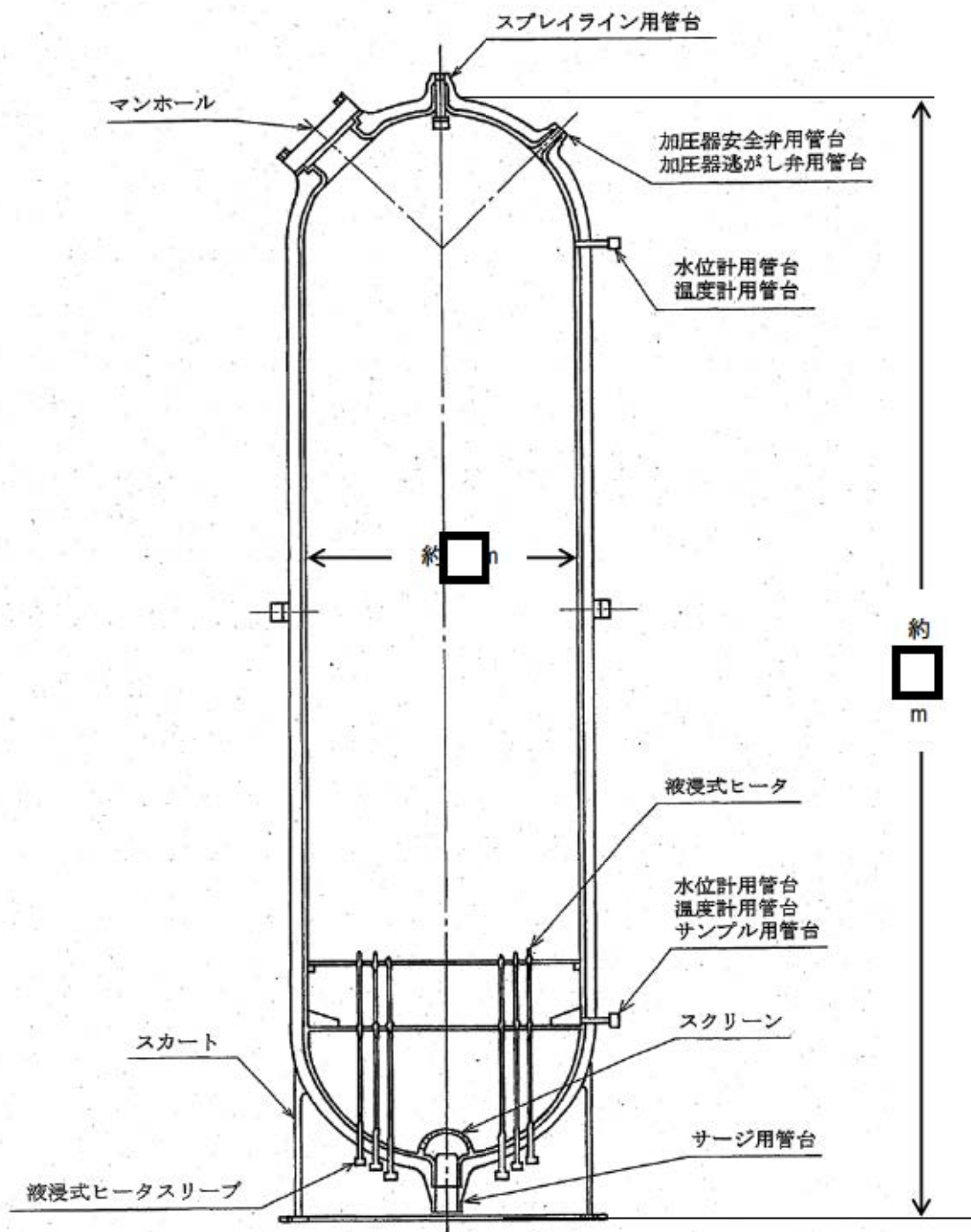
		表面積 (m ²)	板厚 (mm)
(1)	CV ドーム部		
(2)	CV シリンダ部		
(3)	CV コンクリート(1)		
(4)	CV コンクリート(2)		
(5)	スチールラインドコンクリート(1)		
(6)	スチールラインドコンクリート(2)		
(7)	スチールラインドコンクリート(3)		
(8)	スチールラインドコンクリート(4)		
(9)	雑鋼材(1)・・・炭素鋼(厚さで分類)		
(10)	雑鋼材(2)・・・炭素鋼(厚さで分類)		
(11)	雑鋼材(3)・・・炭素鋼(厚さで分類)		
(12)	雑鋼材(4)・・・炭素鋼(厚さで分類)		
(13)	雑鋼材(5)・・・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。

枠囲いの内容は、商業機密に属します
ますので公開できません。

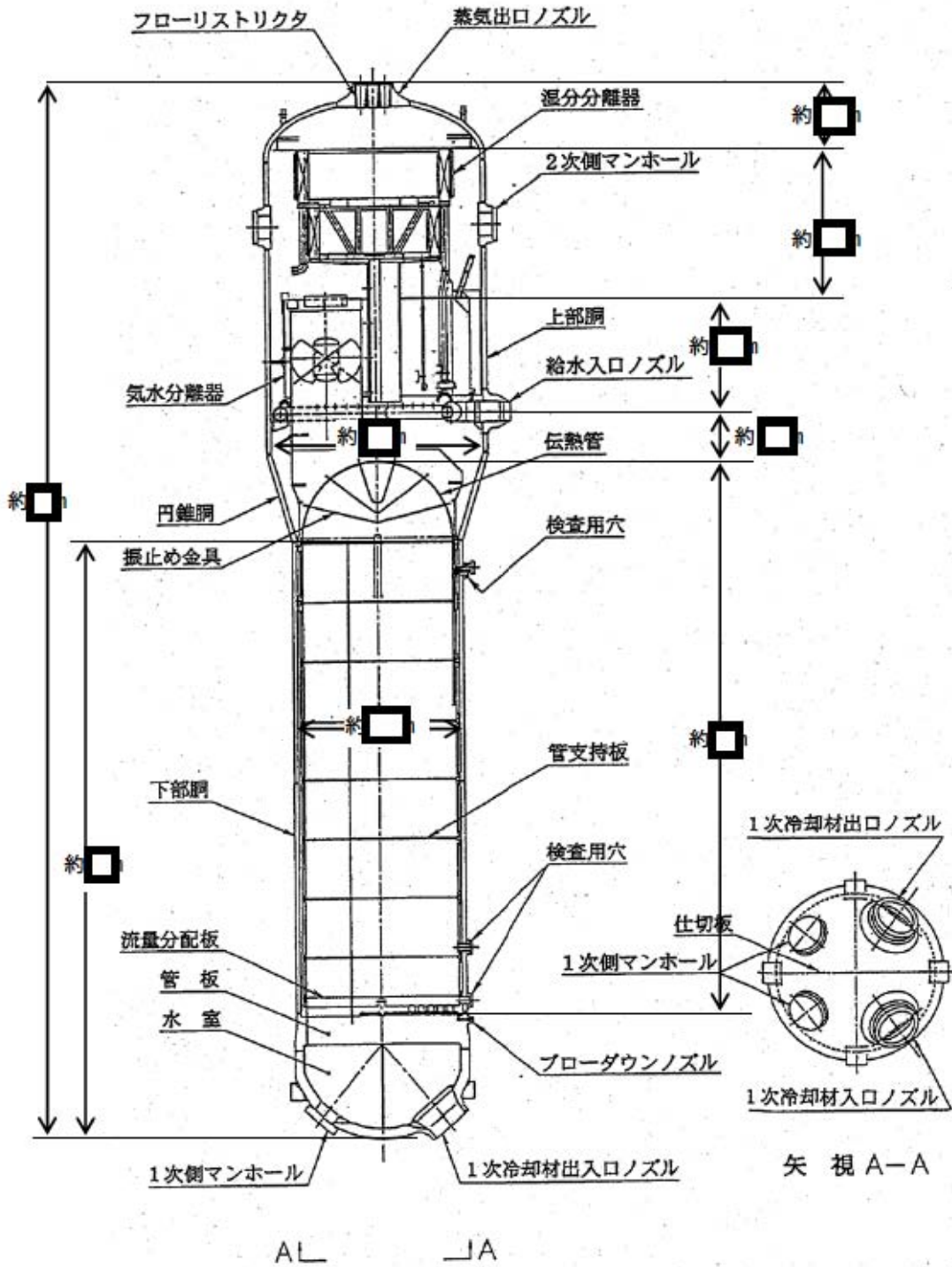


第1図 原子炉容器内寸法



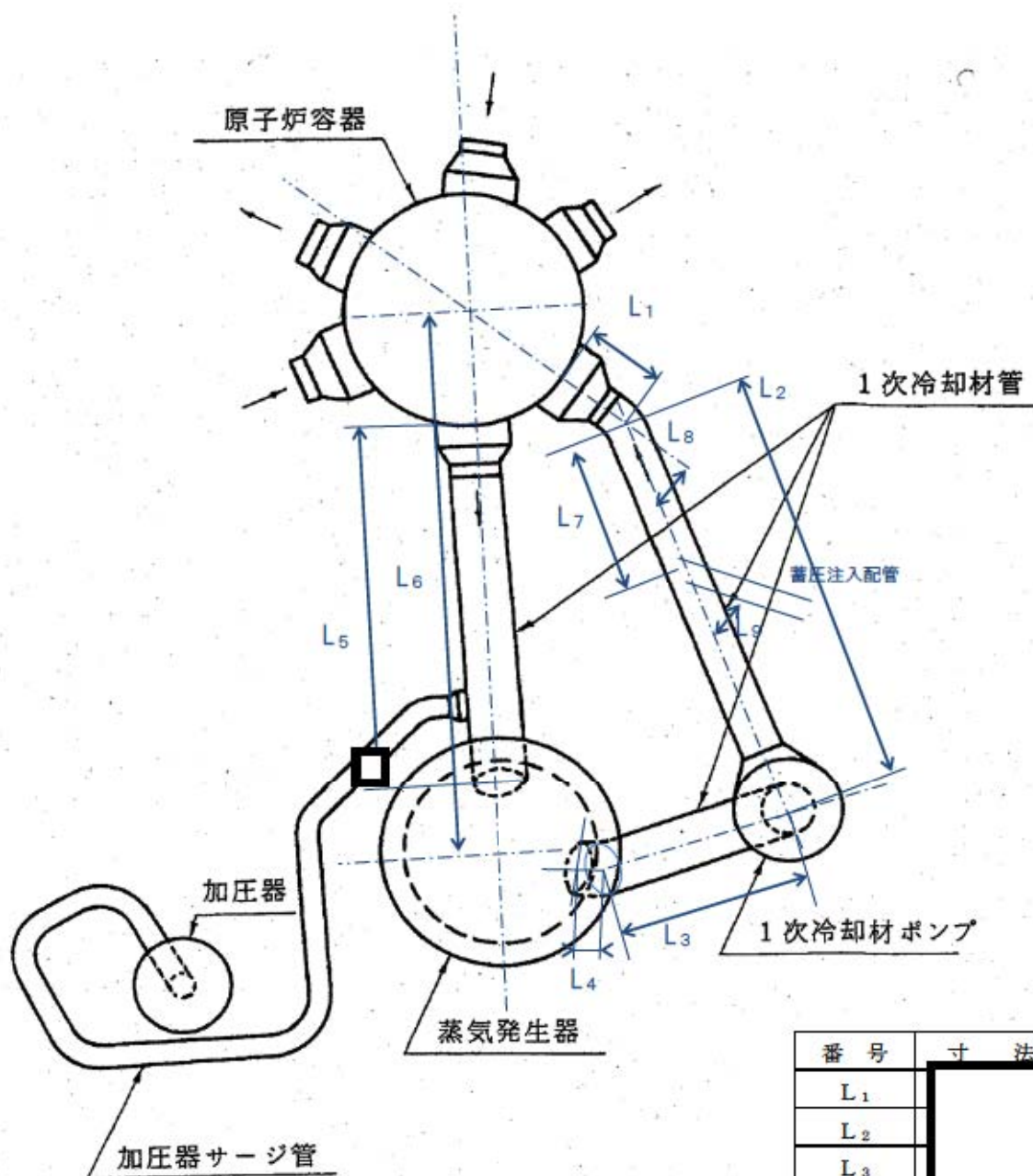
第2図 加圧器構造図

枠囲いの内容は、商業機密に属します
 ますので公開できません。



第3図 蒸気発生器構造図

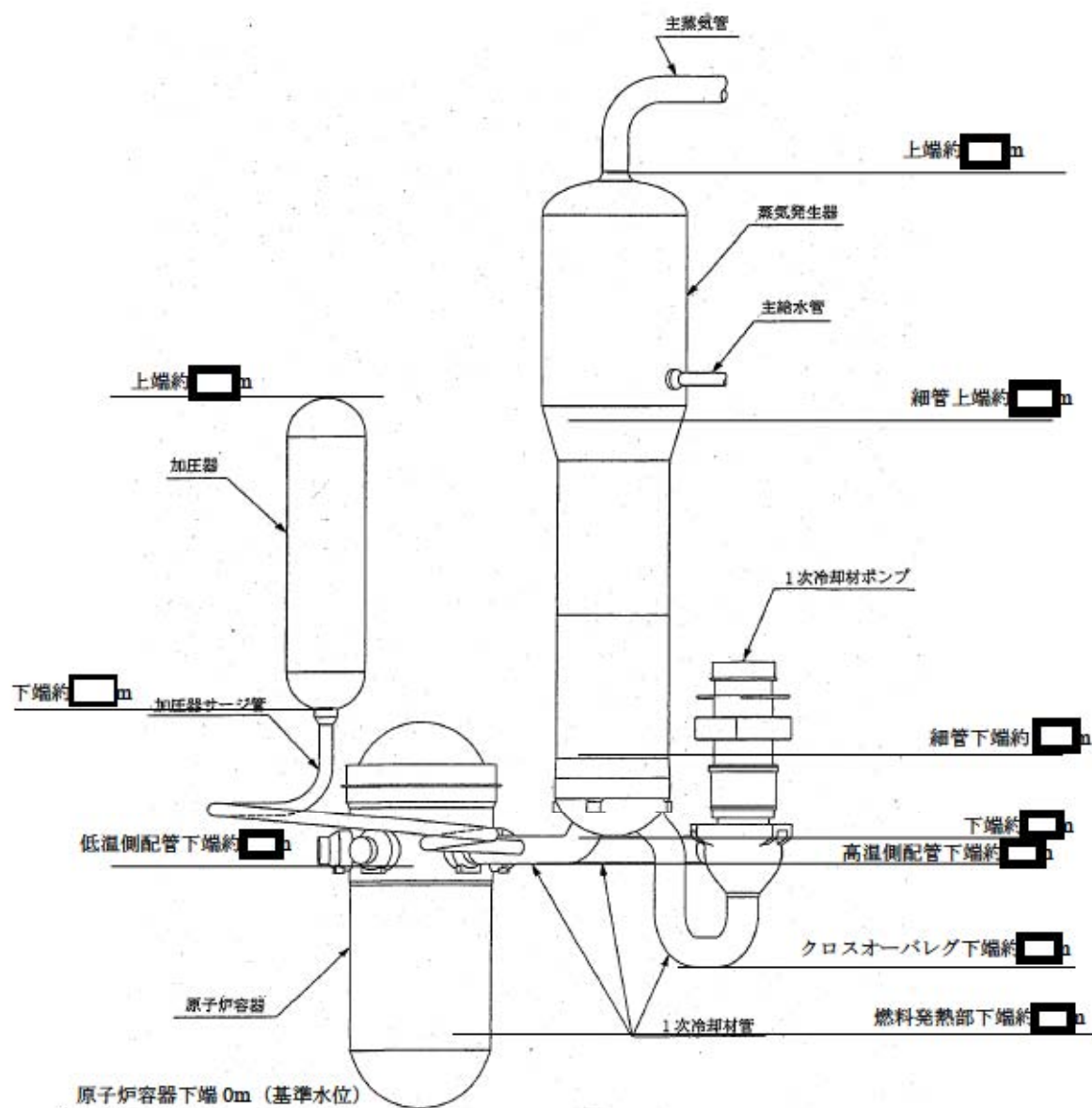
枠囲いの内容は、商業機密に属します
 ますので公開できません。



第4図 1次冷却材設備配置図 (その1)

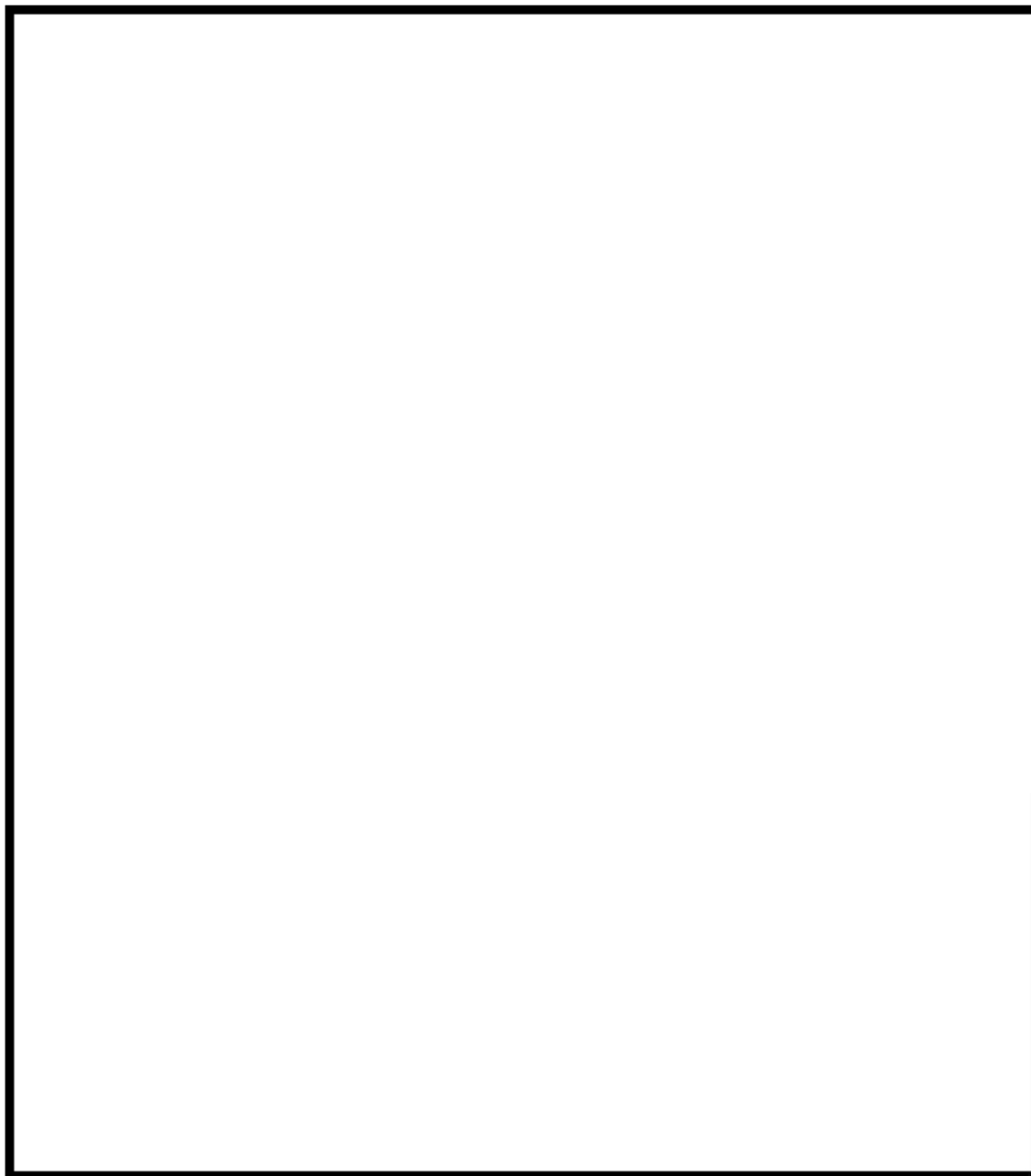
番号	寸法
L ₁	
L ₂	
L ₃	
L ₄	
L ₅	
L ₆	
L ₇	
L ₈	
L ₉	

枠囲いの内容は、商業機密に属します
ますので公開できません。



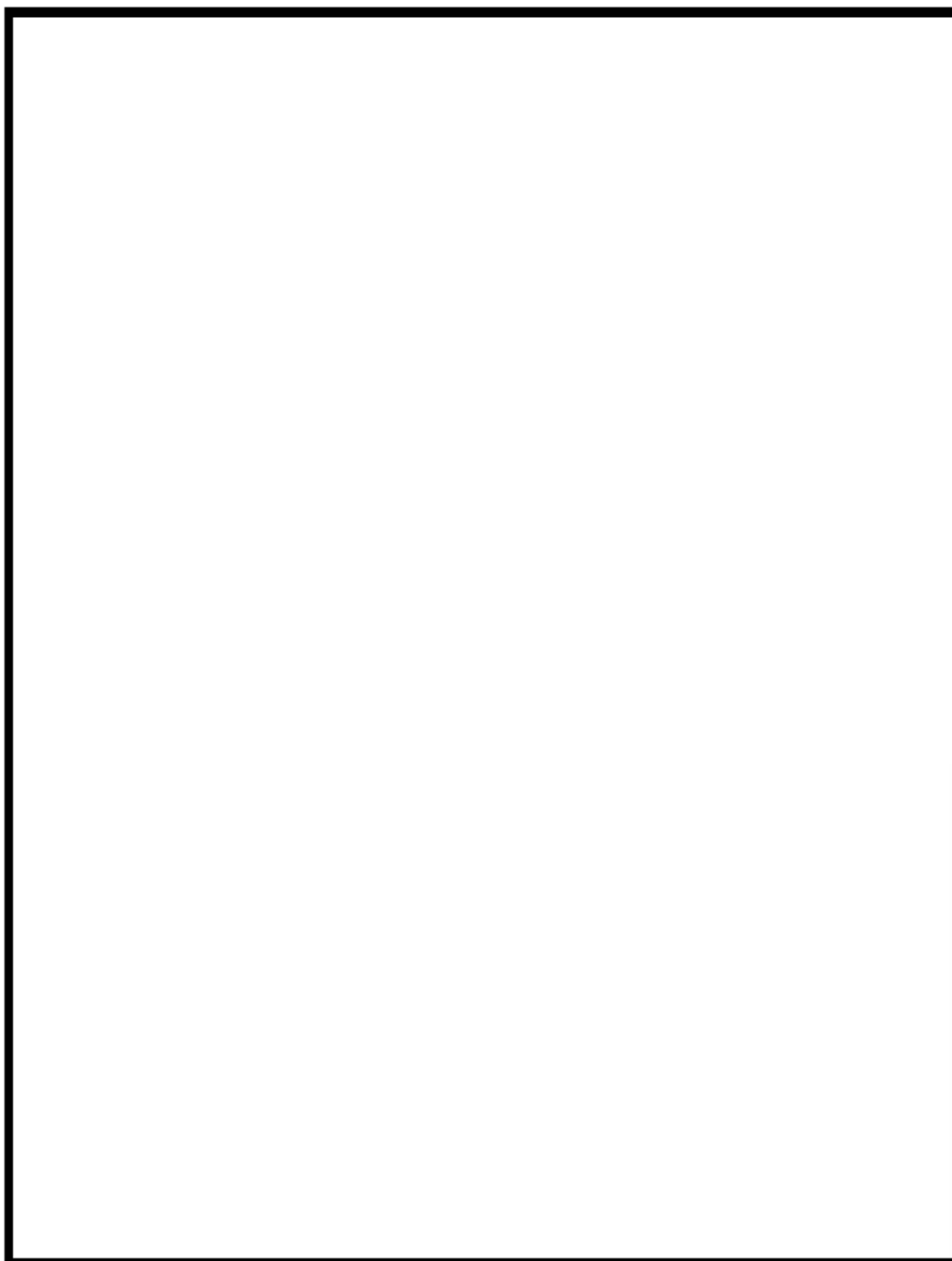
第5図 1次冷却材設備配置図 (その2)

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。



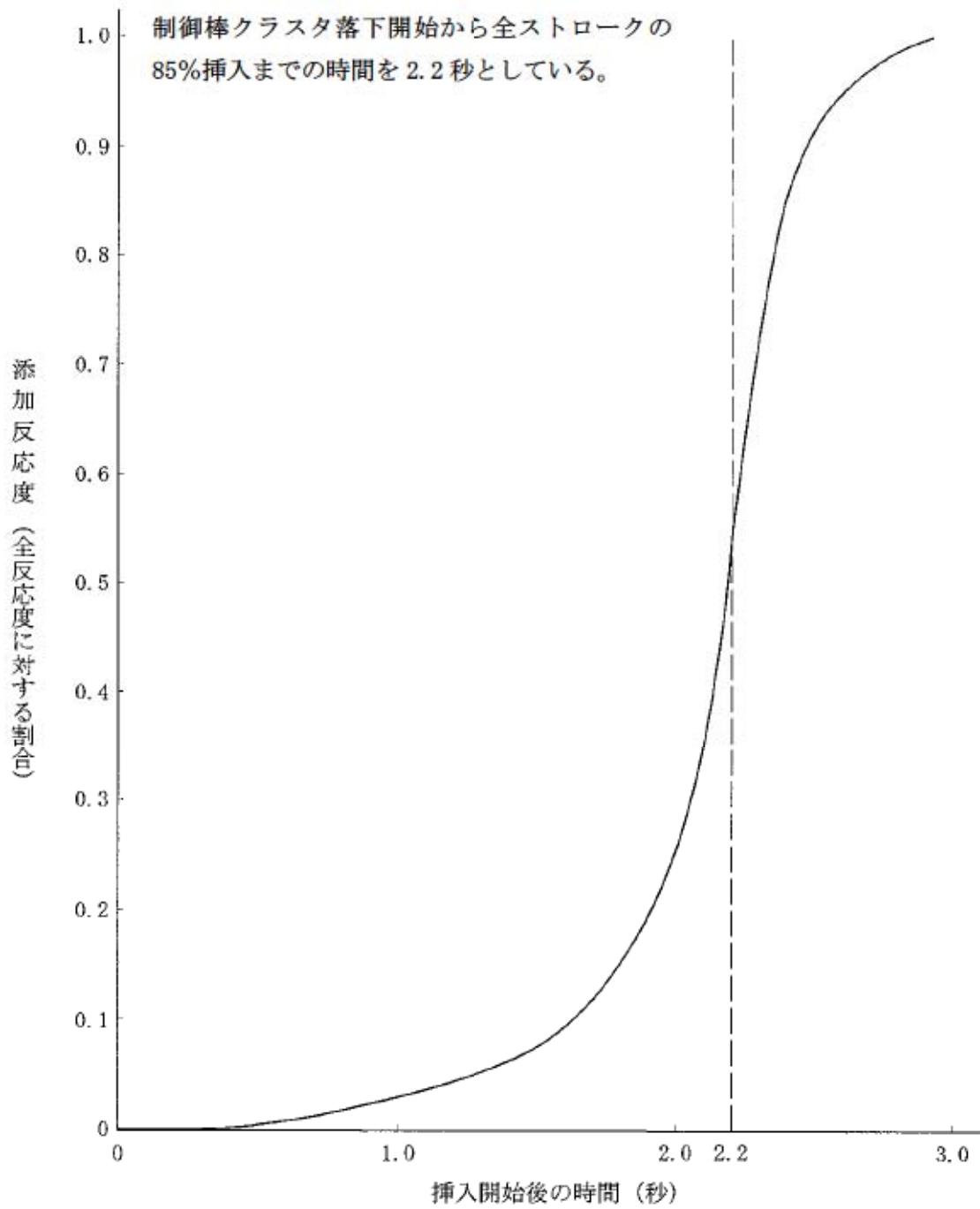
第 6 図 減速材密度係数

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

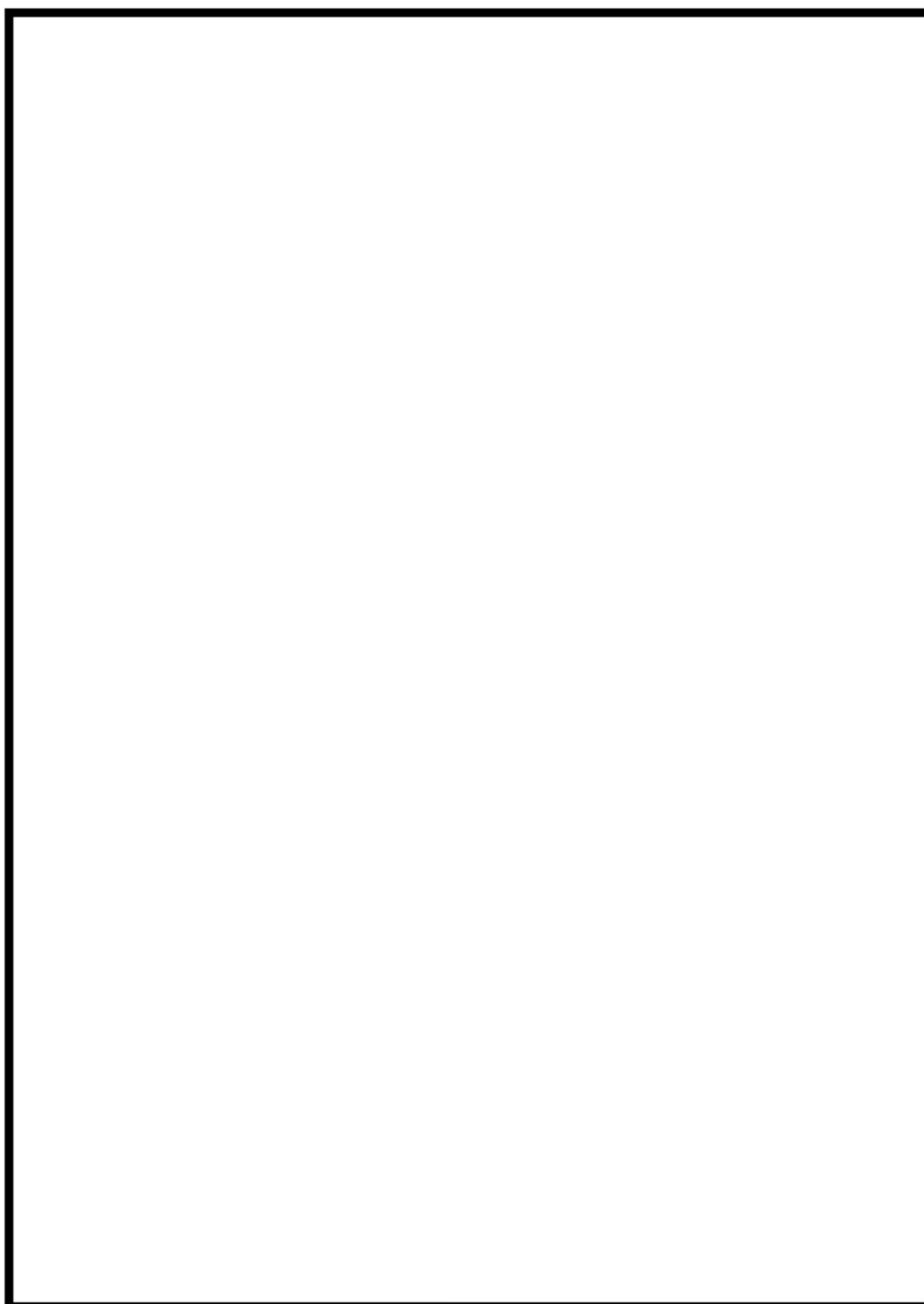


第7図 ドップラ係数

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

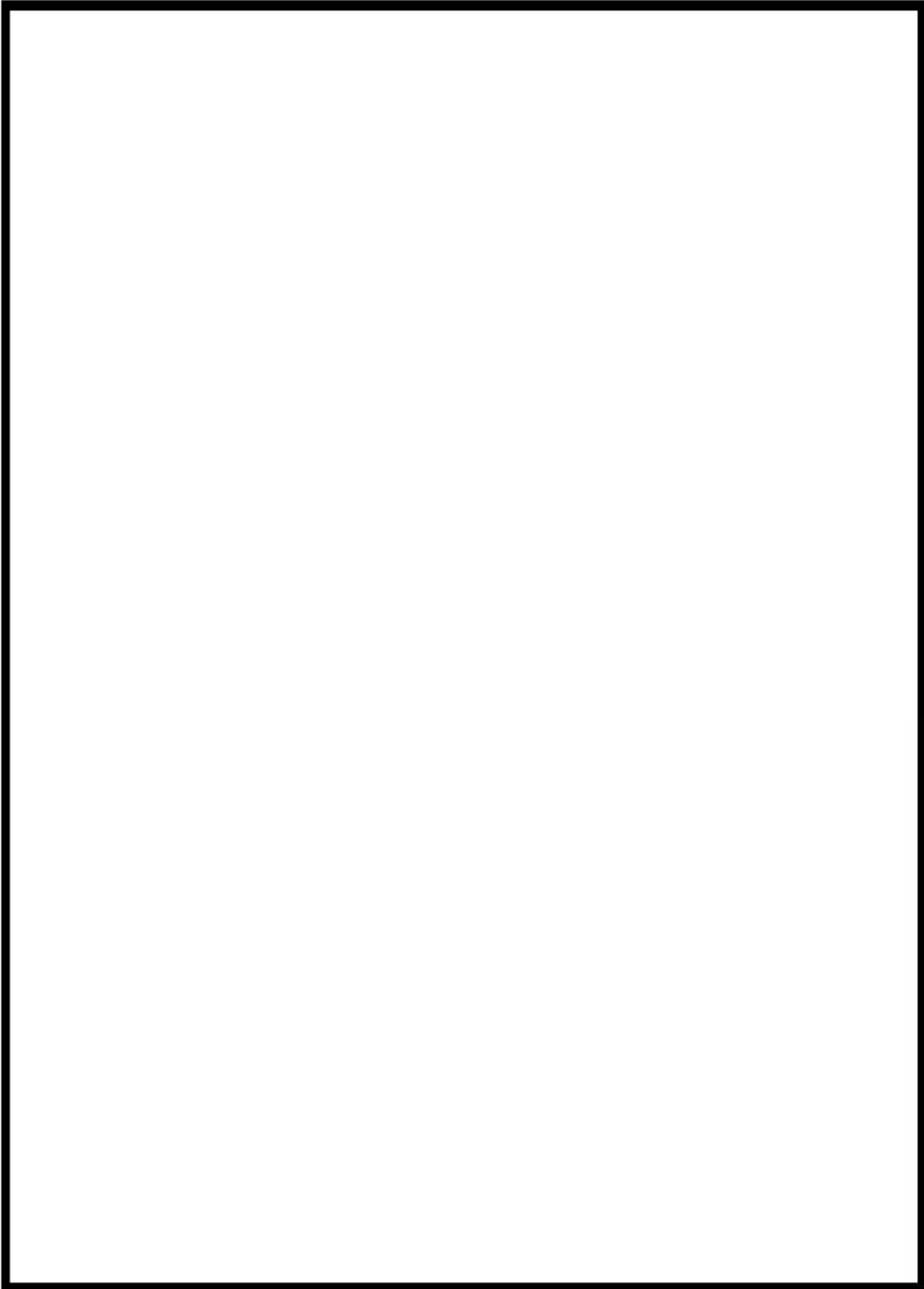


第8図 トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線



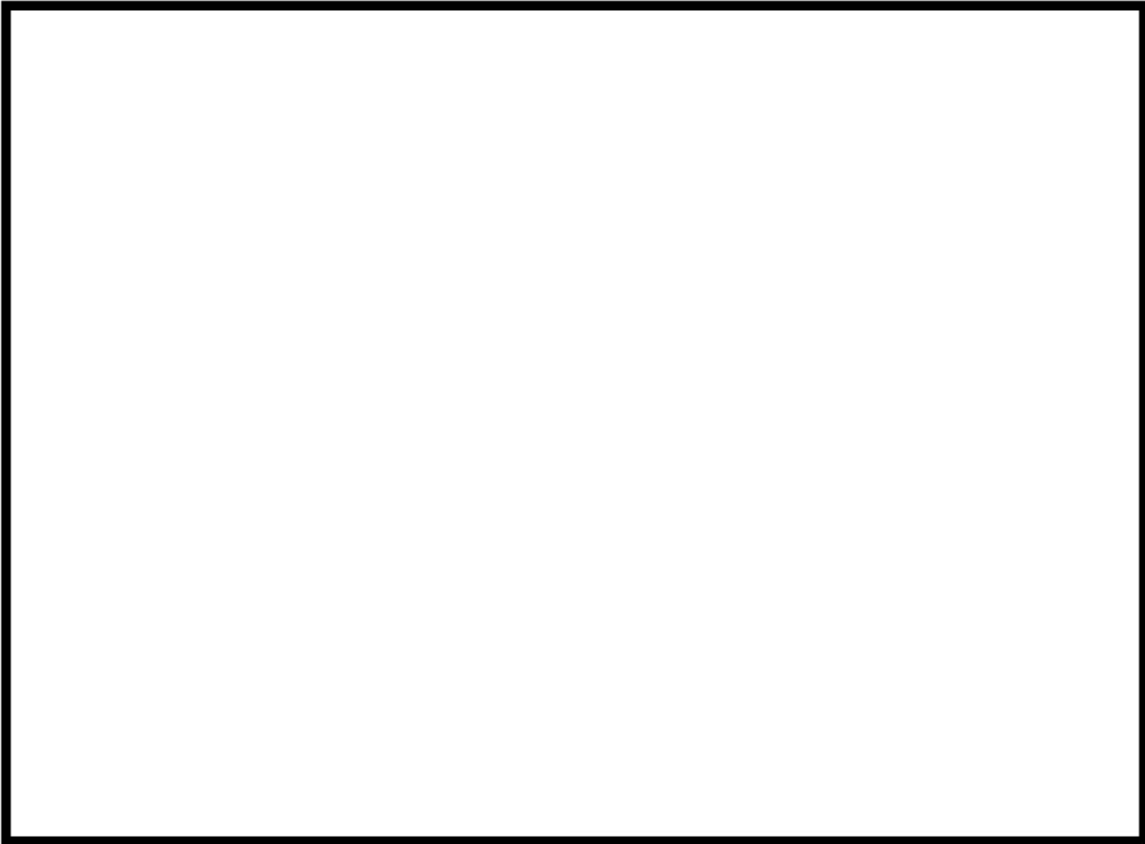
第9図 1次冷却材ポンプホモログス曲線(1/2)

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。



第9図 1次冷却材ポンプホモログス曲線(2/2)

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。



第 10 図 格納容器再循環ユニット除熱特性

枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。

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

1. 重大事故等対策の有効性評価における解析条件の基本的な考え方

「実用発電用原子炉に係る炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策の有効性評価に関する審査ガイド」（以下「審査ガイド」という。）においては、有効性評価の解析にあたって、保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではないものの、最適評価手法を適用することとされている。

今回の重大事故等対策の有効性評価にあたっては、これを踏まえ、原則として機器条件には設計値を用いる等の最適評価条件を適用することとしつつも、条件の不確かさや運転員操作の観点を考慮しても重大事故等に対する対策が有効であることを示す目的から、初期条件に定常誤差（原子炉出力、1次冷却材平均温度、原子炉圧力）を考慮する等、一部の解析条件について設計基準事故解析で考慮しているものと同程度の保守的な取扱いをしている。特に、事象進展において炉心露出に至る可能性がある事象では、初期出力運転状態（初期条件）や崩壊熱などの影響が大きいいため、このような扱いとして解析し、有効性を確認している。

2. 原子炉停止機能喪失の有効性評価における解析条件の考え方

(1) 原子炉停止機能喪失事象の特徴について

事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」に対する有効性評価では、制御棒の挿入に期待できないことから、事象発生後短時間で減速材反応度帰還効果による出力抑制の緩和策を講じなければ、炉心損傷に至るおそれがあり、厳しい結果となることが予想される。

また、原子炉停止機能喪失は、後述のとおり減速材反応度帰還効果（減速材温度係数）の感度が大きい事象であるが、減速材温度係数は、装荷炉心毎の変動に加え、燃焼中（サイクル初期～末期）の変化が大きいパラメータである。このうち、解析結果が厳しくなるのは、減速材温度係数の絶対値が小さい装荷炉心のうち、サイクル初期の限られた期間であることから、評価指標である原子炉圧力が厳しくなる可能性は非常に低いものと考えられる。

(2) 原子炉停止機能喪失における有効性評価の基本的方針

上述のような事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」の特徴を踏まえると、振れ幅が大きくかつ評価指標への感度が大きい減速材反応度帰還効果を含めた様々な評価条件に対し、他の事故シーケンスグループと同様の保守性を考慮することは、評価結果を過度に厳しくする取扱いである。そこで、評価においては、他の事故シーケンスとは異なり、減速材温度係数を除いて、審査ガイドの考え方に沿って最適評価を適用することを基本方針としている。

(3) 原子炉停止機能喪失における具体的解析条件の設定

「(2) 原子炉停止機能喪失における有効性評価の基本的方針」のとおり、原子炉停止機能喪失の有効性評価に対しては、最適評価条件を適用することを基本方針としたが、審査ガイドの考え方に基づき、入力条件の不確かさについては、運転条件等の変化に伴うパラメータの変動範囲を踏まえ、感度解析にてその影響を確認し、適切に考慮することとした。

入力条件の不確かさとして、解析コード (SPARKLE-2) の不確かさ及び解析条件の不確かさが考えられるが、このうち評価指標である原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力に有意な影響が考えられるパラメータ (減速材反応度帰還効果、ドップラ効果、初期定常誤差 (炉心熱出力、1次冷却材平均温度、1次系圧力)) に対して感度解析を行った。

表1に代表4ループプラント¹を対象に実施した「主給水流量喪失時に原子炉トリップに失敗する事故」に対する感度解析結果を示す。ここでは、最適評価条件での解析結果をベースケースとし、減速材反応度帰還効果として減速材温度係数初期値 (以下「MTC 初期値」という。)、ドップラ反応度帰還効果及び初期定常誤差の感度を確認した。ここに示すとおり、最も評価指標に対する影響が大きいパラメータはMTC 初期値であり、その他のパラメータの影響は相対的に小さい。なお、ここでの感度解析に用いたMTC 初期値 (-13pcm/°C) は、解析コードの不確かさ及び装荷炉心毎の変動を上回る余裕を考慮した保守的な値であるが、最適評価条件にこのMTC 初期値を考慮した解析結果 (ケース1) は、その他のパラメータに対する感度解析結果 (ケース2、3) を包絡している。

なお、「主給水流量喪失時に原子炉トリップに失敗する事故」では、ATWS 緩和設備による主蒸気ライン隔離により原子炉出力が低下するのに対し、「負荷の喪失時に原子炉トリップに失敗する事故」では、蒸気負荷の喪失により原子炉出力が事象開始直後に低下する点が異なるが、原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最大値となる付近の挙動を含め、その他事象については同様であることから、評価指標に対する影響が最も大きいパラメータがMTC 初期値であるとの傾向は同様であると考えられる。

これらの検討の結果、原子炉停止機能喪失における有効性評価では、最適評価条件を基本方針としつつも、入力条件の不確かさに伴う感度解析の結果を考慮し、最も評価指標への影響が大きいMTC 初期値に保守性を考慮した解析ケースに基づき、有効性を示すこととした。また、具体的なMTC 初期値の設定値としては、装荷炉心毎の変動及び燃焼に伴う低下を踏まえて保守的に設定した。これにより、

¹ この感度解析は代表4ループプラントを対象としたものであるが、ATWS 緩和設備が有する機能は各プラントで同じであること、原子炉出力と1次冷却材体積、加圧器気相部体積及び蒸気発生器2次側保有水量の比は2/3/4ループで同等でありプラント挙動は同等となることなどから、評価指標に対する影響が最も大きいパラメータがMTC 初期値であるとの傾向は各プラントで共通であると考えられる。

炉心運用の影響も考慮した原子炉停止機能喪失における重大事故等対策の有効性を合理的に示すことができるものとする。

表1 「主給水流量喪失時に原子炉トリップに失敗する事故」の感度解析結果
(代表4ループ)

解析ケース	MTC 初期値	ドップラ効果	初期定常誤差 ²	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値
最適条件	最確値* ¹	最確値	仮定しない	約 18.4MPa [gage]
ケース1	-13pcm/°C	最確値	仮定しない	約 18.7MPa [gage]
ケース2	最確値* ¹	最確値+20%	仮定しない	約 18.4MPa [gage]
ケース3	最確値* ¹	最確値	仮定する	約 18.4MPa [gage]

*1 : 約-28pcm/°C (平衡炉心評価値であり核的不確かさ含まず)

² 初期定常誤差は、炉心熱出力 (2%)、1次冷却材平均温度 (2.2°C) 及び原子炉圧力 (0.21MPa) である。

有効性評価に用いた崩壊熱について

1. 崩壊熱データについて

燃料からの崩壊熱については、核分裂生成物（以下「FP」という。）による崩壊熱とアクチニドによる崩壊熱の合計からなる。

FP の崩壊熱に関しては「軽水型動力炉の非常用炉心冷却系の性能評価指針（昭和 56 年 7 月 20 日原子力安全委員会決定、平成 4 年 6 月 11 日一部改訂）」において、崩壊熱データとして妥当性が認められている日本原子力学会推奨値（不確定性（ $3\sigma_A$ ）込み）を用いている。

アクチニド崩壊熱に関しては、再処理施設の設計等でも使用されており、長寿命核種の効果も含めて評価できる ORIGEN-2 コード（不確定性（20%込み））を用いている。

2. 評価用崩壊熱の設定について

有効性評価に用いた評価用崩壊熱としては、局所的な影響を考慮した高温点評価用崩壊熱と、炉心全体からの熱放出を考慮した炉心平均評価用崩壊熱を設定した。それぞれの崩壊熱曲線については設定方法のフローを含め図 1 及び図 2 に記載したとおりである。また、それぞれの崩壊熱の設定に用いた評価条件は表 1 及び表 2 のとおりである。

なお、有効性評価で評価する各事象に対する崩壊熱の扱いを表 3 に示す。

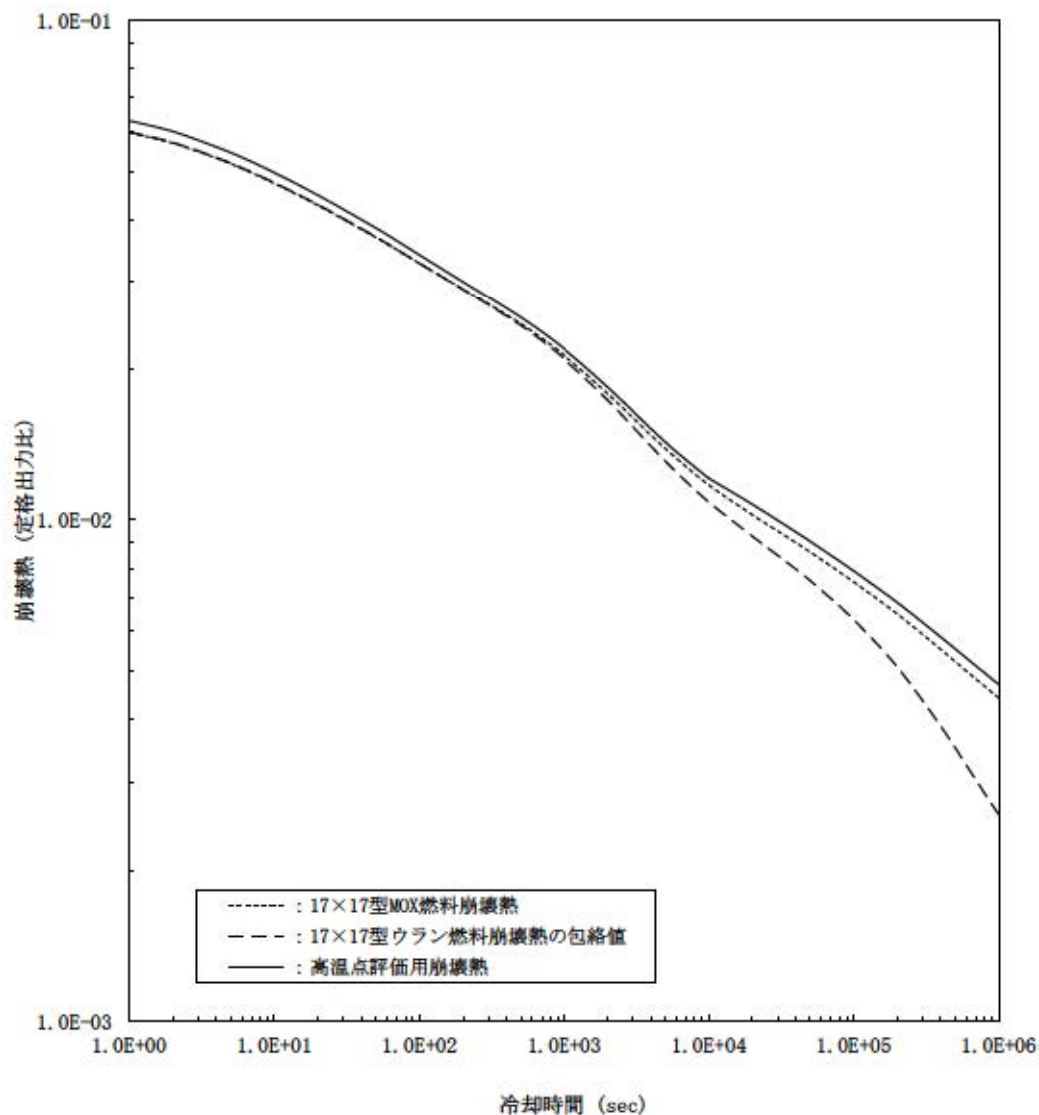
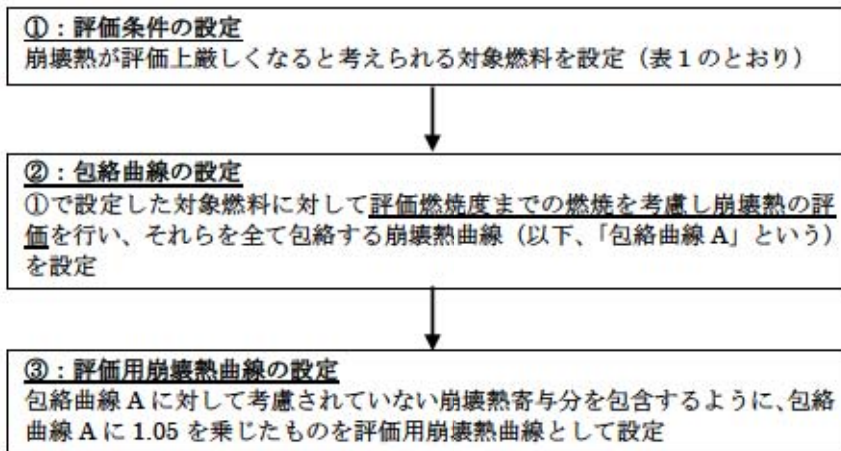


図1 高温点評価用崩壊熱曲線の設定方法および高温点評価用崩壊熱曲線

①：評価条件の設定

プラント別に装荷される燃料仕様に基づき、崩壊熱が評価上厳しくなると考えられる対象燃料を設定(表 2 のとおり)

②：平均曲線の設定

<U 燃料>

①で設定したU 燃料について照射回数毎に崩壊熱の包絡値を求めた上で、それらを平均した崩壊熱曲線 (以下、「平均曲線 A」とする) を設定

<MOX 燃料>

①で設定した、MOX 燃料について照射回数毎の崩壊熱を平均した崩壊熱曲線 (以下、「平均曲線 B」とする) を設定

③：評価用崩壊熱曲線の設定

平均曲線 A と平均曲線 B とを炉心に装荷可能な MOX 燃料の割合に応じて平均化した MOX 炉心の崩壊熱の平均曲線を新たに設定し (以下、「平均曲線 C」とする)、MOX 炉心に対して考慮されていない崩壊熱寄与分を包含するように、平均曲線 C に 1.02 を乗じたものを評価用崩壊熱曲線として設定

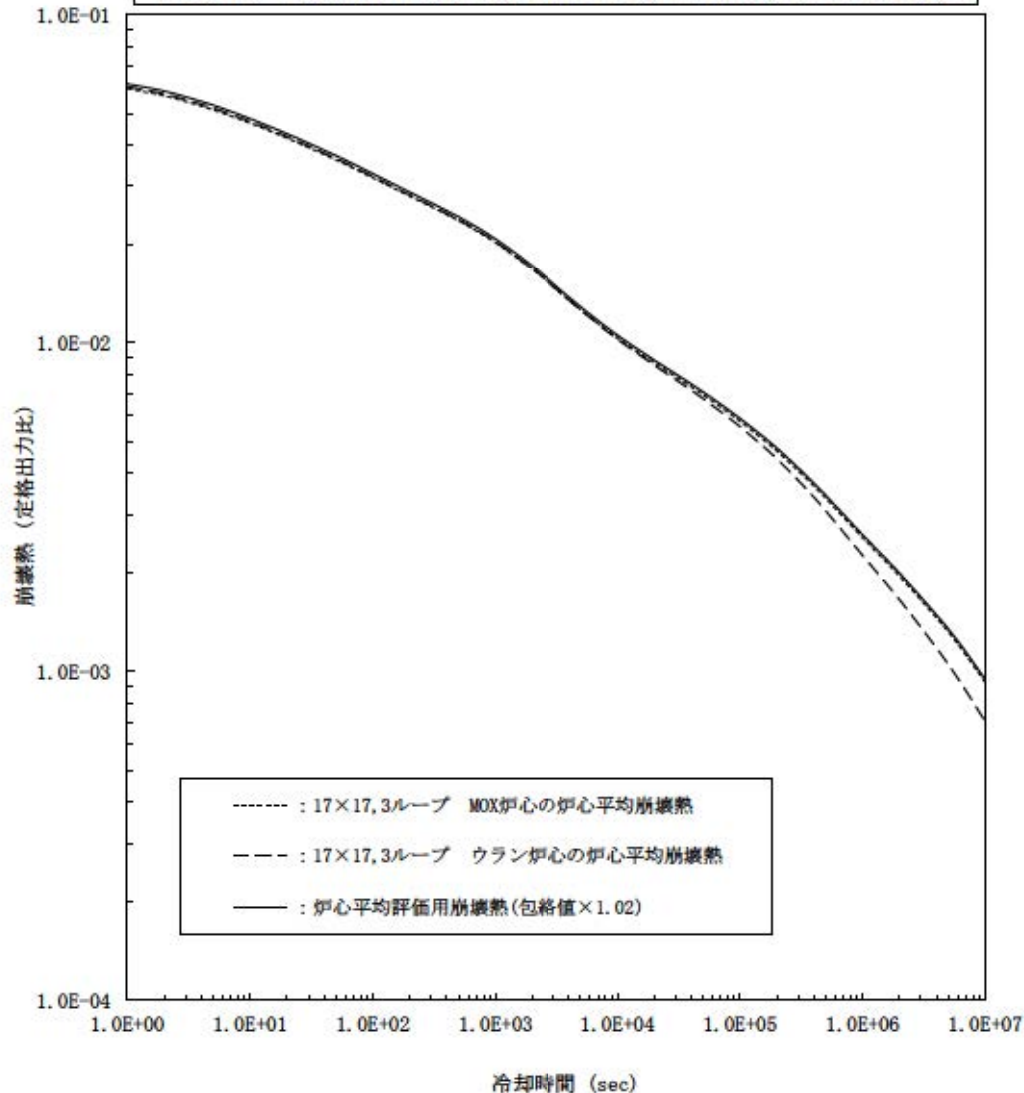


図2 炉心平均評価用崩壊熱曲線の設定方法および炉心平均評価用崩壊熱曲線

表1 泊3号炉における高温点評価用崩壊熱設定条件

項目	設計基準事象 (DBA) 評価用崩壊熱	有効性評価用崩壊熱	変更した理由
計算手法と不確実性	FP : 日本原子力学会推奨値+3σ _A アクチニド : ORIGEN2 評価値×1.2	同左	—
評価対象時間	~1×10 ⁴ 秒	~1×10 ⁶ 秒 (~1×10 ⁴ 秒は DBA 崩壊熱を使用)	重大事故等有効性評価では、DBA で想定した 1×10 ⁴ 秒以降の冷却期間も評価対象となるため。
対象プラント	17×17 型 3 ループ	同左	—
線出力密度	17.1kW/m	同左	—
照射履歴	上記線出力密度にて連続照射 (中間停止は考慮せず)	同左	—
燃料タイプ	17×17 ウラン燃料及び 17×17MOX 燃料	同左	—
対象燃料	48GWd/t 対応燃料(48G 燃料) 燃料濃縮度 : 4.1wt%	48G 燃料 燃料濃縮度 : 3.0wt%	評価対象時間の拡張に伴い、冷却時間が長くなるとアクチニド崩壊熱が支配的となる。ウラン燃料については濃縮度が低い方が、また MOX 燃料については核分裂性 Pu 割合が低い方が、評価上の中性子束が上昇し、中性子捕獲によるアクチニド核種の高次化が進むことから、保守的に、ウラン濃縮度の低い燃料及び核分裂性 Pu の割合が低い通常外 Pu 組成燃料を選定した。
	55GWd/t 対応燃料(55G 燃料) 燃料濃縮度 : 4.8wt%	55G 燃料 燃料濃縮度 : 4.0wt%	
	MOX 燃料 Pu 含有率 : 13 wt% Pu 組成 : 低 Pu 組成 ^{*1} Am-241 考慮 : 5 年保管相当	MOX 燃料 Pu 含有率 : 13 wt% Pu 組成 : 通常外 Pu 組成 ^{*2} Am-241 考慮 : 5 年保管相当	
評価燃焼度	集合体燃焼度制限までの燃焼を考慮 48G 燃料 : 48GWd/t 55G 燃料 : 55GWd/t MOX 燃料 : 45GWd/t	ペレット燃焼度制限までの燃焼を考慮 48G 燃料 : 62GWd/t 55G 燃料 : 71GWd/t MOX 燃料 : 62GWd/t	DBA 崩壊熱の評価対象時間は~1×10 ⁴ 秒と比較的短いことから、FP 崩壊熱が支配的である。そのため、燃焼度が高いことによるアクチニドの蓄積効果は大きくないことから、DBA 崩壊熱ではペレット燃焼度制限まで燃焼した際の崩壊熱の増分は、上乗せで考慮していた。一方、重大事故等有効性評価用崩壊熱の評価対象時間は~1×10 ⁶ 秒まで拡張したことから、燃焼度が高いことによるアクチニドの蓄積効果が大きくなった。そのため、1×10 ⁴ 秒以降では、ペレット燃焼度制限まで燃焼させた際の崩壊熱の増分を上乗せで考慮するのではなく、ペレット燃焼度制限までの燃焼を考慮した崩壊熱をベースとして選定した。
上乗せの仕方	上記燃料の包絡値×1.05	同左	上記のとおり 1.05 倍の上乗せで考慮していたペレット燃焼度制限までの増分を評価燃焼度で考慮することとしたため、その分を上乗せから低減可能であるが、保守的に従来からの上乗せを考慮。
上乗せで考慮している影響	燃料集合体構造材放射化発熱 燃料製造公差 プラント・燃料仕様の差 ペレット燃焼度制限までの増分	燃料集合体構造材放射化発熱 燃料製造公差 プラント・燃料仕様の差	ペレット燃焼度制限まで燃焼させた燃料の崩壊熱をベースとして設定したことから、ペレット燃焼度制限までの増分を上乗せから除外した。

*1 : Pu-238 / Pu-239 / Pu-240 / Pu-241 / Pu-242 / Am-241 = 2.1 / 54.5 / 25.0 / 7.3 / 6.4 / 4.7wt%

*2 : Pu-238 / Pu-239 / Pu-240 / Pu-241 / Pu-242 / Am-241 = 4.1 / 45.4 / 25.3 / 7.5 / 13.0 / 4.7wt%

表2 泊3号炉における炉心平均評価用崩壊熱設定条件

項目	設定基準事象 (DBA) 評価用崩壊熱	有効性評価用崩壊熱	変更した理由
計算手法と不確定性	FP: 日本原子力学会推奨値+3σ _A アクチニド: ORIGEN2 評価値×1.2	同左	—
評価対象時間	~4×10 ⁶ 秒	~1×10 ⁷ 秒	重大事故等有効性評価において、DBA で想定した 4×10 ⁶ 秒以降の解析を行う場合を考慮して、入力条件として作成した。
対象プラント	17×17 型 3 ループ	同左	—
線出力密度	17.1kW/m	同左	—
照射履歴	上記線出力密度にて連続照射 (中間停止は考慮せず)	同左	—
燃料タイプ	17×17 ウラン燃料及び 17×17MOX 燃料	同左	—
対象燃料	48GWd/t 対応燃料 (48G 燃料) 燃料濃縮度: 4.1wt% 55GWd/t 対応燃料 (55G 燃料) 燃料濃縮度: 4.8 wt%	48G 燃料 燃料濃縮度: 4.1wt% 55G 燃料 燃料濃縮度: 4.8 wt%	重大事故等有効性評価に用いる炉心平均評価用崩壊熱については、審査ガイドの記載内容「炉心の出力分布、炉心流量及び炉心崩壊熱等は、設計値等に基づく現実的な値を用いる」を踏まえて、Pu 含有率と保管期間の条件を変更した。 Pu 含有率: 炉心平均評価用崩壊熱の算定に当たって、MOX 燃料のすべての Pu 含有率をペレット最大 Pu 含有率制限値である 13wt% とすることは現実的ではないため、低 Pu 組成に対応する集合体平均 Pu 含有率とする。 保管期間: 炉心に装荷する全ての MOX 燃料が装荷までに 5 年間保管することを想定することは現実的ではないため、その期間を 0 年とする。
	MOX 燃料 Pu 含有率 : 13 wt% Pu 組成 : 低 Pu 組成 ^{*3} Am-241 考慮: 5 年保管相当	MOX 燃料 Pu 含有率 : 10.9 wt% Pu 組成 : 低 Pu 組成 ^{*4} Am-241 考慮: 0 年保管相当	
燃焼度	3 回照射燃料は、集合体燃焼度制限までの燃焼を考慮 48G 燃料 16,32,48GWd/t 55G 燃料 18,37,55GWd/t MOX 燃料 15,30,45GWd/t	3 回照射燃料は、集合体燃焼度制限までの燃焼を考慮 48G 燃料 16,32,48GWd/t 55G 燃料 18,37,55GWd/t MOX 燃料 15,35,45GWd/t	3 ループプラントでは、MOX 燃料を 2 回照射で取り出すことも想定され(1 回照射: 16 体、2 回照射: 16 体、3 回照射: 8 体)、この場合、燃料の有効活用の観点から、取り出し時の集合体燃焼度が 30GWd/t を超えることが考えられる。重大事故等有効性評価の対象時間を考慮すると、冷却時間が長くなると影響が強く現れるアクチニド崩壊熱の効果を適切に見込む必要があるので、2 回照射の集合体燃焼度を 30GWd/t よりも高めの 35GWd/t とすることで、より現実的な評価となるようにした。なお、燃焼度を高めに設定することは保守的な取り扱いとなる。
上乗せの仕方	ウラン炉心の評価値と MOX 炉心の評価値との包絡値×1.05 ここで、 ・ウラン炉心の評価値とは、ウラン燃料の包絡値 ・MOX 炉心の評価値とは、ウラン燃料の包絡値と MOX 燃料の評価値を体数重み (7:3) で平均したもの。	ウラン炉心の評価値と MOX 炉心の評価値との包絡値×1.02 ここで、 ・ウラン炉心の評価値とは、ウラン燃料の包絡値 ・MOX 炉心の評価値とは、ウラン燃料の包絡値と MOX 燃料の評価値を体数重み (117 体:40 体) で平均したもの。	DBA では代表的に 17×17 型 3 ループプラントで算出した崩壊熱曲線に基づいて、プラント共通の崩壊熱曲線を設定していたことから、他プラントの崩壊熱曲線を包絡するために、上乗せとして 1.05 を考慮していた。一方、重大事故等有効性評価用崩壊熱曲線は、プラント毎の炉心・燃料条件に基づいて算出しているため、上乗せとしては、燃料集合体及び炉内構造物の放射化発熱のみを考慮すればよいことから、この上乗せを 5% から 2% に低減した (1.05 → 1.02)。また、MOX 燃料の装荷規模 (崩壊熱を平均する際の重み) を、30% から泊 3 号炉設置変更許可申請書の最大装荷体数である 40 体 (約 25.5%) とした。
上乗せで考慮している影響	燃料集合体構造物放射化発熱 炉内構造物構造物放射化発熱 プラント・燃料仕様の差	燃料集合体構造物放射化発熱 炉内構造物構造物放射化発熱	重大事故等有効性評価用崩壊熱曲線は、プラント毎の炉心・燃料条件に基づいて崩壊熱曲線を算出していることから、プラント・燃料仕様の差 (プラントの違いによる出力密度の差及び燃料仕様の差に伴う崩壊熱の差) を上乗せから除外した。

*3: Pu-238 / Pu-239 / Pu-240 / Pu-241 / Pu-242 / Am-241 = 2.1 / 54.5 / 25.0 / 7.3 / 6.4 / 4.7wt%

*4: Pu-238 / Pu-239 / Pu-240 / Pu-241 / Pu-242 / Am-241 = 2.1 / 54.5 / 25.0 / 9.3 / 6.4 / 2.7wt%

表3 各事象で使用している崩壊熱について

No.	事象名	M-RELAP5*1	MAAP
①	2次冷却系からの除熱機能喪失（主給水喪失+補助給水失敗）	高温点*2	—
②	全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA が発生する場合） 原子炉補機冷却機能喪失	高温点*2	—
③	全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA が発生しない場合）	高温点*2	—
④	格納容器の除熱機能喪失 （大 LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ失敗）	—	炉心平均*2
⑤	原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失+原子炉自動停止失敗及 び負荷の喪失+原子炉自動停止失敗）	高温点*3	—
⑥⑦⑧	ECCS 注水機能喪失 （中小 LOCA(6 インチ、4 インチ、2 インチ)+高圧注入失敗）	高温点*2	—
⑨	ECCS 再循環機能喪失 （大 LOCA+低圧再循環/高圧再循環失敗）	—	炉心平均*2
⑩	格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）	高温点*2	—
⑪	格納容器バイパス（蒸気発生器伝熱管破損）	高温点*3	—
⑫	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 LOCA+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗）	—	炉心平均*2
⑬	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（全交流動力電源喪失+補助給水失敗）	—	炉心平均*2
⑭	水素燃焼（大 LOCA+ECCS 注入失敗）	—	炉心平均*2
⑮	崩壊熱除去機能喪失（ミッドループ運転中の余熱除去系統の故 障又は全交流動力電源喪失）	高温点*2	—
⑯	原子炉冷却材の流出（ミッドループ運転中の原子炉冷却材流出）	高温点*2	—

*1：原子炉停止機能喪失では、SPARKLE-2 を使用。

*2：炉心平均挙動を解析する事象は炉心平均を用い、高温燃料棒を模擬した熱点解析を行う事象では高温点を用いる。

*3：炉心平均挙動を解析しているが、1次系圧力を高めに評価することを目的に高温点を用いている。

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

重大事故等に対する対策の有効性評価における、LOCA事象を想定する場合の破断位置設定は、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」「ECCS注水機能喪失」「ECCS再循環機能喪失」においては、炉心損傷防止の観点及び「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、長期的な格納容器の健全性確認の観点も踏まえ低温側配管の破断を想定している。

また、格納容器破損防止対策の各事象においては、ECCS注水機能に期待していないため、早期に炉心からの蒸気が系外に放出され、炉心溶融、原子炉容器破損などの主要事象の事象進展が早くなる、高温側配管破断を想定している。

重大事故等においては、設計基準事故と異なり、ECCS注入/再循環及び格納容器スプレイ/再循環機能の一部もしくは全てが機能喪失することから、結果を厳しくする破断想定についても設計基準事故とは異なってくる場合がある。

LOCAを想定している各重大事故事象における、ECCS条件、重大事故対策、破断位置想定の方針を表-1に整理した。

同表に示すとおり、各々の事象に関して、重大事故等対策の有効性の確認を行う観点から、ECCS条件等から事象進展を踏まえた上で、破断位置を設定している。

表-2には表-1の考え方の根拠となる、低温側配管及び高温側配管の破断を想定した場合の破断位置に対するECCS(蓄圧注入、高圧/低圧注入)の効果、蒸気発生器伝熱、炉心の冷却性、原子炉格納容器へのエネルギー放出の各要素に対する影響を整理している。また、炉心損傷防止及び格納容器破損防止のシーケンスにおける破断口位置に対する影響の概念図を図-1、2に示す。

表-2に示すとおり、事象に対する影響を踏まえると、炉心損傷防止の観点からは、炉心有効注入流量が少なくなり炉心再冠水が遅くなる低温側配管破断、格納容器破損防止の観点からは、炉心のエネルギーが放出されやすい状況となる高温側配管破断の想定が重大事故等対策の有効性の確認に対して厳しい状態選定と判断される。

なお、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」事象において、蒸気発生器伝熱管出口側配管破断を想定した場合、事故後の初期の破断流について、SG 2次側からの熱が加わる上に、低温側配管破断と比べ1次冷却材ポンプの圧損が加わらないことから、放出されるエネルギー量が大きくなることが考えられる。しかし、蒸気発生器出口側配管破断の原子炉格納容器圧力の上昇が相対的に厳しくなるのは事故直後に限られる。当該事象では、格納容器内自然対流冷却の有効性の確認として、事象後数時間程度経過後以降における原子炉格納容器内圧力や温度の挙動に着目した評価を実施しているため、その影響は僅かであり、有効性の確認に対し影響を及ぼすような相違が生じることはない判断している。別紙として本事象における原子炉格納容器圧力の推移に対する破断位置の違いによる影響評価の結果を示す。蒸気発生器出口側配管破断と低温側配管破断は双方同様の挙動を示しており、格納容器破損防止の観点を考慮しても、低温側配管破断を想定することは妥当と判断される。

表-1 重大事故等におけるLOCA時の破断想定のお考え方の整理

分類	事故シナリオ	ECCS条件	重大事故対策	破断位置
炉心損傷防止対策	原子炉格納容器の除熱機能喪失	高圧注入 ○ 低圧注入 ○ 高圧再循環 ○ 低圧再循環 × CV スプレー × 蓄圧注入 ○	・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	低温側配管破断 (a) 炉心冷却を厳しくする想定 (b) 事象初期に1次冷却材ポンプの影響を受けない蒸気発生器出口側配管で流出エネルギーが増加する傾向となる。しかし、炉心発生蒸気が蒸気発生器を經由して低温側から流出する過程で蒸気発生器2次側からの熱が加わる点で、蒸気発生器出口側配管破断と低温側配管破断は長期的には同等である
	ECCS注水機能喪失	高圧注入 × 低圧注入 ○ 高圧再循環 × 低圧再循環 ○ CV スプレー ○ 蓄圧注入 ○	・2次系強制冷却	低温側配管破断 (a) 炉心冷却を厳しくする想定 (b) 格納容器破損の観点からは、設計基準事故における格納容器健全性評価(大破断LOCA)の結果に包絡
	ECCS再循環機能喪失	高圧注入 ○ 低圧注入 ○ 高圧再循環 × 低圧再循環 × CV スプレー ○ 蓄圧注入 ○	・代替再循環	
格納容器破損防止対策	格納容器過圧破損 MCCI FCI 水素燃焼 (水素燃焼ではCVスプレー動作)	高圧注入 × 低圧注入 × 高圧再循環 × 低圧再循環 × CV スプレー × 蓄圧注入 ○	・代替格納容器スプレー ・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	高温側配管破断 (a) ECCS注入が期待できないことから、破断位置による炉心損傷・溶融開始への影響は小さい (b) 1次系外への蒸気放出を促進し、格納容器破損の観点から厳しい想定 (c) 原子炉下部キャビティ室へ流入する液相破断流が少なく、温度が高いことから、MCCI、FCIの観点から厳しい想定(影響は軽微)。 (d) 水素燃焼シナリオにおいては、CVスプレー動作により水素分圧が高めとなる想定としており、また、水素発生量を一定値に補正することから、破断位置による影響は小さい。
設計基準事故	ECCS性能評価 格納容器健全性評価 ※単一故障を想定	高圧注入 ○ 低圧注入 ○ 高圧再循環 ○ 低圧再循環 ○ CV スプレー ○ 蓄圧注入 ○	-	(a) ECCS性能評価では、炉心冷却を厳しくする観点から低温側配管破断を想定 (b) 格納容器健全性評価では、炉心及び蒸気発生器2次側の熱を早く格納容器へ放出する観点から高温側配管破断もしくは蒸気発生器出口側配管破断を想定

表-2 重大事故等におけるLOCA時の低温側配管及び高温側配管の破断を想定した場合の破断位置が各要素に与える影響

破断位置	ECCSの効果		蒸気発生器伝熱管を通じた2次系からの加熱冷却効果	炉心冷却性		原子炉格納容器へのエネルギー放出
	蓄圧注入 (ブローダウン期間)	高圧/低圧注入 (ブローダウン期間以降)		ブローダウン期間	ブローダウン期間以降	
低温側配管	蓄圧注入水がバイパスして直接破断口に向かう割合が大きく、ブローダウン終了時点の放出エネルギー量が小さい(炉心残存保有エネルギーが大きい)。	注入水の一部が破断口から直接流出し、炉心冷却に寄与する割合が小さい。注入水の蒸発(潜熱)冷却により炉心発生蒸気量が多くなる。	炉心で発生した蒸気がさらに2次冷却系からの熱を受けて過熱蒸気となり、破断口から放出される。蒸気密度が小さく流速が増加することから破断点までの圧損が増加する。炉心過熱蒸気が2次冷却系温度よりも高くなる場合は逆に2次側から除熱されることから、放出エネルギーが小さくなる。	炉心出口から破断口までの圧損が大きく炉心流量が停滞する傾向。またブローダウン終了が遅い。	炉心出口から破断点までの間に抵抗の大きい蒸気発生器、1次冷却材ポンプがあり圧損が大きいため、炉心再冠水が遅れる。	炉心再冠水期間以降は、炉心発生蒸気が蒸気発生器を經由して低温側から流出する過程で蒸気発生器2次側からの熱が加わり、長期的には放出エネルギー流量が大きくなる。 炉心過熱蒸気が2次側温度よりも高くなる場合は逆に2次側から除熱されることから、放出エネルギーが小さくなる。
高温側配管	蓄圧注入水が炉心を通過する割合が大きく、ブローダウン終了時点の放出エネルギー量が多い(炉心残存保有エネルギーが小さい)。	注入水のほぼ全量が炉心を通過するので注入水の顕熱冷却割合が多く、炉心発生蒸気量が少なくなる。	事象初期を除いて炉心発生蒸気又は2相流は蒸気発生器伝熱管を經由しないことから、2次冷却系からの熱を受けない。	炉心上部から破断口までの圧損が小さく炉心は強い上昇流となる。またブローダウン終了が早い。	炉心出口-破断口の圧損が小さく、破断口が炉心上部に位置することから蒸気又は2相流が直接放出されやすい。	ブローダウン事象進展が早く、1次系初期保有エネルギーが蒸気発生器を經由せず直接放出されることから、短期的には放出エネルギー量が大きくなる。
影響を踏まえた、破断位置の想定						
炉心損傷防止	炉心損傷の観点からは、炉心有効注入流量が少なくなり炉心再冠水が遅くなる、低温側配管破断の想定が厳しい。 また、格納容器損傷防止の観点からは、短期的には高温側配管破断、長期的には低温側配管破断の想定が厳しい。(「原子炉格納容器の除熱機能喪失」事象では、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の妥当性の確認のため、長期的観点に着目した評価を実施)					
格納容器破損防止 ※ECCS機能喪失	ECCS機能が喪失している状況下では、炉心のエネルギーが放出されやすい状況となるため、格納容器破損防止の観点から高温側配管破断の想定が厳しい。(なお、水素燃焼のシーケンスでは、高温側配管破断において水蒸気分圧が高めとなることが想定されるが、CVスプレイの動作を想定すること及び水素発生量を一定値に補正しており、破断位置による影響は小さいと考えられる。)					

(注) 「蒸気発生器伝熱管出口側配管破断」については、一般的に低温側配管破断と高温側配管破断の中間的な傾向を有するが、炉心再冠水期間以降、炉心発生蒸気が蒸気発生器を經由して流出する際には、蒸気発生器2次側からの熱が加わる上に、低温側配管破断と比べ1次冷却材ポンプの圧損が加わらないことから、短期間に放出されるエネルギー量が大きくなる。ただし、事象進展が長期に亘り、緩やかに推移する状態においては、放出エネルギー量は低温側配管破断と同等と判断される。(「原子炉格納容器の除熱機能喪失」に対する影響確認評価を別紙に示す。)

- ← 炉心から破断口への蒸気、二相流
- ← 高圧・低圧注入系
- ← 蓄圧注入

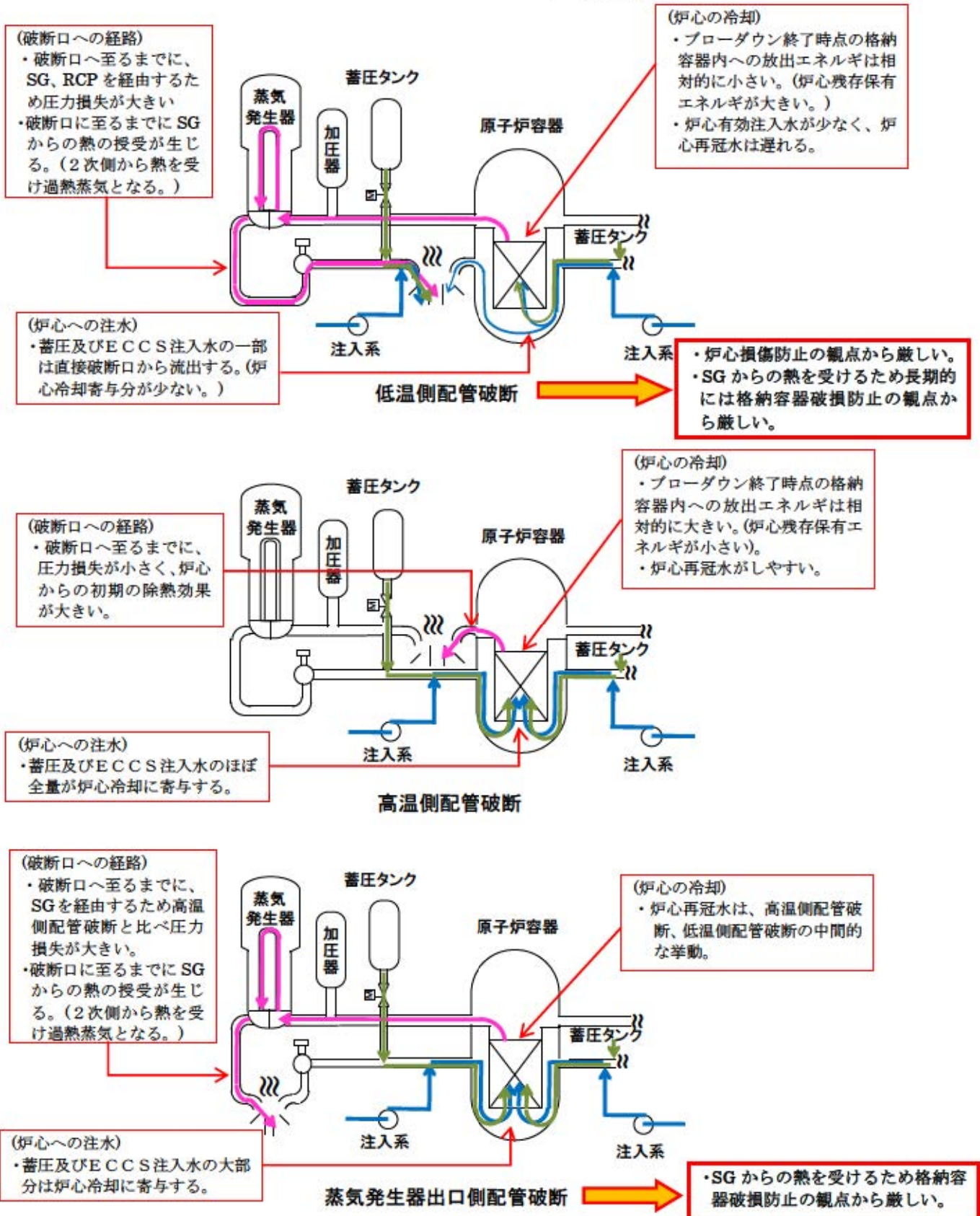


図-1 炉心損傷防止の事故シーケンスにおける破断口位置の影響概念図

- ← 炉心から破断口への蒸気、二相流
- ← 高圧・低圧注入系(不作動)
- ← 蓄圧注入

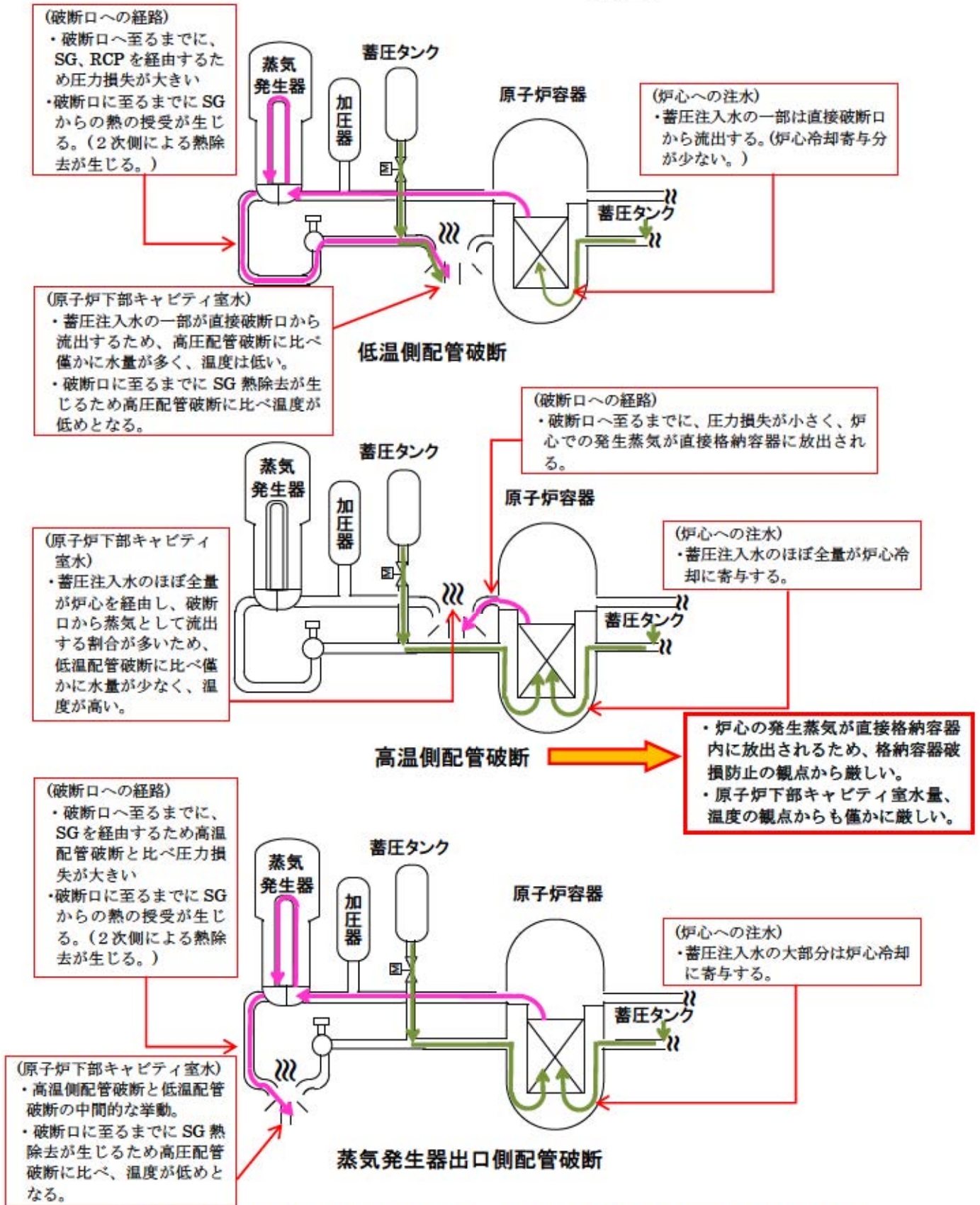


図-2 格納容器破損防止の事故シーケンスにおける破断口位置による影響概念図

「原子炉格納容器の除熱機能喪失」事象における破断想定位置変更時の影響について

「原子炉格納容器の除熱機能喪失」事象では、炉心損傷防止の観点及び長期的な格納容器破損防止の観点から低温側配管の破断を想定している。

しかしながら、蒸気発生器伝熱管出口側配管破断を想定した場合、低温側配管破断と同様に炉心発生蒸気が蒸気発生器を経由して流出する際に、蒸気発生器 2 次側からの熱が加わる条件であり、また、蒸気の放出に際し 1 次冷却材ポンプの流動抵抗を受けないため、事象初期で原子炉格納容器内に放出されるエネルギーが多めとなり、厳しい条件と考えられる。

このため、蒸気発生器伝熱管出口側配管破断を破断想定位置とした場合の影響について確認評価を実施した。

<解析条件>

解析条件を以下に示す。

項目	3 ループ標準入力	感度解析条件
解析コード	MAAP	同左
原子炉出力 (初期)	100%(2,660MWt)×1.02	同左
1 次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa[gage]	同左
1 次冷却材平均温度 (初期)	304.5℃	同左
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチノド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	同左
格納容器内自然対流冷却開始	格納容器最高使用圧力到達+ 30分	同左
格納容器再循環ユニットへの通水流量	120m ³ /h×2台	同左
破断位置、口径	低温側配管の完全両端破断	蒸気発生器伝熱管出口側配管の完全両端破断
格納容器自由体積	67,400m ³	同左
1 次冷却材体積	264m ³	同左

<解析結果>

原子炉格納容器圧力の短期応答を図-3に示す。また、長期応答を図-4に示す。その結果、事象初期においては、1 次冷却材ポンプの流動抵抗を受けることなく、炉心及び蒸気発生器 2 次側の熱を 1 次冷却材が原子炉格納容器に輸送すること、また、蒸気発生器出口側配管破断の破断口径が相対的に大きいことから、事故発生直後の原子炉格納容器圧力の上昇は蒸気発生器伝熱管出口側配管破断の場合の方が僅かに大きくなる。しかし、その後は、蒸気流出が相対的に多い蒸気発生器出口側配管破断で 1 次系圧力が低く推移して ECCS 注入水量が多めとなるため、炉心がより冷却される傾向となる。その結果、格納容器内自然対流冷却開始までは、低温側配管破断で原子炉格納容器圧力は高めに推移し、格納容器内自然対流冷却開始以降においては、両者でほぼ同様の応答を示している。

よって、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」事象において低温側配管の破断を想定す

ることは、炉心損傷の観点でより厳しく、かつ、より崩壊熱レベルの高い早期に格納容器内自然対流冷却が開始されることから格納容器再循環ユニットに要求される性能をより厳しく見積もることになり、妥当と判断される。

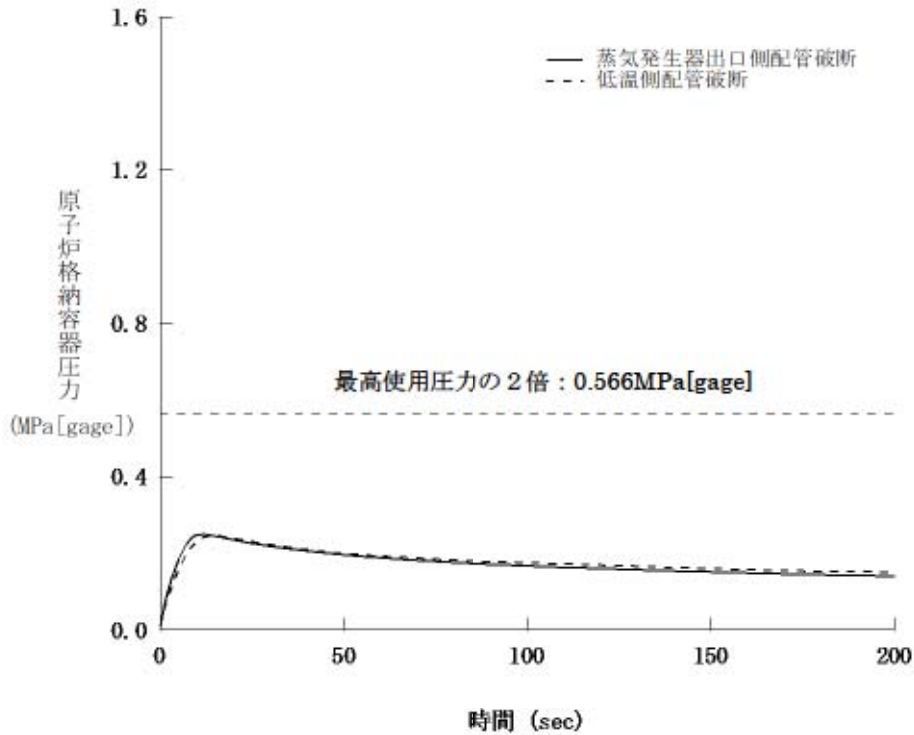


図-3 原子炉格納容器圧力の時間変化（短期応答）

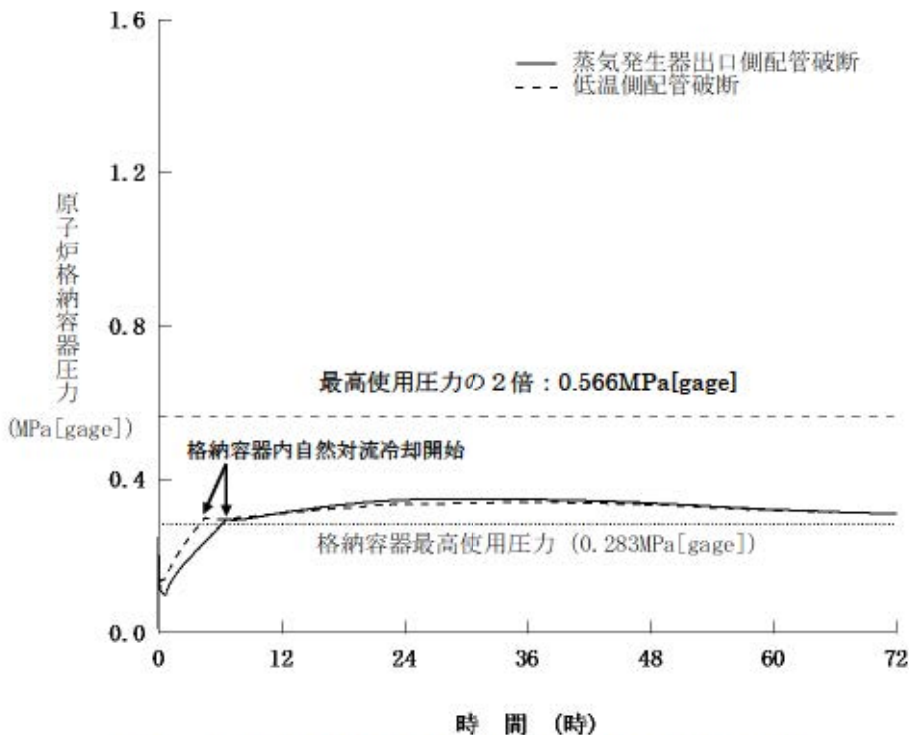


図-4 原子炉格納容器圧力の時間変化（長期応答）

解析に使用する反応度添加曲線について

重大事故等対策の有効性評価において使用する制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線を図1に示す。また、ステップ2燃料（55GWd/t）装荷炉心及びMOX燃料装荷炉心における制御棒挿入時間と添加反応度の関係について、トリップ反応度曲線の評価値（MOX燃料装荷炉心、ステップ2燃料装荷炉心）を安全解析使用値とともに図2に示す。

図2のトリップ反応度曲線の評価値は、実際の炉心設計における軸方向出力分布より、炉心下部方向に歪んだ分布*により計算している。このため、制御棒の落下による炉心上部での添加反応度は、この評価値よりさらに添加反応度が小さくなるように設定されたものである。

以上より、図1の重大事故等対策の有効性評価に使用される制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線が得られる。

*：通常運転時からキセノン振動を強制的に励起させ、実際には生じえないほどの軸方向出力分布が炉心下部に歪む時点の出力分布を使用している。

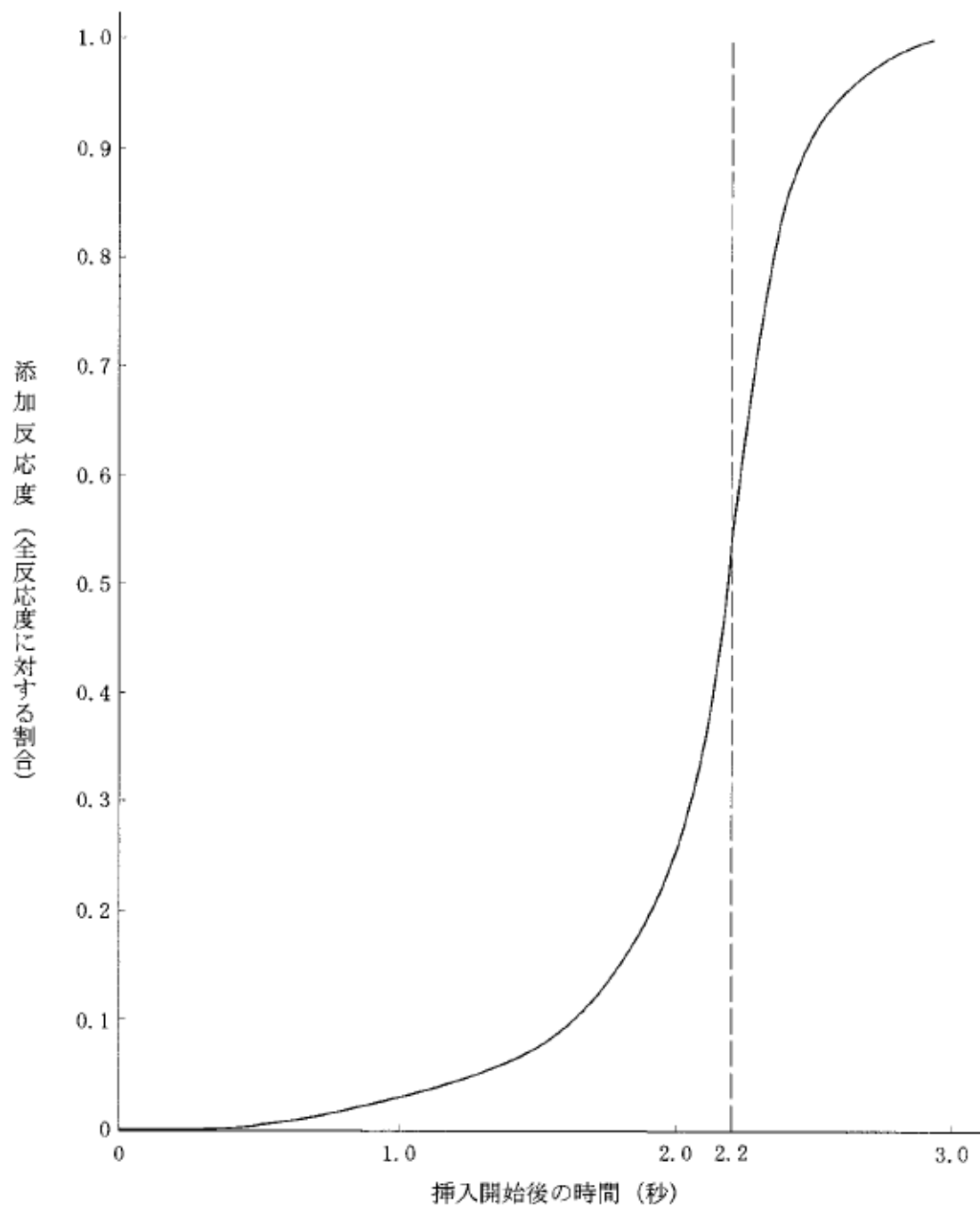


図1 トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線

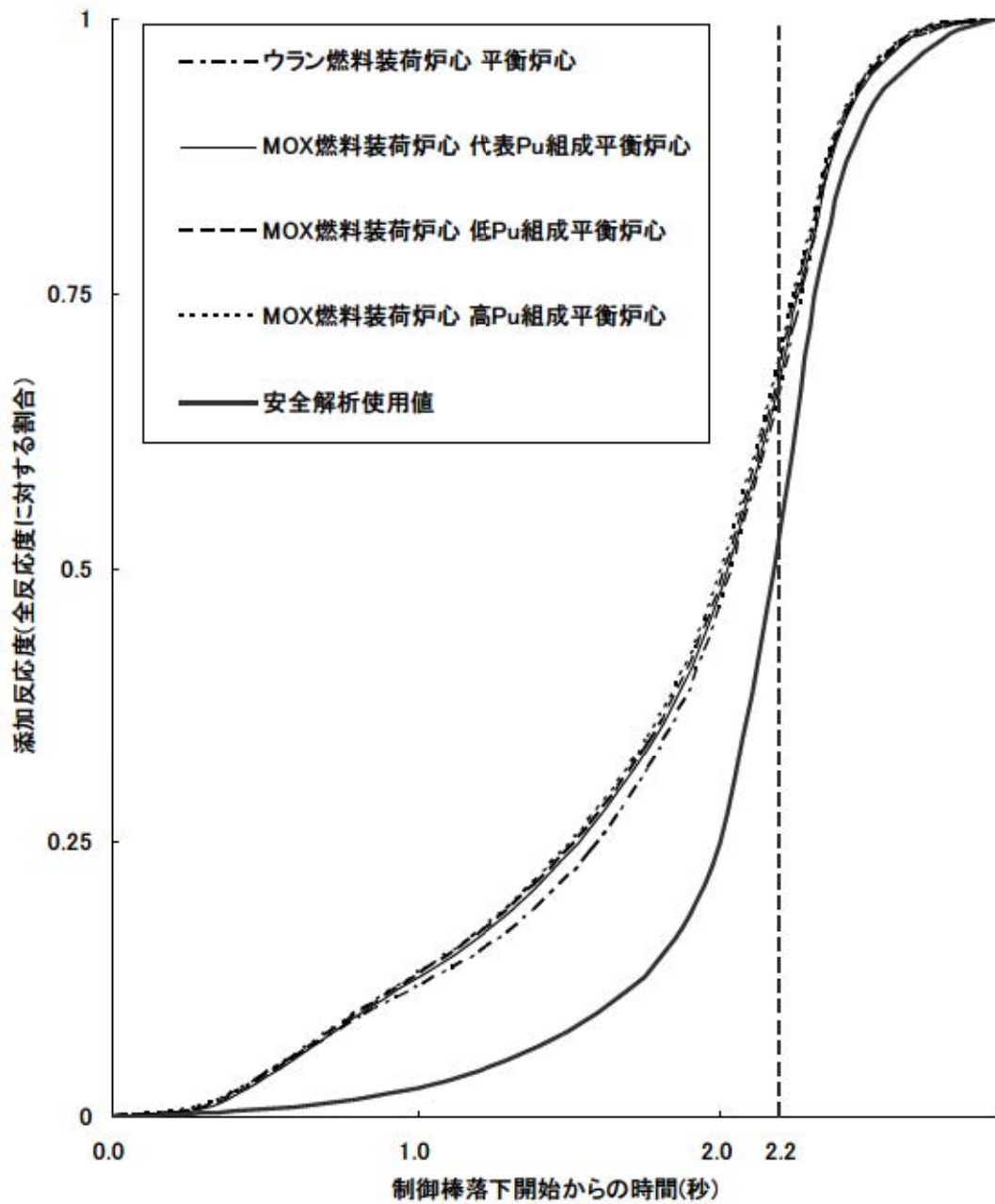


図2 トリップ時の制御棒クラススタ挿入による反応度添加曲線
(評価値)

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

有効性評価における加圧器逃がし弁/安全弁及び主蒸気逃がし弁/安全弁の作動開始圧力を表1に示す。作動開始圧力としては、原則として設計値を用いるが、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁は、「運転時の異常な過渡変化」及び「設計基準事故」解析において、設計の妥当性を確認している安全設備であることから、今回の有効性評価においても、保守的に作動開始圧力と全開時の圧力を高めに設定した値を使用している。

表1 安全解析で期待する加圧器逃がし弁/安全弁及び主蒸気逃がし弁/安全弁の作動設定値

弁	作動設定値(MPa[gage])	備考
加圧器逃がし弁	開開始圧力：□	実機設定圧通り
加圧器安全弁	開開始圧力 □ 全開圧力 □	開開始圧力は高めに実機設定圧 ^{※1} の□倍としている。 全開圧力は高めに実機設定圧 ^{※1} に対して□倍としている。
主蒸気逃がし弁	開開始圧力：□	実機設定圧通り
主蒸気安全弁	第1弁開開始圧力 □ 第1弁全開圧力 □ 第2弁開開始圧力 □ 第2弁全開圧力 □ 第3弁開開始圧力 □ 第3弁全開圧力 □	開開始圧力は高めに実機設定圧 ^{※1} の□倍としている。 全開圧力は高めに実機設定圧 ^{※1} に対して□倍としている。

※1 実機設定圧は表2参照

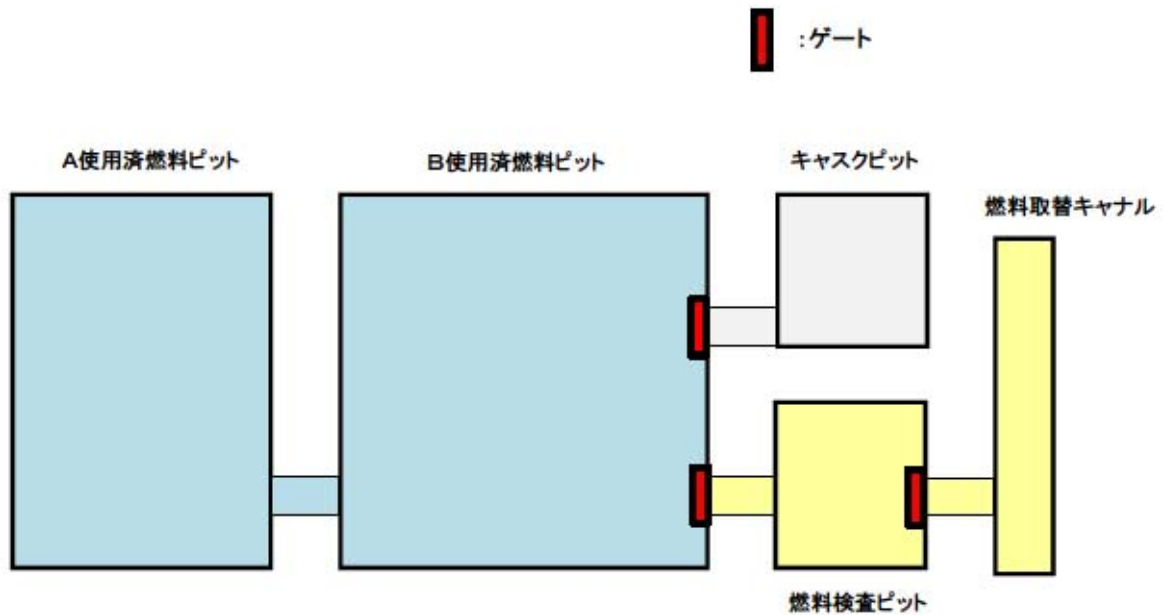
表2 実機での加圧器安全弁/主蒸気安全弁作動設定値

弁	作動設定値(MPa[gage])
加圧器安全弁	17.16
主蒸気安全弁	第1弁：7.48
	第2弁：7.65
	第3弁：7.85

記載内容のうち□内は商業機密に属するものですので公開できません。

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

1. 使用済燃料ピット概要図



使用済燃料ピット概略図（平面図）

- ※ 通常運転時は、A及びB使用済燃料ピット（上図の 箇所）と燃料検査ピット及び燃料取替チャンネル（上図の 箇所）は、ゲートで分離されている。
- 定期検査中は燃料取出しのために上図 箇所に水張りを行い、A及びB使用済燃料ピットは燃料検査ピット及び燃料取替チャンネルと接続される。

2. 使用済燃料ピットの崩壊熱及びピット水量

① 定期検査中

使用済燃料の崩壊熱の設定条件として崩壊熱が高めとなるよう燃料取出し直後の状態を想定することから、燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットには燃料取出しのために水張りを行っており、AピットとBピットは燃料検査ピット及び燃料取替チャンネルと接続されている状態である。

このため、有効性評価における条件を以下のとおり想定する。

	有効性評価にて使用した設定値	設定の考え方
崩壊熱 ^{※1}	11.508MW	Aピット、Bピットそれぞれ貯蔵容量満杯に保管された場合のA、Bピット合計の崩壊熱を考慮 【原子炉から一時的に取り出された1回、2回及び3回照射燃料全てを使用済燃料ピットに保管し、燃料取出期間を7.5日とした場合の崩壊熱】
評価水量 ^{※2}	630m ³	Aピット、Bピット、燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットが接続された状態での必要遮蔽水厚の水量を考慮
	362m ³	

※1：崩壊熱の評価条件

※2：上段が想定事故1のピット水量、下段が想定事故2のピット水量を示す。

燃料条件		ウラン燃料 (最高燃焼度：55GWd/t、ウラン濃縮度4.8wt%) MOX燃料 (最高燃焼度：45GWd/t)
貯蔵体数	Aピット	840体
	Bピット	600体
	合計	1,440体

② 通常運転中

通常運転中は、燃料検査ピット及び燃料取替チャンネルに水を張っておらず、Aピット及びBピットのみ水を張っている期間が存在する。

このため、有効性評価における条件を以下のとおり想定する。

	有効性評価にて 使用した設定値	設定の考え方
崩壊熱※1	5.122MW	崩壊熱の高い燃料を優先的に貯蔵した場合に、評価結果の厳しくなるピットの崩壊熱及び水量を設定 【原子炉から一時的に取り出された1回及び2回照射燃料を使用済燃料ピットから炉心に再装荷し、定検期間を30日とした場合の崩壊熱】
評価 水量※2	525m ³	AピットとBピットのみ水を張っている状態での必要遮蔽水厚の水量を考慮
	303m ³	

※1：崩壊熱の評価条件

※2：上段が想定事故1のピット水量、下段が想定事故2のピット水量を示す。

燃料条件		ウラン燃料 (最高燃焼度：55GWd/t、ウラン濃縮度4.8wt%) MOX燃料 (最高燃焼度：45GWd/t)
貯蔵体数	Aピット	840体
	Bピット	600体
	合計	1,440体

2. 「水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの水面線量率」の計算条件について

「水遮蔽厚に対する貯蔵中の使用済燃料からの水面線量率」については、以下の計算方法により求めている。

(1) 使用済燃料の線源強度

使用済燃料の線源強度は、工事計画認可申請書の生体遮へい装置用の計算に用いている原子炉停止後100時間の線源強度を使用しており、SFPに貯蔵されている全ての燃料集合体に対して適用している。これは、泊3号炉にて使用されている高燃焼度ステップ2ウラン燃料（最高燃焼度55,000MWd/t）およびMOX燃料（最高燃焼度45,000MWd/t）について、ORIGEN2コードを用いて計算した結果を包含する保守的な値であることを確認している。

(2) 水面線量率

線量率は、点減衰核積分コードであるSPAN-SLABコードを用いて計算している。使用済燃料は直方体形状にモデル化し、燃料集合体1体あたりの水面線量率に対して、SFPの最大貯蔵体数をかけて水面線量率を求めている。

計算式は以下のとおりである。

$$D(E) = K(E) \int_V \frac{S(E)}{4\pi r^2} B(E) \cdot e^{-b} dV$$

ここで、

$D(E)$: 線量率 (mSv/h)

$S(E)$: 線源強度 (MeV/(cm³・s))

$K(E)$: 線量率の換算係数 ((mSv/h)/(MeV/(cm²・s)))

$B(E)$: ビルドアップファクタ

$$B(E) = A \cdot e^{(-\alpha_1 \cdot b)} + (1 - A) \cdot e^{(-\alpha_2 \cdot b)}$$

A 、 α_1 、 α_2 は定数

r : 線源から計算点までの距離 (cm)

V : 線源体積 (cm³)

b : 減衰距離

$$b = \sum_{i=1}^n \mu_i \cdot t_i$$

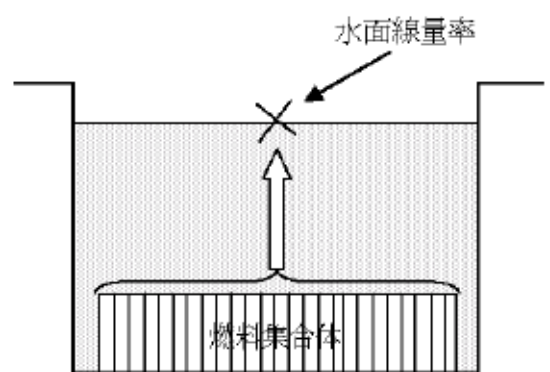
μ_i : 物質 i の線減衰係数 (cm⁻¹)

$$\mu_i = (\mu/\rho)_i \times \rho_i$$

$(\mu/\rho)_i$: 物質 i の質量減衰係数 (cm²/g)

ρ_i : 物質 i の密度 (g/cm³)

t_i : 物質 i の透過距離 (cm)



SFPの水面線量率
= 燃料集合体1体からの水面線量率
× SFP最大貯蔵体数

3. 放射線の遮蔽が維持される水位について

放射線の遮蔽が維持される水位については、以下のとおりSFP保有水の水位が低下した場合でも、SFP中央水面での線量率は、燃料取替時の燃料取扱棟の遮蔽設計基準値を超えない範囲である。

(1) 想定事故 1

a. SFP保有水高さ

燃料集合体より上の水の高さ
=約7.62m

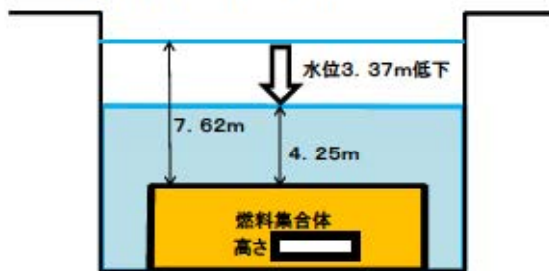
b. 必要遮蔽厚

下記グラフから約4.25m以上

c. 許容水位低下量

a - b = 約3.37m

安全側に3.3mとする。



2) 想定事故 2

a. SFP保有水高さ

燃料集合体より上の水の高さ
=約6.27m

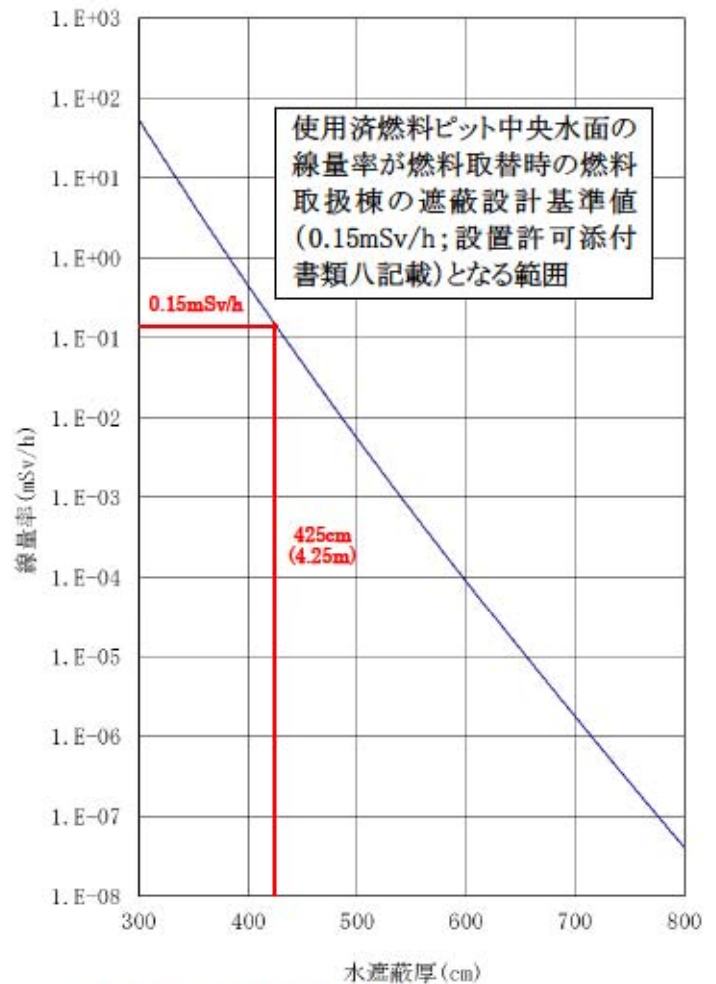
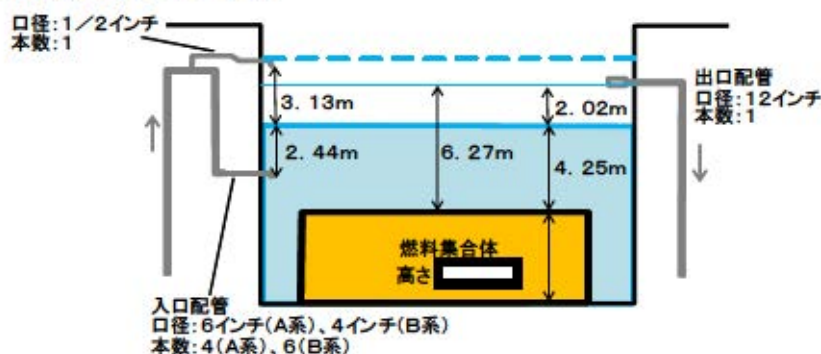
b. 必要遮蔽厚

下記グラフから約4.25m以上

c. 許容水位低下量

a - b = 約2.02m

安全側に2.0mとする。



※水温52℃、燃料有効部からの評価値。
100℃の水を考慮した場合、必要水厚は、約11cm増加するが、本評価では、燃料有効部から28.4cm余裕を見込んだ燃料上部ノズル部からの必要水厚として評価していること、上部ノズル・プレナム等の差へいを考慮していないことから、評価上の余裕に包含される。

部は機密情報に属しますので公開できません。

(1) 使用済燃料ピットに貯蔵する使用済燃料の熱負荷 (停止時)

取出燃料	泊3号炉燃料					泊1, 2号炉燃料		
	冷却期間	MOX燃料		ウラン燃料		冷却期間	ウラン燃料	
		取出燃料数	崩壊熱 (MW)	取出燃料数	崩壊熱 (MW)		取出燃料数	崩壊熱 (MW)
今回取出	7.5日	16体	0.978	39体	1.712	—	—	—
今回取出	7.5日	16体	1.110	39体	1.855	—	—	—
今回取出	7.5日	8体	0.571	39体	1.988	—	—	—
1サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×1+7.5日	※1	0.176	39体	0.234	—	—	—
2サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×2+7.5日	※1	0.088	39体	0.127	2年	40体×2	0.256
3サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×3+7.5日	※1	0.062	39体	0.084	(13ヶ月+30日)×1+2年	40体×2	0.168
4サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×4+7.5日	※1	0.053	39体	0.064	—	—	—
5サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×5+7.5日	※1	0.049	—	—	—	—	—
6サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×6+7.5日	※1	0.047	—	—	—	—	—
7サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×7+7.5日	※1	0.045	—	—	—	—	—
...	—	—	—	—	—
59サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×59+7.5日	※1	0.025	—	—	—	—	—
60サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×60+7.5日	※1	0.025	—	—	—	—	—
61サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×61+7.5日	8体	0.013	—	—	—	—	—
小計	—	1008体	5.020	273体	6.064	—	160体	0.424
合計	取出燃料体数※2	1,441体		崩壊熱		11.508MW		

※1：2回照射MOX燃料8体、3回照射MOX燃料8体 ※2：泊発電所3号機使用済燃料ピットの燃料保管容量は1440体

(1) 使用済燃料ピットに貯蔵する使用済燃料の熱負荷 (運転時)

取出燃料	泊3号炉燃料					泊1, 2号炉燃料		
	冷却期間	MOX燃料		ウラン燃料		冷却期間	ウラン燃料	
		取出燃料数	崩壊熱 (MW)	取出燃料数	崩壊熱 (MW)		取出燃料数	崩壊熱 (MW)
今回取出	—	—	—	—	—	—	—	—
今回取出	30日	8体	0.376	—	—	—	—	—
今回取出	30日	8体	0.390	39体	1.094	—	—	—
1サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×1+30日	※1	0.166	39体	0.224	—	—	—
2サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×2+30日	※1	0.085	39体	0.124	2年	40体×2	0.256
3サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×3+30日	※1	0.062	39体	0.081	(13ヶ月+30日)×1+2年	40体×2	0.168
4サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×4+30日	※1	0.053	39体	0.063	—	—	—
5サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×5+30日	※1	0.049	—	—	—	—	—
6サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×6+30日	※1	0.047	—	—	—	—	—
7サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×7+30日	※1	0.045	—	—	—	—	—
...	—	—	—	—	—
59サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×59+30日	※1	0.025	—	—	—	—	—
60サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×60+30日	※1	0.025	—	—	—	—	—
61サイクル冷却済燃料	(13ヶ月+30日)×61+30日	8体	0.013	—	—	—	—	—
小計	—	984体	3.112	195体	1.586	—	160体	0.424
合計	取出燃料体数※2	1,339体		崩壊熱		5.122MW		

※1：2回照射MOX燃料8体、3回照射MOX燃料8体 ※2：泊発電所3号機使用済燃料ピットの燃料保管容量は1440体

(参考) 事象発生時のSFPの初期水位、初期水温設定について

使用済燃料ピットの水位低下時間評価における初期水位、初期水温は、それぞれ実運用および実測値を踏まえ設定したものである。以下に初期水位、初期水温の条件設定の考え方を示す。

(1) SFP初期水位 (NWL : T.P. 32.66m)

SFP水位は、水位低警報 (NWL-0.08m : T.P. 32.58m) を下回らないよう、通常は水位 NWL±0.05m を目安に管理運用している。よって、最適評価として初期水位を NWL に設定した。

(2) SFP初期水温 (40℃)

SFP初期水温は、燃料取出し完了後のSFP水温の実測値に基づき設定した。至近の泊発電所における定検時の燃料取出し完了後～燃料装荷までのSFP水温実測値の最高値を以下に示す。

a. 泊発電所3号機(定検中)

定検回数 (年度)	1回 (2011)	2回 (2012)
SFP水温	21.8	29.5

(運転中(参考))

年	2009	2010	2011	2012
SFP水温	25.1	25.9	26.3	12.2

b. 泊発電所1号機(定検中)

定検回数 (年度)	14回 (2007)	15回 (2008)	16回 (2009)	17回 (2011)
SFP水温	25.0	35.0	23.5	31.8

(運転中(参考))

年	2007	2008	2009	2010	2011
SFP水温	31.5	26.0	27.5	33.5	15.0

c. 泊発電所2号機(定検中)

定検回数 (年度)	13回 (2008)	14回 (2009)	15回 (2010)	16回 (2011)
SFP水温	31.5	24.5	29.0	43.0

(運転中(参考))

年	2007	2008	2009	2010	2011
SFP水温	29.0	29.0	30.0	32.0	29.0

以上に示すとおり、定検中のSFP水温の最高値は約 21℃～43℃の間で分布しており、最適評価として初期水温を 40℃に設定した。

また、運転中のSFP水温の最高値は約 12℃～34℃の間で分布しており、最適評価として初期水温を 30℃に設定した。

3 ループ標準値を用いた解析から泊3号炉の個別解析に見直した経緯 及び見直しに伴う影響について

泊3号炉の重大事故等対策の有効性評価において、当初申請では国内PWRにおいて代表性のある3ループ標準プラントデータ（以下、「3ループ標準値」という。）をベースとして用いた解析を実施していたが、今回、個別プラントの設計条件を用いた解析（以下、「個別解析」という。）へと見直したことから、解析条件を見直した経緯及びその影響について以下にまとめた。

1. 解析条件を見直した経緯について

- ・泊3号炉の原子炉設置変更許可申請時における重大事故等対策の有効性評価にあたっては、審査ガイド類に則って評価を行うことを前提としつつ、効率的な解析作業を進めることも念頭に置き、3ループ標準値を解析の入力条件として可能な限り活用した評価を行った。

なお、一部の入力条件に3ループ標準値を採用することの妥当性確認については、平成26年1月28日の審査会合において説明済である。

- ・その後、個別解析を実施する十分な時間が確保出来たことから、全事象において泊3号炉の個別プラントの設計条件を用いた解析を改めて実施した。

2. 見直しに伴う影響について

当初申請解析（3ループ標準値をベースとして使用）と個別解析との間で、解析条件の相違による双方の解析結果の差を以下のとおり確認した。

なお、「原子炉停止機能喪失」については、当初申請解析と個別解析の間で解析結果に有意な影響を与えるパラメータである減速材温度係数を見直していることから、ここでの比較・考察の対象外とする。

■解析条件の差が解析結果及び事象進展に及ぼす影響（別紙1、別紙2）

①補助給水流量

解析条件で両者の差が比較的大きい項目として「補助給水流量」が挙げられる。これにより、「全交流動力電源喪失」では、個別解析の方が蒸気発生器保有水量の回復が遅くなる傾向があるが、炉心の健全性に影響を及ぼすパラメータである「1次系保有水量」、「燃料被覆管温度」等はほぼ同様の挙動を示していることから、1次系からの除熱に必要な補助給水流量を確保出来ていることを確認した。

（別紙1-1（2/8）、別紙2-1（12/43）、（17/43））

②ポンプの注入特性

「余熱除去ポンプの注入特性」は、個別解析の方が高圧時の注入流量が若干多くなる特性となっている。これにより、「ECCS注水機能喪失（2インチ破断）」の「燃料被覆管温度」は、当初申請解析ではごく短時間ではあるが燃料が露出するため燃料被覆管温度が初期値から上昇するが、個別解析では終始冠水しているため上昇しない。いずれも

燃料被覆管温度は制限値に対して十分に低く問題ない。

(別紙1-1 (5/8)、別紙2-1 (33/43))

③CV関連パラメータ

「CV自由体積」は個別解析の方が若干小さく、「CV再循環ユニットの除熱特性」も若干低いため、「原子炉格納容器圧力」及び「原子炉格納容器雰囲気温度」が高めに推移する傾向となる。これにより、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「格納容器過圧破損」及び「格納容器過温破損」の「原子炉格納容器圧力」及び「原子炉格納容器雰囲気温度」においては、CVの最高圧力・温度が異なってくるが、その差は小さい。(CV圧力・温度は個別解析の方が最大値で約0.025MPa[gage] (過圧破損)、約3℃高い (過温破損))

(別紙1-1 (3/8)、別紙1-2 (1/3)、(2/3)、

別紙2-1 (20/43)、(21/43)、別紙2-2 (1/11)、(3/11)、(6/11)、(7/11))

④その他の項目

その他の項目に関しては、解析条件の差が解析結果に与える影響は小さく、事象進展では細かい挙動の違いが見られるものもあるが、ほぼ同様の挙動となっている。

■評価項目に対する解析結果の比較 (別紙3)

ここでは重大事故等対策の有効性評価の各事故シーケンスグループ等における判断基準となる評価項目について、当初申請解析と個別解析の解析結果を一覧表にまとめた。

評価項目に対する解析結果で両者の差が比較的大きなものとして「原子炉格納容器圧力」が挙げられるが、これは主にCV自由体積及び格納容器再循環ユニットの除熱特性の差によるものである。個別解析の結果の方が圧力、温度ともにやや高めとなっているが、判断基準に対しては十分余裕があり、原子炉格納容器圧力バウンダリの健全性に影響はないことを確認した。

その他の評価項目については、両者の差は小さく、また、判断基準に対して大きな余裕があることを確認した。

■運転員等操作に対する解析結果の比較 (別紙4)

運転員等操作に対する解析結果は、いずれも事象発生からの経過時間に大きな差はなく、運転操作上の余裕の観点からも評価結果に大きな影響を与えていないことを確認した。

以上

解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
 (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)

項目	当初申請解析	個別解析	解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
炉心熱出力(初期)	2652×1.02MWt	同左	相違なし
1次冷却材平均温度(初期)	302.3+2.2℃	306.6+2.2℃	1次冷却材平均温度は個別解析の方が4.3℃高く、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きい、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材圧力(初期)	15.41+0.21MPa[gage]	同左	相違なし
2次側圧力(初期)	5.32+0.21MPa[gage]	5.73+0.21MPa[gage]	2次側圧力の初期条件が長期的なプラント挙動へ及ぼす影響は小さい。また、主蒸気逃がし弁/安全弁の自動作動時の除熱量は弁の作動設定圧に依存し、2次側圧力の影響は受けない。
炉心崩壊熱	AESJ+ORIGEN2(UO ₂ +1/4MOX炉心)	同左	相違なし
炉心バイパス流量	4.0%	6.5%	炉心バイパス流量の差は2.5%であり、炉心冷却に寄与しない流れが増えるため評価としては厳しくなる方向であるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次系体積 (定格時、SG伝熱管10%プラグ)	264m ³	273m ³	RCS体積は3%程度大きく、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きい、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
加圧器水位	60%体積	65%体積	加圧器水位は個別解析がわずかに高いが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材流量(熱設計流量)	60300m ³ /h	60600m ³ /h	熱設計流量の相違は0.5%程度であり、解析結果に及ぼす影響は小さい。
RCP型式	93A	100D	型式差により、個別解析の方がRCP停止時のRCS流量の減少がやや遅くなるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
SG型式	52F	54F	SG2次側保有水量は個別解析の方が2t大きい、初期保有水量の差による1次系の除熱能力への影響は小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
SG2次側保有水量	48t/基	50t/基	
加圧器逃がし弁 (個数、容量、設定圧力)	2個、95t/h/個、 <input type="text"/> MPa[gage]	同左	相違なし
高圧注入ポンプ(台数、注入特性)	2台、最小注入特性(0m ³ /h~約250m ³ /h、0MPa[gage]~約12.7MPa[gage])	2台、最小注入特性(0m ³ /h~約230m ³ /h、0MPa[gage]~約13.0MPa[gage])	個別解析の方が高圧時の炉心注入流量が若干多くなる注入特性であるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
重大事故等対策	フィードアンドブリード ・条件:SG広域水位0%以下 ・運転員操作時間:5分	同左	相違なし

: 当初申請解析とのパラメータの相違点

: 相違があるパラメータのうち、事象進展に有意な影響を与えるパラメータ

解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
(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)

「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)

(「原子炉補機冷却機能喪失」も同じ)

「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が喪失する事故)

項目	当初申請解析	個別解析	解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
炉心熱出力(初期)	2652×1.02Mwt	同左	相違なし
1次冷却材平均温度(初期)	302.3+2.2℃	306.6+2.2℃	1次冷却材平均温度は個別解析の方が4.3℃高く、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きいですが、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材圧力(初期)	15.41+0.21MPa[gage]	同左	相違なし
2次側圧力(初期)	5.32+0.21MPa[gage]	5.73+0.21MPa[gage]	2次側圧力の初期条件が長期的なプラント挙動へ及ぼす影響は小さい。また、主蒸気逃がし弁/安全弁の自動作動時の除熱量は弁の作動設定圧に依存し、2次側圧力の影響は受けない。
炉心崩壊熱	AESJ+ORIGEN2(UO ₂ +1/4MOX炉心)	同左	相違なし
炉心バイパス流量	4.0%	6.5%	炉心バイパス流量の差は2.5%であり、炉心冷却に寄与しない流れが増えるため評価としては厳しくなる方向であるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次系体積 (定格時、SG伝熱管10%プラグ)	264m ³	273m ³	RCS体積は3%程度大きく、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きいですが、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
加圧器水位	60%体積	65%体積	加圧器水位は個別解析がわずかに高いが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材流量(熱設計流量)	60300m ³ /h	60600m ³ /h	熱設計流量の相違は0.5%程度であり、解析結果に及ぼす影響は小さい。
RCP型式	93A	100D	型式差により、個別解析の方がRCP停止時のRCS流量の減少がやや遅くなるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
RCPシール部からの漏えい率(初期) (RCPシールLOCA)	定格圧力において、約109m ³ /h/台	同左	相違なし
RCPシール部からの漏えい率(初期) (RCPシールリーク)	定格圧力において、約1.5m ³ /h/台	同左	相違なし
SG型式	52F	54F	SG 2次側保有水量は個別解析の方が2t大きいですが、初期保有水量の差による1次系の除熱能力への影響は小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
SG 2次側保有水量(初期)	48t/基	50t/基	
主蒸気逃がし弁 (個数、容量、設定圧力)	3個、定格蒸気の10%、 MPa[gage]	同左	相違なし
蓄圧タンク(保有水量、保持圧力)	29.0m ³ /基、4.04MPa[gage]	同左	相違なし
代替CVスプレイポンプ(台数、流量)	1台、30m ³ /h	同左	相違なし
補助給水ポンプ(台数、流量)	タービン動補助給水ポンプ1台 160m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	タービン動補助給水ポンプ1台 80m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	補助給水ポンプの流量は、個別解析の方が約半分と少なく、事象発生後の蒸気発生器保有水量の回復が遅くなるが、必要な除熱量は確保されており、解析結果に及ぼす影響は小さい。
CV自由体積	67400m ³	65500m ³	CV自由体積の相違は3%程度であり、CV圧力が高くなる傾向であるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
重大事故等対策	2次系強制冷却 ・事象発生30分後に開始 代替炉心注水 ・1次冷却材圧力0.7MPa[gage]到達後に開始	同左	相違なし

□ : 当初申請解析とのパラメータの相違点

□ : 相違があるパラメータのうち、事象進展に有意な影響を与えるパラメータ

解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
(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)

「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)

項目	当初申請解析	個別解析	解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
炉心熱出力(初期)	2652×1.02MWt	同左	相違なし
1次冷却材平均温度(初期)	302.3+2.2℃	306.6+2.2℃	1次冷却材平均温度は個別解析の方が4.3℃高く、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きい、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材圧力(初期)	15.41+0.21MPa[gage]	同左	相違なし
2次側圧力(初期)	5.32+0.21MPa[gage]	5.73+0.21MPa[gage]	2次側圧力の初期条件が長期的なプラント挙動へ及ぼす影響は小さい。また、主蒸気逃がし弁/安全弁の自動作動時の除熱量は弁の作動設定圧に依存し、2次側圧力の影響は受けない。
炉心崩壊熱	AESJ+ORIGEN2(UO ₂ +1/4MOX炉心)	同左	相違なし
1次系体積 (定格時、SG伝熱管10%プラグ)	264m ³	273m ³	RCS体積は3%程度大きく、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きい、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
加圧器水位	60%体積	65%体積	加圧器水位は個別解析がわずかに高いが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材流量(熱設計流量)	60300m ³ /h	60600m ³ /h	熱設計流量の相違は0.5%程度であり、解析結果に及ぼす影響は小さい。
RCP型式	93A	100D	型式差により、個別解析の方がRCP停止時のRCS流量の減少がやや遅くなるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
SG型式	52F	54F	SG2次側保有水量は個別解析の方が2t大きい、初期保有水量の差による1次系の除熱能力への影響は小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
SG2次側保有水量	48t/基	50t/基	
高圧注入ポンプ(台数、注入特性)	2台、最大注入特性(0m ³ /h～約350m ³ /h、OMP[gage]～約15.6MPa[gage])	2台、最大注入特性(0m ³ /h～約350m ³ /h、OMP[gage]～約15.7MPa[gage])	高圧注入ポンプの注入特性は若干異なるものの、解析結果に及ぼす影響は小さい。
蓄圧タンク(保有水量、保持圧力)	29.0m ³ /基、4.04MPa[gage]	同左	相違なし
余熱除去ポンプ(台数、注入特性)	2台、最大注入特性(0m ³ /h～約1820m ³ /h、OMP[gage]～約1.3MPa[gage])	同左	相違なし
補助給水ポンプ(台数、流量)	電動補助給水ポンプ2台 タービン動補助給水ポンプ1台 280m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	電動補助給水ポンプ2台 タービン動補助給水ポンプ1台 150m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	補助給水流量は個別解析の方が約半分と少ないが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
CV自由体積	67400m ³	65500m ³	CV自由体積は個別解析の方が3%程度小さいため、CV圧力が高くなる傾向であるが、当初申請解析と個別解析を比較した結果、CV圧力・温度が評価項目を満足することを確認した。
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	金属 : 約 <input type="text"/> m ³ コンクリート : 約 <input type="text"/> m ³	金属の体積は個別解析の方が約3%小さいが、コンクリートの体積は約1割大きい、CV圧力が低くなる傾向であるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
CV再循環ユニット(基数、除熱特性)	2基(1基当たり100℃～約155℃、約1.9MW～約8.1MW)	2基(1基当たり100℃～約155℃、約3.6MW～約6.5MW)	再循環ユニットの除熱特性は個別解析の方が高温領域ではやや低いため、格納容器内自然対流冷却開始後のCV圧力・温度が高めに推移するが、当初申請解析と個別解析を比較した結果、CV圧力・温度が評価項目を満足することを確認した。
重大事故等対策	格納容器内自然対流冷却 格納容器最高使用圧力到達の30分後に開始	同左	相違なし

: 当初申請解析とのパラメータの相違点

: 相違があるパラメータのうち、事象進展に有意な影響を与えるパラメータ

解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
(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)

「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)

項目	当初申請解析	個別解析	解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
炉心熱出力(初期)	2652MWt	同左	相違なし
1次冷却材平均温度(初期)	306.6℃	同左	相違なし
1次冷却材圧力(初期)	15.41MPa[gage]	同左	相違なし
2次側圧力(初期)	5.75MPa[gage]	同左	相違なし
炉心崩壊熱	AESJ+ORIGEN2(UO ₂ +1/4MOX炉心)	同左	相違なし
減速材温度係数	-13pcm/℃ (2,3,4ループプラントに共通に適用できる保守的な値)	-18pcm/℃ (泊3号炉の炉心設計に基づく保守的な値)	個別解析では泊3号炉の炉心設計に基づく減速材温度係数を用いているため、出力上昇に伴う反応度帰還効果が大きくなり、当初申請解析よりも評価項目となるパラメータであるRCS圧力バウンダリに対する余裕が大きくなることを確認した。
炉心バイパス流量	4.0%	6.5%	炉心バイパス流量の差は2.5%であり、炉心冷却に寄与しない流れが増えるため評価としては厳しくなる方向であるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次系体積 (定格時、SG伝熱管10%プラグ)	264m ³	273m ³	RCS体積は個別解析の方が3%程度大きい。減速材温度の上昇が遅れることにより出力低下が遅れ、評価としては厳しくなる方向であるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
加圧器水位	65%体積	同左	相違なし
1次冷却材流量(熱設計流量)	60300m ³ /h	60600m ³ /h	熱設計流量の相違は0.5%程度であり、解析結果に及ぼす影響は小さい。
RCP型式	93A	100D	外部電源がある事象であり、運転継続しているため、型式差の解析結果への影響は無い。
SG型式	52F	54F	SG2次側保有水量は個別解析の方が2t大きい。初期保有水量の差による1次系の除熱能力への影響は小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
SG2次側保有水量	48t/基	50t/基	
加圧器安全弁(個数、容量、設定圧力)	3個、157t/h/個、 <input type="text"/> MPa[gage]	同左	相違なし
加圧器逃がし弁(個数、容量、設定圧力)	3個、95t/h/個、 <input type="text"/> MPa[gage]	同左	
主蒸気安全弁 (個数、容量、設定圧力)	15個、定格蒸気の100%、 <input type="text"/> MPa[gage](第1段)	同左	相違なし
主蒸気逃がし弁 (個数、容量、設定圧力)	3個、定格蒸気の10%、 <input type="text"/> MPa[gage]	同左	
補助給水ポンプ(台数、流量)	電動補助給水ポンプ2台 タービン動補助給水ポンプ1台 150m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	同左	相違なし
重大事故等対策	ATWS緩和設備(主蒸気隔離+補助給水) ・作動信号:SG水位低 ・設定点:SG水位7%(狭域) ・作動時間:設定点到達後17秒(主蒸気隔離)/60秒(補助給水)	同左	相違なし

: 当初申請解析とのパラメータの相違点

: 相違があるパラメータのうち、事象進展に有意な影響を与えるパラメータ

解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
(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)

「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)

項目	当初申請解析	個別解析	解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
炉心熱出力(初期)	2652×1.02Mwt	同左	相違なし
1次冷却材平均温度(初期)	302.3+2.2℃	306.6+2.2℃	1次冷却材平均温度は個別解析の方が4.3℃高く、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きい、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材圧力(初期)	15.41+0.21MPa[gage]	同左	相違なし
2次側圧力(初期)	5.32+0.21MPa[gage]	5.73+0.21MPa[gage]	2次側圧力の初期条件が長期的なプラント挙動へ及ぼす影響は小さい。また、主蒸気逃がし弁/安全弁の自動作動時の除熱量は弁の作動設定圧に依存し、2次側圧力の影響は受けない。
炉心崩壊熱	AESJ+ORIGEN2(UO ₂ +1/4MOX炉心)	同左	相違なし
炉心バイパス流量	4.0%	6.5%	炉心バイパス流量の差は2.5%であり、炉心冷却に寄与しない流れが増えるため評価としては厳しくなる方向であるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次系体積 (定格時、SG伝熱管10%プラグ)	264m ³	273m ³	RCS体積は3%程度大きく、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きい、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
加圧器水位	60%体積	65%体積	加圧器水位は個別解析がわずかに高いが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材流量(熱設計流量)	60300m ³ /h	60600m ³ /h	熱設計流量の相違は0.5%程度であり、解析結果に及ぼす影響は小さい。
RCP型式	93A	100D	型式差により、個別解析の方がRCP停止時のRCS流量の減少がやや遅くなるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
SG型式	52F	54F	SG2次側保有水量は個別解析の方が2t大きい、初期保有水量の差による1次系の除熱能力への影響は小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
SG2次側保有水量	48t/基	50t/基	
主蒸気逃がし弁 (個数、容量、設定圧力)	3個、定格蒸気の10%、 MPa[gage]	同左	相違なし
蓄圧タンク(保有水量、保持圧力)	29.0m ³ /基、4.04MPa[gage]	同左	相違なし
余熱除去ポンプ(台数、注入特性)	2台、最小注入特性(0m ³ /h~約830m ³ /h、 0MPa[gage]~約0.7MPa[gage])	2台、最小注入特性(0m ³ /h~約770m ³ /h、 0MPa[gage]~約0.8MPa[gage])	個別解析の方が高圧時の炉心注入流量が若干多くなる注入特性であるため、2インチ破断のケースでは炉心露出しない。
補助給水ポンプ(台数、流量)	電動補助給水ポンプ2台 タービン動補助給水ポンプ1台 280m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	電動補助給水ポンプ2台 タービン動補助給水ポンプ1台 150m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	補助給水ポンプの流量は、個別解析の方が約半分と少なく、事象発生後の蒸気発生器保有水量の回復が遅くなるが、必要な除熱量は確保されており、解析結果に及ぼす影響は小さい。
重大事故等対策	2次系強制冷却による蓄圧・低圧注入 ・SI信号発信の11分後に開始	同左	相違なし

：当初申請解析とのパラメータの相違点

：相違があるパラメータのうち、事象進展に有意な影響を与えるパラメータ

解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
(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)

「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)

項目	当初申請解析	個別解析	解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
炉心熱出力(初期)	2652×1.02MWt	同左	相違なし
1次冷却材平均温度(初期)	302.3+2.2℃	306.6+2.2℃	1次冷却材平均温度は個別解析の方が4.3℃高く、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きい、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材圧力(初期)	15.41+0.21MPa[gage]	同左	相違なし
2次側圧力(初期)	5.32+0.21MPa[gage]	5.73+0.21MPa[gage]	2次側圧力の初期条件が長期的なプラント挙動へ及ぼす影響は小さい。また、主蒸気逃がし弁/安全弁の自動作動時の除熱量は弁の作動設定圧に依存し、2次側圧力の影響は受けない。
炉心崩壊熱	AESJ+ORIGEN2(UO ₂ +1/4MOX炉心)	同左	相違なし
1次系体積 (定格時、SG伝熱管10%プラグ)	264m ³	273m ³	RCS体積は3%程度大きく、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きい、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
加圧器水位	60%体積	65%体積	加圧器水位は個別解析がわずかに高いが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材流量(熱設計流量)	60300m ³ /h	60600m ³ /h	熱設計流量の相違は0.5%程度であり、解析結果に及ぼす影響は小さい。
RCP型式	93A	100D	型式差により、個別解析の方がRCP停止時のRCS流量の減少がやや遅くなるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
SG型式	52F	54F	SG 2次側保有水量は個別解析の方が2t大きい、初期保有水量の差による1次系の除熱能力への影響は小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
SG 2次側保有水量	48t/基	50t/基	
高圧注入ポンプ(台数、注入特性)	2台、最大注入特性(0m ³ /h~約350m ³ /h、0MPa[gage]~約15.6MPa[gage])	2台、最大注入特性(0m ³ /h~約350m ³ /h、0MPa[gage]~約15.7MPa[gage])	高圧注入ポンプの特性は若干異なるものの、解析結果に及ぼす影響は小さい。
蓄圧タンク(保有水量、保持圧力)	29.0m ³ /基、4.04MPa[gage]	同左	相違なし
余熱除去ポンプ(台数、注入特性)	2台、最大注入特性(0m ³ /h~約1820m ³ /h、0MPa[gage]~約1.3MPa[gage])	同左	相違なし
補助給水ポンプ(台数、流量)	電動補助給水ポンプ2台 タービン動補助給水ポンプ1台 280m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	電動補助給水ポンプ2台 タービン動補助給水ポンプ1台 150m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	補助給水流量は個別解析の方が約半分と少ないが、補助給水流量の差が解析結果に及ぼす影響は小さい。
CV自由体積	67400m ³	65500m ³	CV自由体積の相違は3%程度であり、CV圧力が高くなる傾向であるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
CVスプレイポンプ(台数、流量)	[代替再循環実施前] 2台、 <input type="text"/> m ³ /h/台(CVスプレイ) [代替再循環実施後] 1台、 <input type="text"/> m ³ /h(CVスプレイ) 1台、200m ³ /h(炉心注水)	同左	相違なし
重大事故等対策	代替再循環 (タイライン方式) -再循環切替失敗後の30分後に開始	同左	相違なし

: 当初申請解析とのパラメータの相違点

: 相違があるパラメータのうち、事象進展に有意な影響を与えるパラメータ

解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
(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)

「格納容器バイパス」(インターフェイスシステムLOCA)

項目	当初申請解析	個別解析	解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
炉心熱出力(初期)	2652×1.02MWt	同左	相違なし
1次冷却材平均温度(初期)	302.3+2.2℃	306.6+2.2℃	1次冷却材平均温度は個別解析の方が4.3℃高く、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きい、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材圧力(初期)	15.41+0.21MPa[gage]	同左	相違なし
2次側圧力(初期)	5.32+0.21MPa[gage]	5.73+0.21MPa[gage]	2次側圧力の初期条件が長期的なプラント挙動へ及ぼす影響は小さい。また、主蒸気逃がし弁/安全弁の自動作動時の除熱量は弁の作動設定圧に依存し、2次側圧力の影響は受けない。
炉心崩壊熱	AESJ+ORIGEN2(UO ₂ +1/4MOX炉心)	同左	相違なし
炉心バイパス流量	4.0%	6.5%	炉心バイパス流量の差は2.5%であり、炉心冷却に寄与しない流れが増えるため評価としては厳しくなる方向であるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次系体積 (定格時、SG伝熱管10%プラグ)	264m ³	273m ³	RCS体積は3%程度大きく、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きい、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
加圧器水位	60%体積	65%体積	加圧器水位は個別解析がわずかに高いが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材流量(熱設計流量)	60300m ³ /h	60600m ³ /h	熱設計流量の相違は0.5%程度であり、解析結果に及ぼす影響は小さい。
RCP型式	93A	100D	型式差により、個別解析の方がRCP停止時のRCS流量の減少がやや遅くなるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
SG型式	52F	54F	SG2次側保有水量は個別解析の方が2t大きい、初期保有水量の差による1次系の除熱能力への影響は小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
SG2次側保有水量	48t/基	50t/基	
加圧器逃がし弁(個数、容量、設定圧力)	2個、95t/h/個、 MPa[gage]	同左	相違なし
主蒸気逃がし弁 (個数、容量、設定圧力)	3個、定格蒸気の10%、 MPa[gage]	同左	相違なし
充てんポンプ(台数、流量)	2台、 160m ³ /h以下で加圧器水位を維持するように調整	同左	相違なし
高圧注入ポンプ(台数、注入特性)	2台、最大注入特性(0m ³ /h～約350m ³ /h、 0MPa[gage]～約15.6MPa[gage])	2台、最大注入特性(0m ³ /h～約350m ³ /h、 0MPa[gage]～約15.7MPa[gage])	個別解析の方が高圧時の炉心注入流量が若干多くなる注入特性であるが、その後、充てん注入に切り替わるため、解析結果に及ぼす影響は小さい。
蓄圧タンク(保有水量、保持圧力)	29.0m ³ /基、4.04MPa[gage]	同左	相違なし
補助給水ポンプ(台数、流量)	電動補助給水ポンプ2台 タービン動補助給水ポンプ1台 280m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	電動補助給水ポンプ2台 タービン動補助給水ポンプ1台 150m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	補助給水ポンプの流量は、個別解析の方が約半分と少なく、事象発生後の蒸気発生器保有水量の回復が遅くなるが、必要な除熱量は確保されており、解析結果に及ぼす影響は小さい。
重大事故等対策	ケルマ'クン&リキレーション -SI信号発信の25分後に主蒸気逃がし弁開 -SI停止条件成立又は原子炉トリップの1時間後に蓄圧タンク隔離・充てん注入切替開始(5分で完了)	同左	相違なし

 : 当初申請解析とのパラメータの相違点

 : 相違があるパラメータのうち、事象進展に有意な影響を与えるパラメータ

解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
(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)

「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)

項目	当初申請解析	個別解析	解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
炉心熱出力(初期)	2652×1.02MWt	同左	相違なし
1次冷却材平均温度(初期)	302.3+2.2℃	306.6+2.2℃	1次冷却材平均温度は個別解析の方が4.3℃高く、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きい、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材圧力(初期)	15.41+0.21MPa[gage]	同左	相違なし
2次側圧力(初期)	5.32+0.21MPa[gage]	5.73+0.21MPa[gage]	2次側圧力の初期条件が長期的なプラント挙動へ及ぼす影響は小さい。また、主蒸気逃がし弁/安全弁の自動作動時の除熱量は弁の作動設定圧に依存し、2次側圧力の影響は受けない。
炉心崩壊熱	AESJ+ORIGEN2(UO ₂ +1/4MOX炉心)	同左	相違なし
炉心バイパス流量	4.0%	6.5%	炉心バイパス流量の差は2.5%であり、炉心冷却に寄与しない流れが増えるため評価としては厳しくなる方向であるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次系体積 (定格時、SG伝熱管10%プラグ)	264m ³	273m ³	RCS体積は3%程度大きく、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きい、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
加圧器水位	60%体積	65%体積	加圧器水位は個別解析がわずかに高いが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材流量(熱設計流量)	60300m ³ /h	60600m ³ /h	熱設計流量の相違は0.5%程度であり、解析結果に及ぼす影響は小さい。
RCP型式	93A	100D	型式差により、個別解析の方がRCP停止時のRCS流量の減少がやや遅くなるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
SG型式	52F	54F	SG2次側保有水量は個別解析の方が2t大きい、初期保有水量の差による1次系の除熱能力への影響は小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
SG2次側保有水量	48t/基	50t/基	
主蒸気逃がし弁 (個数、容量、設定圧力)	3個、定格蒸気の10%、 MPa[gage]	同左	相違なし
充てんポンプ(台数、流量)	2台、 160m ³ /h以下で加圧器水位を維持するように調整	同左	相違なし
高圧注入ポンプ(台数、注入特性)	2台、最大注入特性(0m ³ /h~約350m ³ /h、 0MPa[gage]~約15.6MPa[gage])	2台、最大注入特性(0m ³ /h~約350m ³ /h、 0MPa[gage]~約15.7MPa[gage])	高圧注入ポンプの特性は個別解析の方が高圧時の炉心注入量が多いため、1次冷却材圧力の降下が遅くなるが、その後、充てん注入に切り替わるため、解析結果に及ぼす影響は小さい。
補助給水ポンプ(台数、流量)	電動補助給水ポンプ2台 タービン動補助給水ポンプ1台 280m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	電動補助給水ポンプ2台 タービン動補助給水ポンプ1台 150m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	補助給水ポンプの流量は、個別解析の方が約半分と少なく、事象発生初期には蒸気発生器保有水量の回復が遅くなるが、当初申請解析と個別解析を比較した結果、1次系からの除熱に必要な補助給水流量を確保できることを確認した。
原子炉トリップ信号 (種類(設定点、応答時間))	過大温度ΔT高(直線方式、6秒)又は原子炉圧力低(12.73MPa[gage]、2秒)	過大温度ΔT高(折線方式、6秒)又は原子炉圧力低(12.73MPa[gage]、2秒)	「過大温度ΔT高」原子炉トリップ信号は個別解析では折線方式としており、原子炉トリップが数分遅れるが、原子炉トリップ後の事象進展は同様であり、解析結果に及ぼす影響は小さい。
ECCS作動信号(設定、応答時間)	原子炉圧力低と加圧器水位低の一致(12.04MPa[gage]と水位検出器下端水位、2秒)	同左	相違なし
重大事故等対策	ケルダウ&リキレーション ・破損SG隔離(原子炉トリップ後10分で開始、2分で完了) ・健全側主蒸気逃がし弁開(破損SG隔離後1分で開始)	同左	相違なし

□ : 当初申請解析とのパラメータの相違点

□ : 相違があるパラメータのうち、事象進展に有意な影響を与えるパラメータ

解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
(運転中の原子炉における重大事故)

「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」(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)
(「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用」も同じ)

項目	当初申請解析	個別解析	解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
炉心熱出力(初期)	2652×1.02MWt	同左	相違なし
1次冷却材平均温度(初期)	302.3+2.2℃	306.6+2.2℃	1次冷却材平均温度は個別解析の方が4.3℃高く、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きい、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材圧力(初期)	15.41+0.21MPa[gage]	同左	相違なし
2次側圧力(初期)	5.32+0.21MPa[gage]	5.73+0.21MPa[gage]	2次側圧力の初期条件が長期的なプラント挙動へ及ぼす影響は小さい。また、主蒸気逃がし弁/安全弁の自動作動時の除熱量は弁の作動設定圧に依存し、2次側圧力の影響は受けない。
炉心崩壊熱	AESJ+ORIGEN2(UO ₂ +1/4MOX炉心)	同左	相違なし
1次系体積 (定格時、SG伝熱管10%プラグ)	264m ³	273m ³	RCS体積は個別解析の方が3%程度大きく、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きい、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
加圧器水位	60%体積	65%体積	加圧器水位は個別解析の方がわずかに高いが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材流量(熱設計流量)	60300m ³ /h	60600m ³ /h	熱設計流量の相違は0.5%程度であり、解析結果に及ぼす影響は小さい。
RCP型式	93A	100D	型式差により、個別解析のほうがRCP停止時のRCS流量の減少がやや遅くなるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
SG型式	52F	54F	SG2次側保有水量は個別解析の方が2t大きい、初期保有水量の差による1次系の除熱能力への影響は小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
SG2次側保有水量	48t/基	50t/基	
蓄圧タンク(保有水量、保持圧力)	29.0m ³ /基、4.04MPa[gage]	同左	相違なし
補助給水ポンプ(台数、流量)	タービン動補助給水ポンプ1台 160m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	タービン動補助給水ポンプ1台 80m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	補助給水流量は個別解析の方が約半分と少ないが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
CV自由体積	67400m ³	65500m ³	CV自由体積は個別解析の方が3%程度小さいため、CV圧力が高くなる傾向であるが、当初申請解析と個別解析を比較した結果、CV圧力・温度が評価項目を満足することを確認した。
ヒートシンク	金属 : 約 m ³ コンクリート : 約 m ³	金属 : 約 m ³ コンクリート : 約 m ³	金属の体積は個別解析の方が約3%小さいが、コンクリートの体積は約1割大きい、CV圧力が低くなる傾向であるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
代替CVスプレイポンプ(台数、容量)	1台、140m ³ /h	同左	相違なし
CV再循環ユニット(基数、除熱特性)	2基(1基当たり100℃~約155℃、約1.9MW~約8.1MW)	2基(1基当たり100℃~約155℃、約3.6MW~約6.5MW)	再循環ユニットの除熱特性は個別解析の方が高温領域ではやや低いため、格納容器内自然対流冷却開始後のCV圧力・温度が高めに推移する傾向であるが、当初申請解析と個別解析を比較した結果、CV圧力・温度が評価項目を満足することを確認した。
重大事故等対策	代替CVスプレイ ・炉心熔融開始の30分後に開始 格納容器内自然対流冷却(海水) ・事象発生24時間後に開始	同左	相違なし

 : 当初申請解析とのパラメータの相違点

 : 相違があるパラメータのうち、事象進展に有意な影響を与えるパラメータ

解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
(運転中の原子炉における重大事故)

「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)」(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)
(「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」も同じ)

項目	当初申請解析	個別解析	解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
炉心熱出力(初期)	2652×1.02MWt	同左	相違なし
1次冷却材平均温度(初期)	302.3+2.2℃	306.6+2.2℃	1次冷却材平均温度は個別解析の方が4.3℃高く、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きいですが、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材圧力(初期)	15.41+0.21MPa[gage]	同左	相違なし
2次側圧力(初期)	5.32+0.21MPa[gage]	5.73+0.21MPa[gage]	2次側圧力の初期条件が長期的なプラント挙動へ及ぼす影響は小さい。また、主蒸気逃がし弁/安全弁の自動作動時の除熱量は弁の作動設定圧に依存し、2次側圧力の影響は受けない。
炉心崩壊熱	AESJ+ORIGEN2(UO ₂ +1/4MOX炉心)	同左	相違なし
1次系体積 (定格時、SG伝熱管10%プラグ)	264m ³	273m ³	RCS体積は個別解析の方が3%程度大きく、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きいですが、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
加圧器水位	60%体積	65%体積	加圧器水位は個別解析の方がわずかに高いが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材流量(熱設計流量)	60300m ³ /h	60600m ³ /h	熱設計流量の相違は0.5%程度であり、解析結果に及ぼす影響は小さい。
RCP型式	93A	100D	型式差により、個別解析のほうがRCP停止時のRCS流量の減少がやや遅くなるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
RCPシール部からの漏えい率(初期) (RCPシールリーク)	定格圧力において、約1.5m ³ /h/台	同左	相違なし
SG型式	52F	54F	SG 2次側保有水量は個別解析の方が2t大きいですが、初期保有水量の差による1次系の除熱能力への影響は小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
SG 2次側保有水量	48t/基	50t/基	
加圧器安全弁(個数、容量、設定圧力)	全3個、157t/h/個、 MPa[gage]	同左	相違なし
加圧器逃がし弁(個数、容量、設定圧力)	全2個、95t/h/個、 MPa[gage]	同左	
蓄圧タンク(保有水量、保持圧力)	29.0m ³ /基、4.04MPa[gage]	同左	相違なし
CV自由体積	67400m ³	65500 m ³	CV自由体積は個別解析の方が3%程度小さいため、CV圧力が高くなる傾向であるが、当初申請解析と個別解析を比較した結果、CV圧力・温度が評価項目を満足することを確認した。
ヒートシンク	金属 : 約 m ³ コンクリート : 約 m ³	金属 : 約 m ³ コンクリート : 約 m ³	金属の体積は個別解析の方が約3%小さいが、コンクリートの体積は約1割大きいので、CV圧力が低くなる傾向であるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
代替CVスプレイポンプ(台数、流量)	1台、140m ³ /h	同左	相違なし
CV再循環ユニット(基数、除熱特性)	2基(1基当たり100℃~約155℃、約1.9MW~約8.1MW)	2基(1基当たり100℃~約155℃、約3.6MW~約6.5MW)	再循環ユニットの除熱特性は個別解析の方が高温領域ではやや低いため、格納容器内自然対流冷却開始後のCV圧力・温度が高めに推移する傾向であるが、当初申請解析と個別解析を比較した結果、CV圧力・温度が評価項目を満足することを確認した。
重大事故等対策	1次系強制減圧 ・炉心溶融開始の10分後に開始 代替CVスプレイポンプ ・炉心溶融開始の30分後に開始 格納容器内自然対流冷却(海水) ・事象発生24時間後に開始	同左	相違なし

 : 当初申請解析とのパラメータの相違点

 : 相違があるパラメータのうち、事象進展に有意な影響を与えるパラメータ

解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
(運転中の原子炉における重大事故)

「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)

項目	当初申請解析	個別解析	解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
炉心熱出力(初期)	2652×1.02MWt	同左	相違なし
1次冷却材平均温度(初期)	302.3+2.2℃	306.6+2.2℃	1次冷却材平均温度は個別解析の方が4.3℃高く、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きい、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材圧力(初期)	15.41+0.21MPa[gage]	同左	相違なし
2次側圧力(初期)	5.32+0.21MPa[gage]	5.73+0.21MPa[gage]	2次側圧力の初期条件が長期的なプラント挙動へ及ぼす影響は小さい。また、主蒸気逃がし弁/安全弁の自動作動時の除熱量は弁の作動設定圧に依存し、2次側圧力の影響は受けない。
炉心崩壊熱	AESJ+ORIGEN2(UO ₂ +1/4MOX炉心)	同左	相違なし
1次系体積 (定格時、SG伝熱管10%プラグ)	264m ³	273m ³	RCS体積は個別解析の方が3%程度大きく、1次冷却材の初期エネルギーがやや大きい、その差は炉心崩壊熱による発生エネルギーと比べると十分に小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
加圧器水位	60%体積	65%体積	加圧器水位は個別解析の方がわずかに高いが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次冷却材流量(熱設計流量)	60300m ³ /h	60600m ³ /h	熱設計流量の相違は0.5%程度であり、解析結果に及ぼす影響は小さい。
RCP型式	93A	100D	型式差により、個別解析のほうがRCP停止時のRCS流量の減少がやや遅くなるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
SG型式	52F	54F	SG2次側保有水量は個別解析の方が2t大きい、初期保有水量の差による1次系の除熱能力への影響は小さく、解析結果に及ぼす影響は小さい。
SG2次側保有水量	48t/基	50t/基	
蓄圧タンク(保有水量、保持圧力)	29.0m ³ /基、4.04MPa[gage]	同左	相違なし
PAR(個数、性能)	5個、1.2kg/h/個(水素濃度4vol%、圧力0.15MPa[abs])	同左	相違なし
イグナイタ	効果を期待せず	同左	相違なし
補助給水ポンプ(台数、流量)	電動補助給水ポンプ2台 タービン動補助給水ポンプ1台 280m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	電動補助給水ポンプ2台 タービン動補助給水ポンプ1台 150m ³ /h(蒸気発生器3基合計)	補助給水流量は個別解析の方が約半分と少ないが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
CV自由体積	65500m ³	同左	相違なし
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	金属 : 約 <input type="text"/> m ³ コンクリート : 約 <input type="text"/> m ³	金属の体積は個別解析の方が約3%、コンクリートの体積は約1割大きいため、水蒸気が凝縮されやすく水素濃度が高めになるが、解析結果に及ぼす影響は小さい。
CV初期温度	49℃	同左	相違なし
CV初期圧力	大気圧	同左	相違なし
CVスプレイポンプ(台数、流量)	2台、 <input type="text"/> m ³ /h/台	同左	相違なし
重大事故等対策	PAR	同左	相違なし

: 当初申請解析とのパラメータの相違点

: 相違があるパラメータのうち、事象進展に有意な影響を与えるパラメータ

解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
(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)

「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おける余熱除去機能が喪失する事故）
 （「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おける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）も同じ）

項目	当初申請解析	個別解析	解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
原子炉停止後の時間	55時間	72時間	原子炉停止後の時間は個別解析の方が17時間長く崩壊熱量が小さくなるため、1次冷却材の蒸発量が少なくなるが、注水流量は流出流量とバランスさせているため、解析結果へ及ぼす影響は小さい。
1次冷却材高温側温度（初期）	93℃	同左	相違なし
1次冷却材圧力（初期）	大気圧	同左	相違なし
炉心崩壊熱	AESJ+ORIGEN2 (UO ₂ +1/4MOX炉心)	同左	相違なし
1次冷却材水位（初期）	原子炉容器出入口 ノズルセンター+80mm	原子炉容器出入口 ノズルセンター+100mm	1次冷却材水位は個別解析の方が20mm高いが、保有水量の差は3%程度であるため、解析結果への影響は小さい。
1次系開口部	加圧器安全弁3個取り外し 加圧器ベント弁2個開放	加圧器安全弁3個取り外し 加圧器ベント弁1個開放	開放されている加圧器ベント弁の個数は個別解析の方が1個少ないが、加圧器安全弁3個の合計の容量に比べると小さく、解析結果へ及ぼす影響は小さい。
2次系の状態	2次系からの冷却なし	同左	相違なし
代替CVスプレイポンプ（台数、流量）	1台、30m ³ /h	1台、29m ³ /h	代替格納容器スプレイポンプの注水量は個別解析の方が1m ³ /h少ないが、注水流量は流出流量とバランスさせるため、解析結果へ及ぼす影響は小さい。
重大事故等対策	代替炉心注水 ・事象発生後の50分後に開始	代替炉心注水 ・事象発生後の60分後に開始	重大事故等対策は、個別解析の方が代替炉心注水の開始時間が10分遅いが、1次系保有水量は十分に確保されるため、解析結果へ及ぼす影響は小さい。

: 当初申請解析とのパラメータの相違点

: 相違があるパラメータのうち、事象進展に有意な影響を与えるパラメータ

解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
(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)

「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おける原子炉冷却材圧カバウンダリ機能が喪失する事故)

項目	当初申請解析	個別解析	解析条件の差が解析結果に及ぼす影響
原子炉停止後の時間	55時間	72時間	原子炉停止後の時間は個別解析の方が17時間長く崩壊熱量が小さくなるため、1次冷却材の蒸発量が少なくなるが、注水流量は流出流量とバランスさせているため、解析結果へ及ぼす影響は小さい。
1次冷却材高温側温度(初期)	93℃	同左	相違なし
1次冷却材圧力(初期)	大気圧	同左	相違なし
炉心崩壊熱	AESJ+ORIGEN2 (UO ₂ +1/4MOX炉心)	同左	相違なし
1次冷却材水位(初期)	原子炉容器出入口 ノズルセンター+80mm	原子炉容器出入口 ノズルセンター+100mm	1次冷却材水位は個別解析の方が20mm高いが、1次冷却材が1次冷却材配管下端まで流出し余熱除去機能が喪失するまでの時間は短いため、解析結果に及ぼす影響は小さい。
1次系開口部	加圧器安全弁3個取り外し 加圧器ベント弁2個開放	加圧器安全弁3個取り外し 加圧器ベント弁1個開放	開放されている加圧器ベント弁の個数は個別解析の方が1個少ないが、加圧器安全弁3個の合計の容量に比べると小さく、解析結果へ及ぼす影響は小さい。
2次系の状態	2次系からの冷却なし	同左	相違なし
充てんポンプ(台数、流量)	1台、31m ³ /h	1台、29m ³ /h	充てんポンプの注水量は個別解析の方が2m ³ /h少ないが、注水流量は流出流量とバランスさせるため、解析結果へ及ぼす影響は小さい。
1次冷却材の流出流量	380m ³ /h	400m ³ /h	1次冷却材の流出流量は個別解析の方が20m ³ /h多いが、1次冷却材が1次冷却材配管下端まで流出し余熱除去機能が喪失するまでの時間は短いため、解析結果に及ぼす影響は小さい。
重大事故等対策	代替炉心注水 ・余熱除去ポンプ停止の20分後に開始	同左	相違なし

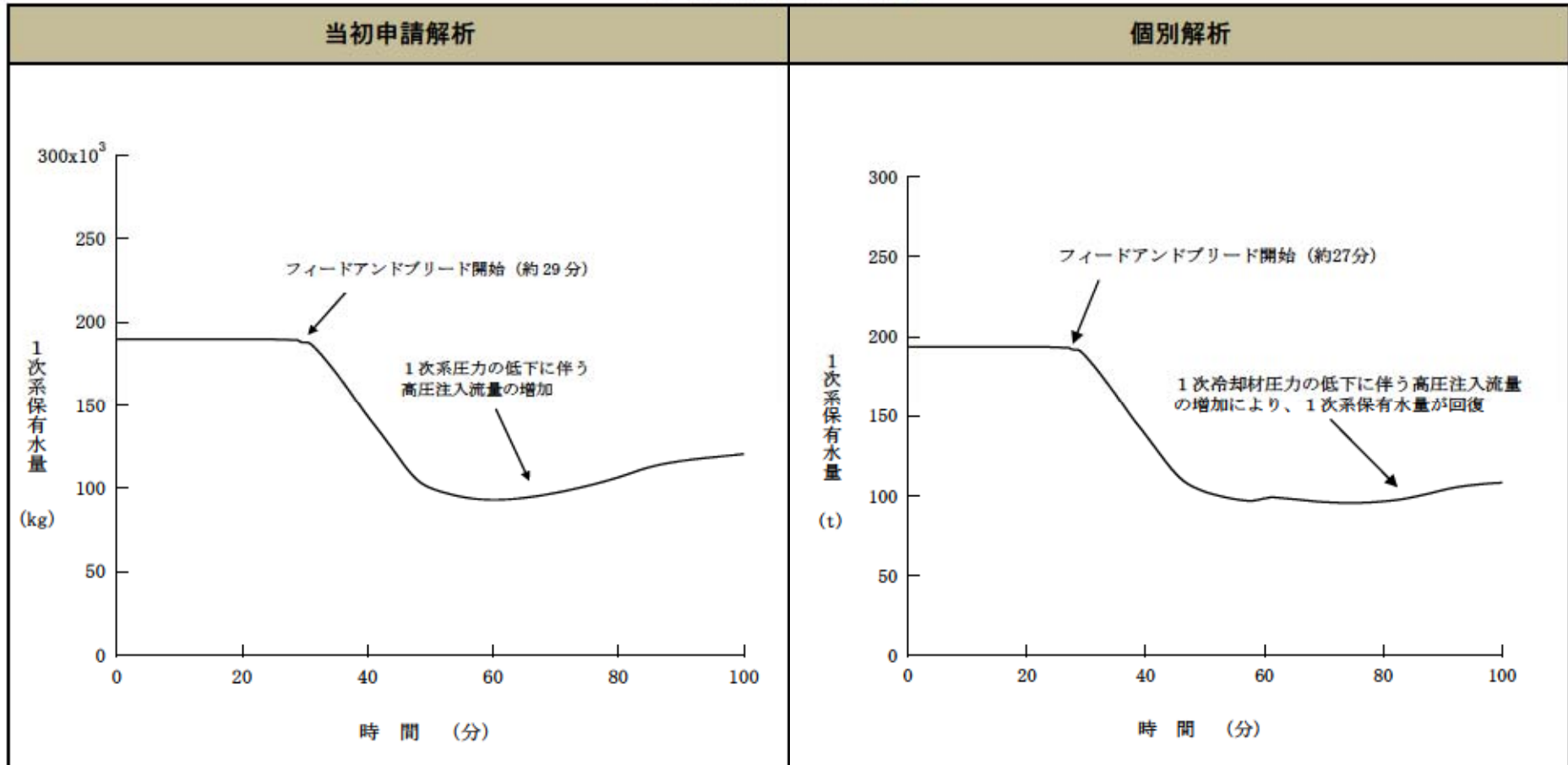
: 当初申請解析とのパラメータの相違点

: 相違があるパラメータのうち、事象進展に有意な影響を与えるパラメータ

事象進展の比較
 (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次冷却系からの除熱機能喪失

【1次系保有水量の推移】

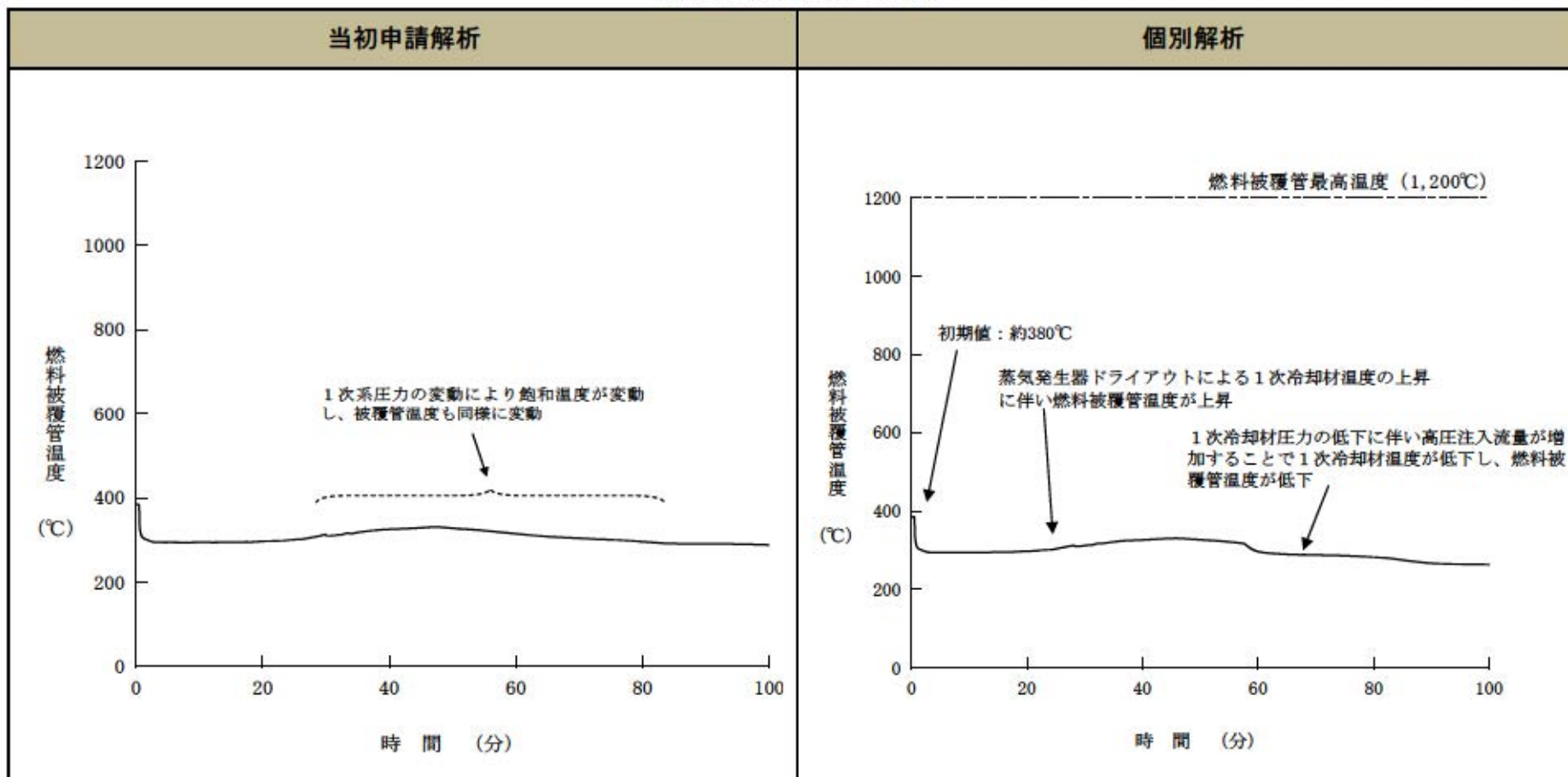


【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
 (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次冷却系からの除熱機能喪失

【燃料被覆管温度の推移】

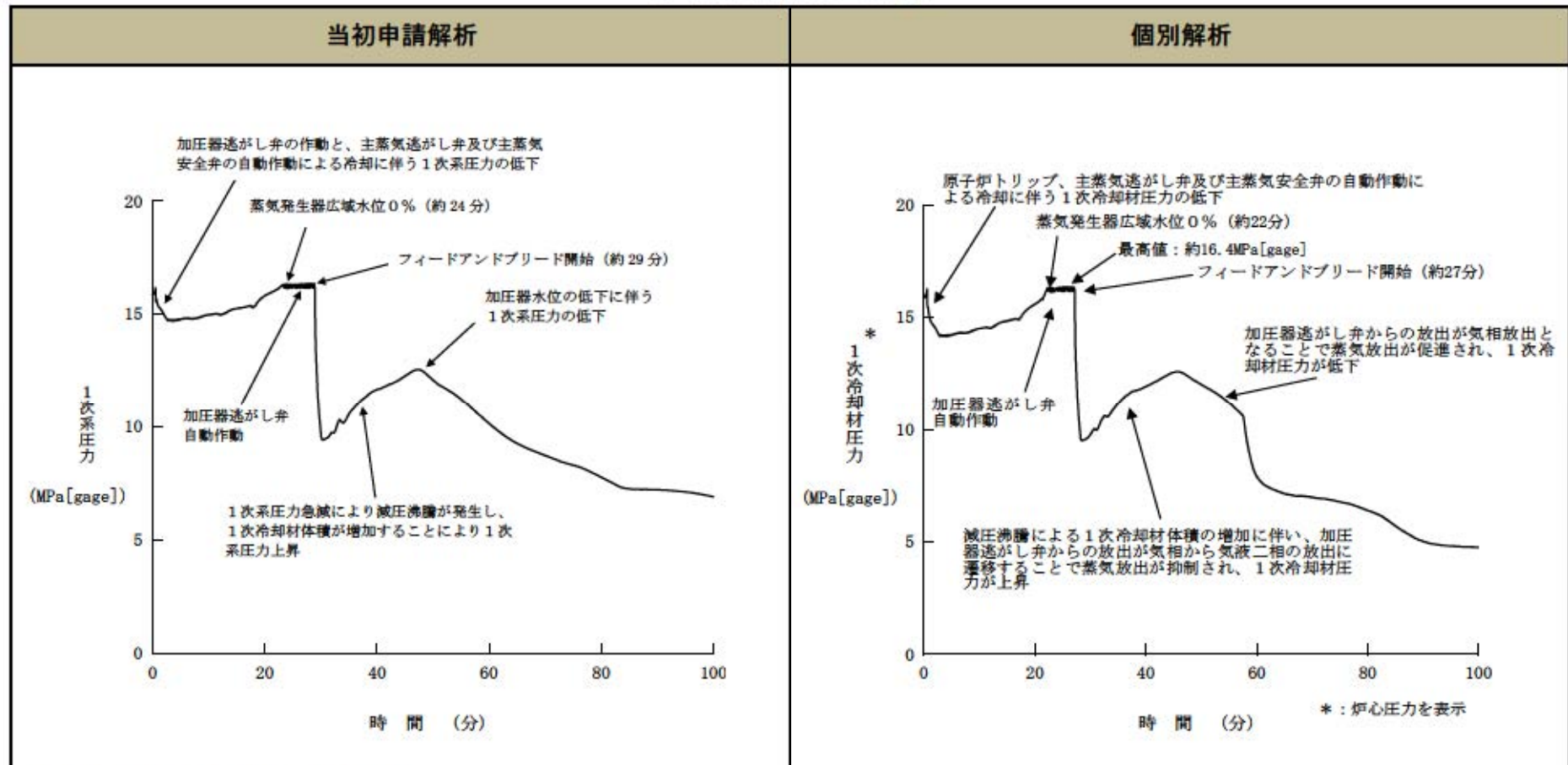


【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
 (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次冷却系からの除熱機能喪失

【1次冷却材圧力の推移】

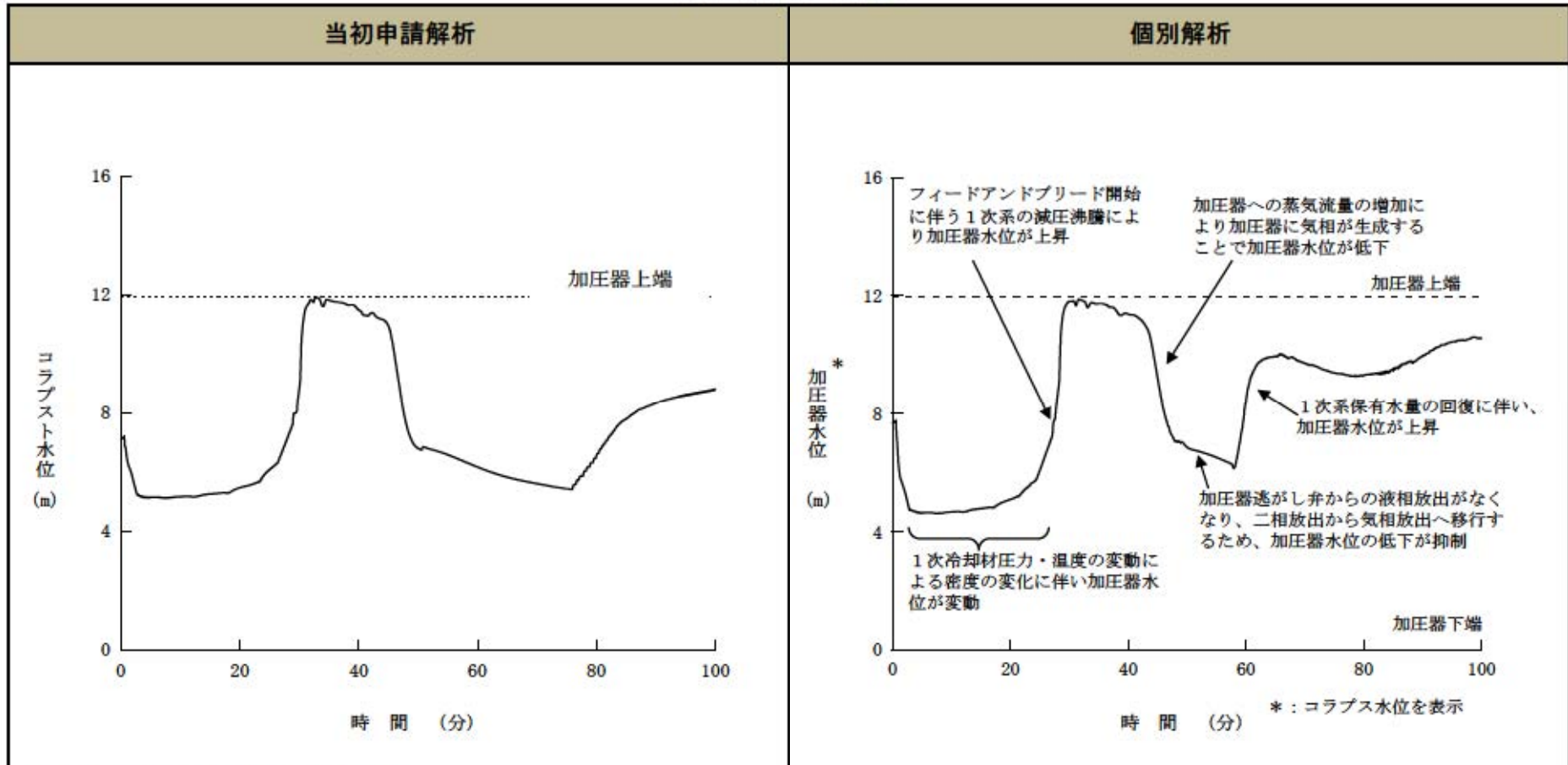


*：炉心圧力を表示

事象進展の比較
 (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次冷却系からの除熱機能喪失

【加圧器水位の推移】



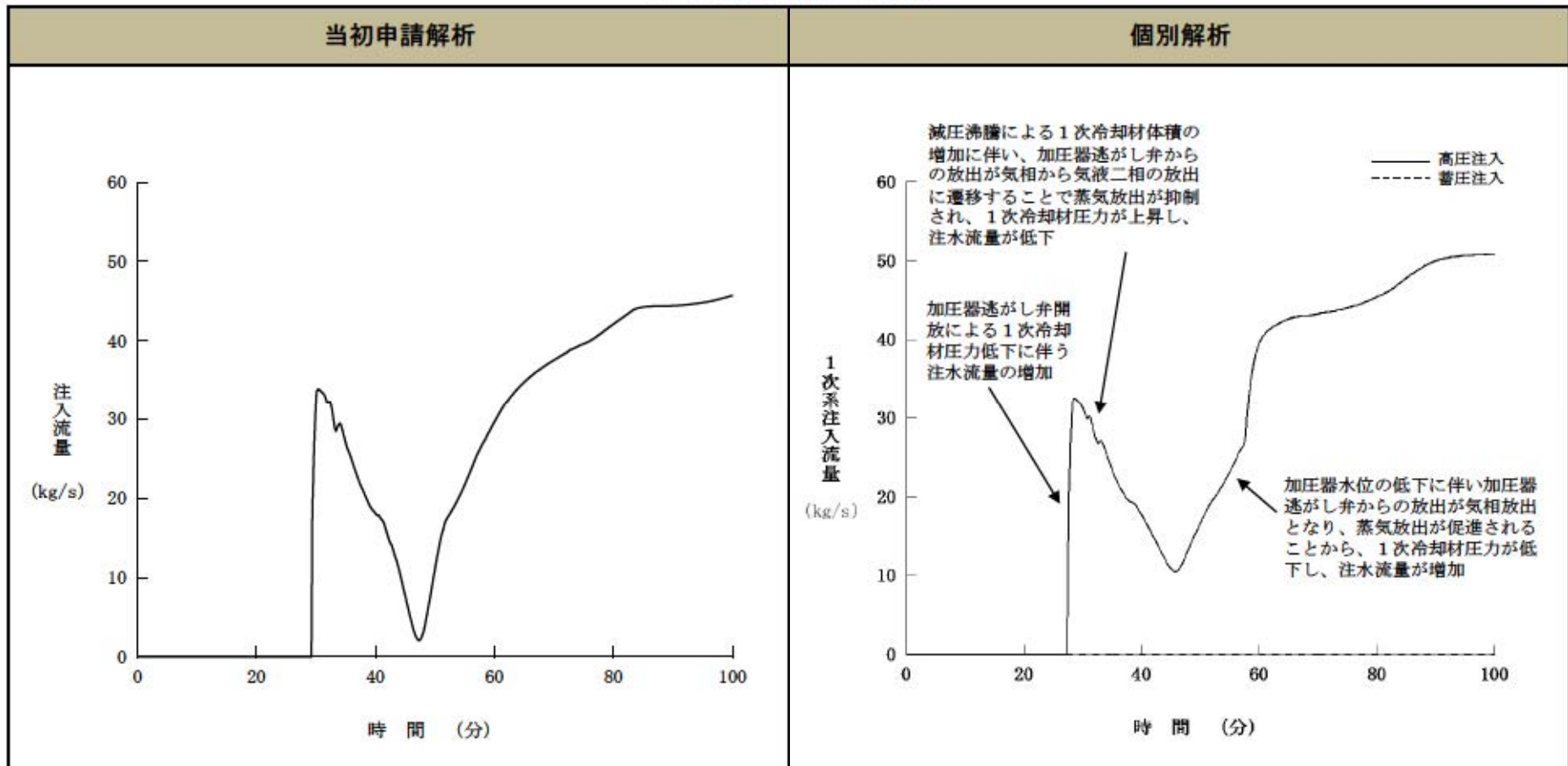
【当初申請解析と個別解析の差異】

個別解析では、60分近傍で蒸気の凝縮量が増加することにより、高圧注入流量が増加および加圧器への蒸気流量が減少し、加圧器水位が上昇する挙動を示している。

事象進展の比較
 (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次冷却系からの除熱機能喪失

【1次系注入流量の推移】



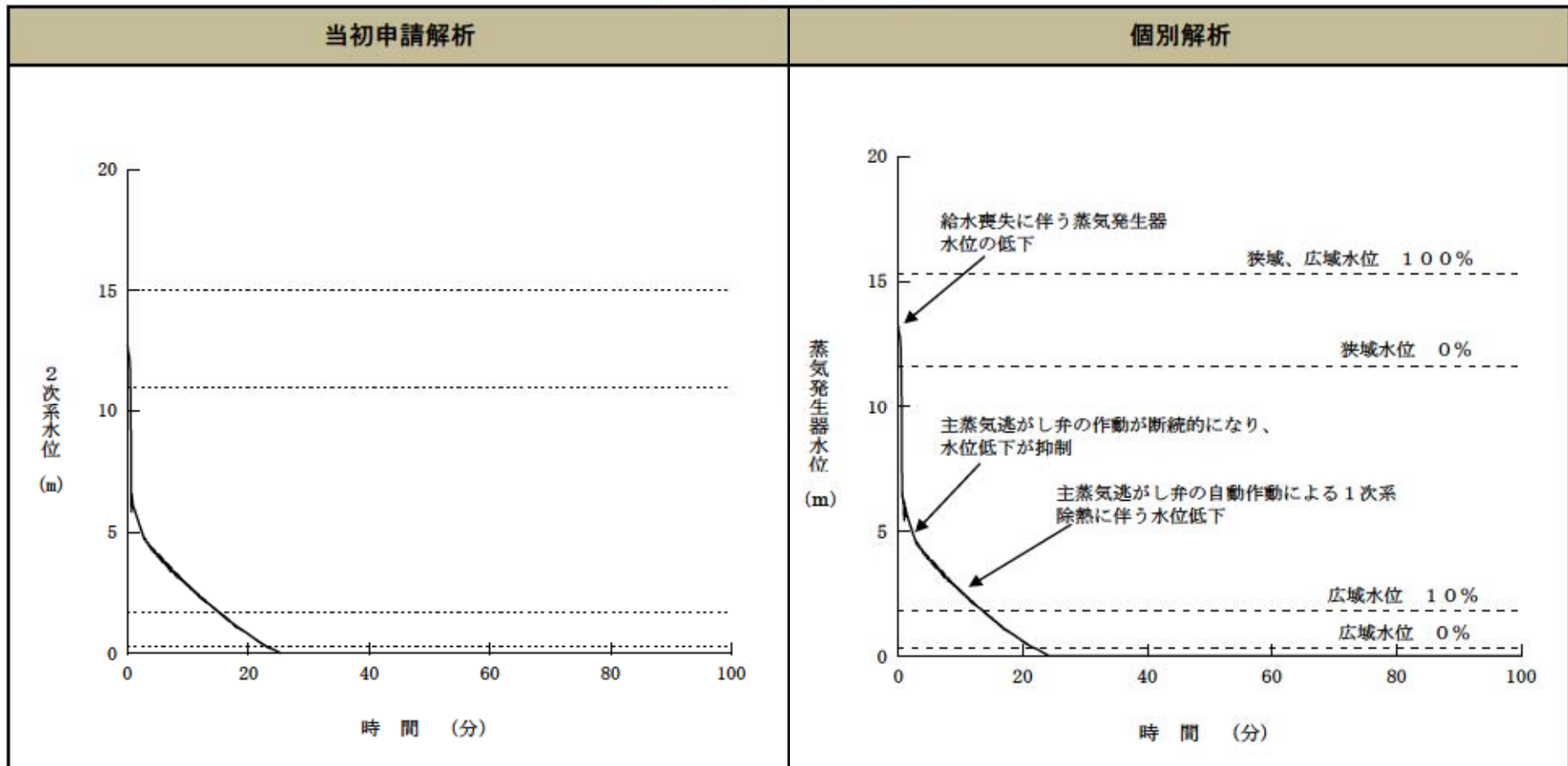
【当初申請解析と個別解析の差異】

個別解析の方が高圧時の炉心注入流量が若干多くなる注入特性のため、約40分から約50分までの注入流量が多くなる。また、約60分に生じる1次冷却材圧力の低下により注入流量が増加する挙動を示している。

事象進展の比較
 (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次冷却系からの除熱機能喪失

【蒸気発生器水位の推移】

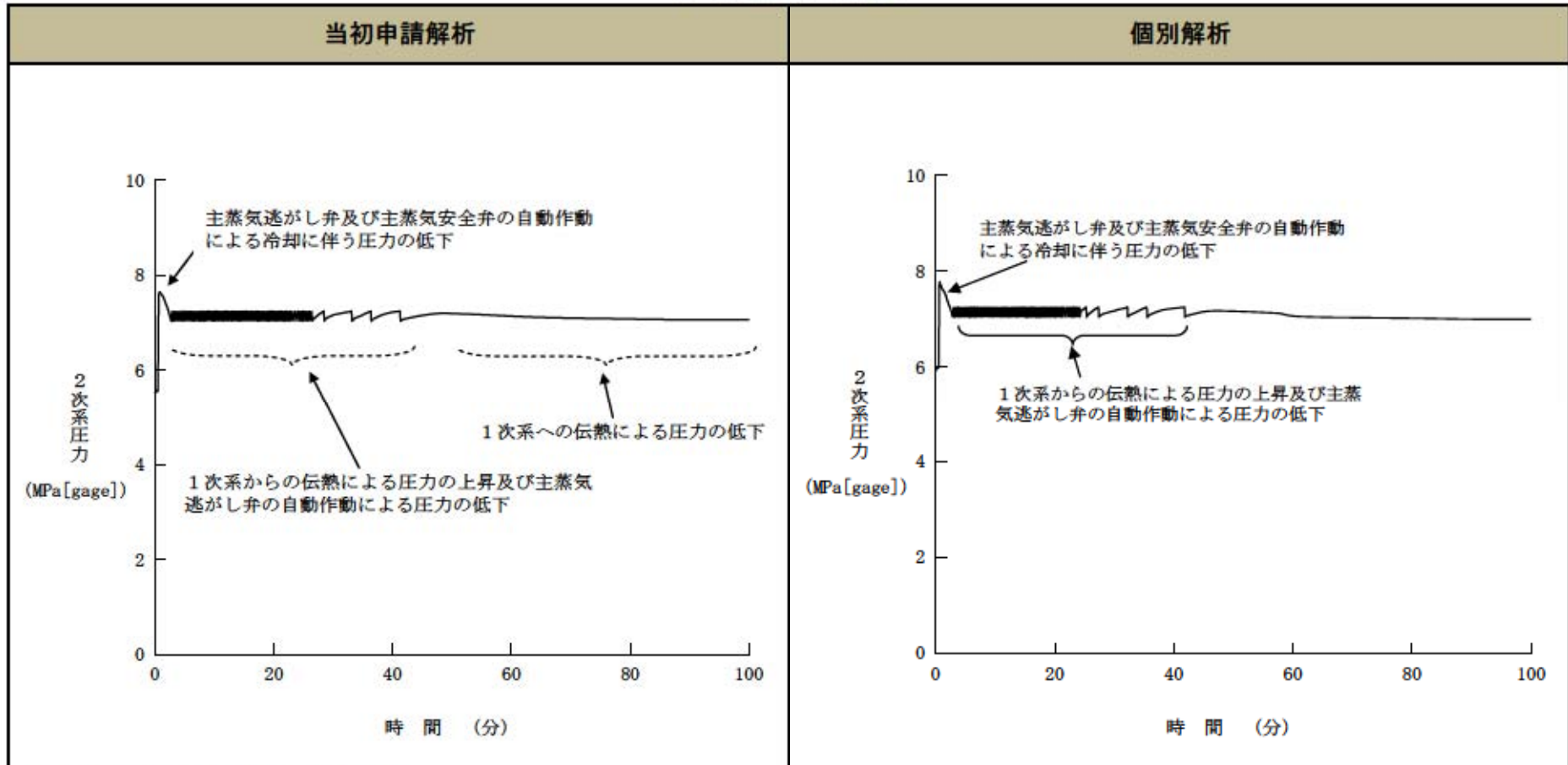


【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
 (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次冷却系からの除熱機能喪失

【2次系圧力の推移】

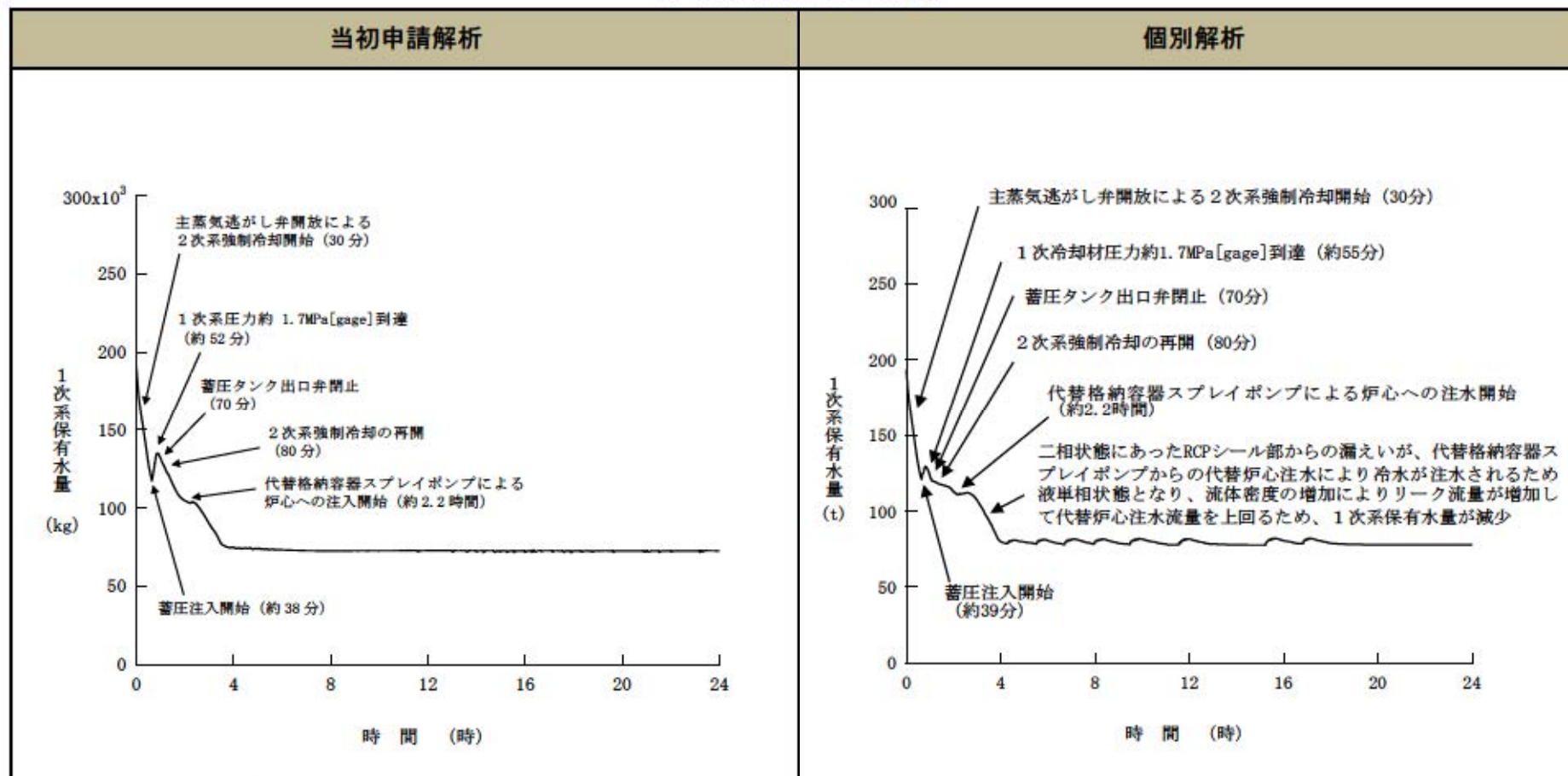


【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
 (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)

全交流動力電源喪失 (RCPシールLOCA) ・原子炉補機冷却機能喪失

【1次系保有水量の推移】



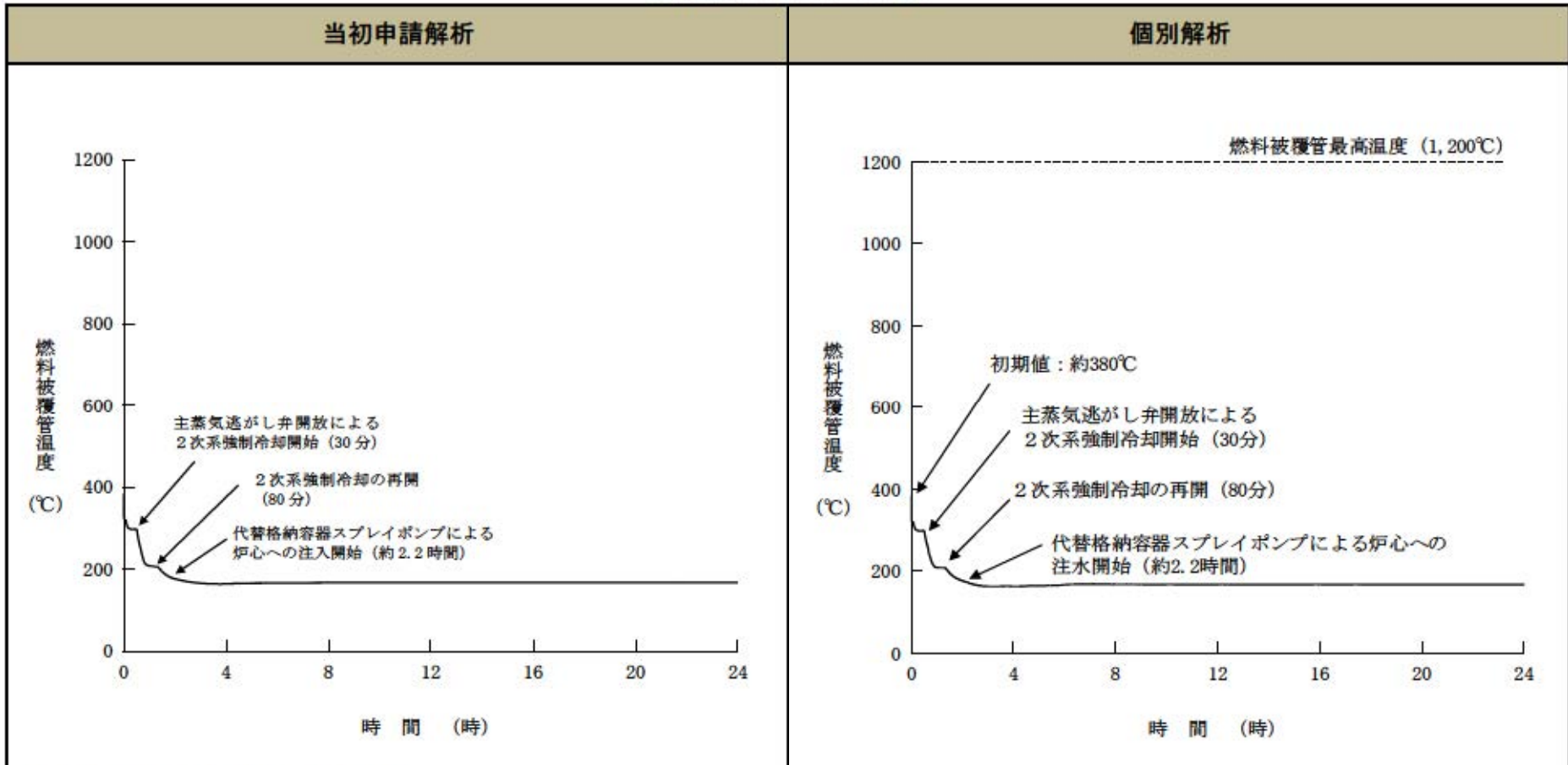
【当初申請解析と個別解析の差異】

ほぼ同様の挙動となっている。
 なお、個別解析では、1次冷却系の蒸気発生器出口側配管の水平部の形状がやや浅く、蒸気発生器を回り込んだ蒸気が漏えい口から抜けやすい傾向があり、液相状態の漏えいに加えて気相状態の漏えいも生じるため、1次系保有水量は4時間以降若干振動したような挙動を示すが、炉心は冠水状態であり、影響は小さい。

事象進展の比較
 (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)

全交流動力電源喪失 (RCPシールLOCA) ・原子炉補機冷却機能喪失

【燃料被覆管温度の推移】

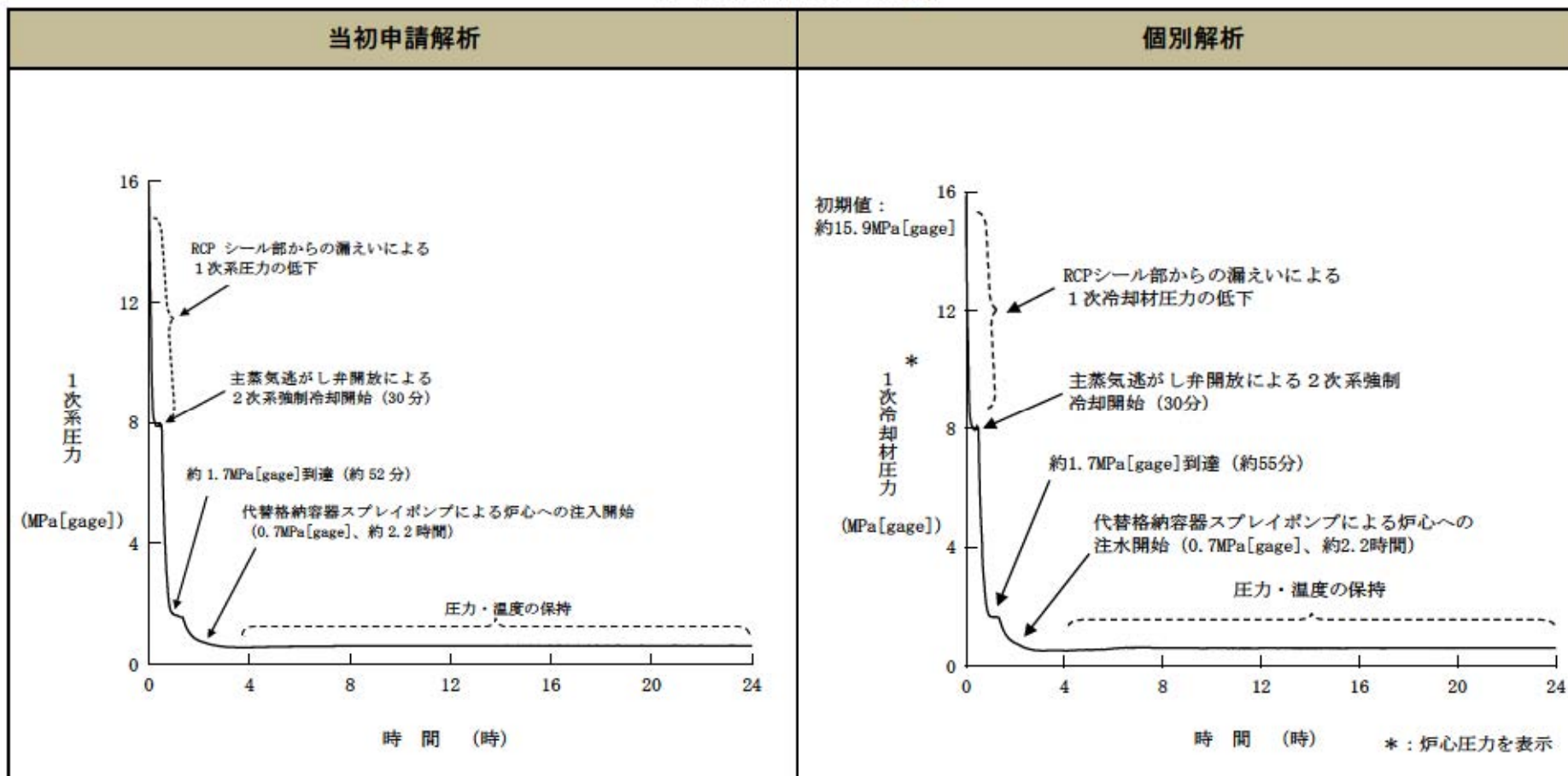


【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
 (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)

全交流動力電源喪失 (RCPシールLOCA) ・原子炉補機冷却機能喪失

【1次冷却材圧力の推移】

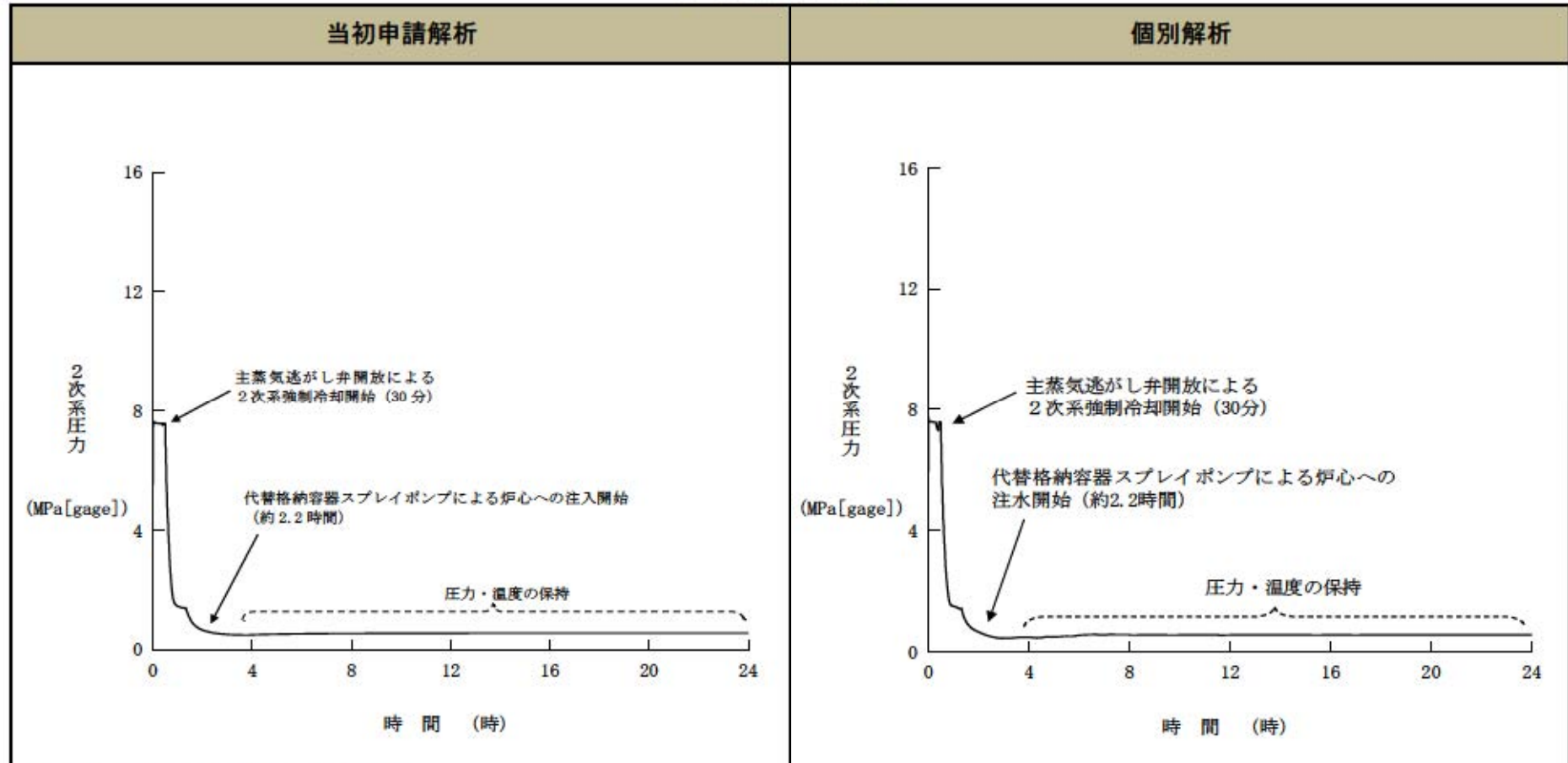


【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
 (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)

全交流動力電源喪失 (RCPシールLOCA) ・原子炉補機冷却機能喪失

【2次系圧力の推移】

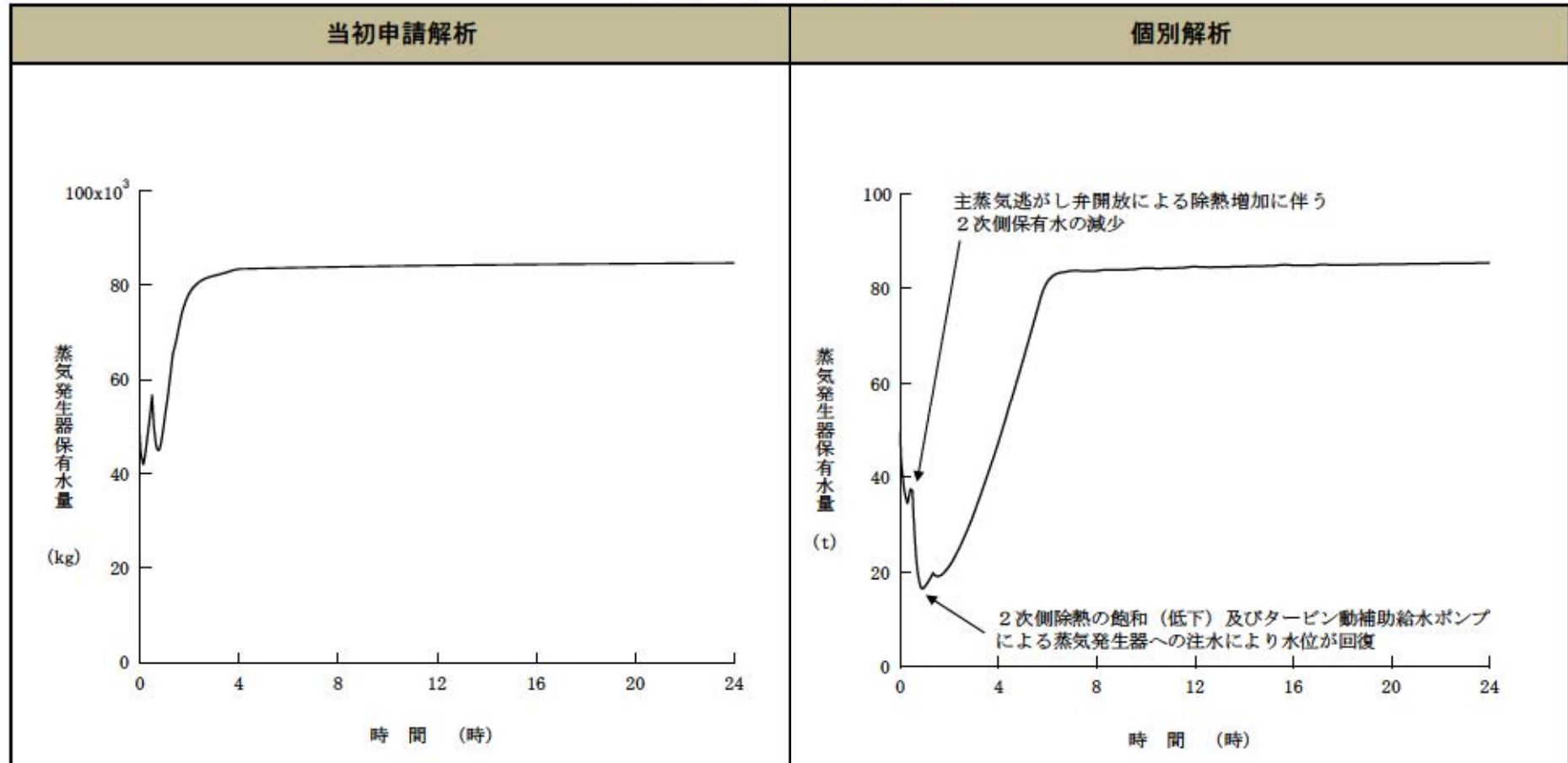


【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
 (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)

全交流動力電源喪失 (RCPシールLOCA) ・原子炉補機冷却機能喪失

【蒸気発生器保有水量の推移】



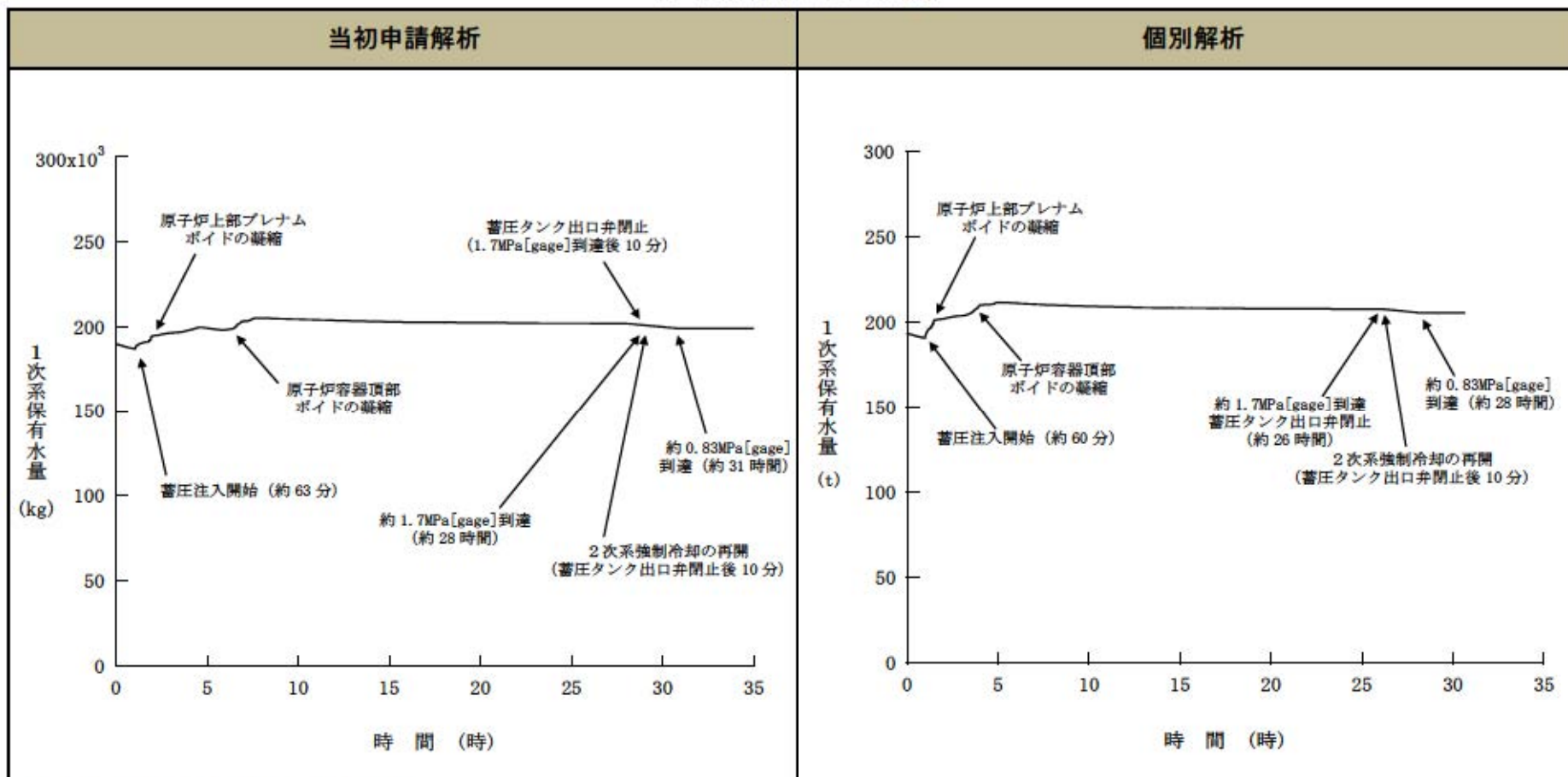
【当初申請解析と個別解析の差異】

個別解析は補助給水流量が少なく、蒸気発生器保有水量の回復が遅くなるが、燃料被覆管温度は上昇しておらず、必要な除熱量は確保されている。

事象進展の比較
 (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)

全交流動力電源喪失 (RCPシールリーク)

【1次系保有水量の推移】



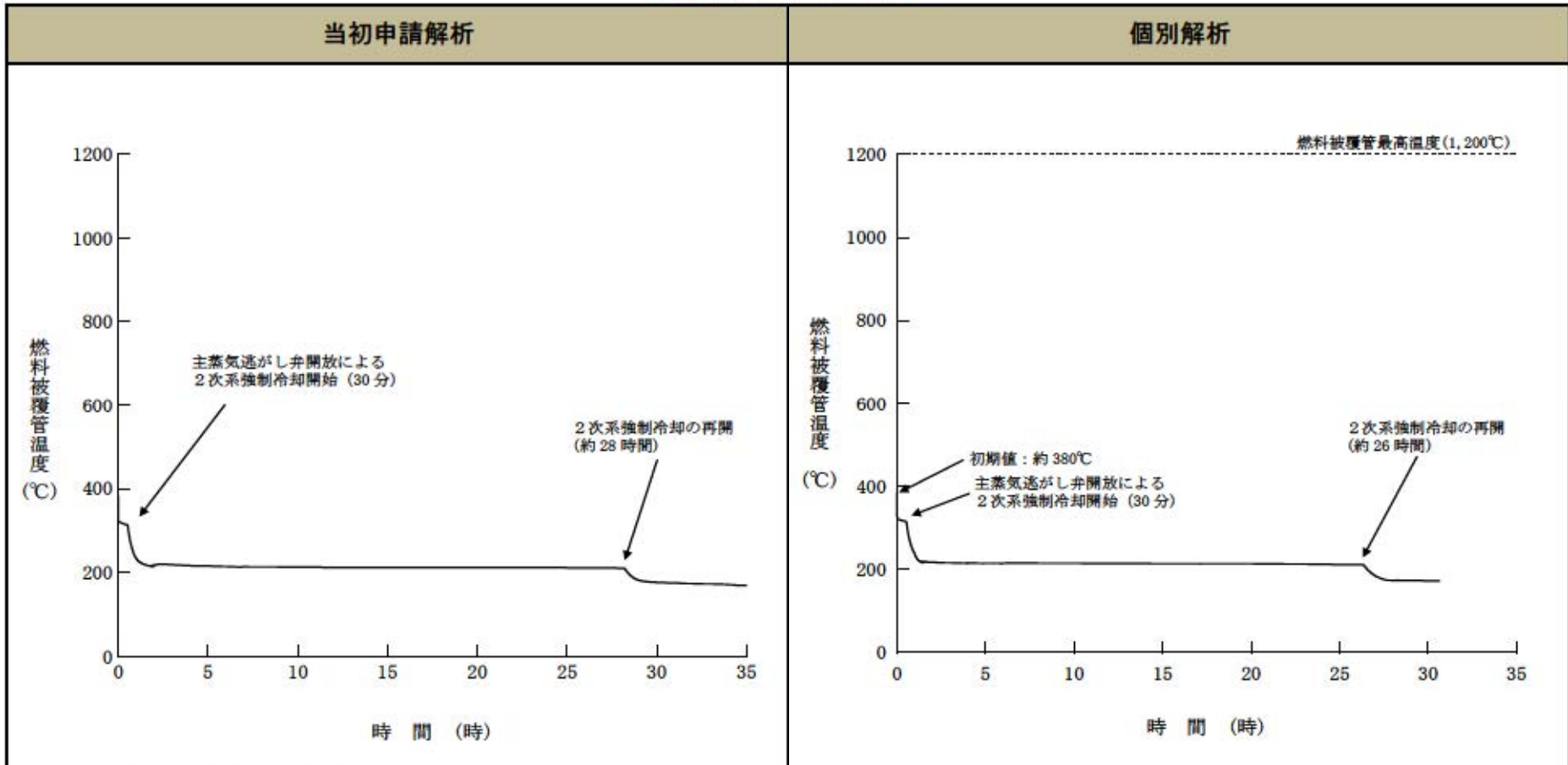
【当初申請解析と個別解析の差異】

ほぼ同様の挙動となっている。
 なお、個別解析は1次冷却材平均温度が高く、2次系強制冷却再開時点（約1.7MPa及び約208℃到達時点）までの温度低下量が多いため、温度低下に伴う1次冷却材の収縮量が多くなり、蓄圧注入開始が若干早くなる。その後の事象進展はほぼ同様となっている。

事象進展の比較
 (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)

全交流動力電源喪失 (RCPシールリーク)

【燃料被覆管温度の推移】

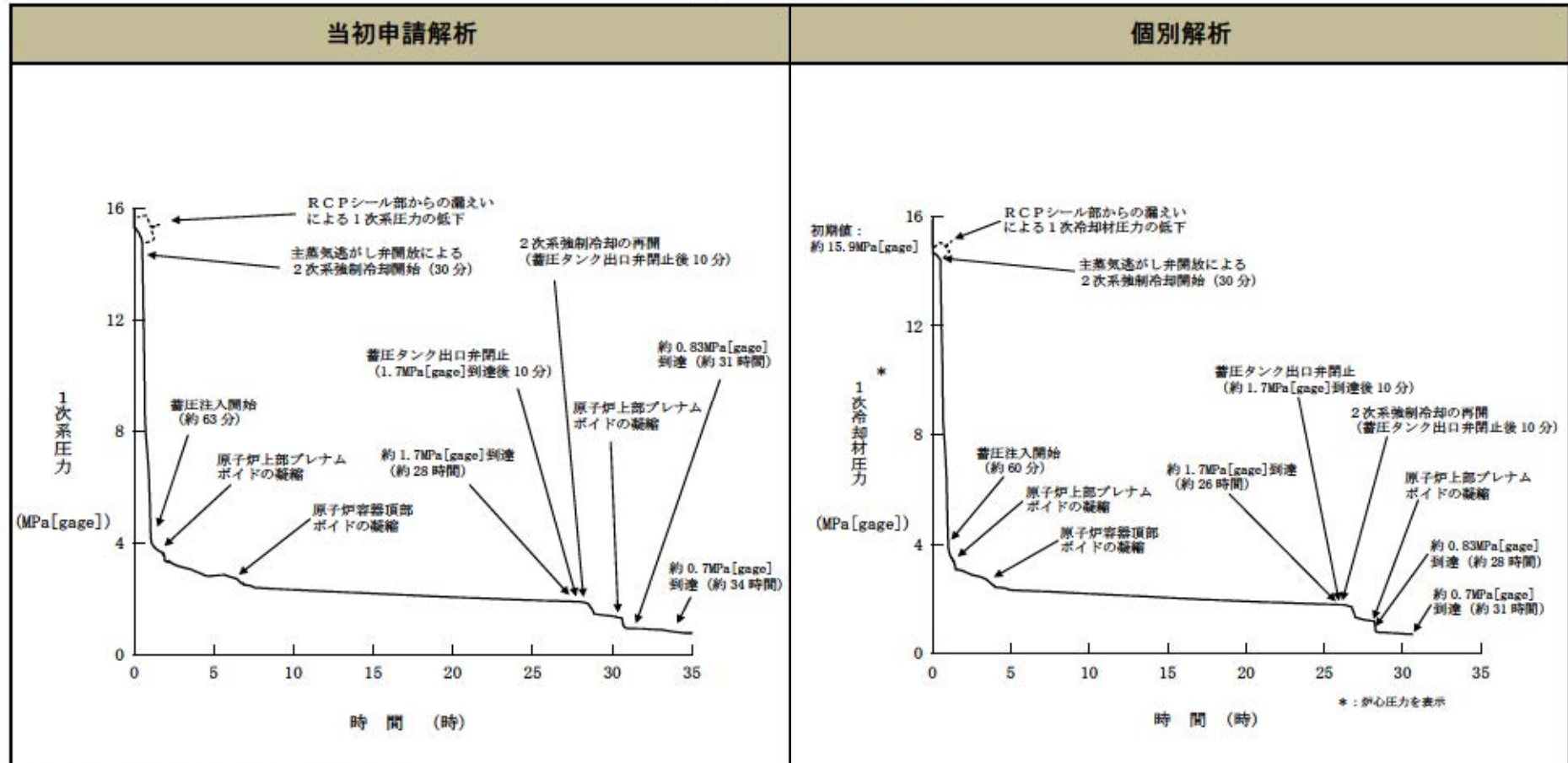


【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
 (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)

全交流動力電源喪失 (RCPシールリーク)

【1次冷却材圧力の推移】

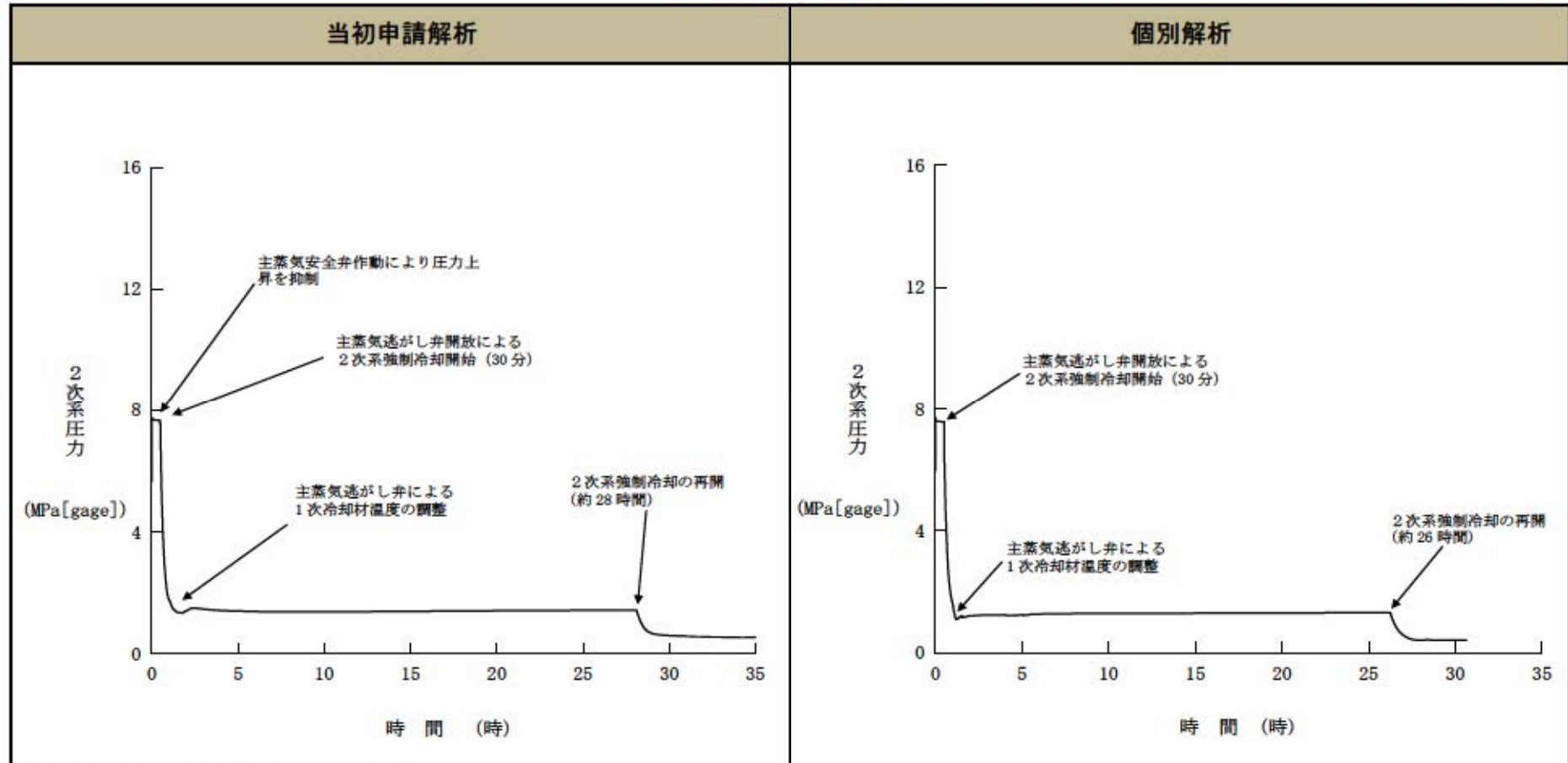


【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。
 なお、個別解析は1次冷却材平均温度が高く、2次系強制冷却再開時点(約1.7MPa及び約208℃到達時点)までの温度低下量が多いため、温度低下に伴う1次冷却材の収縮量が若干多くなり、約1.7MPa到達時間がわずかに早まる。

事象進展の比較
 (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)

全交流動力電源喪失 (RCPシールリーク)

【2次系圧力の推移】

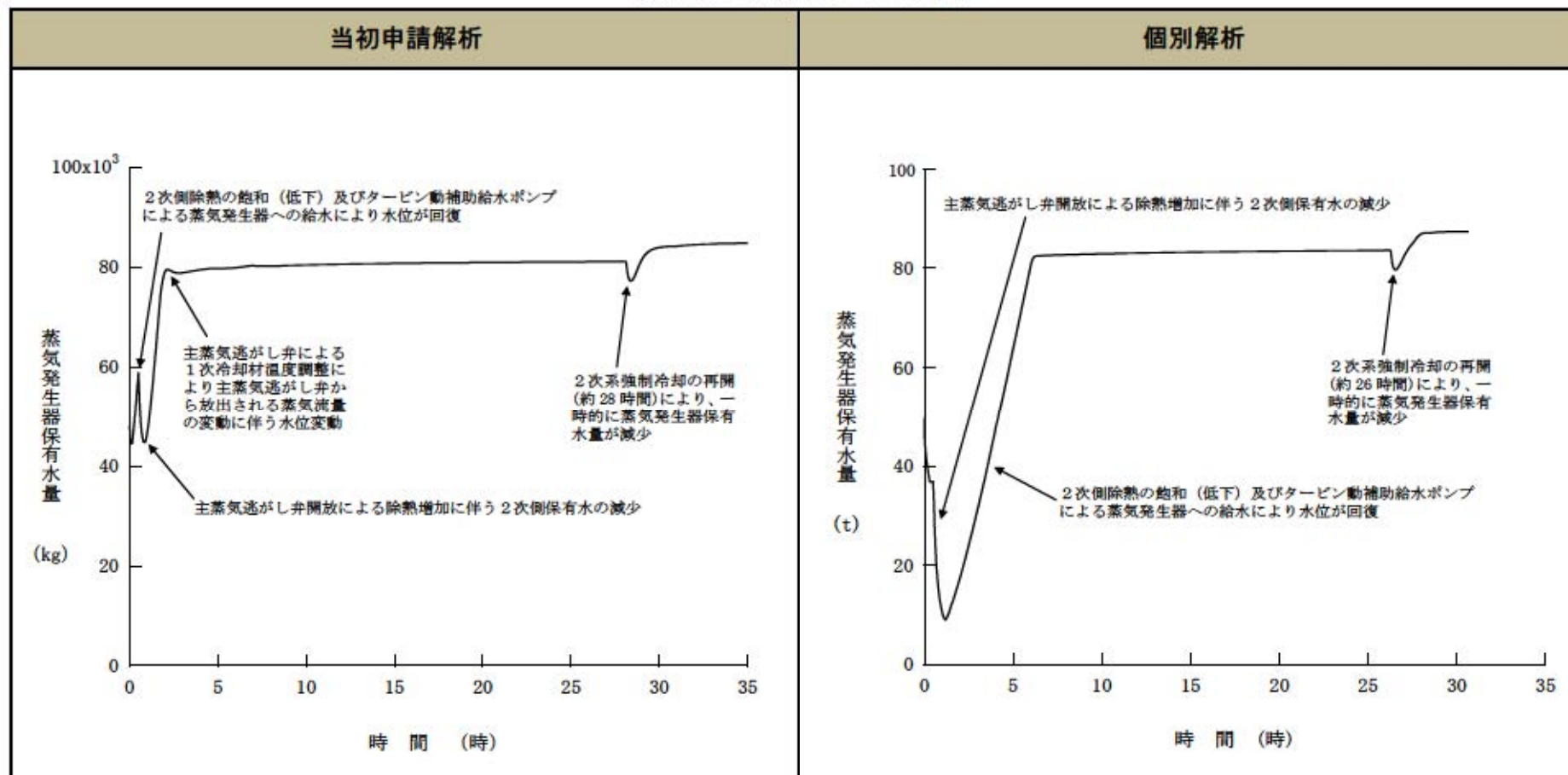


【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
 (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)

全交流動力電源喪失 (RCPシールリーク)

【蒸気発生器保有水量の推移】



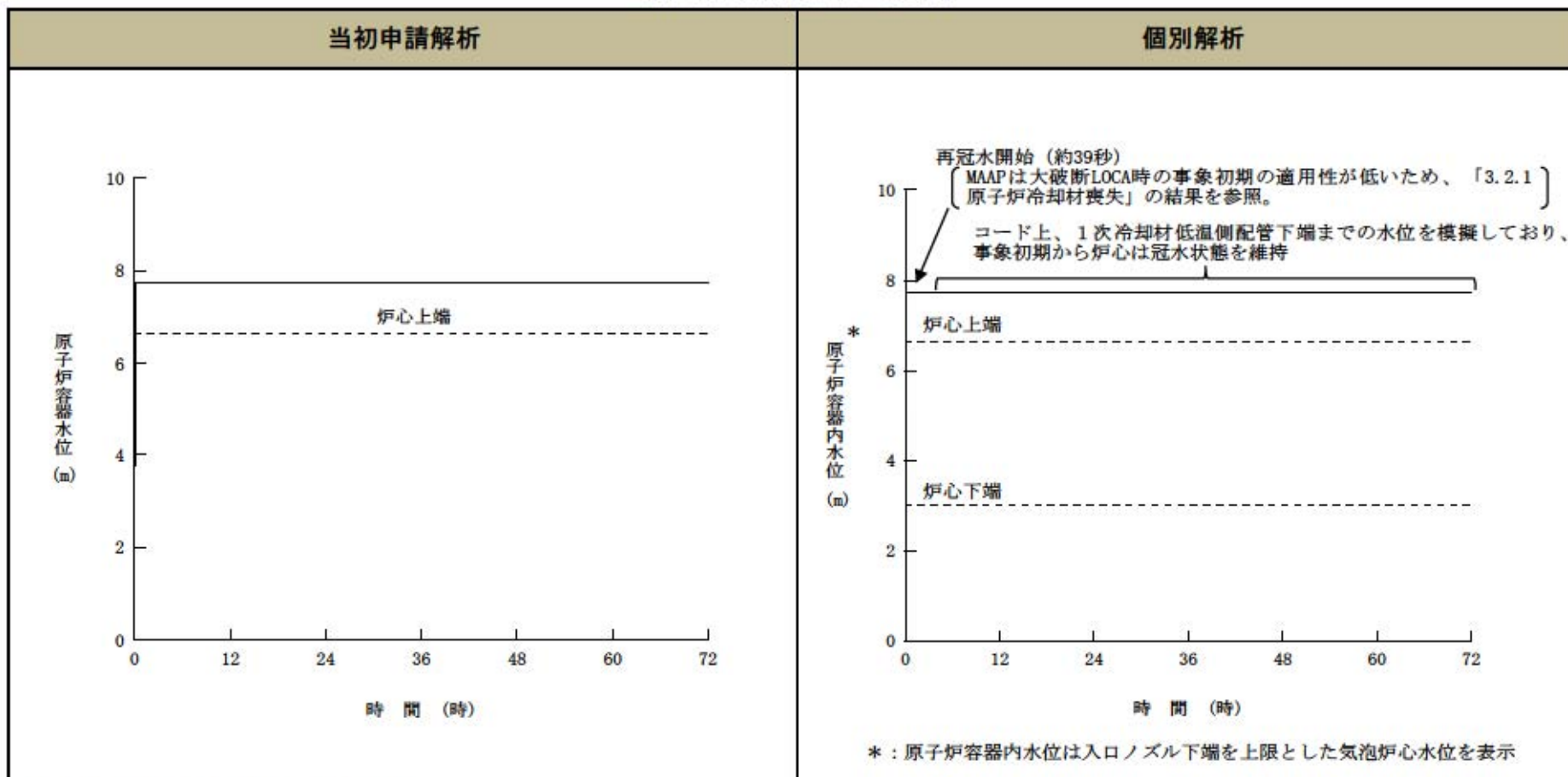
【当初申請解析と個別解析の差異】

個別解析は補助給水流量が少なく、蒸気発生器保有水量の回復が遅くなるが、燃料被覆管温度は上昇しておらず、必要な除熱量は確保されている。

事象進展の比較
 (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)

原子炉格納容器の除熱機能喪失

【原子炉容器内水位の推移】



【当初申請解析と個別解析の差異】

ほぼ同様の挙動となっている。

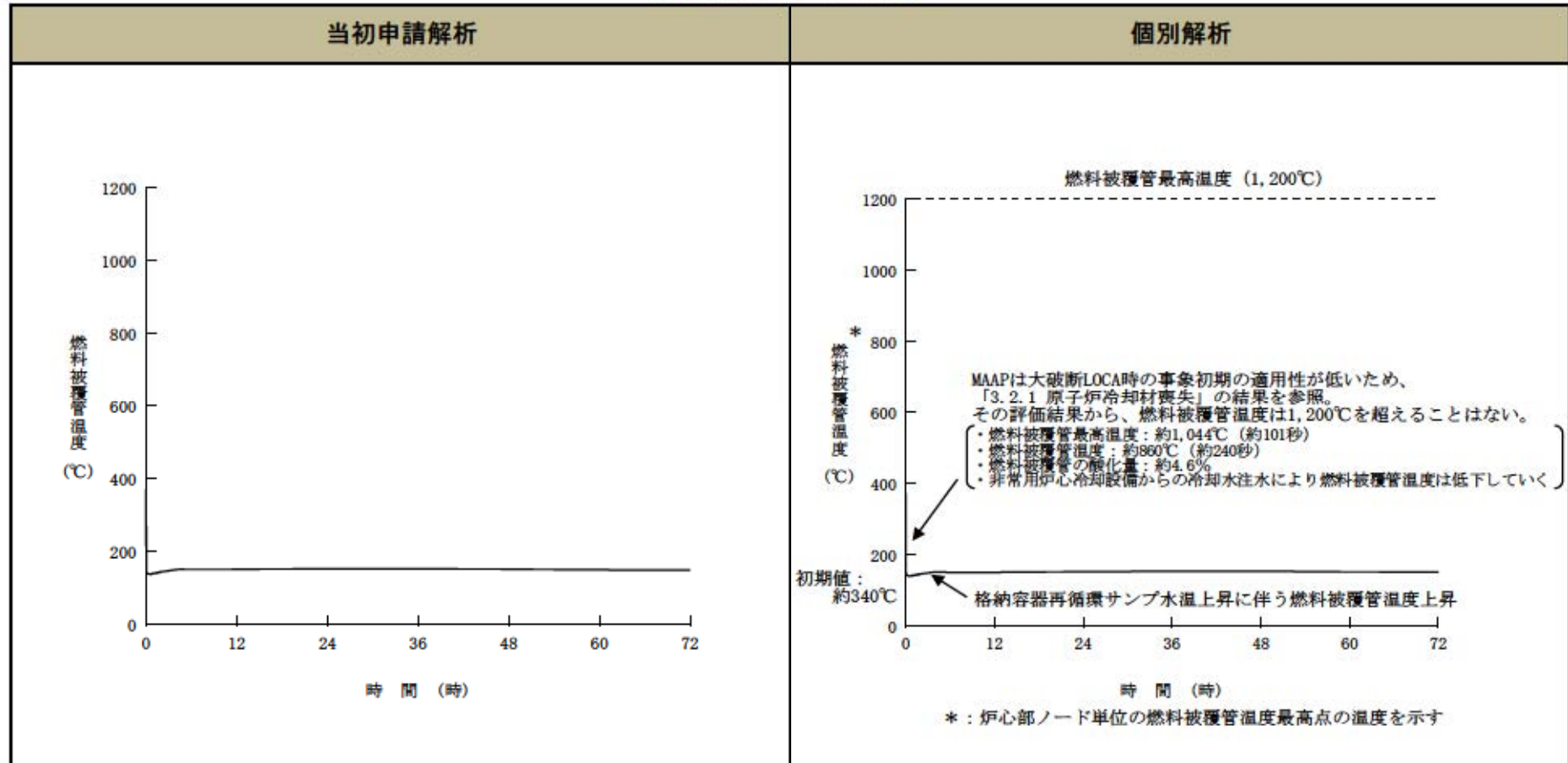
(個別解析では原子炉トリップの15秒後にRCPトリップ(当初申請解析は30秒後)するため、個別解析の方が破断口(低温側配管)からの流出量が減少し1次系保有水量が多くなることから、事象発生直後の原子炉容器水位の低下が見られない。

なお、MAAPは大破断LOCA時の事象初期の適用性が低いため、燃料被覆管温度及び酸化量は設計基準事故における評価結果を用いて有効性を確認している。)

事象進展の比較
 (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)

原子炉格納容器の除熱機能喪失

【燃料被覆管温度の推移】

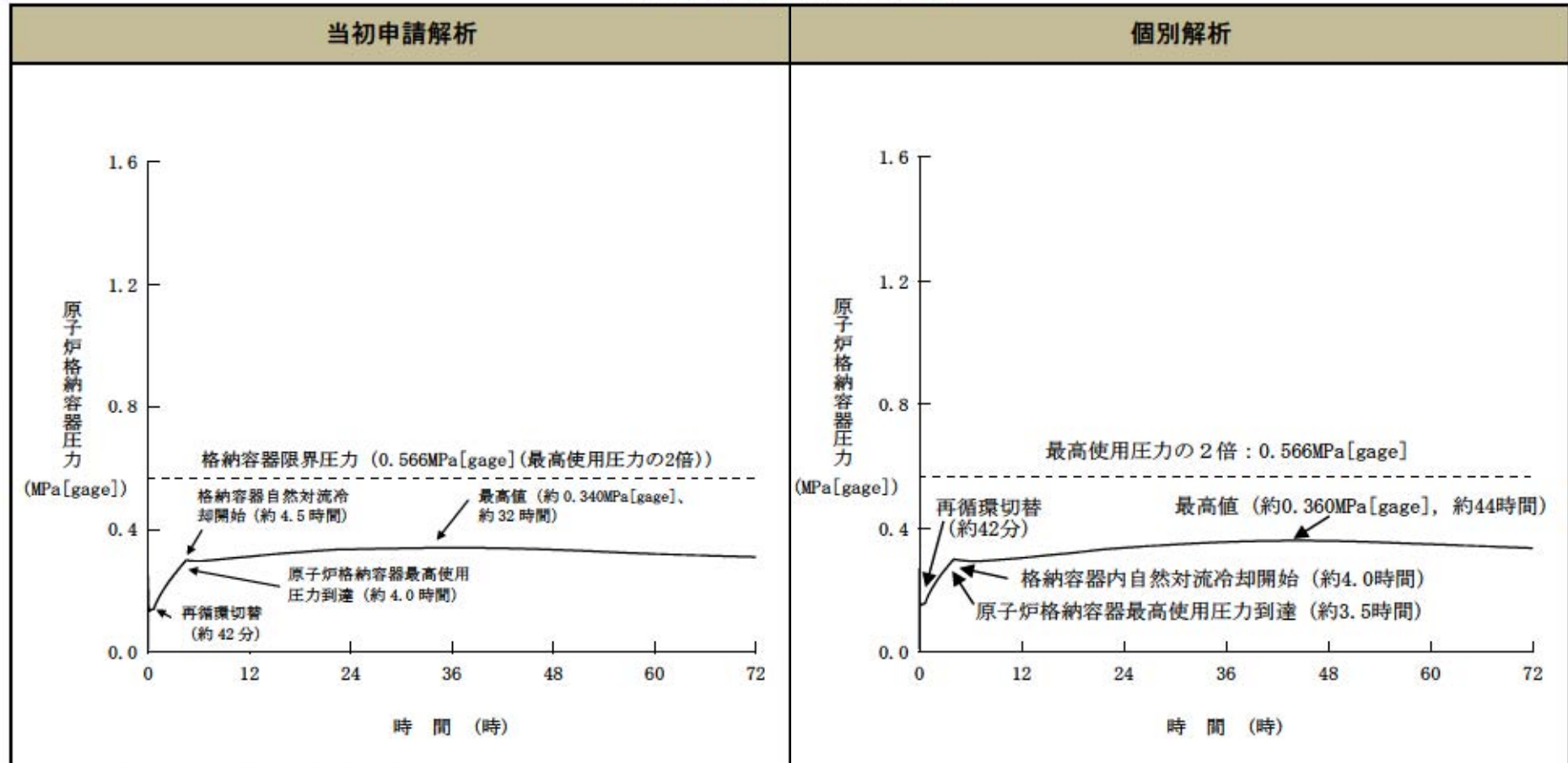


【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
 (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)

原子炉格納容器の除熱機能喪失

【原子炉格納容器圧力の推移】



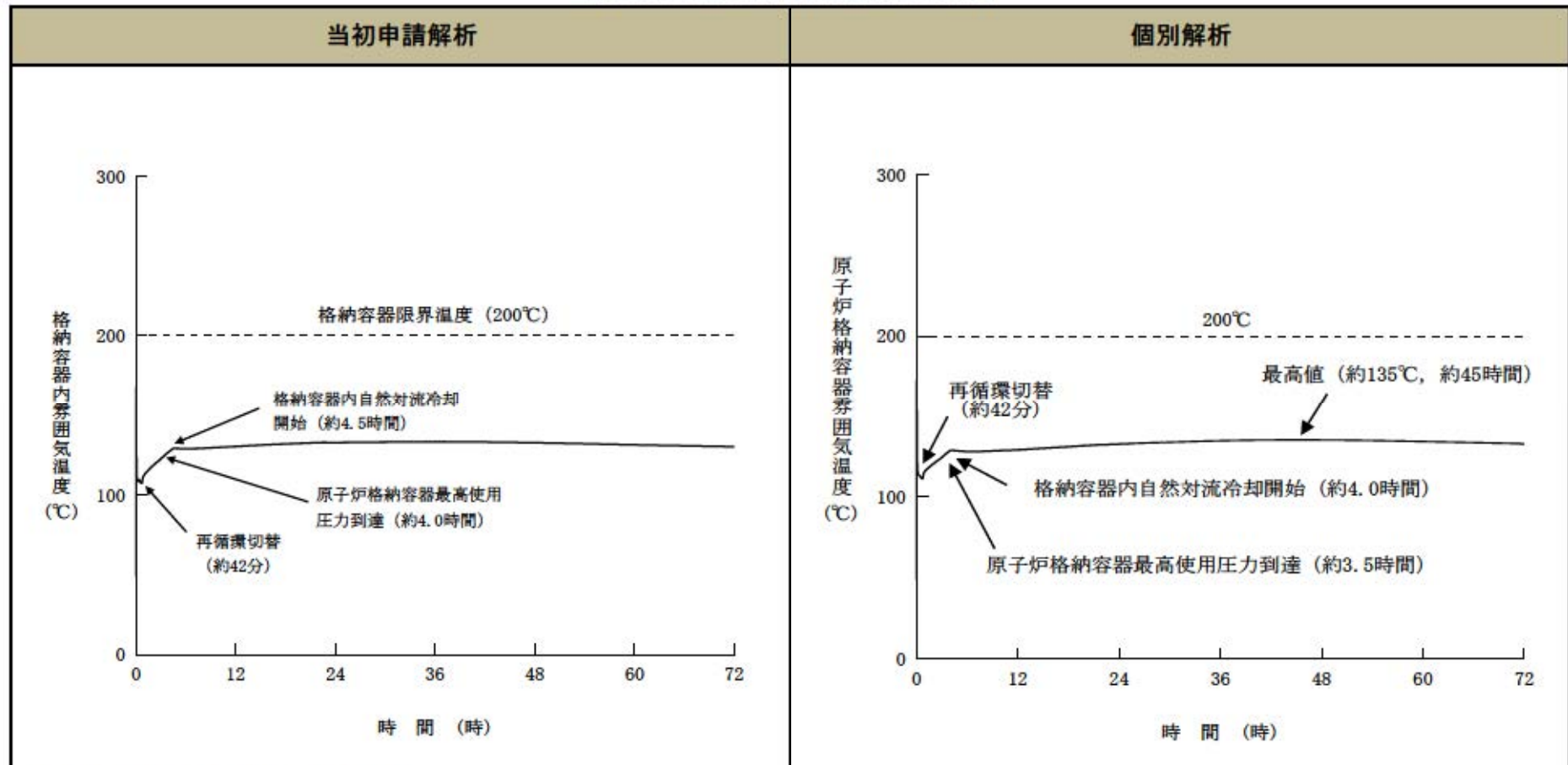
【当初申請解析と個別解析の差異】

- ・原子炉格納容器最高使用圧力到達時間が個別解析のほうが約30分早い、これは主にCV自由体積が約3%小さいことに起因する。
- ・最高値が個別解析のほうが約0.020MPa[gage]高いが、これはCV自由体積が約3%小さいこと、格納容器再循環ユニットの除熱特性が小さいことに起因する。

事象進展の比較
 (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)

原子炉格納容器の除熱機能喪失

【原子炉格納容器雰囲気温度の推移】



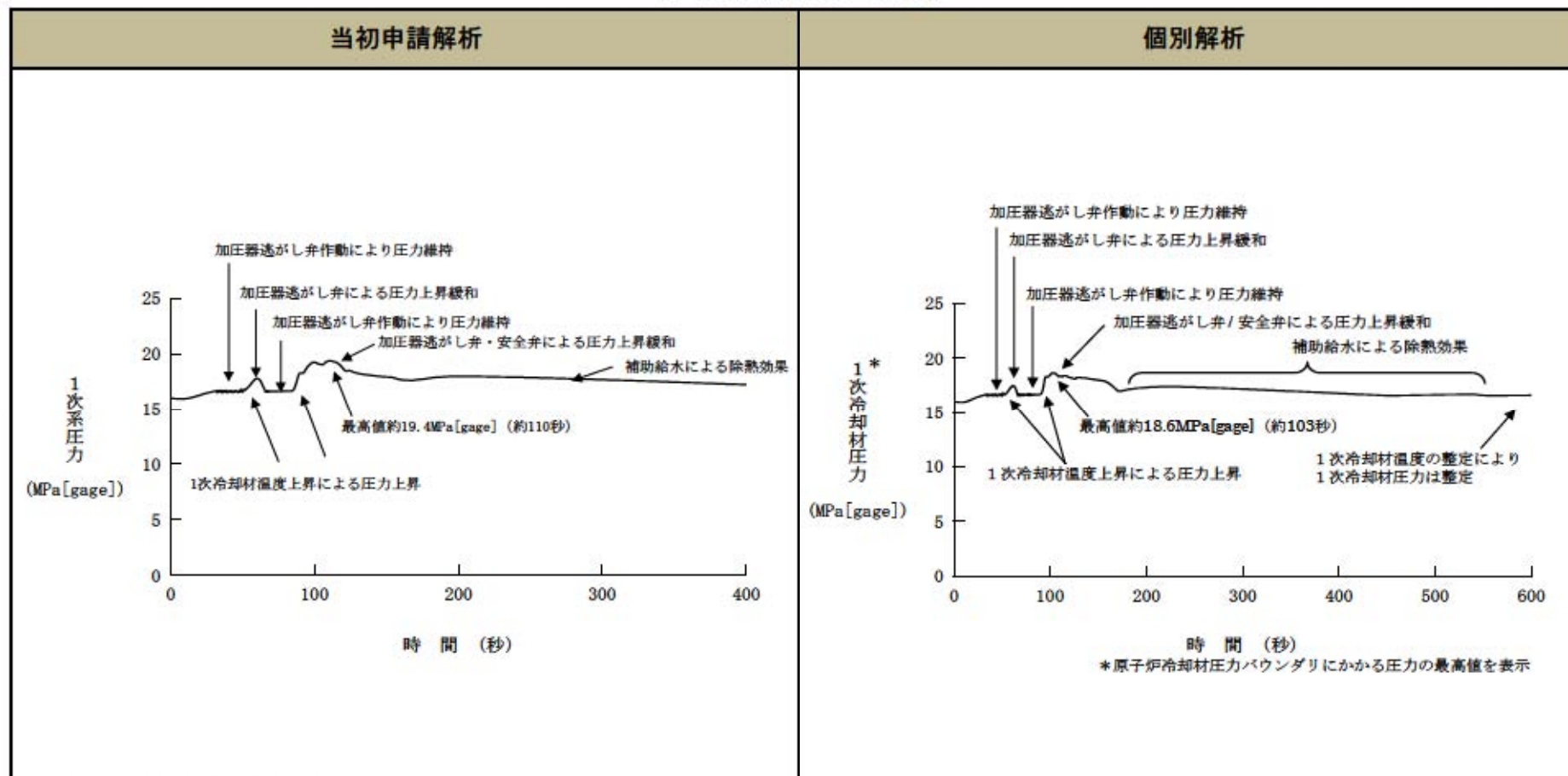
【当初申請解析と個別解析の差異】

原子炉格納容器最高使用圧力到達時間及び最高値が異なるが、差異理由は原子炉格納容器圧力と同様。

事象進展の比較
 (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)

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)

【1次冷却材圧力の推移】



【当初申請解析と個別解析の差異】

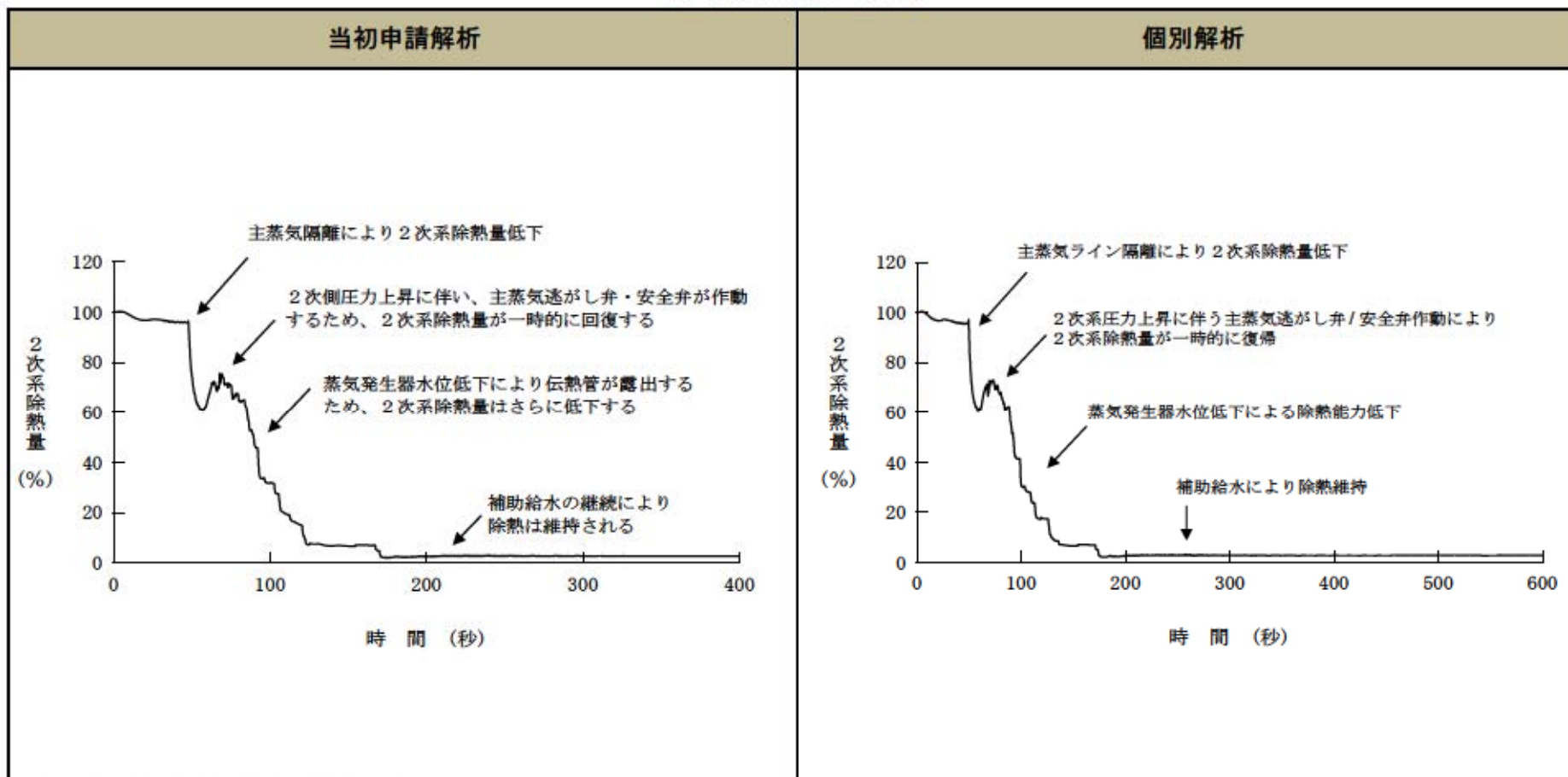
個別解析では泊3号炉の炉心設計に基づき保守的に設定した減速材温度係数の初期値である $-18\text{pcm}/^\circ\text{C}$ を用いており、当初申請解析で使用している2, 3, 4ループプラントで共通に適用できる保守的な減速材温度係数の初期値である $-13\text{pcm}/^\circ\text{C}$ と比べて、減速材温度上昇に伴う負の反応度帰還効果が大きくなり、1次冷却材圧力の上昇が抑制されるため、1次冷却材圧力の最高値は低くなる。

*原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値を表示

事象進展の比較
 (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)

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)

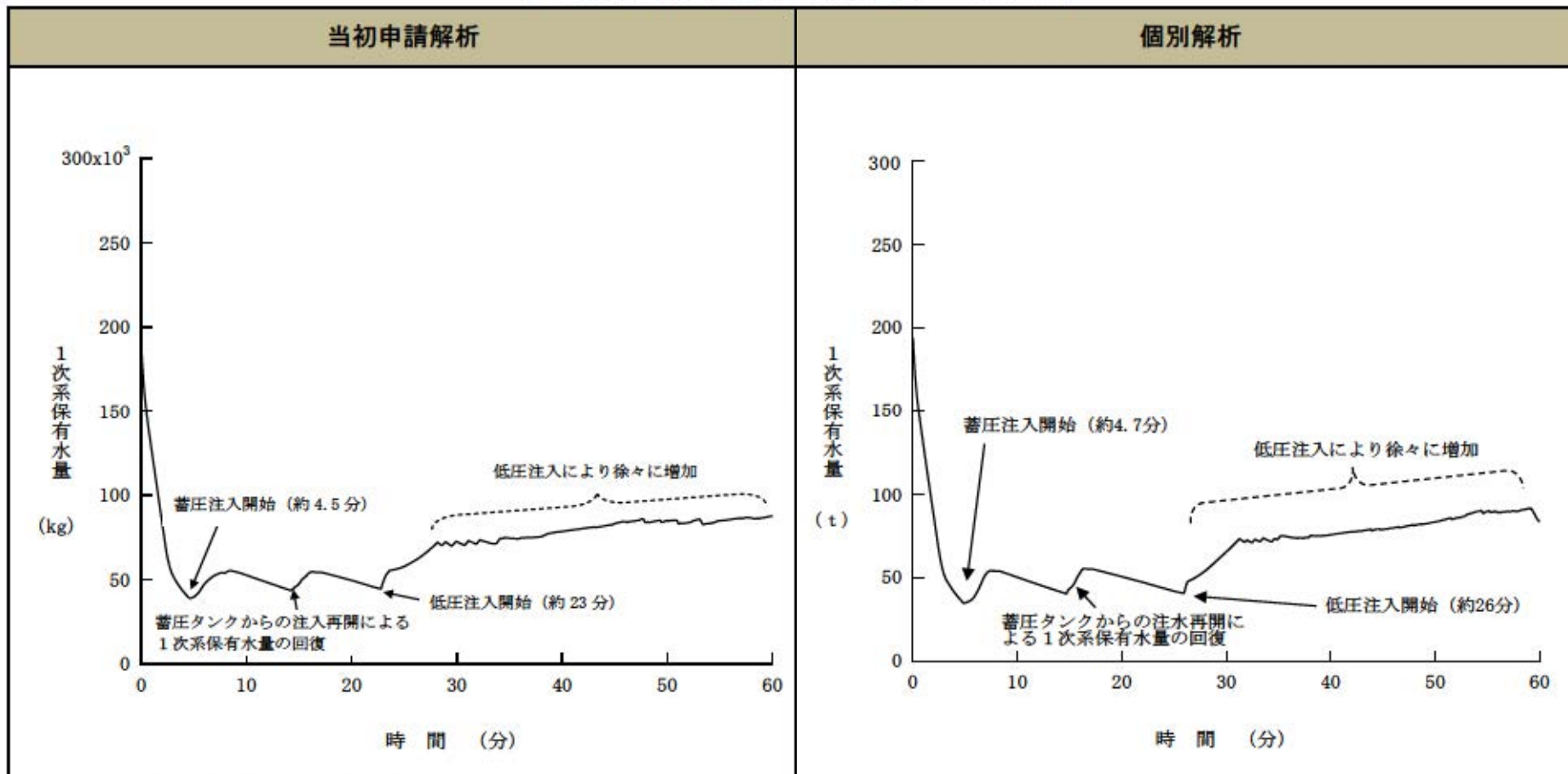
【2次系除熱量の推移】



【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

ECCS注水機能喪失

【1次系保有水量の推移(破断口径:6インチ)】

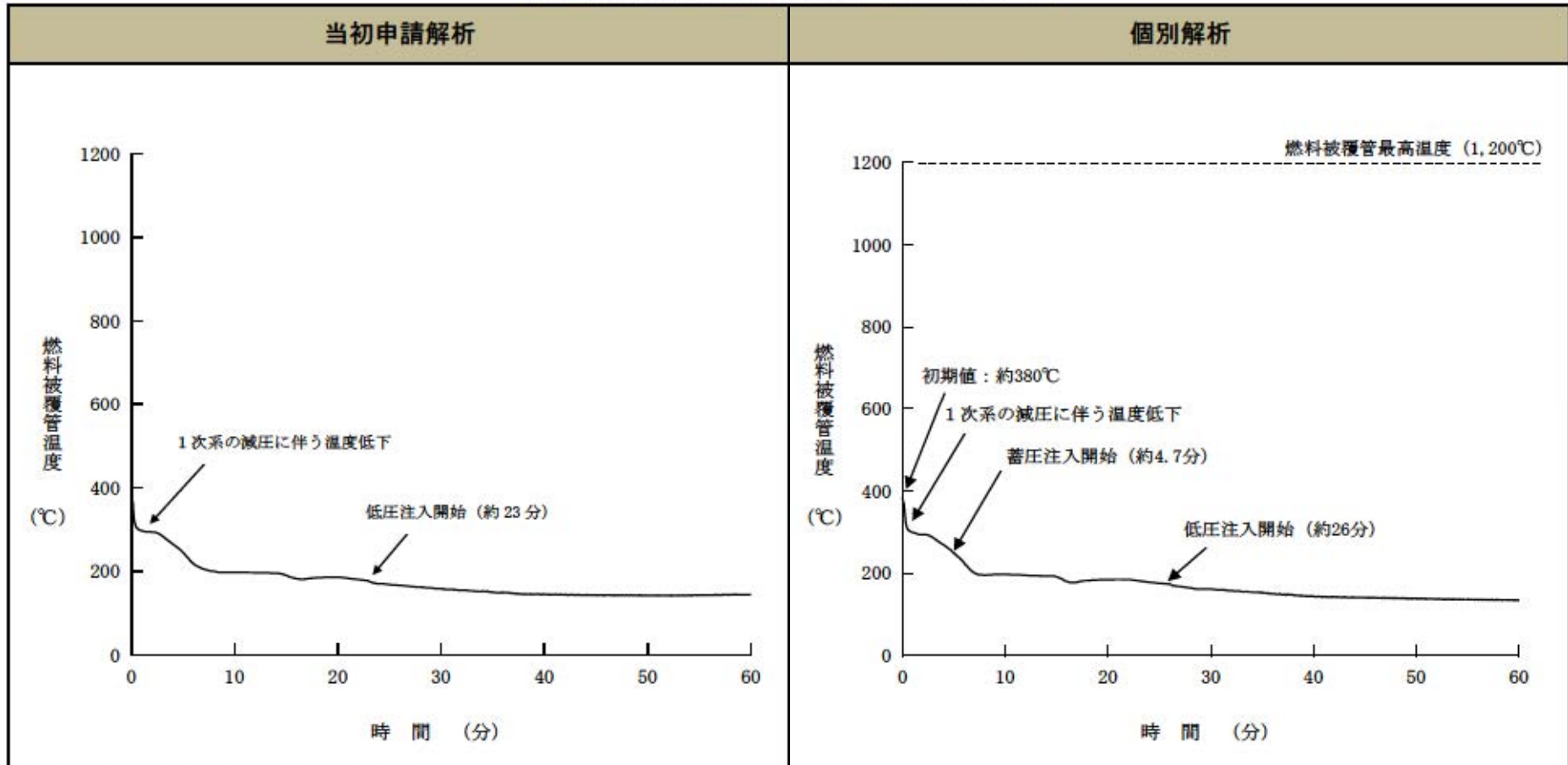


【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
 (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)

ECCS注水機能喪失

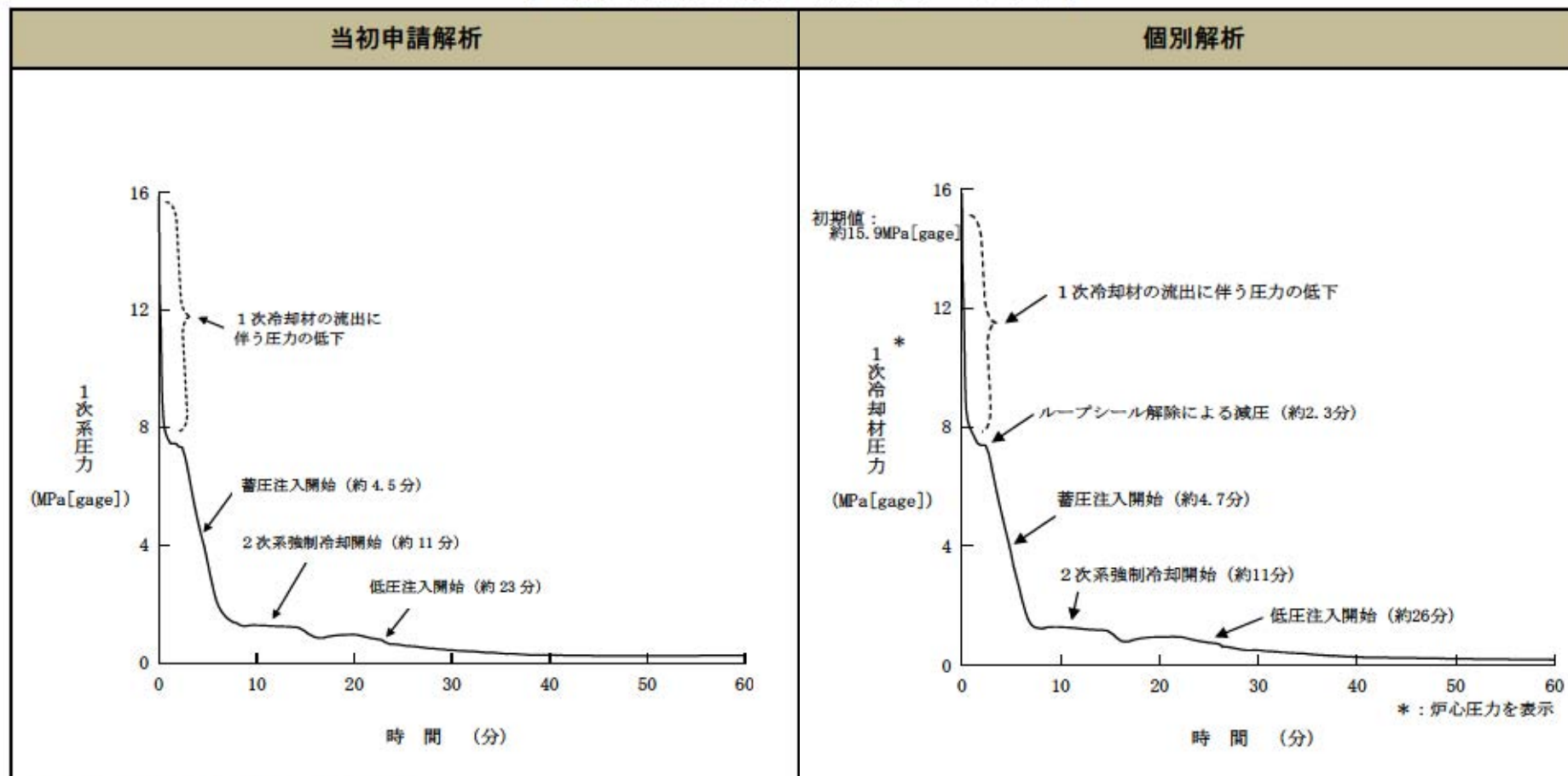
【燃料被覆管温度の推移 (破断口径: 6インチ)】



【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

ECCS注水機能喪失

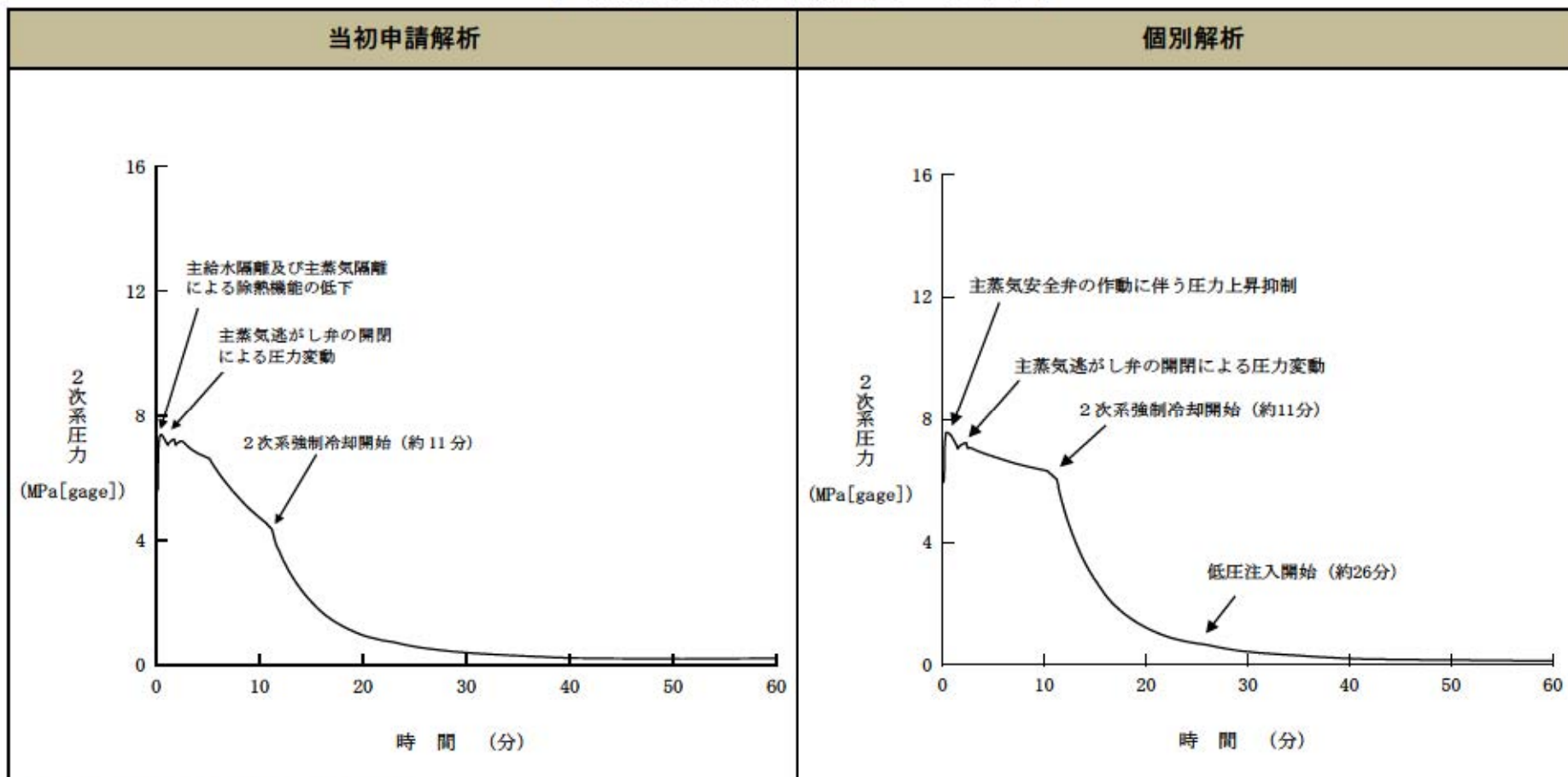
【1次冷却材圧力の推移(破断口径:6インチ)】



【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

ECCS注水機能喪失

【2次系圧力の推移(破断口径:6インチ)】

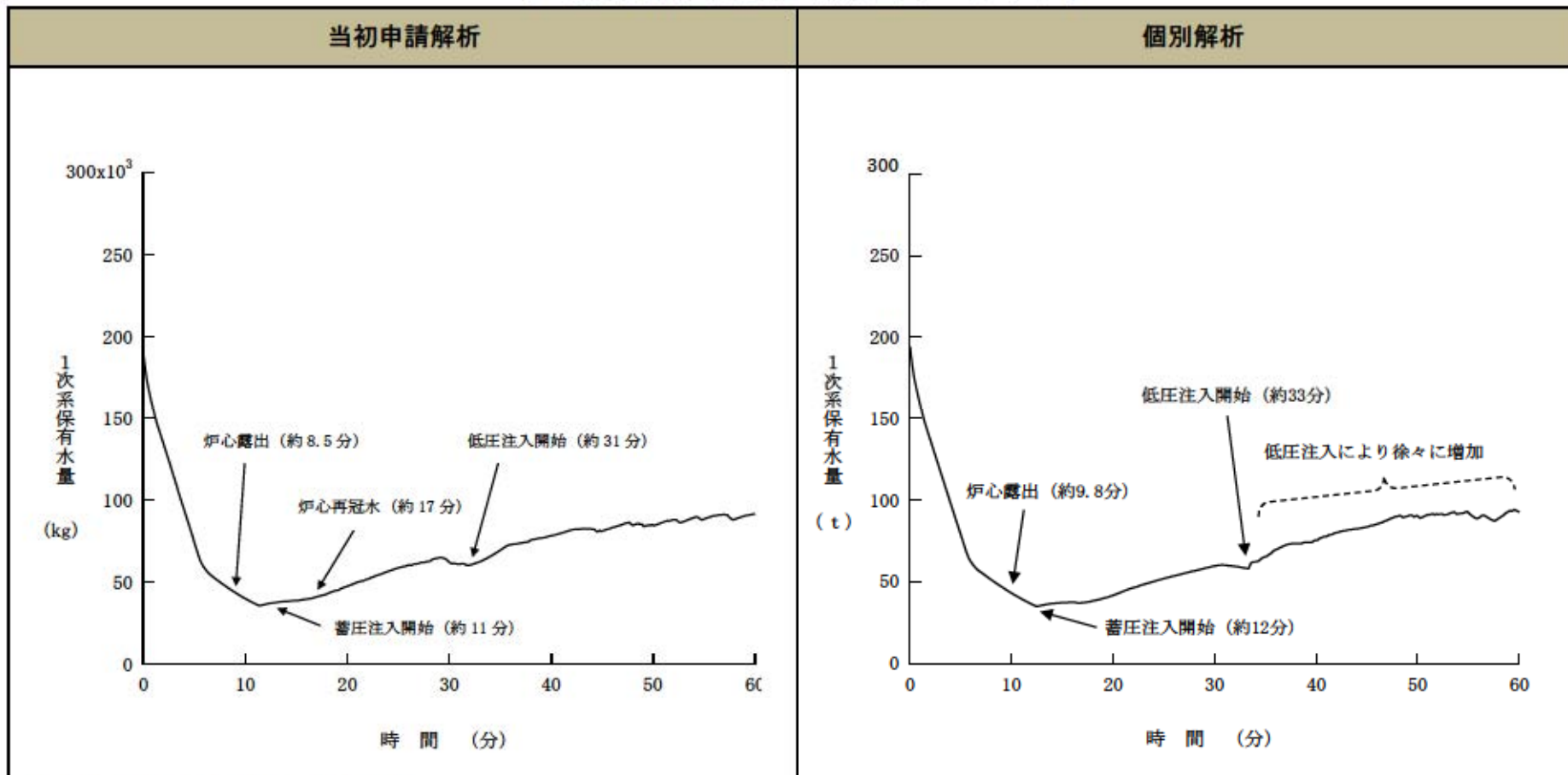


【当初申請解析と個別解析の差異】

個別解析では補助給水流量が少ないことから、補助給水ピットの低温水が蒸気発生器に到達するのが遅く、それまでは補助給水温度が高い状態が続くことから、2次系圧力の低下が緩やかになっている。その後、2次系強制冷却を開始することで2次系圧力は低下し、事象進展はほぼ同様となっている。

ECCS注水機能喪失

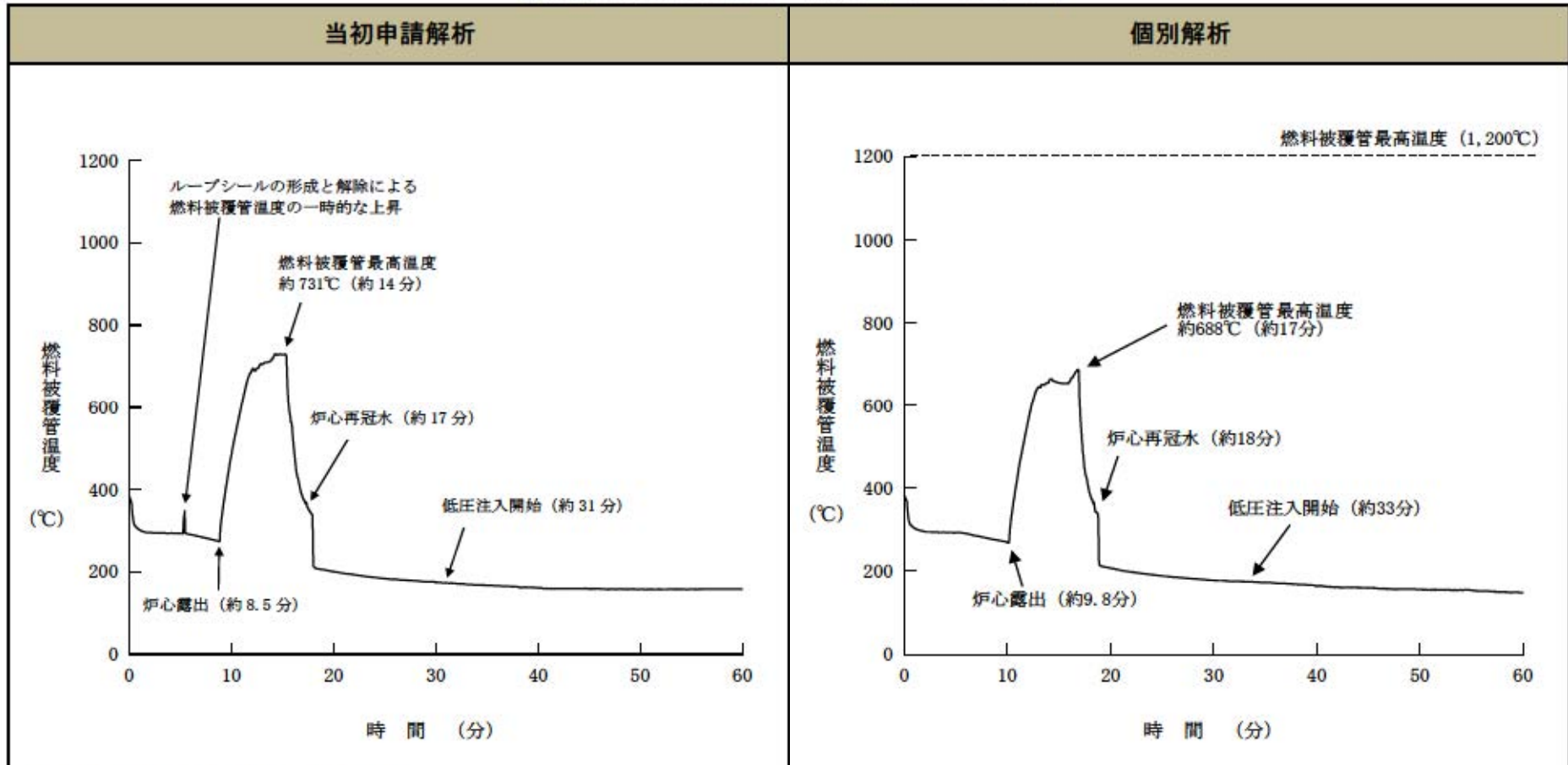
【1次系保有水量の推移(破断口径:4インチ)】



【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

ECCS注水機能喪失

【燃料被覆管温度の推移 (破断口径：4インチ)】



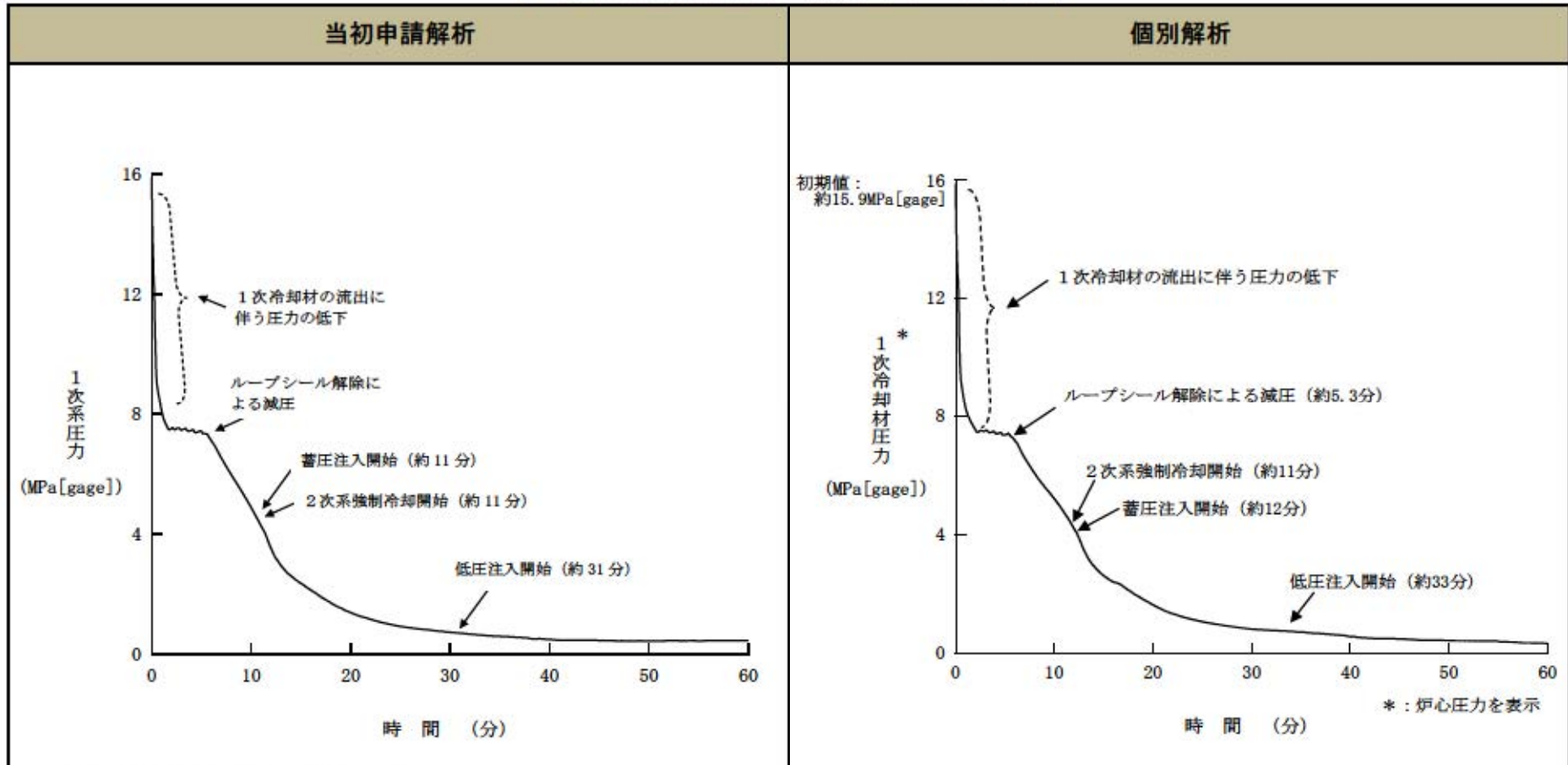
【当初申請解析と個別解析の差異】

ほぼ同様の挙動となっている。
 なお、個別解析は1次系体積が3%程度大きいことから、1次系保有水量が多い状態でループシールが解除し、相対的に炉心水位が高い状態となっていることから、当初申請解析の5分近傍の燃料被覆管温度の一時的な上昇は現れず、また燃料被覆管温度のピークも低くなる挙動を示している。

事象進展の比較
 (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)

ECCS注水機能喪失

【1次冷却材圧力の推移(破断口径:4インチ)】

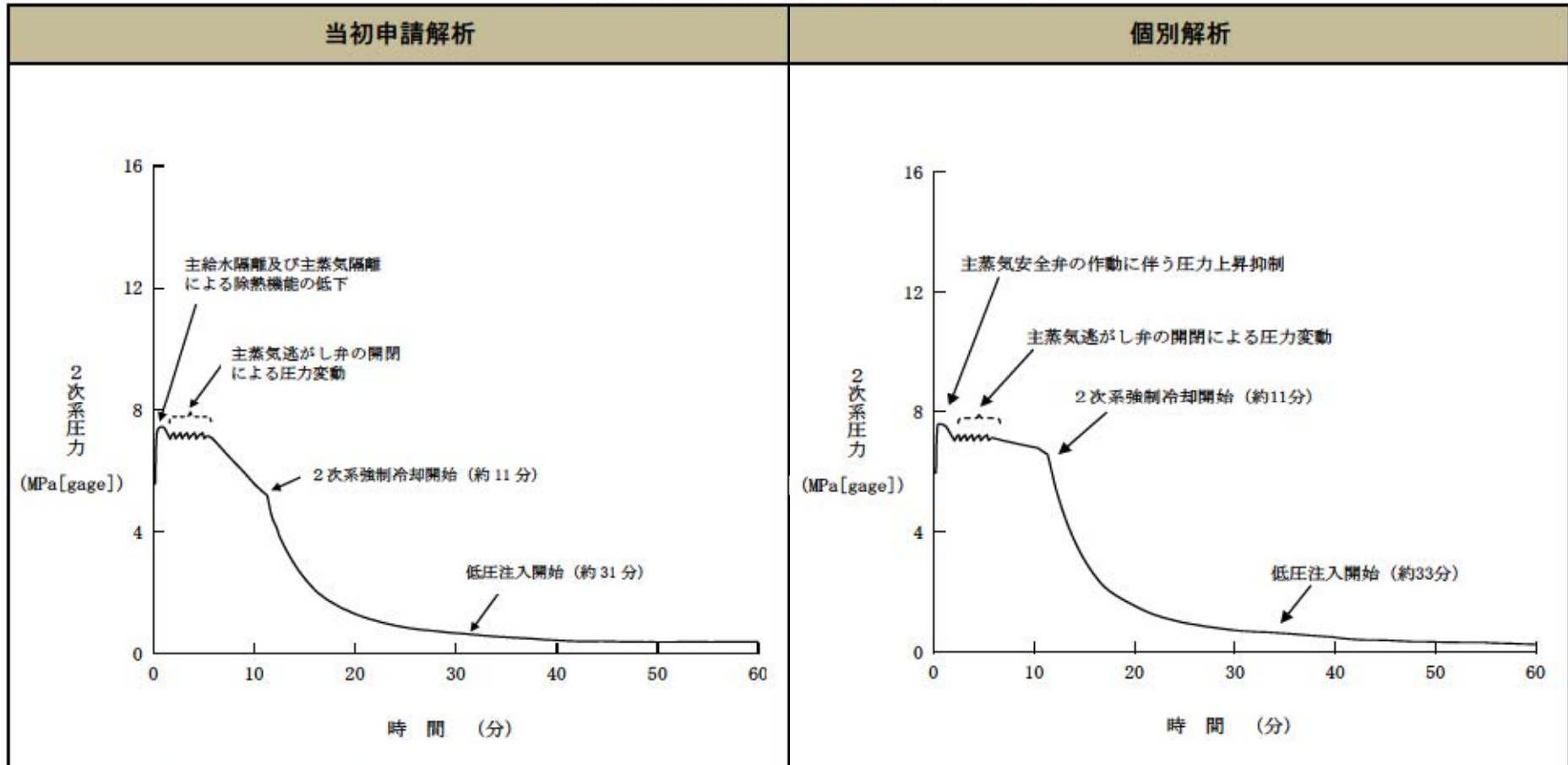


【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。
 なお、個別解析は1次系体積が3%程度大きいことから、1次冷却材圧力の低下が若干遅くなり、蓄圧注入開始のタイミングが異なっている。

事象進展の比較
 (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)

ECCS注水機能喪失

【2次系圧力の推移(破断口径:4インチ)】

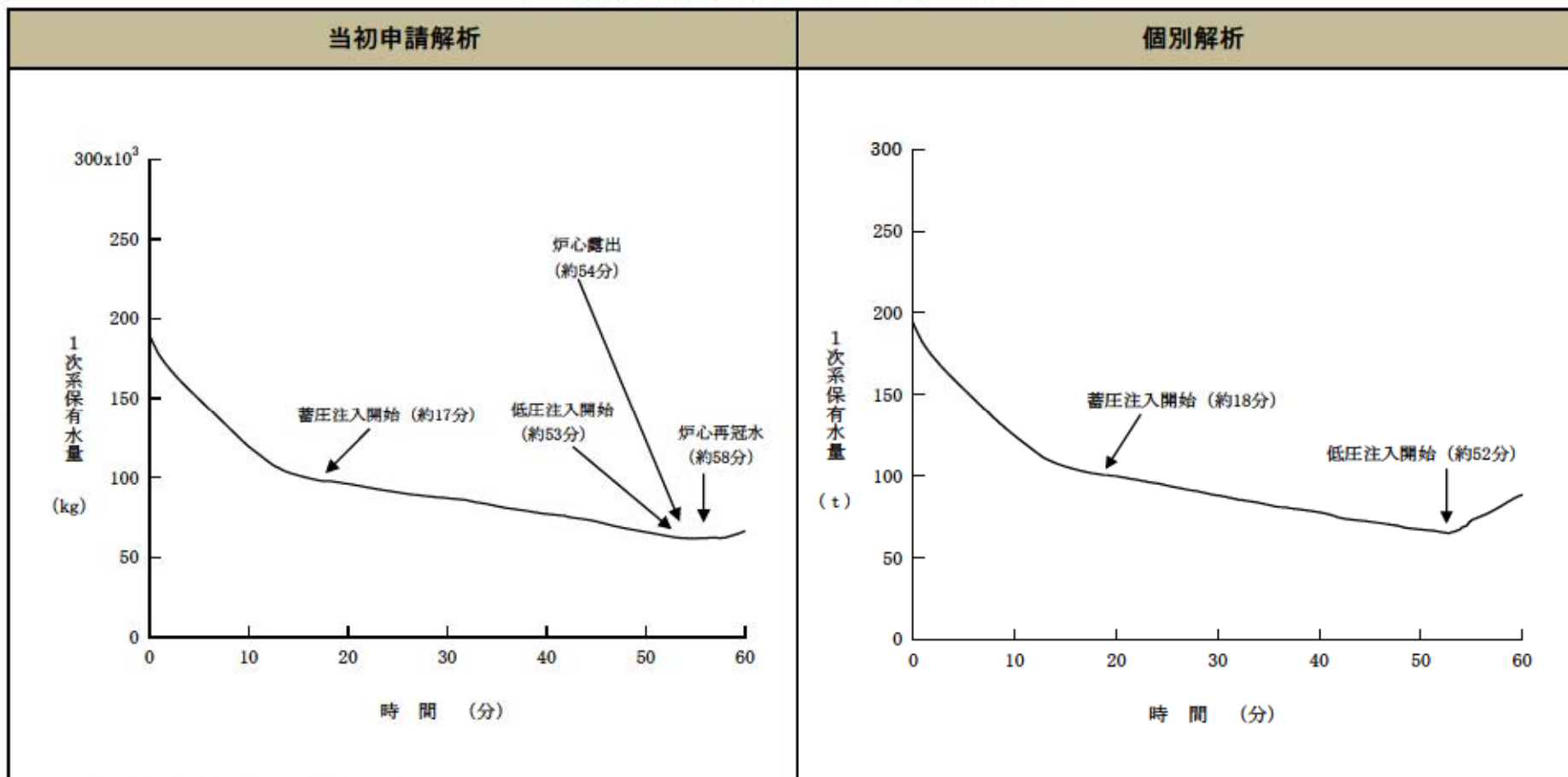


【当初申請解析と個別解析の差異】

個別解析では補助給水流量が少ないため、補助給水ピットの低温水が蒸気発生器に到達するのが遅く、それまでは補助給水温度が高い状態が続くことから、2次系圧力の低下が緩やかになっている。その後、2次系強制冷却を開始することで2次系圧力は低下し、事象進展はほぼ同様となっている。

ECCS注水機能喪失

【1次系保有水量の推移(破断口径:2インチ)】



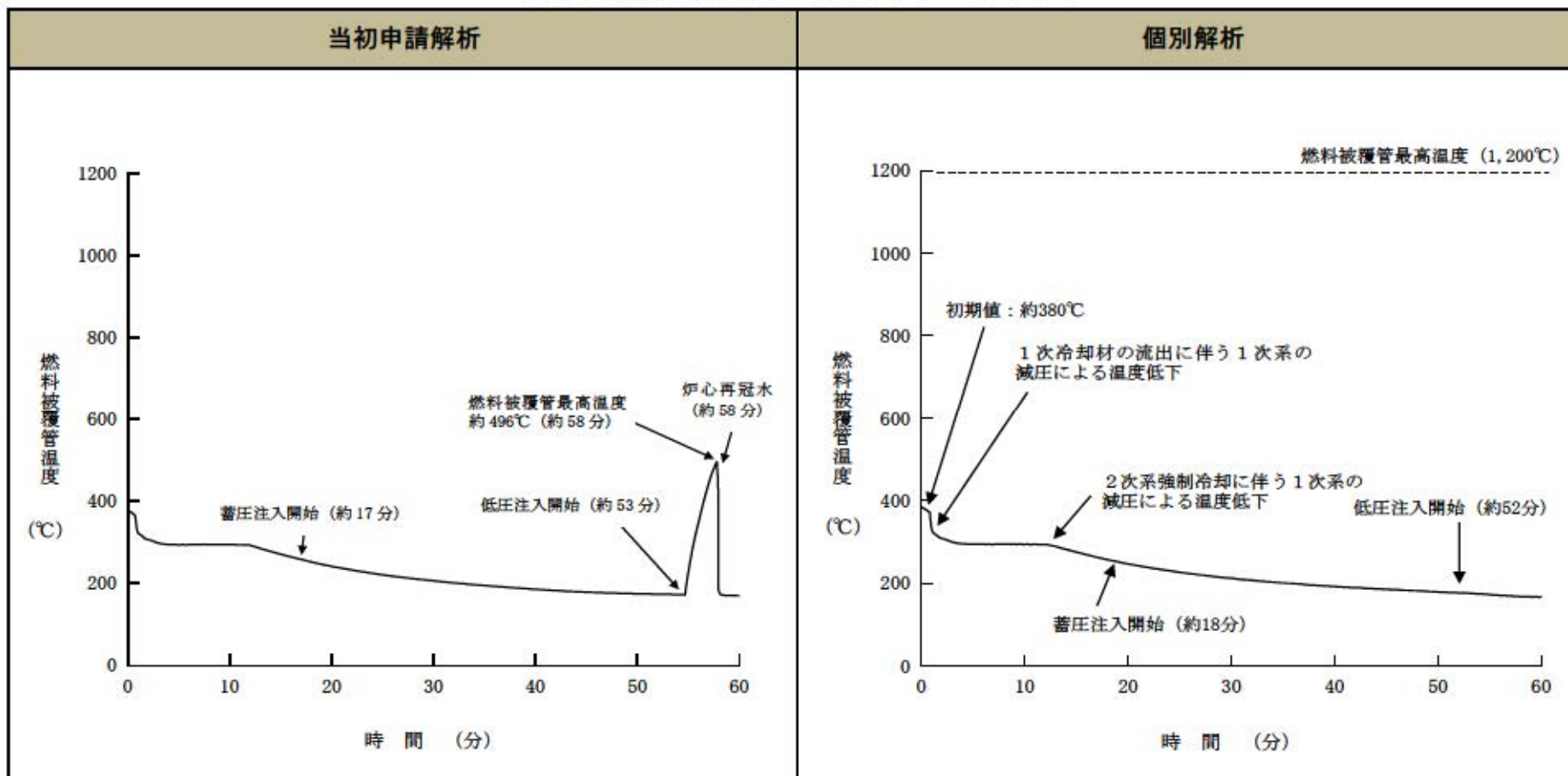
【当初申請解析と個別解析の差異】

個別解析の方が高圧時の炉心注入流量が若干多くなる注入特性であり、炉心露出の前に1次系保有水量が回復する。

事象進展の比較
 (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)

ECCS注水機能喪失

【燃料被覆管温度の推移 (破断口径: 2インチ)】



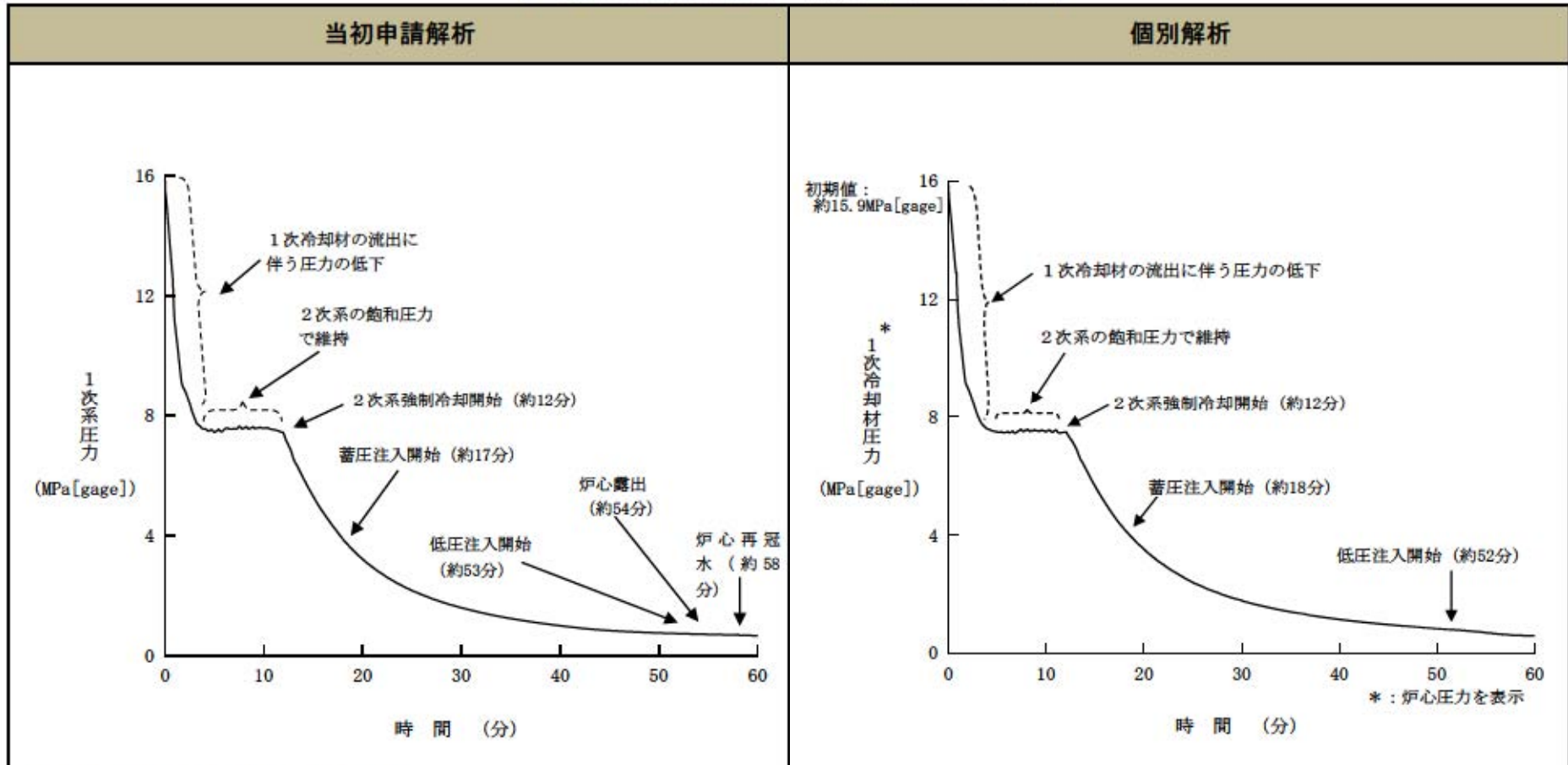
【当初申請解析と個別解析の差異】

個別解析の方が高圧時の炉心注入流量が若干多くなる注入特性であり、炉心露出しないため燃料被覆管温度は上昇しない。

事象進展の比較
 (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)

ECCS注水機能喪失

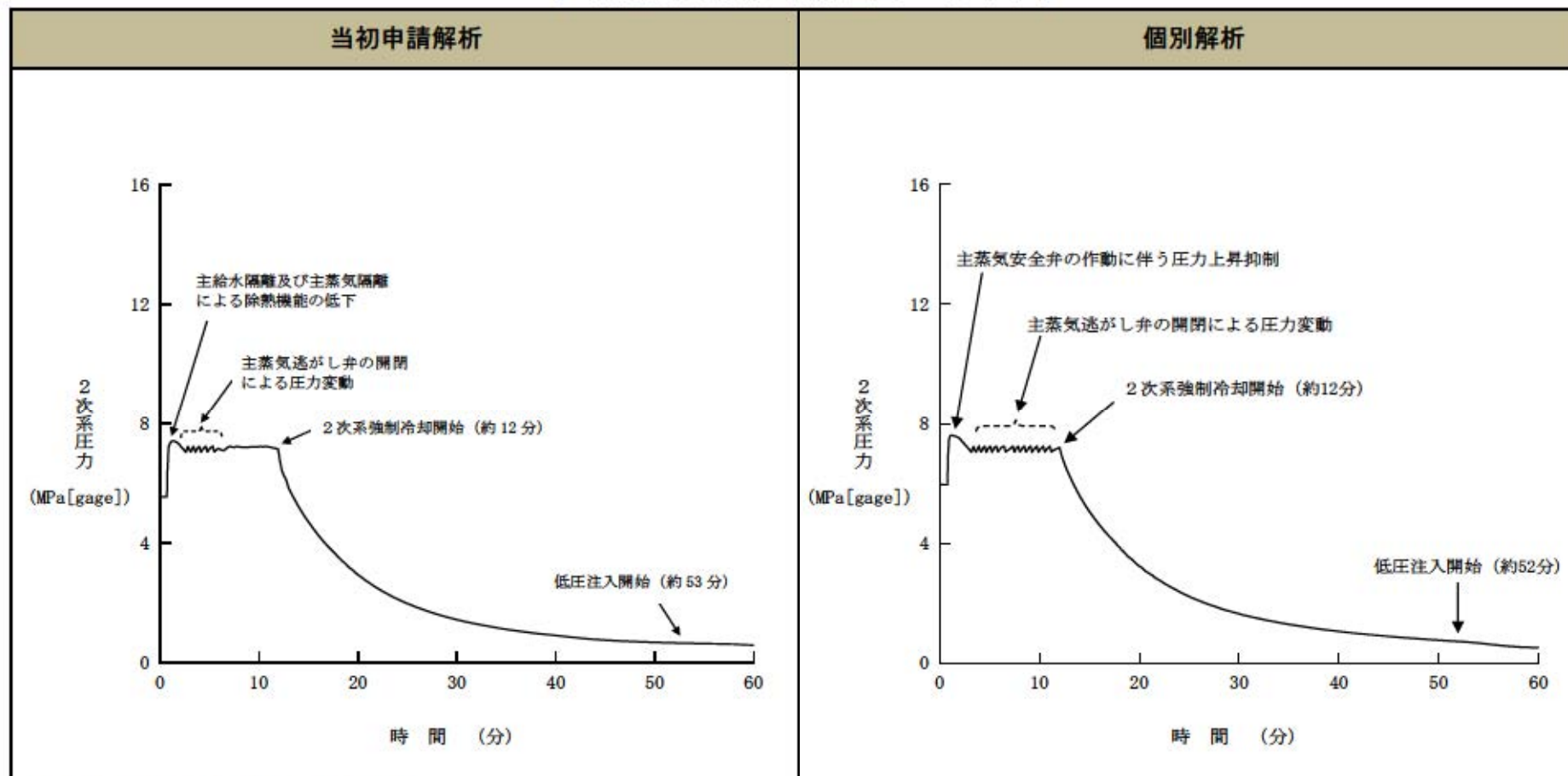
【1次冷却材圧力の推移(破断口径:2インチ)】



【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

ECCS注水機能喪失

【2次系圧力の推移(破断口径:2インチ)】



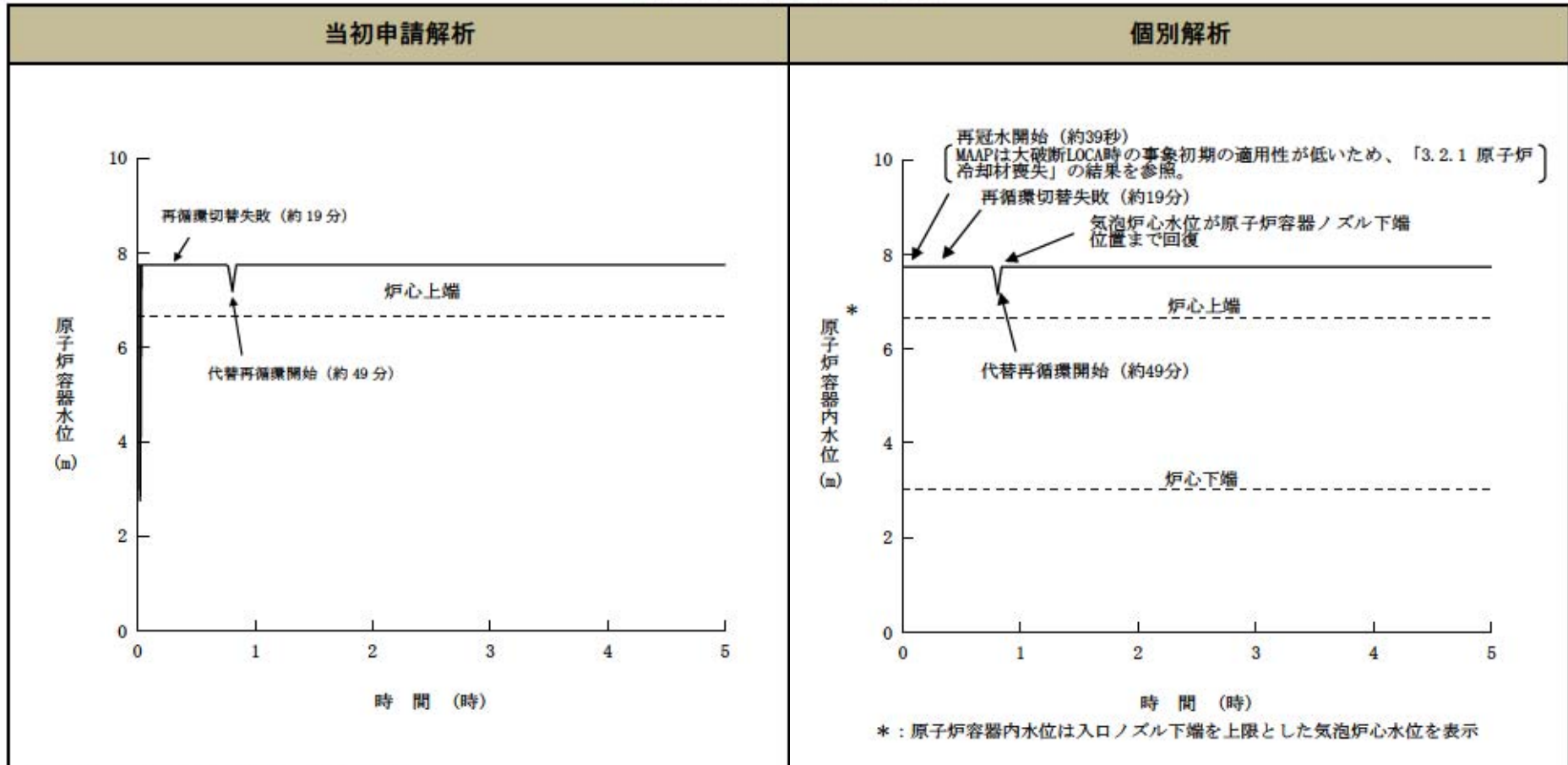
【当初申請解析と個別解析の差異】

個別解析では補助給水流量が少ないため、補助給水ピットの低温水が蒸気発生器に到達するのが遅く、それまでは補助給水温度が高い状態が続くことから、主蒸気逃がし弁が開閉する時間が長くなる。その後、2次系強制冷却を開始することにより2次系圧力は低下し、事象進展はほぼ同様となっている。

事象進展の比較
 (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)

ECCS再循環機能喪失

【原子炉容器内水位の推移】



【当初申請解析と個別解析の差異】

ほぼ同様の挙動となっている。

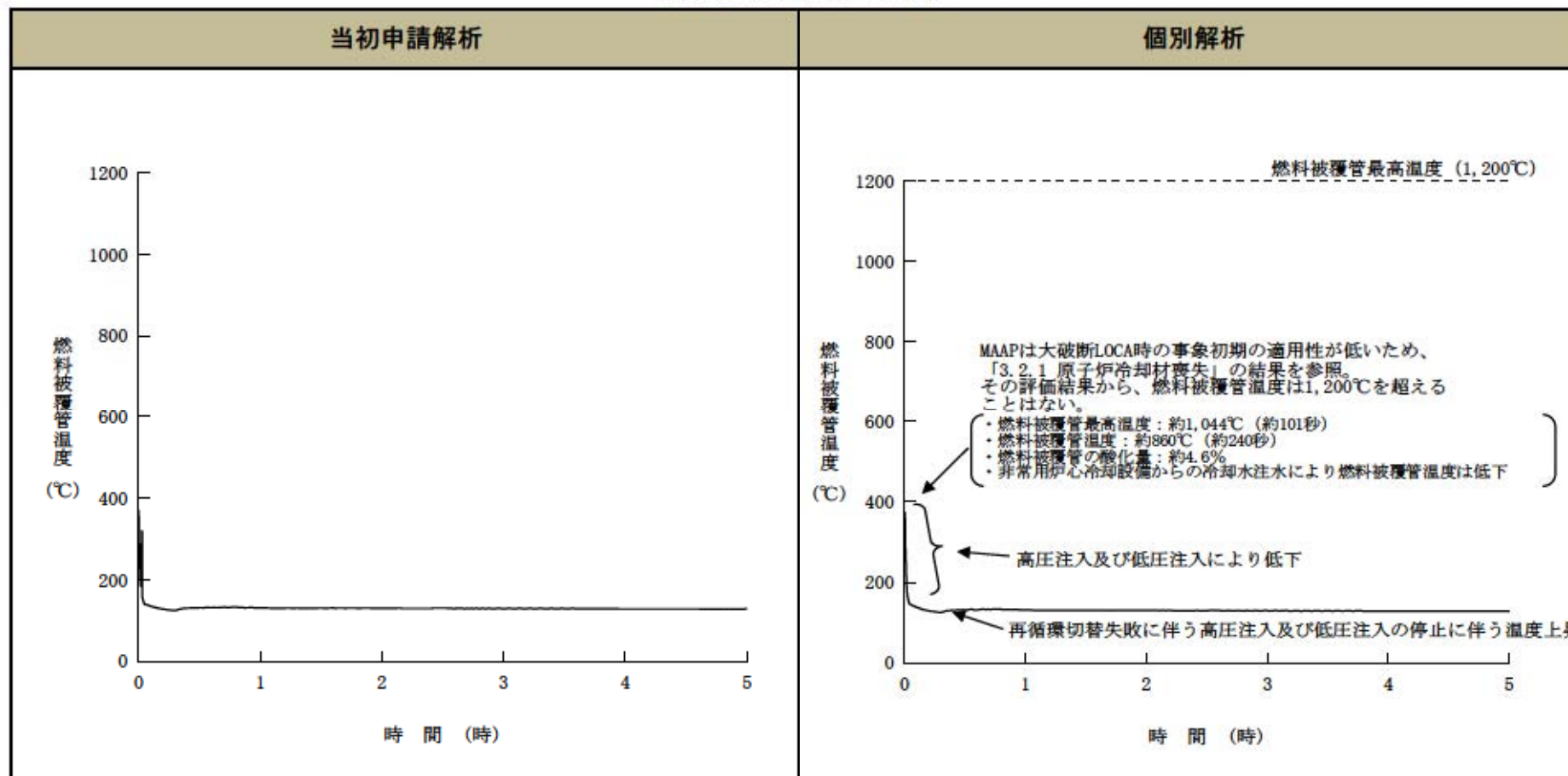
(個別解析では原子炉トリップの15秒後にRCPトリップ(当初申請解析は30秒後)するため、個別解析の方が破断口(低温側配管)からの流出量が減少し1次系保有水量が多くなることから、事象発生直後の原子炉容器水位の低下が見られない。

なお、MAAPは大破断LOCA時の事象初期の適用性が低いため、燃料被覆管温度及び酸化量は設計基準事故における評価結果を用いて有効性を確認している。)

事象進展の比較
 (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)

ECCS再循環機能喪失

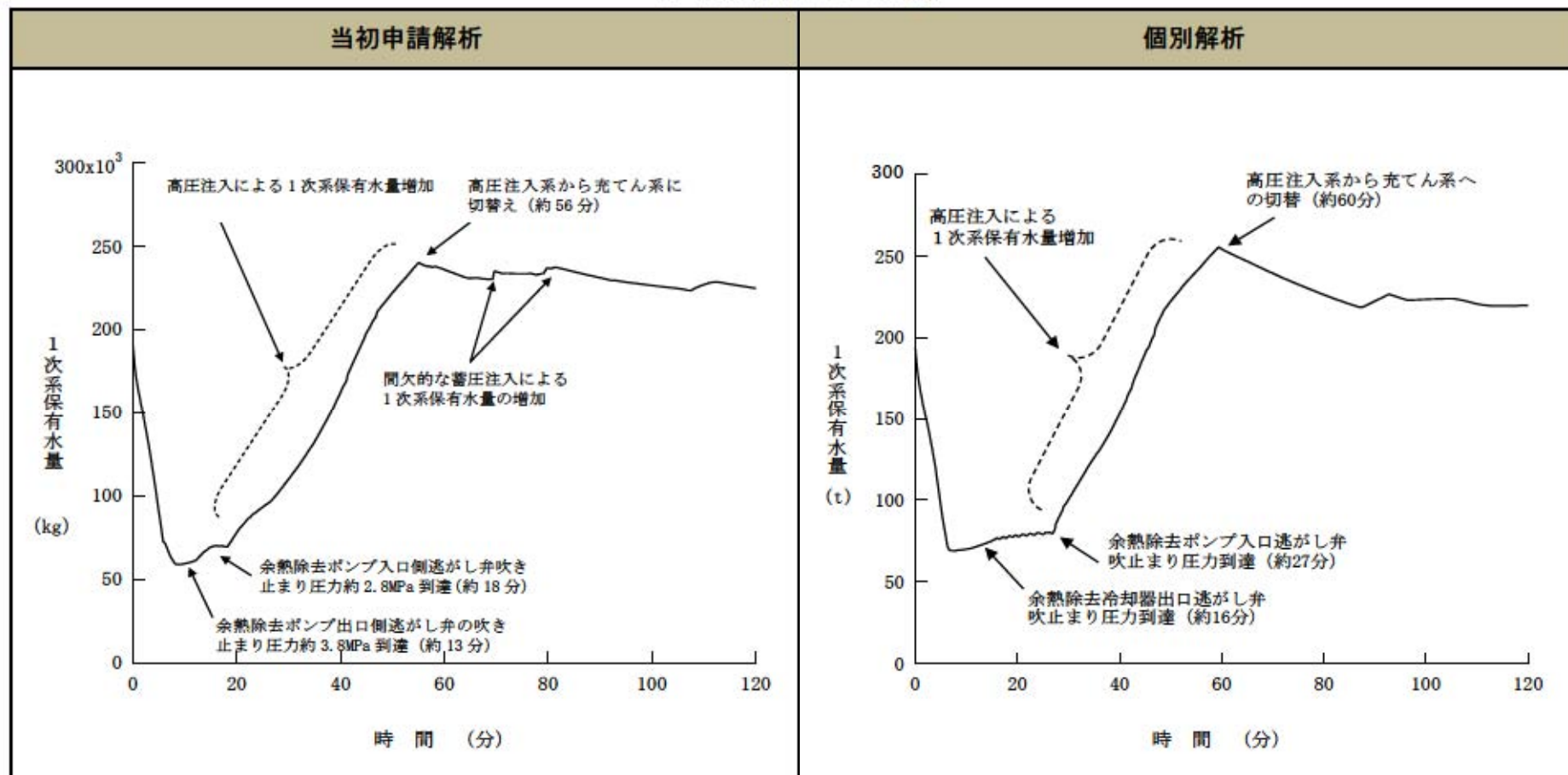
【燃料被覆管温度の推移】



【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)

【1次系保有水量の推移】



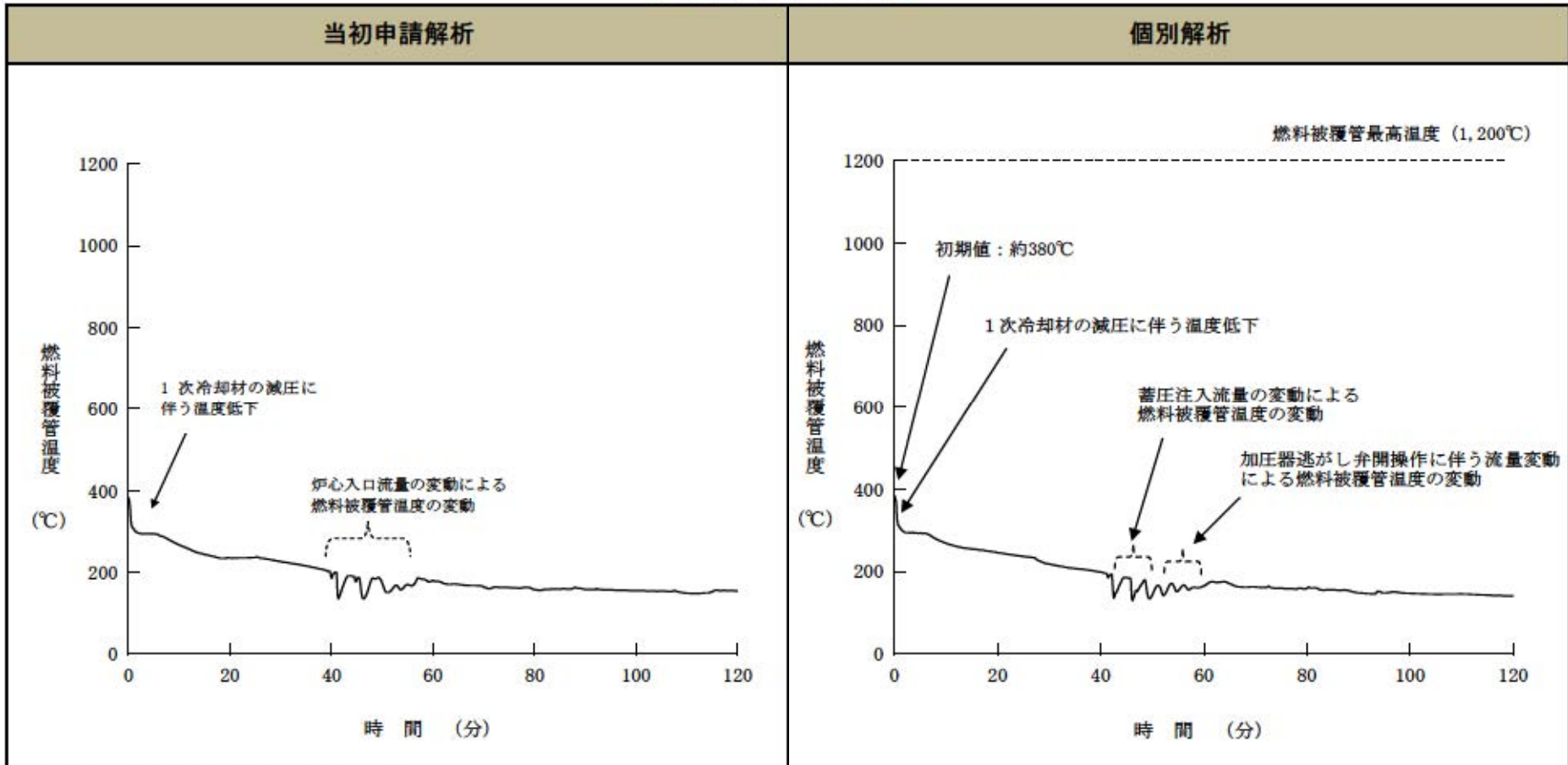
【当初申請解析と個別解析の差異】

個別解析では補助給水流量が少なく、除熱量が相対的に少なくなるため、余熱除去ポンプ出口逃がし弁の吹き止まり圧力に低下する時間が遅くなり、1次系保有水量の回復が遅くなる。その後は高圧注入によって保有水量は回復し、必要な除熱量は確保されている。

事象進展の比較
 (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)

格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)

【燃料被覆管温度の推移】

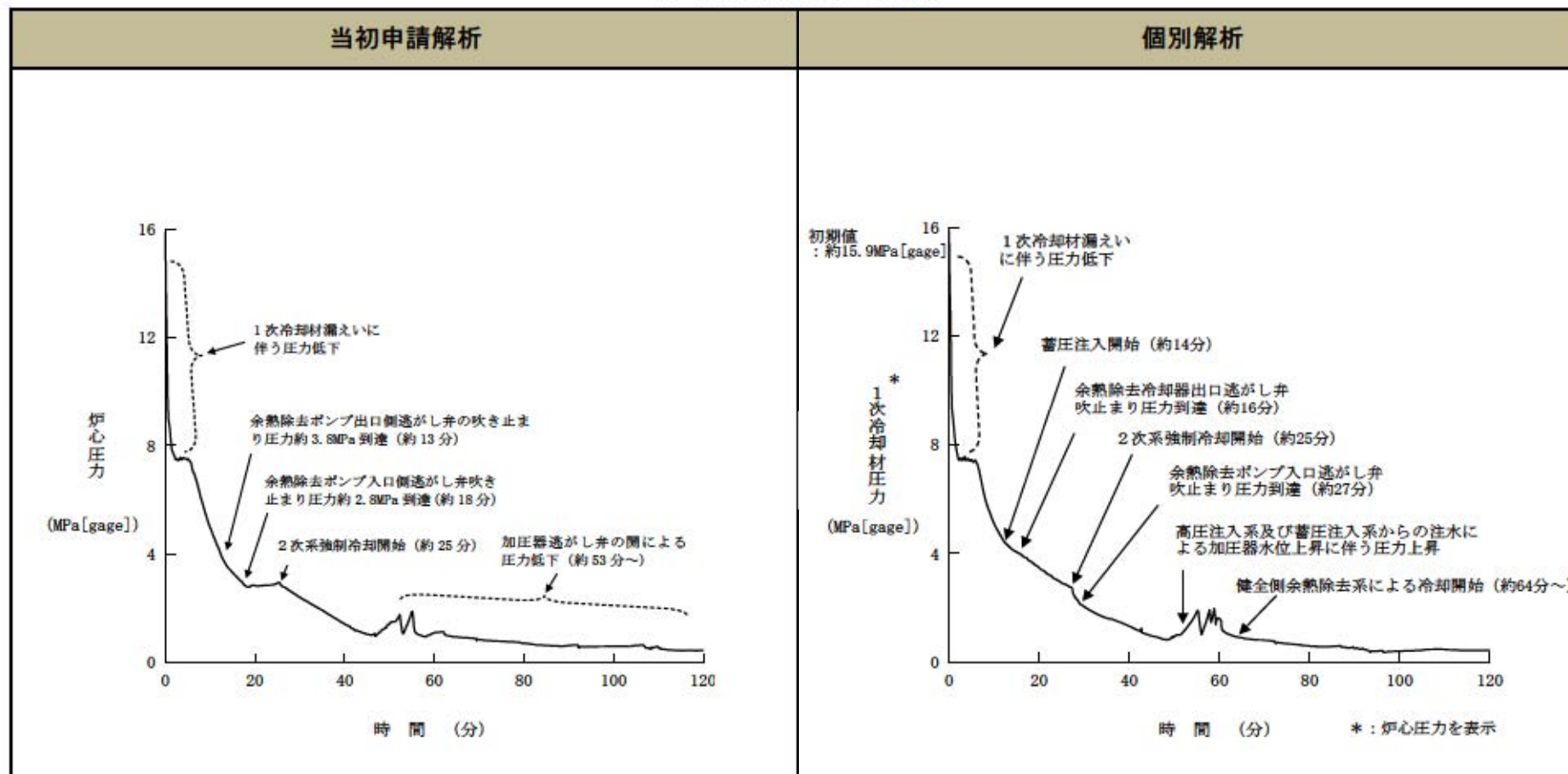


【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
 (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)

格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)

【1次冷却材圧力の推移】



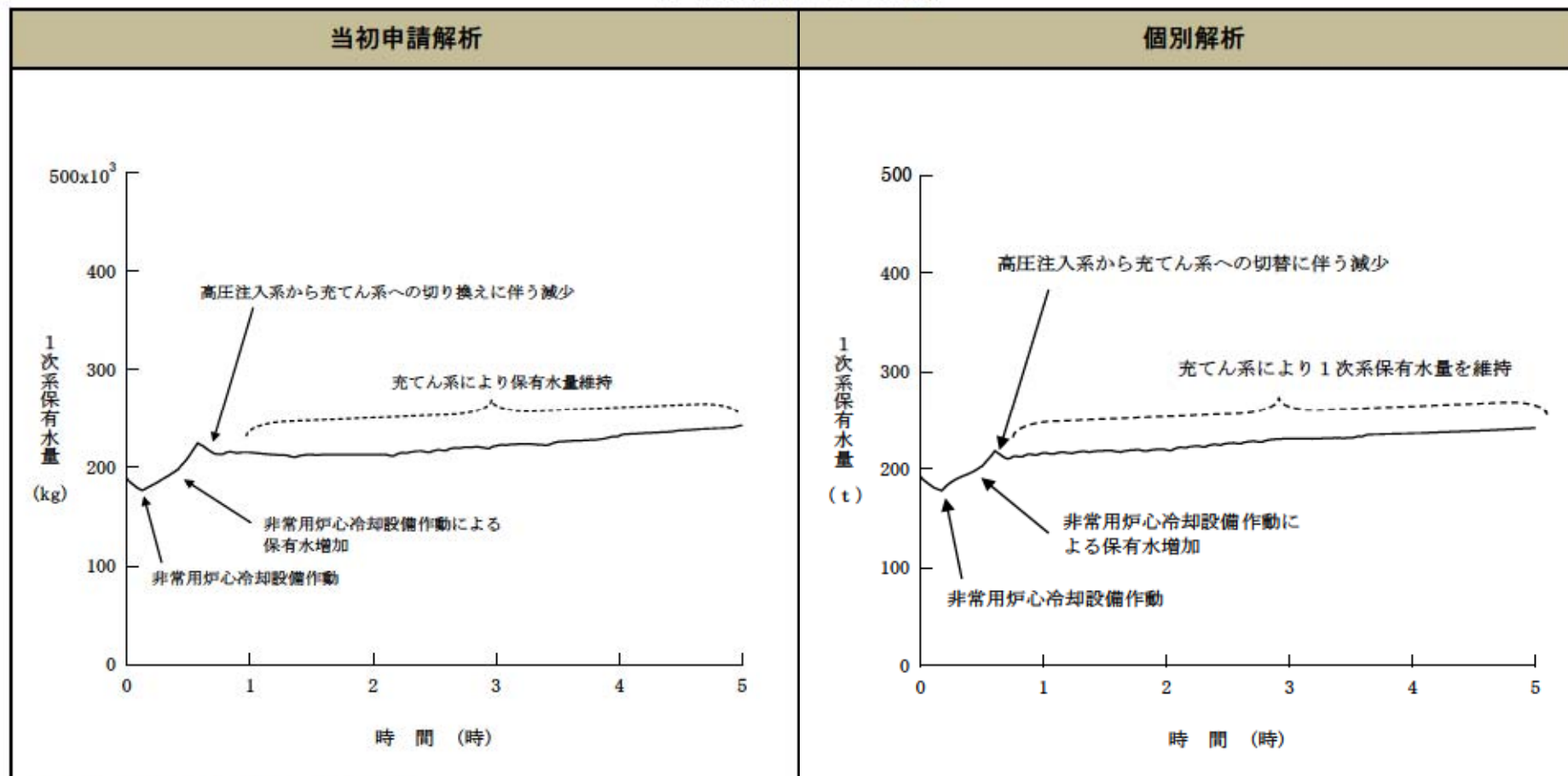
【当初申請解析と個別解析の差異】

個別解析では補助給水流量が少ないため、圧力低下割合が若干緩やかな挙動を示す。その後、約25分で2次系強制冷却が開始され、除熱が促進されることから、事象進展はほぼ同様となっている。

事象進展の比較
 (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)

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次系保有水量の推移】

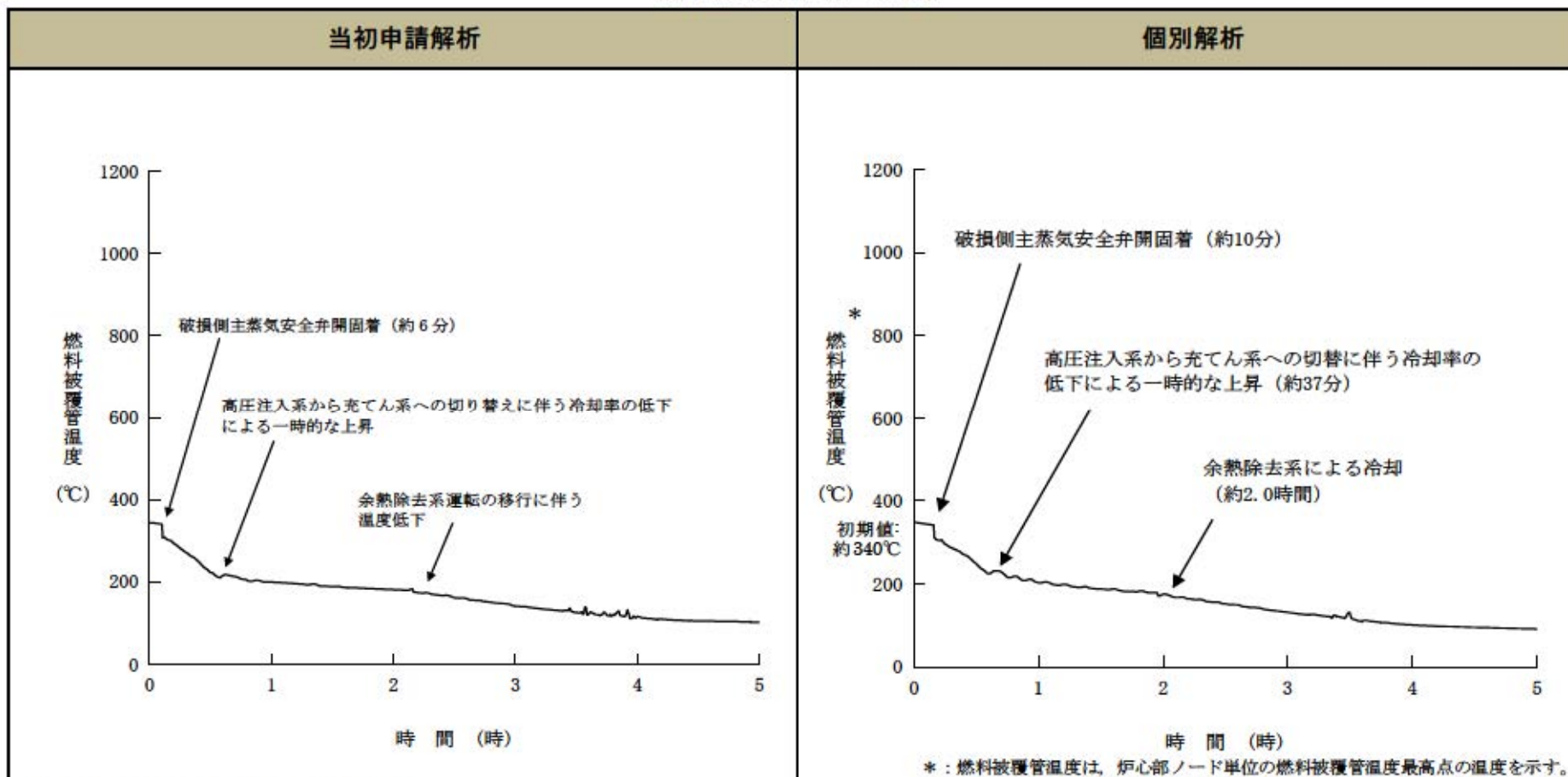


【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
 (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)

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)

【燃料被覆管温度の推移】



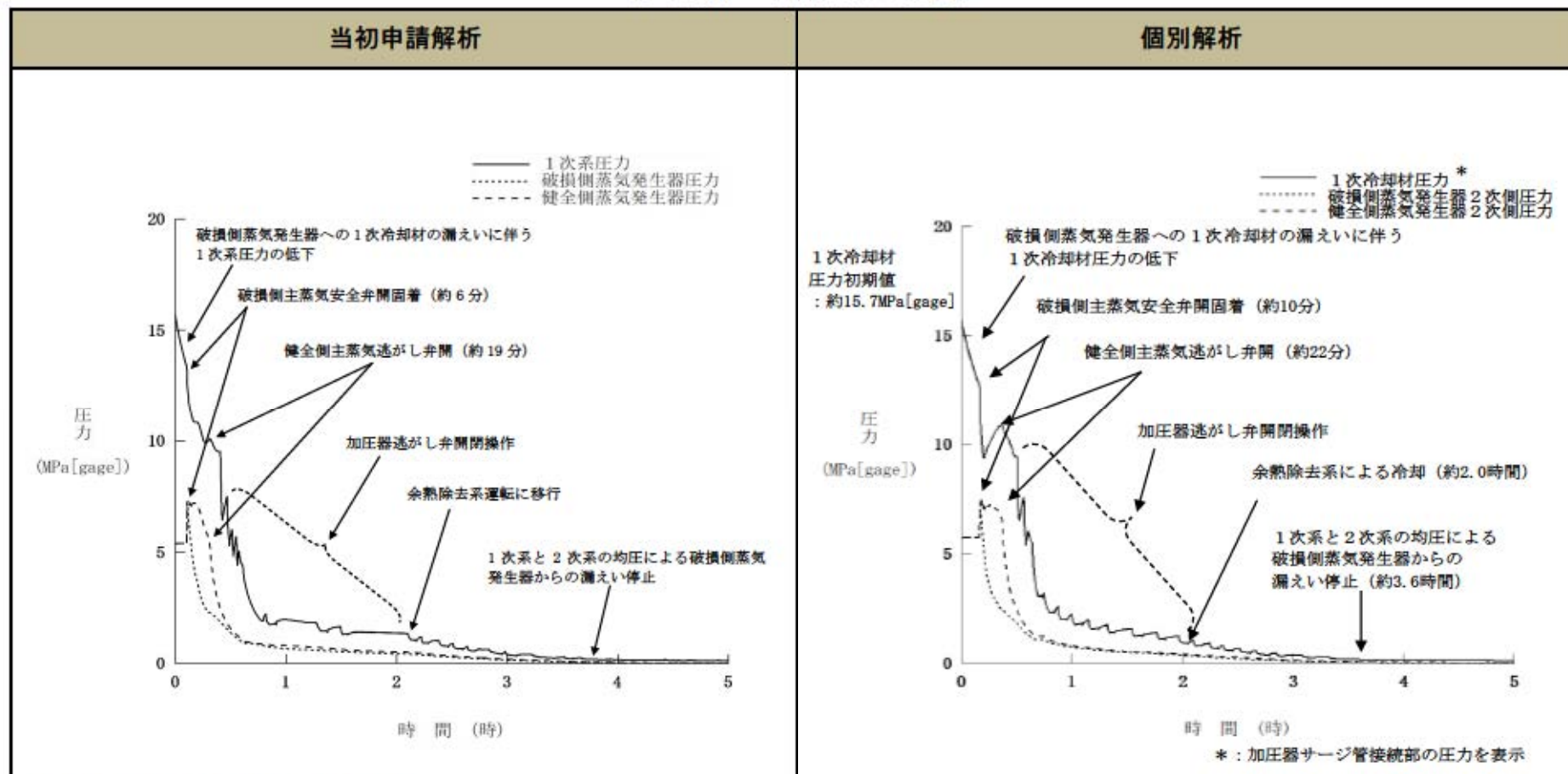
【当初申請解析と個別解析の差異】

個別解析では「過大温度ΔT高」原子炉トリップ信号は折れ線方式を採用しており、原子炉トリップが当初申請解析より約4分遅れることから、事象発生後の破損側主蒸気安全弁開固着が遅くなる。その後の事象進展は同様となっている。

事象進展の比較
 (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)

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次系、2次系圧力の推移】



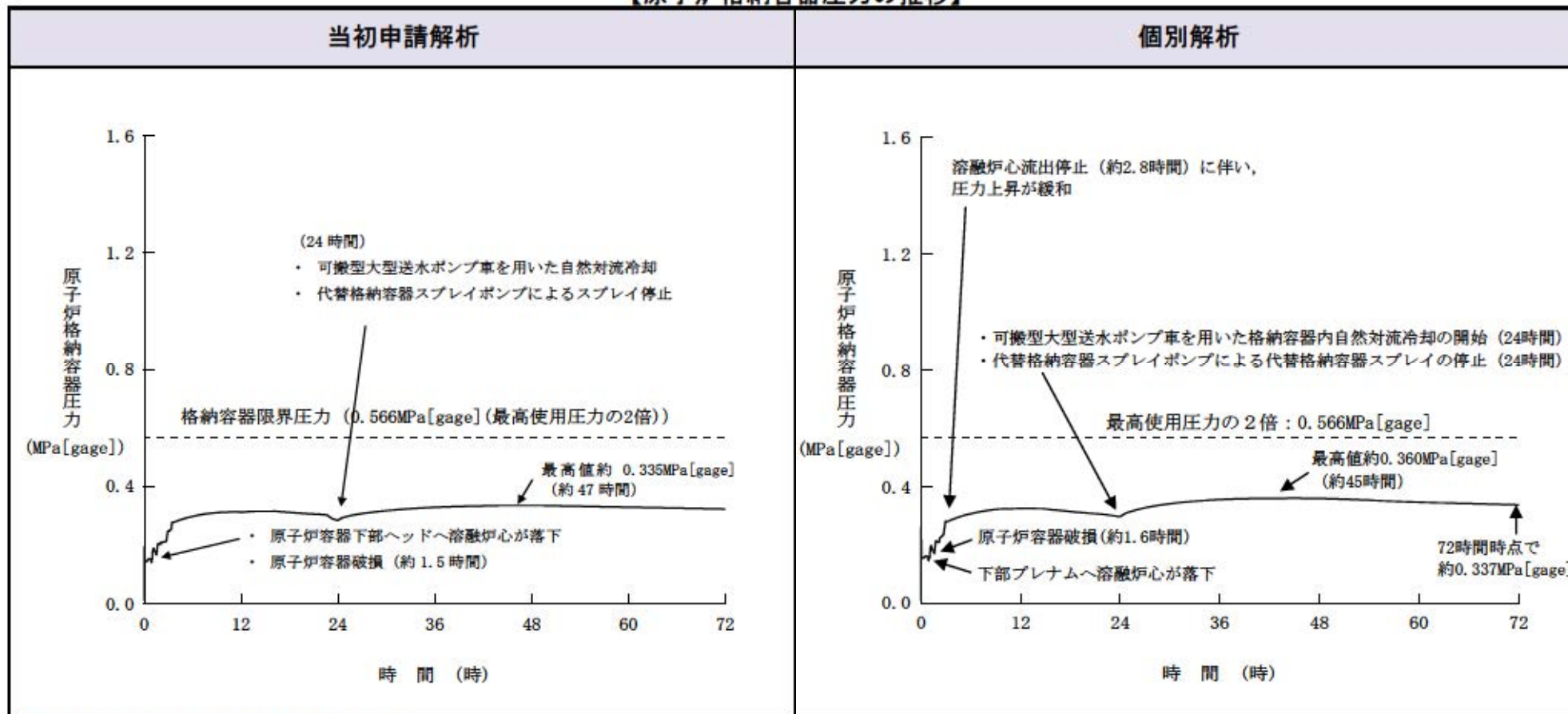
【当初申請解析と個別解析の差異】

個別解析では「過大温度ΔT高」原子炉トリップ信号は折れ線方式を採用しており、原子炉トリップが当初申請解析より約4分遅れる。そのため、原子炉トリップ時に、加圧器の保有水量が相対的に少なく一時的に加圧器が空となり急激な圧力低下が生じる。その後は、高圧注入による1次系保有水量の回復に伴い、圧力が上昇傾向に転じ、その後の事象進展は同様となっている。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故)

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

【原子炉格納容器圧力の推移】



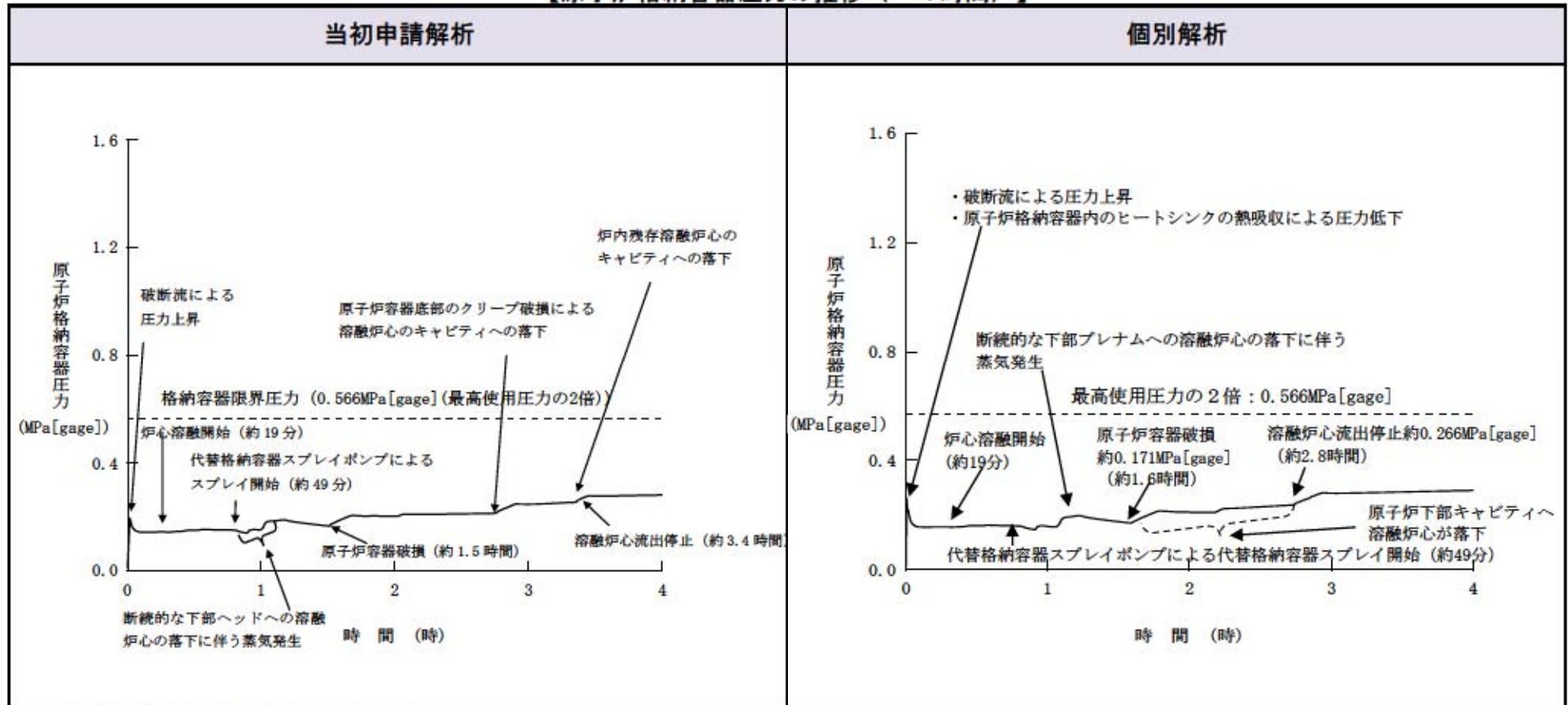
【当初申請解析と個別解析の差異】

最高値が個別解析の方が約0.025MPa[gage]高いが、これはCV自由体積が約3%小さいこと、格納容器再循環ユニットの除熱特性が小さいことに起因する。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故)

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

【原子炉格納容器圧力の推移 (~4時間)】

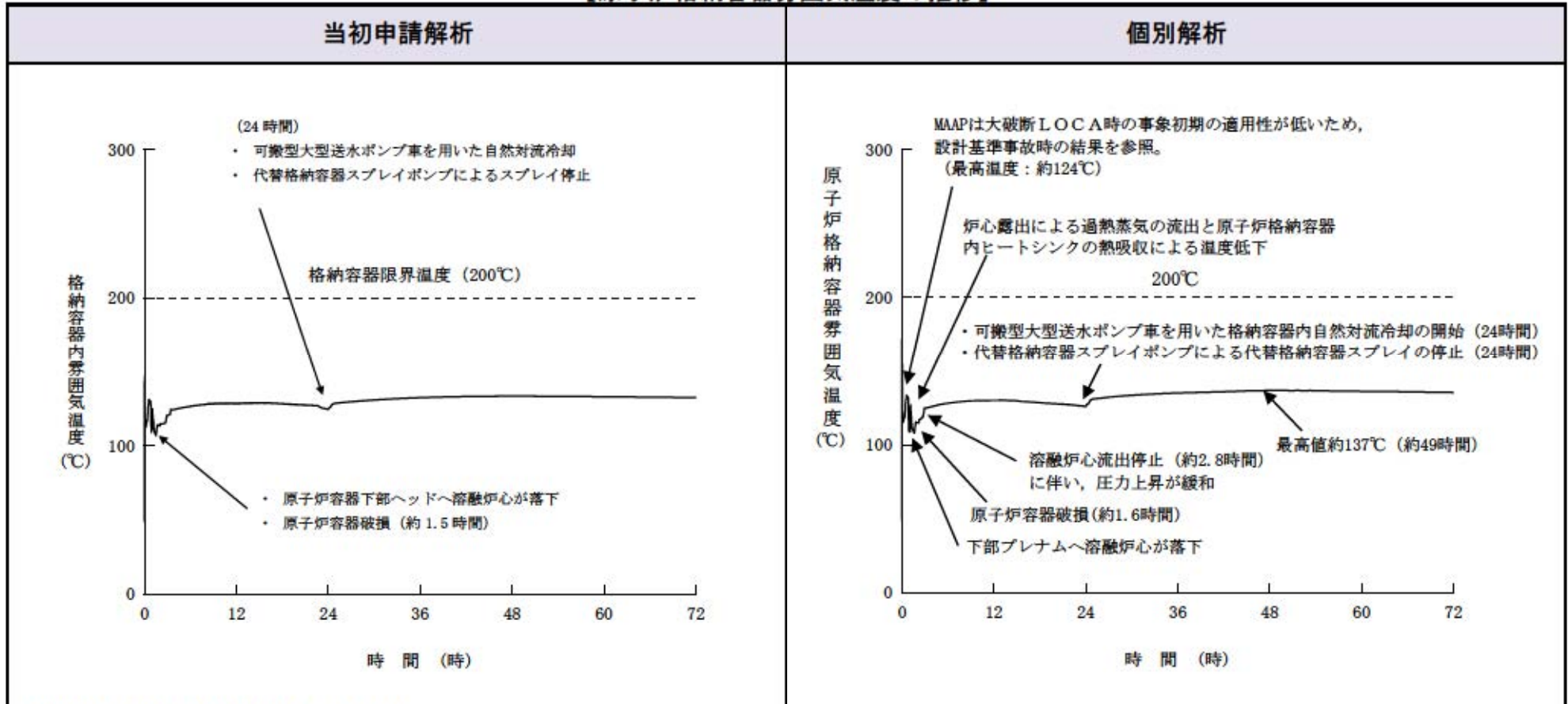


【当初申請解析と個別解析の差異】
ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故)

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熔融燃料-冷却材相互作用
熔融炉心・コンクリート相互作用

【原子炉格納容器雰囲気温度の推移】



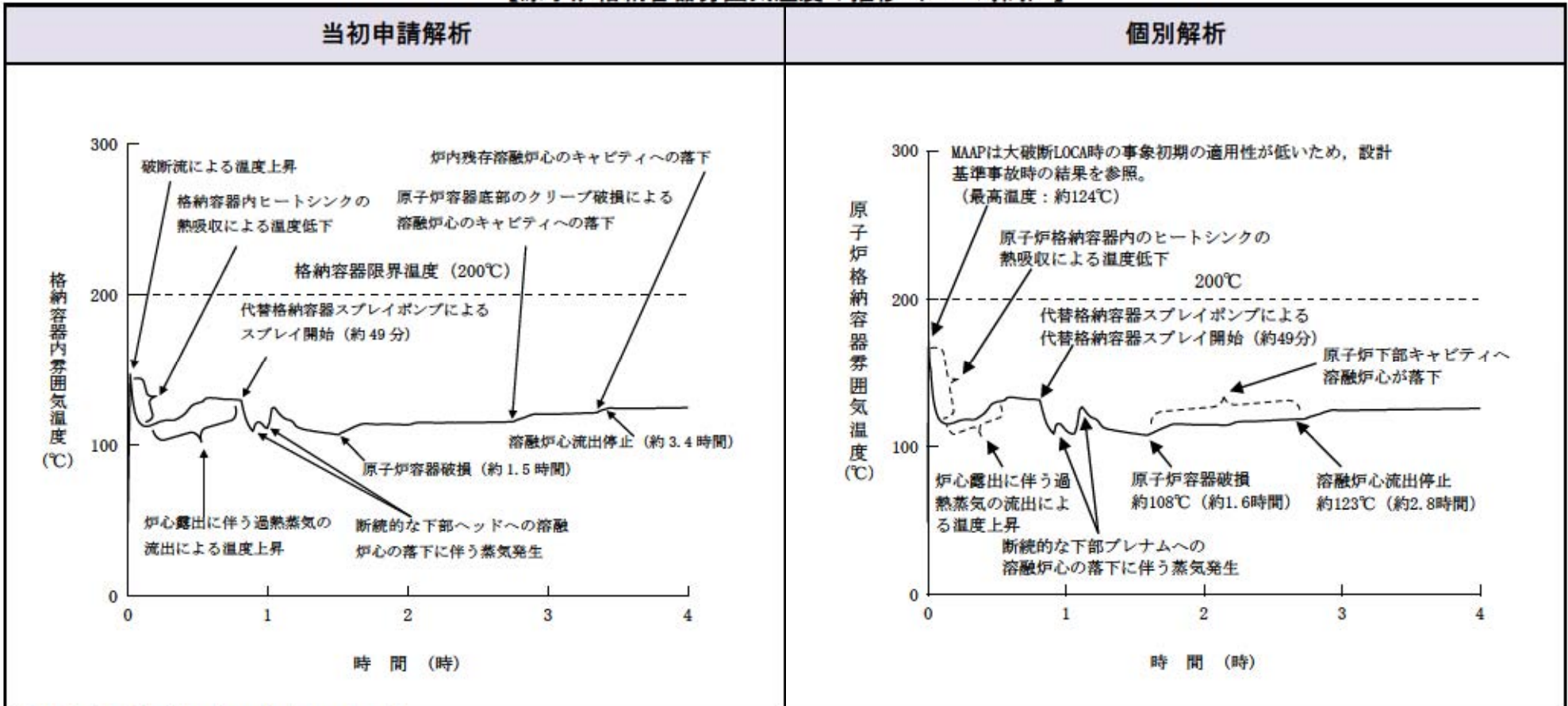
【当初申請解析と個別解析の差異】

最高値が個別解析の方が約4°C高いが、これはCV自由体積が約3%小さいこと、格納容器再循環ユニットの除熱特性が小さいことに起因する。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故)

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

【原子炉格納容器雰囲気温度の推移 (～4時間)】

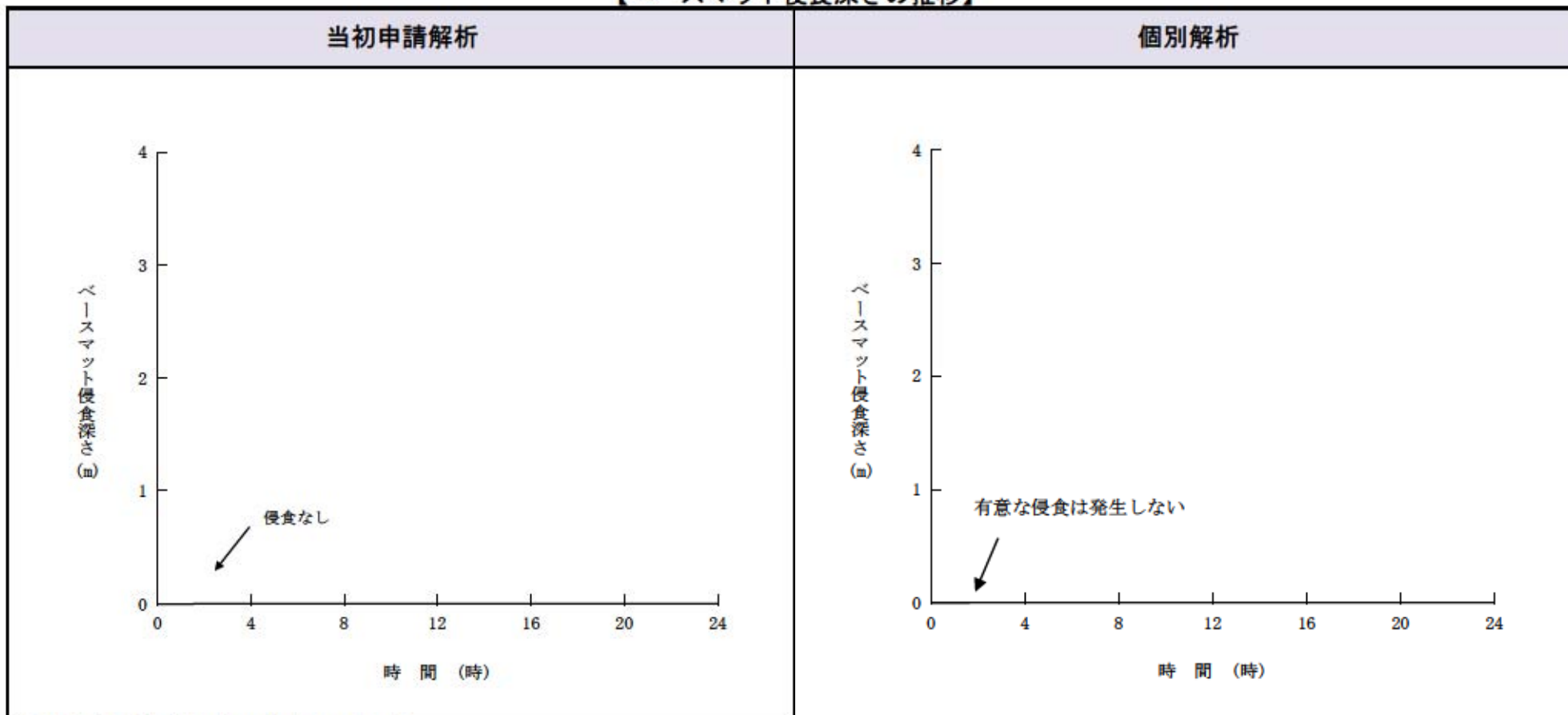


【当初申請解析と個別解析の差異】
ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故)

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

【ベースマツト侵食深さの推移】

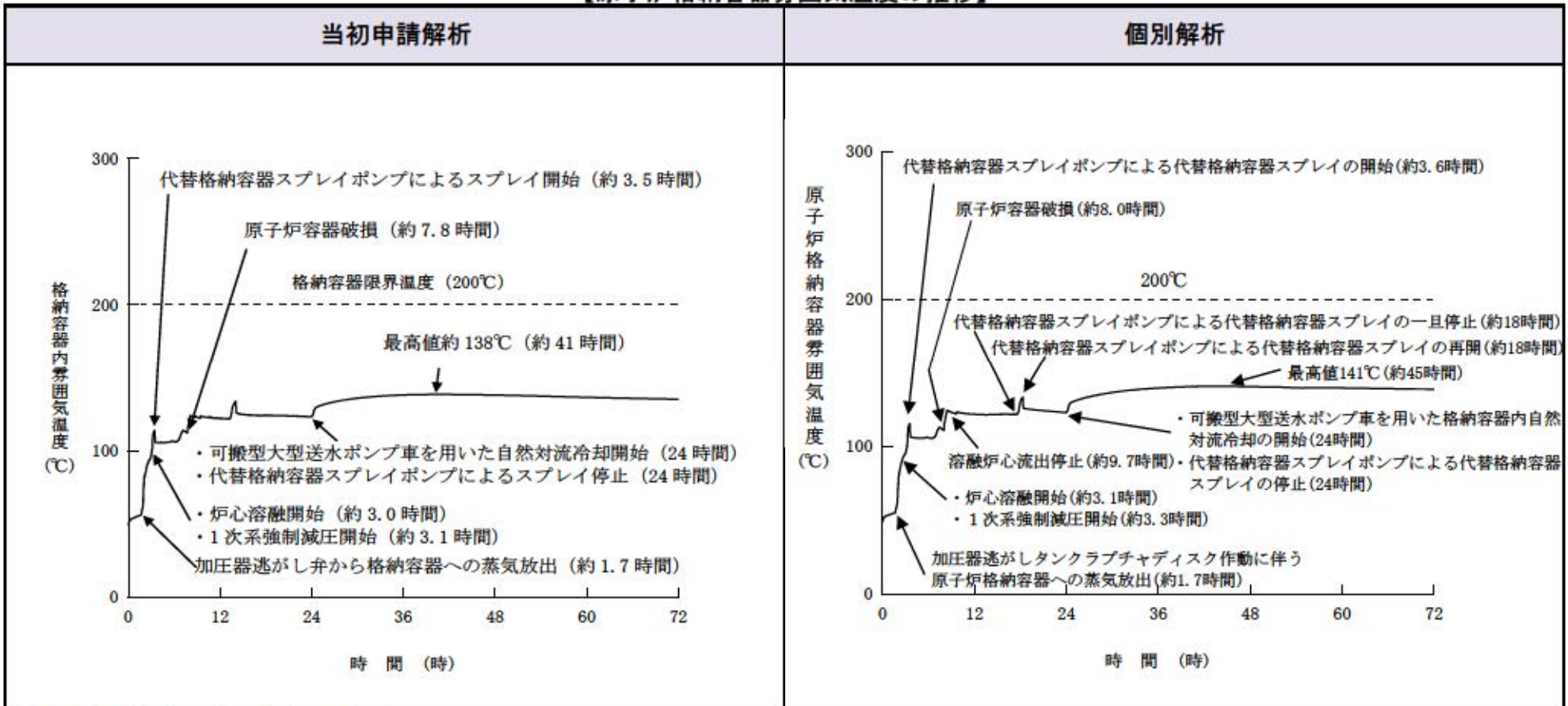


【当初申請解析と個別解析の差異】
ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故)

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 / 格納容器雰囲気直接加熱

【原子炉格納容器雰囲気温度の推移】



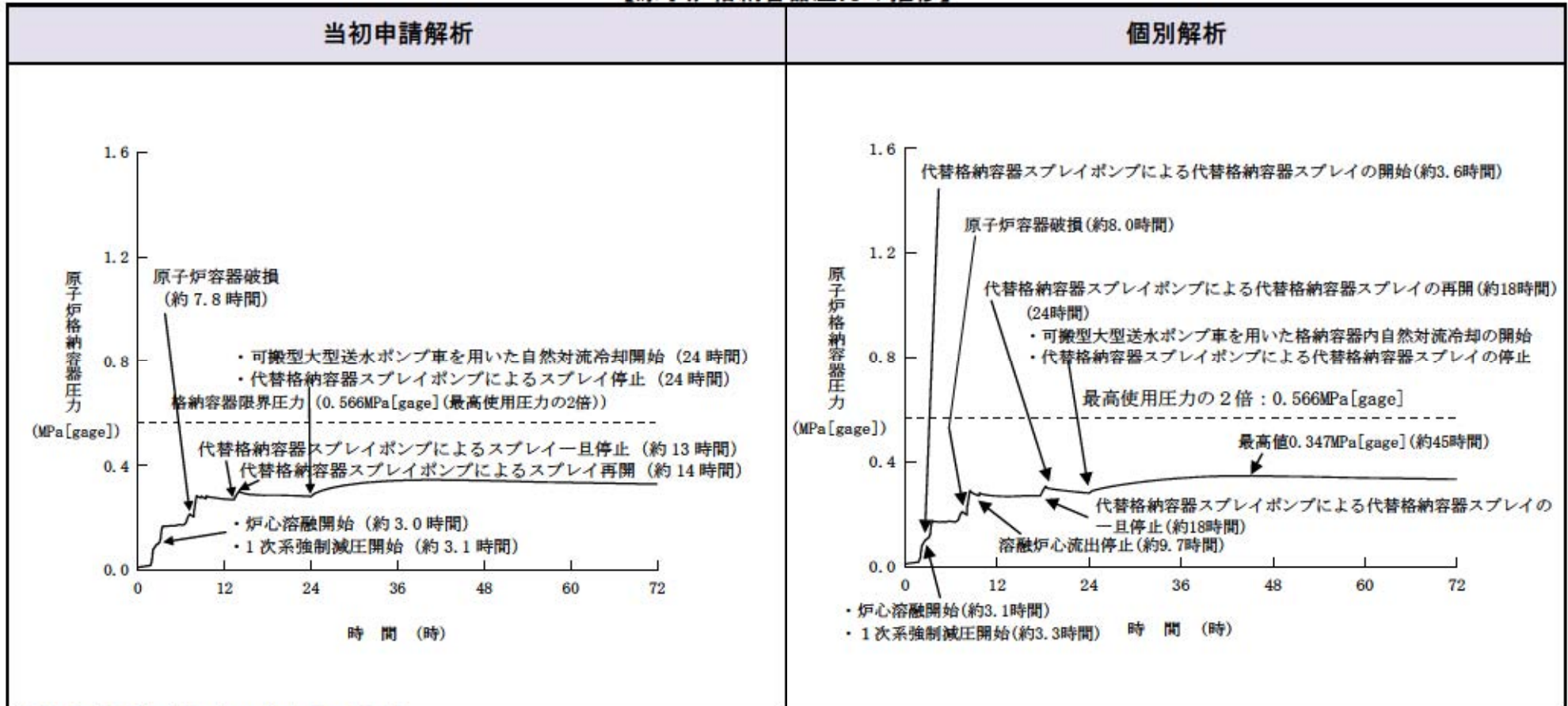
【当初申請解析と個別解析の差異】

最高値が個別解析の方が約3°C高いが、これはCV自由体積が約3%小さいこと、格納容器再循環ユニットの除熱特性が小さいことに起因する。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故)

雰囲気気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)
 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱

【原子炉格納容器圧力の推移】



【当初申請解析と個別解析の差異】

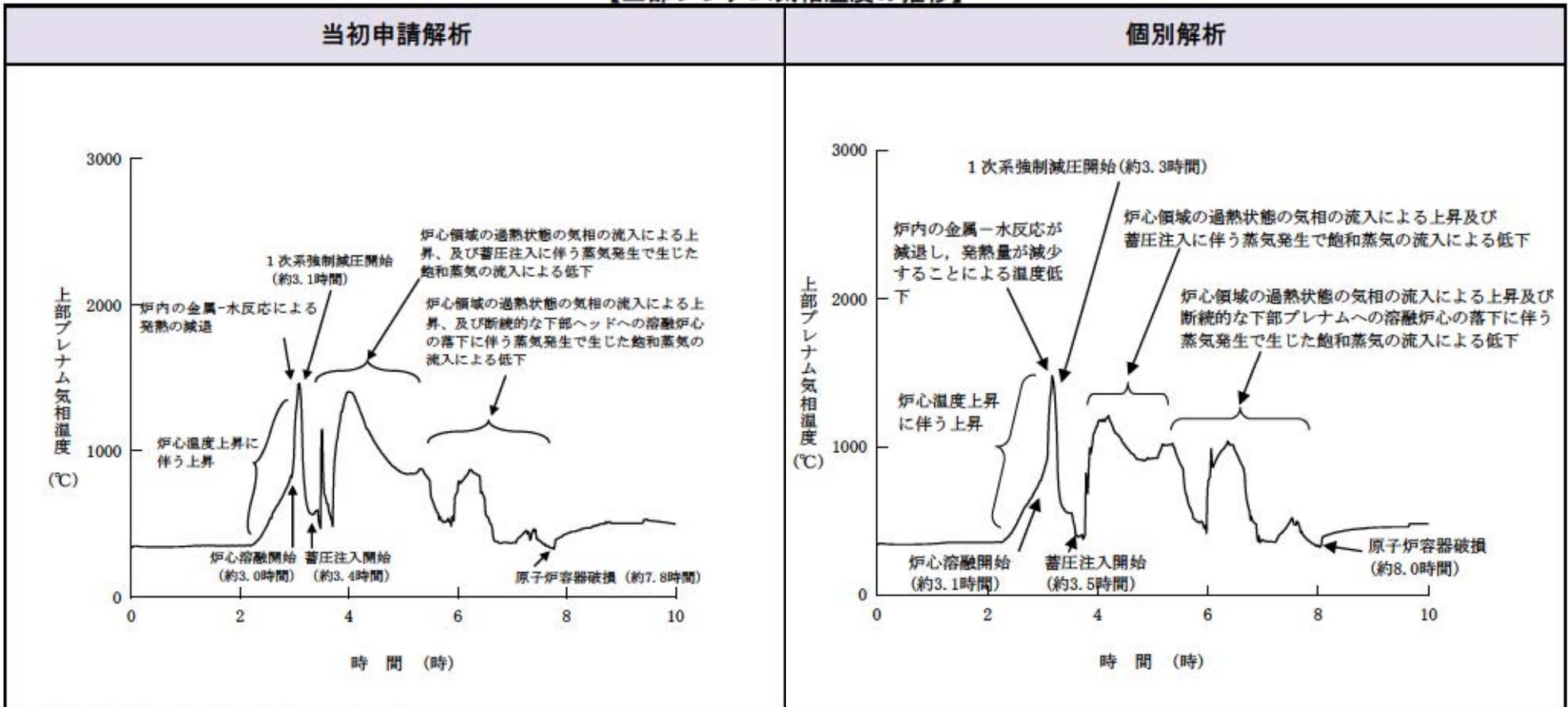
・代替格納容器スプレイの一旦停止、再開操作が約4時間異なるが、これは一旦停止とするCV内水量が異なるためである。当初申請解析では1,700m³、個別解析では2,270m³で一旦停止とするが、代替格納容器スプレイ流量は140m³/hで同一であるため、570m³÷140m³/h=4.07時間が運転停止時間の差となっている。再開操作は最高使用圧力到達から30分後に再開するが、どちらも同等である。

・最高値が個別解析の方が約0.002MPa[gage]高いが、これはCV自由体積が約3%小さいこと、格納容器再循環ユニットの除熱特性が小さいことに起因する。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故)

雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)
 高压熔融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱

【上部プレナム気相温度の推移】

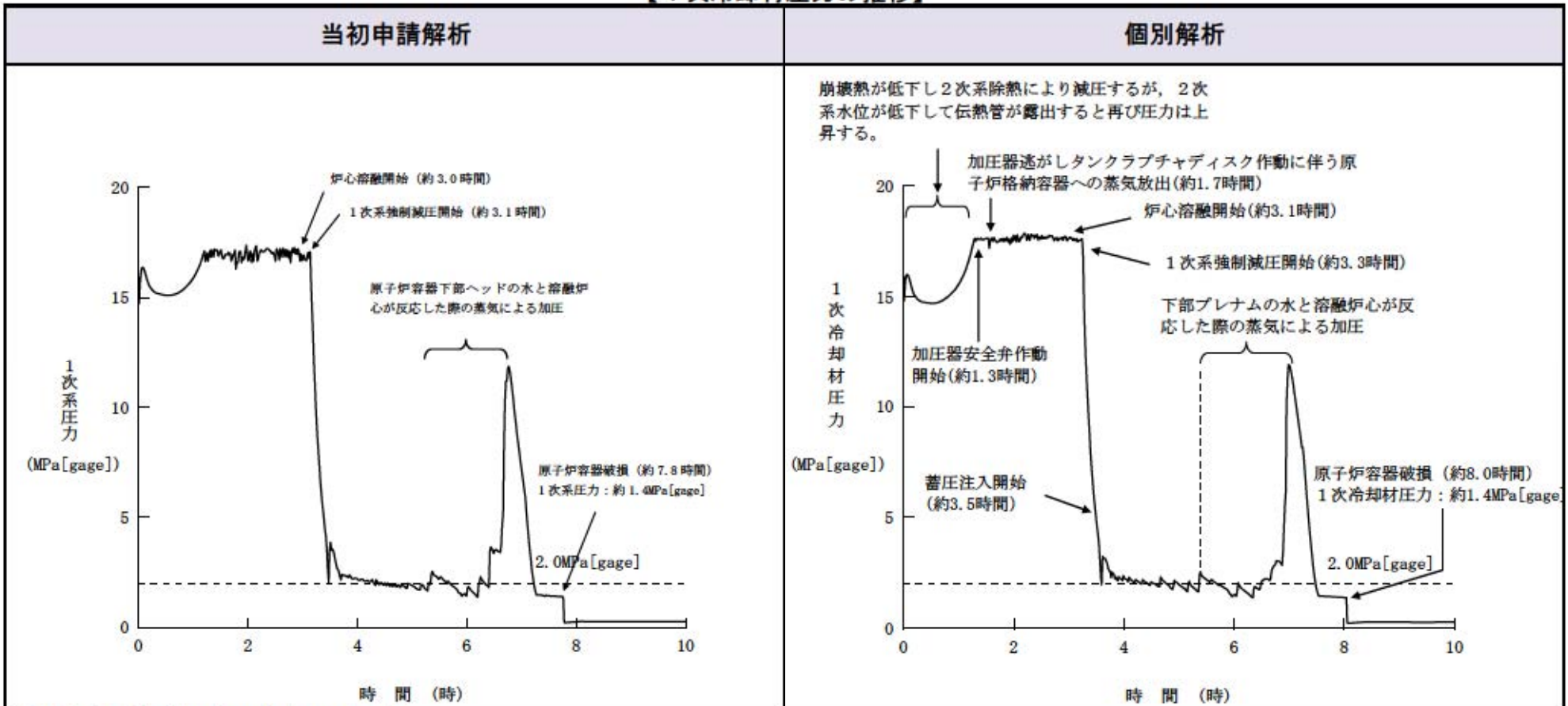


【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故)

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 / 格納容器雰囲気直接加熱

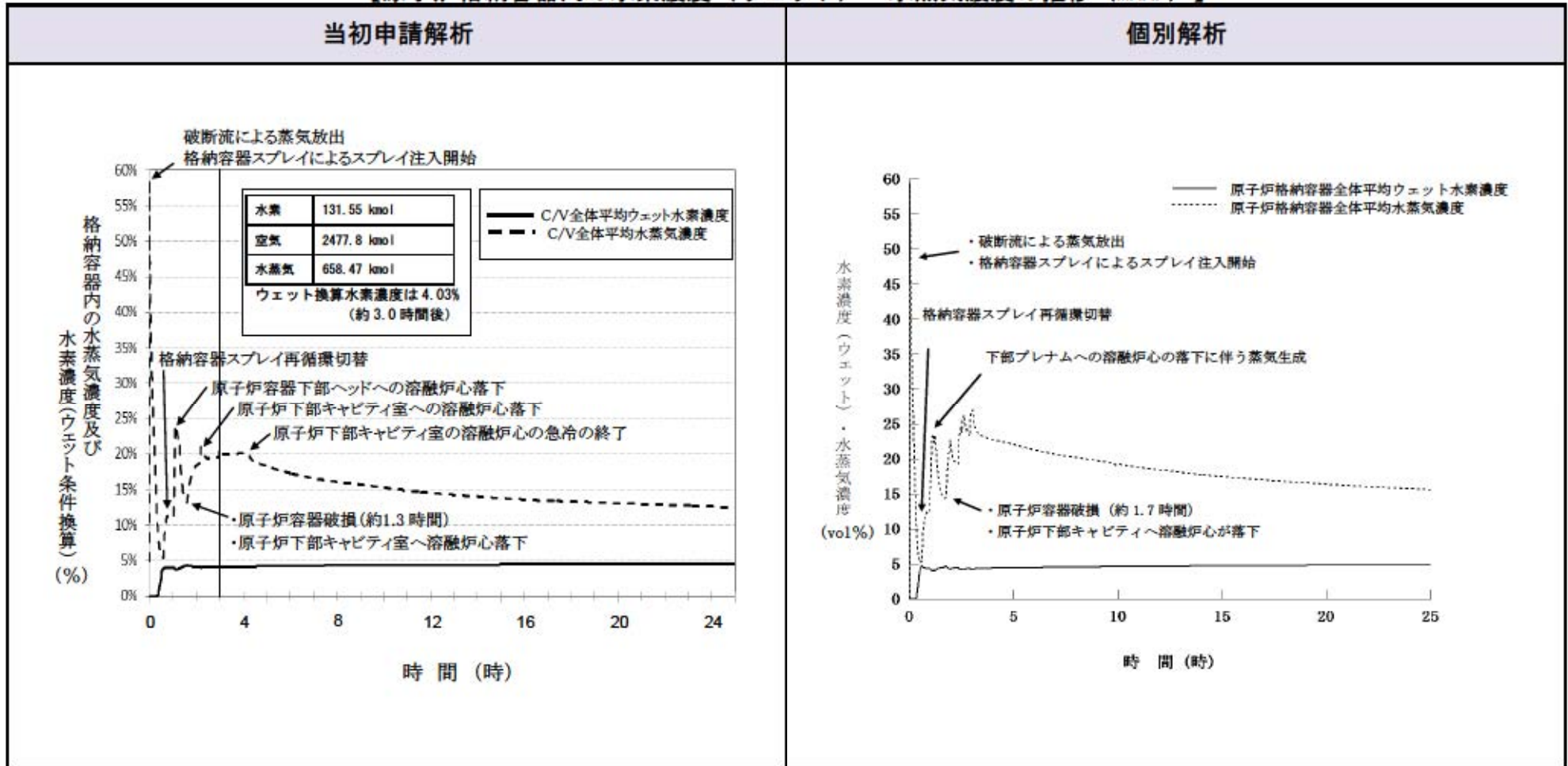
【1次冷却材圧力の推移】



【当初申請解析と個別解析の差異】
ほぼ同様の挙動となっている。

水素燃焼

【原子炉格納容器内の水素濃度(ウェット)・水蒸気濃度の推移(MAAP)】



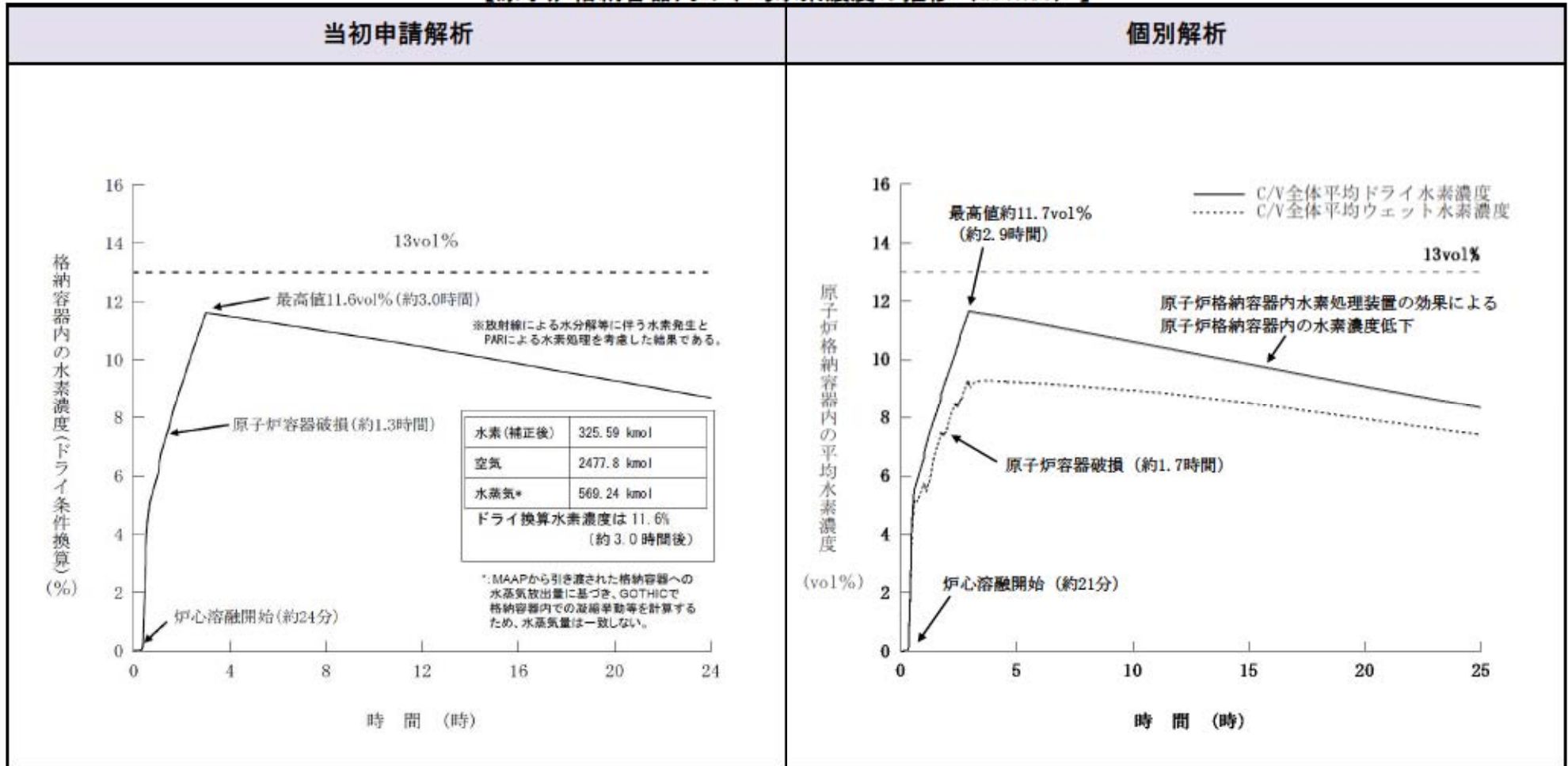
【当初申請解析と個別解析の差異】

原子炉格納容器全体平均水蒸気濃度は、格納容器スプレイ再循環切替以降に個別解析の方がやや高めに推移しているが、これは個別解析の方が格納容器スプレイ冷却器の伝熱容量が小さいために格納容器スプレイの水温が高くなり、水蒸気の凝縮が抑制されるためである。

事象進展の比較
(運転中の原子炉における重大事故)

水素燃焼

【原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移 (GOTHIC)】

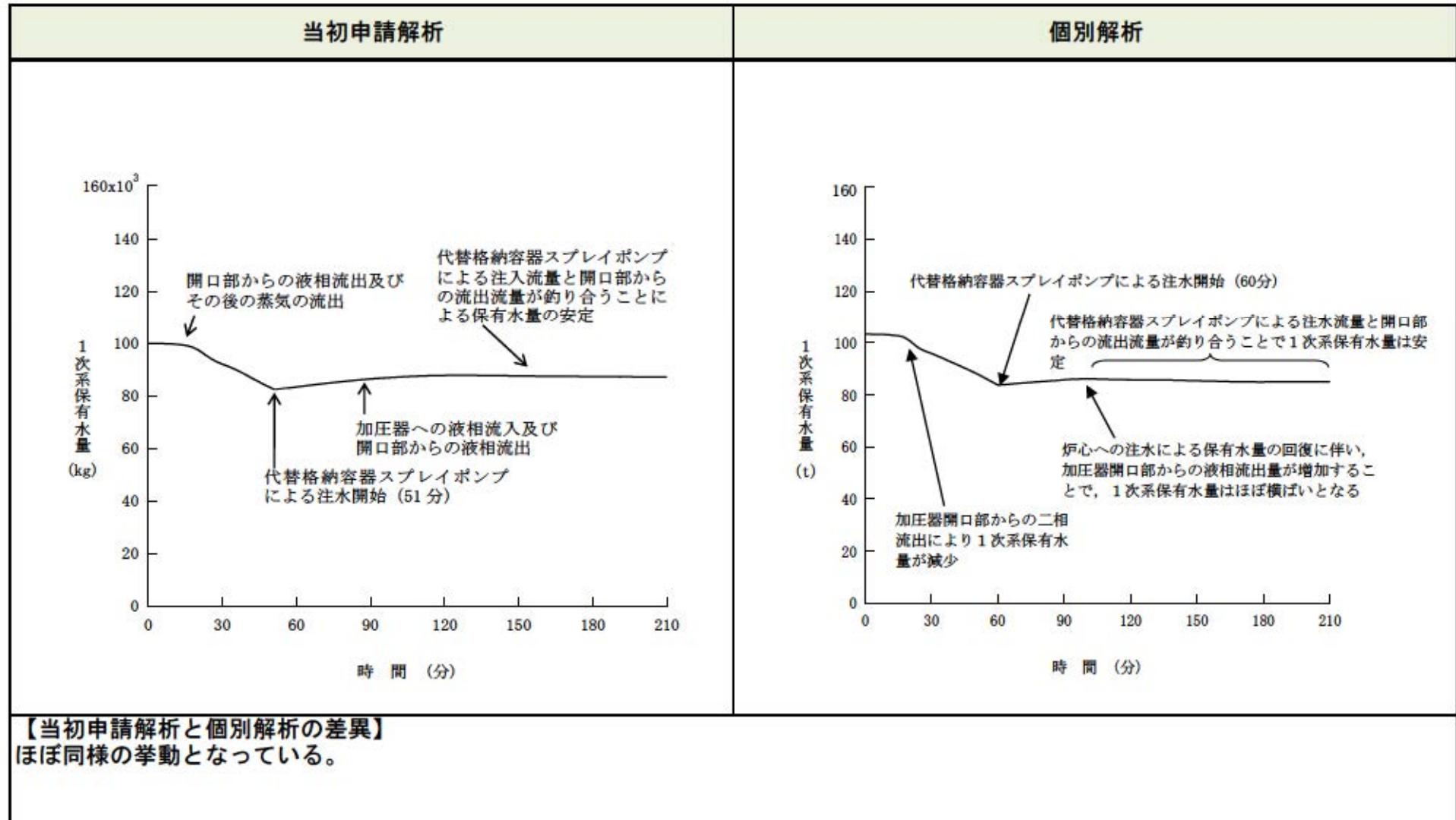


【当初申請解析と個別解析の差異】
ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
 (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)

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

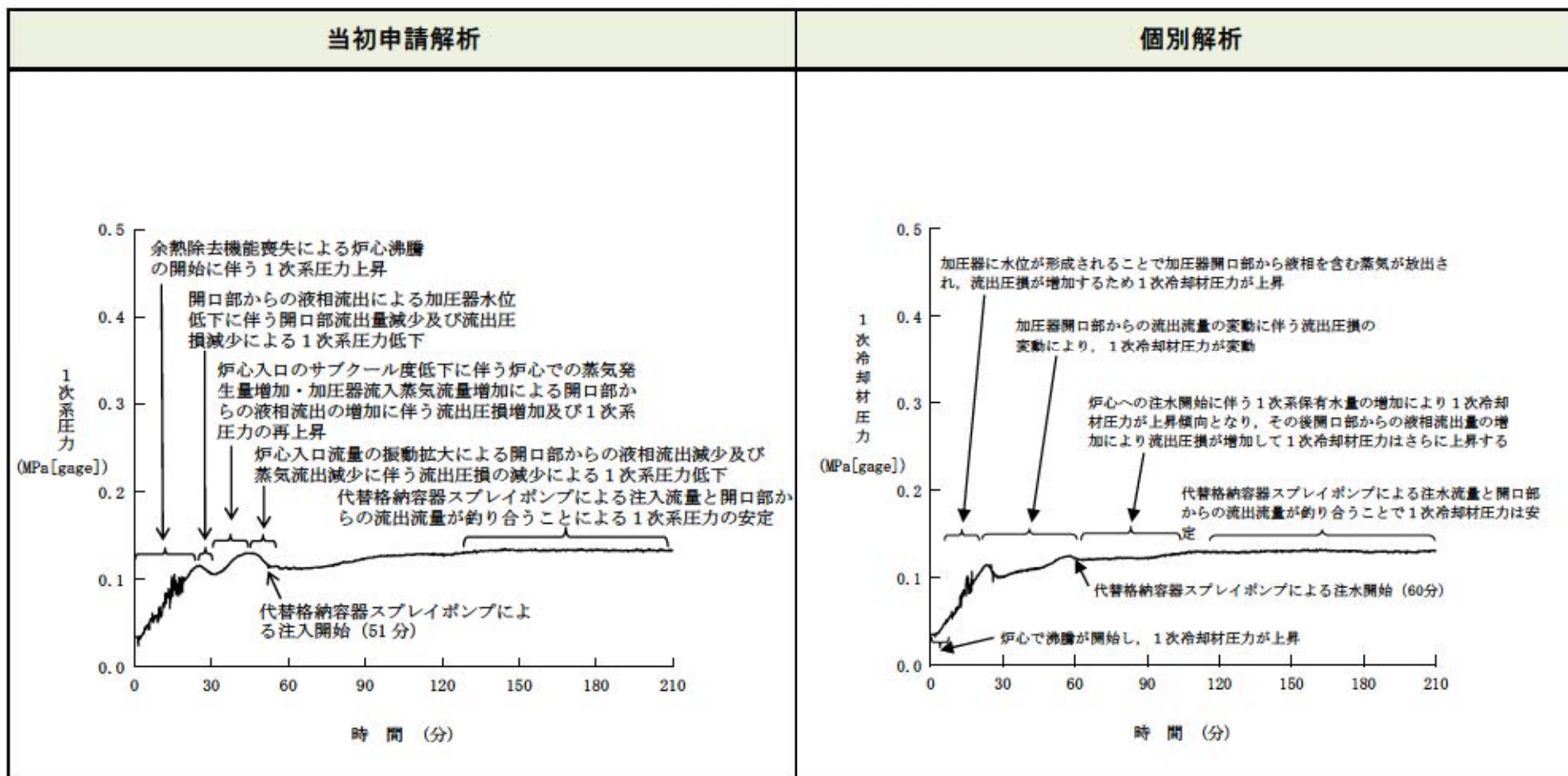
【1次系保有水量の推移】



事象進展の比較
 (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)

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

【1次冷却材圧力の推移】

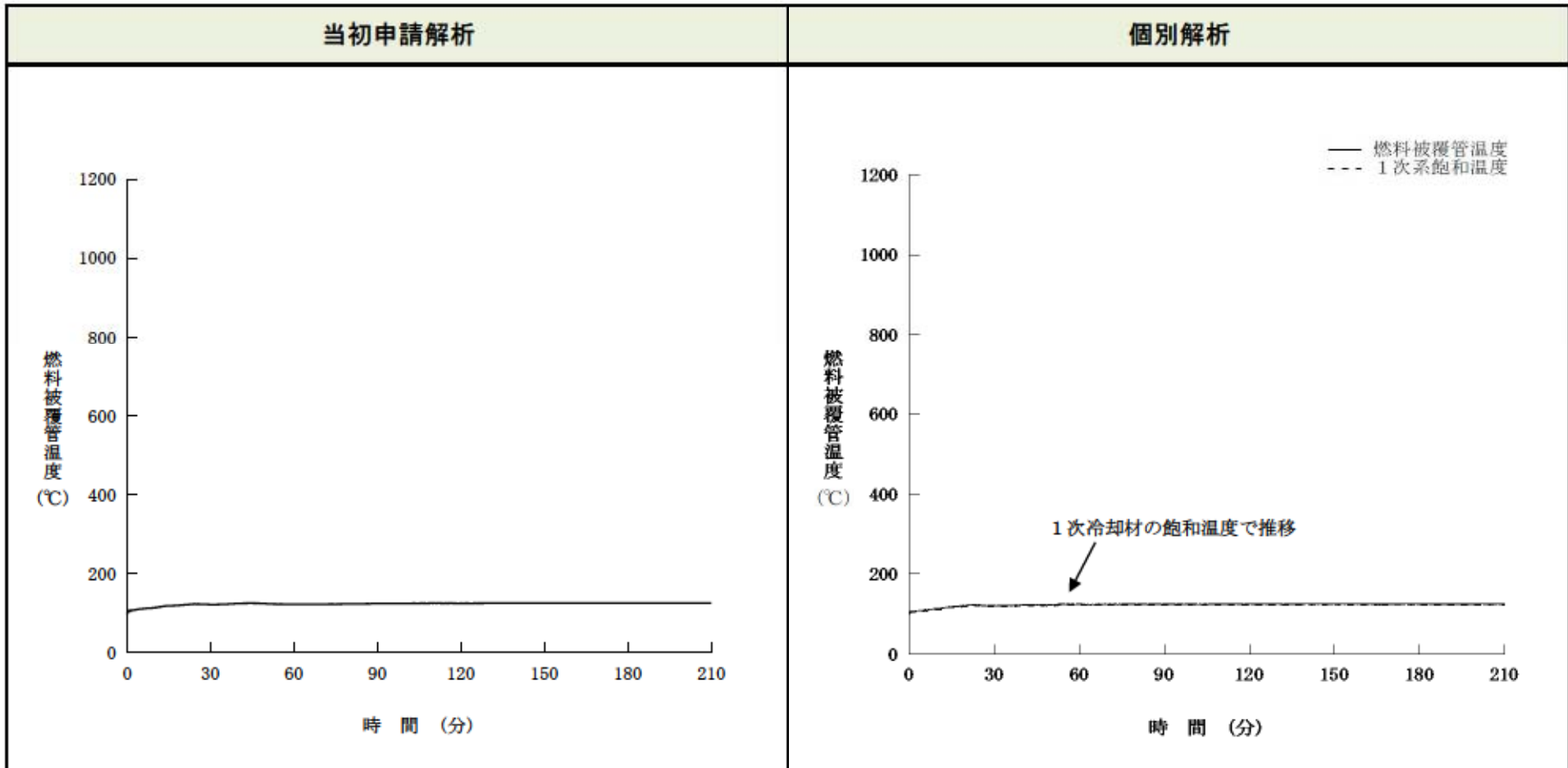


【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
 (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)

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

【燃料被覆管温度の推移】

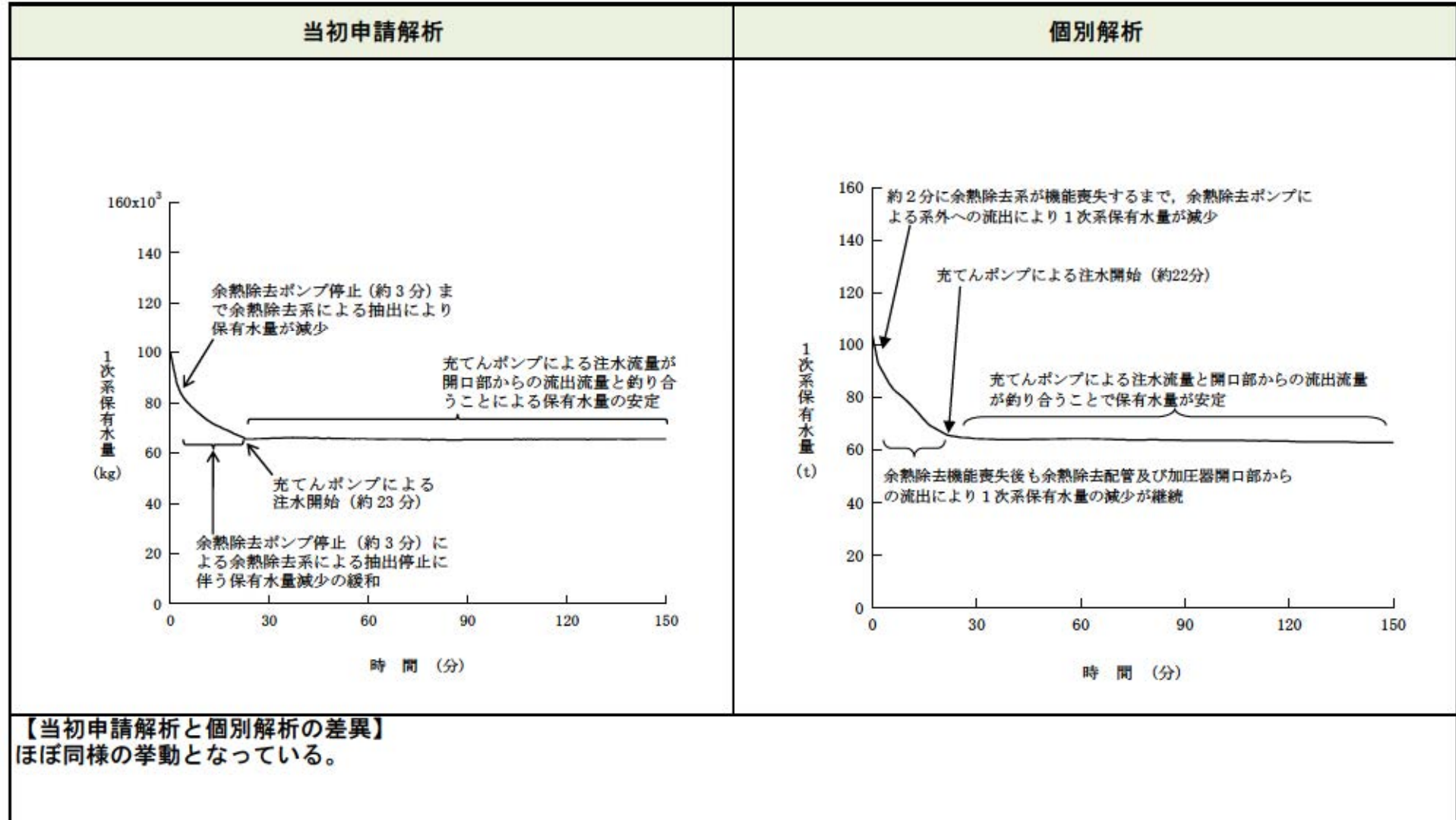


【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
 (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)

原子炉冷却材の流出

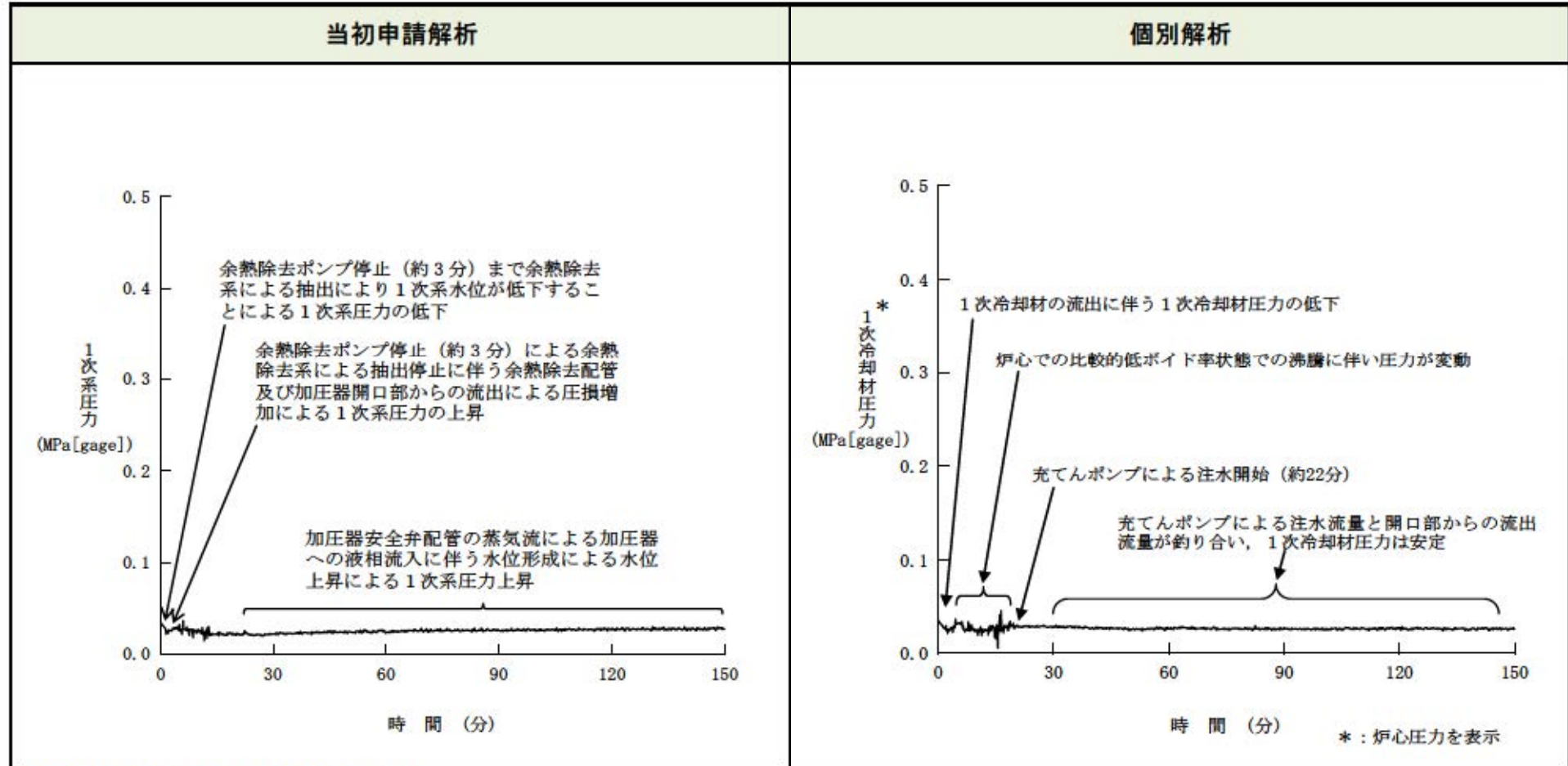
【1次系保有水量の推移】



事象進展の比較
 (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)

原子炉冷却材の流出

【1次冷却材圧力の推移】

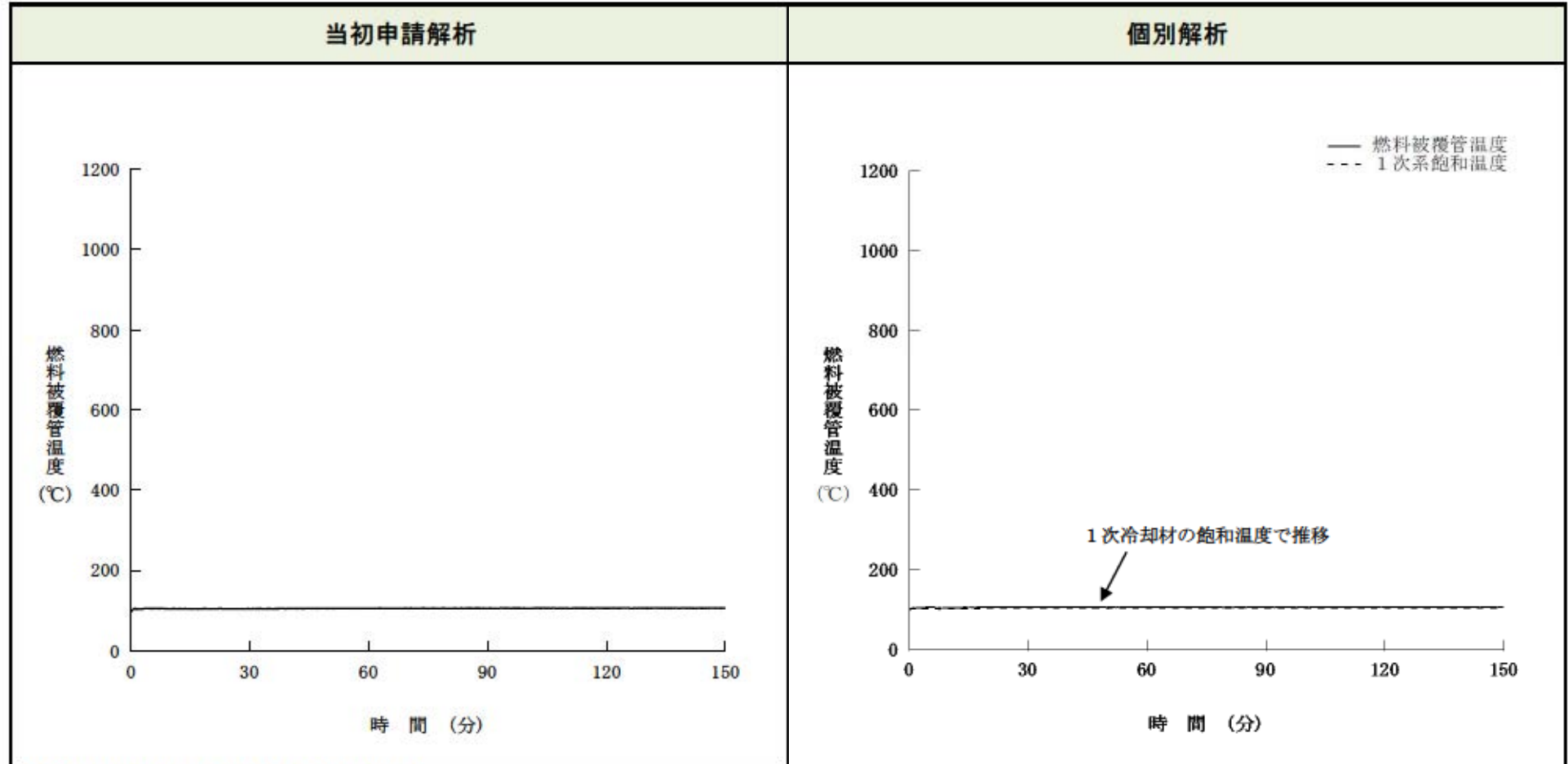


【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

事象進展の比較
 (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)

原子炉冷却材の流出

【燃料被覆管温度の推移】



【当初申請解析と個別解析の差異】
 ほぼ同様の挙動となっている。

評価項目に対する解析結果の比較
(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)

事故シーケンスグループ	重要事故シーケンス	解析結果			評価項目	当初申請解析と個別解析との結果比較
		項目	当初申請解析	個別解析		
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	燃料被覆管温度	初期値以下	初期値以下	$\leq 1200^{\circ}\text{C}$	1次系保有水量の推移は両者ほぼ同等である。保有水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。
		原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力	約16.7MPa[gage]	約16.7MPa[gage]	$\leq 20.592\text{MPa[gage]}$ (最高使用圧力の1.2倍)	1次冷却材圧力の応答は両者ほぼ同等である。最大値も同等であり、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性に影響はない。
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	燃料被覆管温度	初期値以下	初期値以下	$\leq 1200^{\circ}\text{C}$	1次系保有水量の推移は両者ほぼ同等である。保有水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。
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が喪失する事故		初期値以下	初期値以下	$\leq 1200^{\circ}\text{C}$	1次系保有水量の推移は両者ほぼ同等である。保有水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。
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	原子炉格納容器圧力	約0.340MPa[gage]	約0.360MPa[gage]	$\leq 0.566\text{MPa[gage]}$ (原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍)	原子炉格納容器圧力の推移は両者ほぼ同等である。ピーク値は個別解析の方がわずかに高いが、両者とも判断基準を十分に満足しており、原子炉格納容器圧力バウンダリの健全性に影響はない。
		原子炉格納容器雰囲気温度	約133 $^{\circ}\text{C}$	約135 $^{\circ}\text{C}$	$\leq 200^{\circ}\text{C}$	原子炉格納容器雰囲気温度の推移は両者ほぼ同等である。ピーク値は個別解析の方がわずかに高いが、両者とも判断基準を十分に満足しており、原子炉格納容器圧力バウンダリの健全性に影響はない。
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	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力	約19.4MPa[gage] (MTC-13pcm/ $^{\circ}\text{C}$)	約18.6MPa[gage] (MTC-18pcm/ $^{\circ}\text{C}$)	$\leq 20.592\text{MPa[gage]}$ (最高使用圧力の1.2倍)	個別解析では泊3号炉の炉心設計に基づき設定した減速材温度係数を用いており、出力上昇に伴う反応度帰還効果が大きくなり、1次冷却材圧力の上昇が抑制されるため、1次冷却材圧力の最高値は低くなる。
	負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故		—	約18.6MPa[gage] (MTC-18pcm/ $^{\circ}\text{C}$)	$\leq 20.592\text{MPa[gage]}$ (最高使用圧力の1.2倍)	当初申請では解析を実施していなかったが、個別解析にて解析を実施し、最高使用圧力の1.2倍を下回ることを確認した。
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	燃料被覆管温度	約731 $^{\circ}\text{C}$ (4インチ破断)	約688 $^{\circ}\text{C}$ (4インチ破断)	$\leq 1200^{\circ}\text{C}$	燃料被覆管温度の推移は両者ほぼ同等である。ピーク値は個別解析の方がやや低い差は小さく、両者とも判断基準を十分に満足しており燃料健全性に影響はない。
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	燃料被覆管温度	約370 $^{\circ}\text{C}$	約374 $^{\circ}\text{C}$ (MAPIは大LOCAへの適用性が低いためDBAの結果を参照した場合、約1044 $^{\circ}\text{C}$)	$\leq 1200^{\circ}\text{C}$	1次系保有水量は十分に確保される。燃料被覆管温度は事象初期に最大値となるが値は低く、両者ほぼ同等である。その後も低い温度に保たれる。
格納容器バイパス	インターフェイスシステムLOCA	燃料被覆管温度	初期値以下	初期値以下	$\leq 1200^{\circ}\text{C}$	1次系保有水量の推移は両者ほぼ同等である。保有水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。
	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	燃料被覆管温度	初期値以下	初期値以下	$\leq 1200^{\circ}\text{C}$	1次系保有水量の推移は両者ほぼ同等である。保有水量は十分に確保され、燃料被覆管温度は初期値以下に保たれる。

：当初申請解析との相違箇所

評価項目に対する解析結果の比較
(運転中の原子炉における重大事故)

格納容器 破損モード	評価事故シーケンス	解析結果			評価項目	当初申請解析と個別解析との結果比較
		項目	当初申請解析	個別解析		
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、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故	原子炉格納容器圧力	約0.335MPa[gage]	約0.360MPa[gage]	$\leq 0.566\text{MPa[gage]}$ (原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍)	原子炉格納容器圧力の推移は両者ほぼ同等である。ピーク値は個別解析の方がわずかに高いが、両者とも判断基準を十分に満足しており、原子炉格納容器圧力バウンダリの健全性に影響はない。
		原子炉格納容器外の溶融燃料-冷却材相互作用による熱的・機械的荷重	熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない	熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない	原子炉格納容器バウンダリの機能が喪失しないこと	両者とも溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用により、圧力上昇は見られるものの、熱的・機械的荷重によって原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。
		ベースマツト侵食深さ	有意な侵食は発生しない	有意な侵食は発生しない	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 溶融炉心が適切に冷却されること	両者とも有意なベースマツト侵食は発生しない。
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	原子炉格納容器雰囲気温度	約138℃	約141℃	$\leq 200^\circ\text{C}$	原子炉格納容器雰囲気温度の推移は両者ほぼ同等である。ピーク値は個別解析の方がわずかに高いが、両者とも判断基準を十分に満足しており、原子炉格納容器圧力バウンダリの健全性に影響はない。
		1次冷却材圧力(原子炉容器破損時点)	約1.4MPa[gage]	約1.4MPa[gage]	$\leq 2.0\text{MPa[gage]}$ (原子炉容器破損時点)	1次冷却材圧力の推移は両者ほぼ同等である。原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は両者とも2.0MPa[gage]を下回る。
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	水素濃度(ドライ換算)	約11.6vol%	約11.7vol%	$\leq 13.0\text{vol}\%$ (ドライ換算)	水素濃度の推移は両者ほぼ同等である。ピーク値は個別解析の方がわずかに高いが、両者とも判断基準を満足している。

：当初申請解析との相違箇所

評価項目に対する解析結果の比較
 (運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

運転停止中 事故シーケンス グループ	重要事故シーケンス	解析(評価)結果			評価項目	当初申請解析と個別解析との結果比較
		項目	当初申請解析	個別解析		
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	炉心の 冠水状態	炉心露出なし	炉心露出なし	燃料有効長頂部が 冠水していること	1次系保有水量の推移は両者ほぼ同等である。保有水量は十分に確保されている。
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	炉心の 冠水状態	炉心露出なし	炉心露出なし	燃料有効長頂部が 冠水していること	1次系保有水量の推移は両者ほぼ同等である。保有水量は十分に確保されている。
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	炉心の 冠水状態	炉心露出なし	炉心露出なし	燃料有効長頂部が 冠水していること	1次系保有水量の推移は両者ほぼ同等である。保有水量は十分に確保されている。
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作動等により原子炉へ純水が流入する事故	希釈停止	「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から臨界に至るまで約16分要するため、運転員が異常状態を検知し、希釈停止を行うまでに十分な時間余裕がある	「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信から臨界に至るまで約16分要するため、運転員が異常状態を検知し、希釈停止を行うまでに十分な時間余裕がある	未臨界を確保すること	—

：当初申請解析との相違箇所

運転員等操作に対する解析結果の比較
(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)

事故シーケンスグループ	重要事故シーケンス	運転員等操作	事象発生からの経過時間		当初申請解析と個別解析との結果比較
			当初申請解析	個別解析	
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開始	約29分後	約27分後	蒸気発生器ドライアウト時間の評価結果が24分後から22分後となったため、運転操作までの時間が若干短くなるが、運転員操作に余裕を有しており、対応体制及び対応手順に影響はない。
全交流動力電源喪失 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	2次系強制冷却開始(主蒸気逃がし弁閉)	30分後	30分後	解析上の仮定に相違はなく、対応体制及び対応手順に影響はない。
		1次冷却材圧力1.7MPa[gage]到達(一定保持)	約52分後	約55分後	圧力目標値到達時間に若干の相違があるが、事象が遅くなる方向であり、以後蓄圧タンクの隔離操作可能時間まで本圧力状態を保持する手順であり、対応体制及び対応手順に影響はない。
		蓄圧タンク出口弁閉止	70分後	70分後	解析上の仮定に相違はなく、対応体制及び対応手順に影響はない。
		2次系強制冷却再開	80分後(蓄圧タンク出口弁閉止後10分)	80分後(蓄圧タンク出口弁閉止後10分)	解析上の仮定に相違はなく、対応体制及び対応手順に影響はない。
		1次冷却材圧力0.7MPa[gage]到達代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水	約2.2時間後	約2.2時間後	解析結果に相違はなく、対応体制及び対応手順に影響はない。
	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	2次系強制冷却開始(主蒸気逃がし弁閉)	30分後	30分後	解析上の仮定に相違はなく、対応体制及び対応手順に影響はない。
		不要直流電源負荷切り離し	60分後	60分後	解析上の仮定に相違はなく、対応体制及び対応手順に影響はない。
		1次冷却材圧力1.7MPa[gage]到達(一定保持)	約28時間後	約26時間後	圧力目標値到達時間が若干短くなるが、以降の運転員操作には余裕を有しており、対応体制及び対応手順に影響はない。
		蓄圧タンク出口弁閉止	約28時間後(1次冷却材圧力1.7MPa[gage]到達10分)	約26時間後(1次冷却材圧力1.7MPa[gage]到達10分)	圧力目標値到達時間が若干短くなるため、運転操作実施までの時間が短くなるが、解析上の仮定(作業の想定時間)に相違はなく、対応体制及び対応手順に影響はない。
		2次系強制冷却再開	約28時間後(蓄圧タンク出口弁閉止後10分)	約26時間後(蓄圧タンク出口弁閉止後10分)	圧力目標値到達時間が若干短くなるため、運転操作実施までの時間が短くなるが、解析上の仮定(作業の想定時間)に相違はなく、対応体制及び対応手順に影響はない。
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	再循環切替	約42分後	約42分後	解析結果に相違はなく、対応体制及び対応手順に影響はない。
		格納容器内自然対流冷却開始(CCW通水)	約4.5時間	約4.0時間	原子炉格納容器最高使用圧力到達時間の評価結果が約4.0時間後から約3.5時間後となったため、格納容器内自然対流冷却開始までの時間が短くなるが、作業準備時間に余裕があり、対応体制及び対応手順に影響はない。

運転員等操作に対する解析結果の比較
(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)

事故シーケンスグループ	重要事故シーケンス	運転員等操作	事象発生からの経過時間		当初申請解析と個別解析との結果比較
			当初申請解析	個別解析	
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	-	-	-	(解析結果に依存する運転員等操作はなく、対応体制及び対応手順に影響はない)
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次系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開)	約11分後 (4インチ破断)	約11分後 (4インチ破断)	解析結果に相違はなく、対応体制及び対応手順に影響はない。
		低圧注入開始	約31分後 (4インチ破断)	約33分後 (4インチ破断)	補助給水流量の差により1次冷却材圧力の低下時間が遅くなることから、低圧注入開始時間に相違があるが、プラント応答に基づく中央制御室の運転員操作事項であり、対応体制及び対応手順に影響はない。
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	再循環切替開始	約19分後	約19分後	解析結果に相違はなく、対応体制及び対応手順に影響はない。
		代替再循環開始	約49分後	約49分後	解析結果に相違はなく、対応体制及び対応手順に影響はない。
格納容器バイパス	インターフェイスシステムLOCA	2次系強制冷却開始 (主蒸気逃がし弁開)	約25分後	約25分後	解析結果に相違はなく、対応体制及び対応手順に影響はない。
		加圧器逃がし弁開による1次強制減圧	約56分後	約55分後	加圧器逃がし弁開操作開始時間に若干の相違があるが、以後、加圧器逃がし弁開条件達成に従って継続される運転操作であり、対応体制及び対応手順に影響はない。
		高圧注入系から充てん系への切替	約56分後	約60分後	1次系の減圧がやや遅めになることにより安全注入停止条件の成立が遅くなり、高圧注入系から充てん系に切替が約56分後から約60分後となるが、プラント応答に基づく中央制御室の運転員操作事項であり、対応体制及び対応手順に影響はない。
	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	破損側蒸気発生器の隔離	約16分後	約20分後	原子炉トリップ時刻の相違により、SG隔離時間が約16分後から約20分後となるが、プラント応答に基づく中央制御室の運転員操作事項であり、対応体制及び対応手順に影響はない。
		健全側主蒸気逃がし弁開操作	約19分後	約22分後	原子炉トリップ時刻の相違により、健全側主蒸気逃がし弁開操作時間が約19分後から約22分後となるが、プラント応答に基づく中央制御室の運転員操作事項であり、対応体制及び対応手順に影響はない。
		高圧注入系から充てん系への切替	約35分後	約37分後	原子炉トリップ時刻の相違等により、高圧注入系から充てん系に切替が約35分後から約37分後となるが、プラント応答に基づく中央制御室の運転員操作事項であり、対応体制及び対応手順に影響はない。

：当初申請解析との相違箇所

運転員等操作に対する解析結果の比較
 (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)

格納容器破損モード	評価事故シーケンス	運転員等操作	事象発生からの経過時間		当初申請解析と個別解析との結果比較
			当初申請解析	個別解析	
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、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入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代替格納容器スプレイ開始 (炉心溶融開始の30分後)	約49分後	約49分後	炉心溶融後から30分の操作を想定しているが、解析結果に相違はなく、対応体制及び対応手順に影響はない。
		格納容器内自然対流冷却開始 (海水通水)	24時間後	24時間後	解析上の仮定に相違はなく、対応体制及び対応手順に影響はない。
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	1次系強制減圧開始 (炉心溶融開始の10分後)	約3.1時間後	約3.3時間後	1次系保有水量の相違のため、炉心溶融開始時刻が遅れるため、1次系強制減圧開始の時間が遅くなるが、操作実施までの余裕時間が拡大する方向であり、対応体制及び対応手順に影響はない。
		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開始 (炉心溶融開始の30分後)	約3.5時間	約3.6時間	1次系保有水量の相違のため、炉心溶融開始時刻が遅れるため、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開始時刻が遅くなるが、操作実施までの余裕時間が拡大する方向であり、対応体制及び対応手順に影響はない。
		格納容器内自然対流冷却開始 (海水通水)	24時間後	24時間後	解析上の仮定に相違はなく、対応体制及び対応手順に影響はない。
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	-	-	-	(解析結果に依存する運転員等操作はなく、対応体制及び対応手順に影響はない)

：当初申請解析との相違箇所

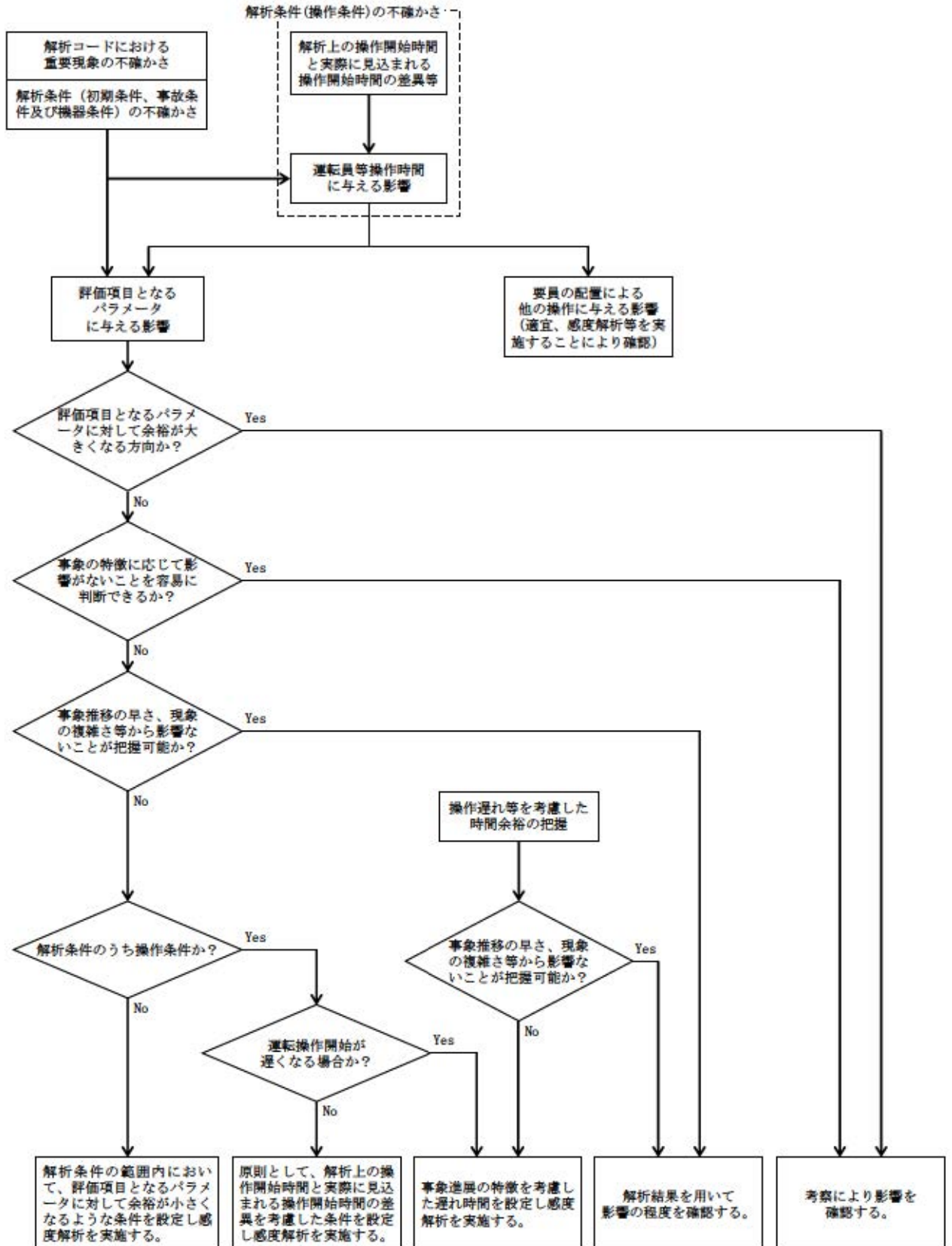
運転員等操作に対する解析結果の比較
(運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

運転停止中 事故シーケンス グループ	重要事故シーケンス	運転員等操作	事象発生からの経過時間		当初申請解析と個別解析との結果比較
			当初申請解析	個別解析	
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開始	50分後	60分後	代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水開始時間が異なるが、運転員操作余裕時間を拡大する方向であり、対応体制及び対応手順に影響はない。
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開始	50分後	60分後	代替格納容器スプレイポンプによる炉心注水開始時間が異なるが、運転員操作余裕時間を拡大する方向であり、対応体制及び対応手順に影響はない。
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	充てんポンプによる炉心注水開始	約23分後	約22分後	流出流量が個別解析の方が大きいために高温側配管水位の低下が早くなるため、運転操作までの時間が若干短くなるが、対応体制及び対応手順に影響はない。
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作動等により原子炉へ純水が流入する事故	—	—	—	(当初申請解析と個別解析は同一であり、対応体制及び対応手順に影響はない。)

：当初申請解析との相違箇所

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

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を行うフローを以下に示す。



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

1. はじめに

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参考文献の記載を参照しているが、中には一部標準プラントで感度解析を実施して不確かさを確認しているものがある。標準プラントの解析結果に基づく不確かさをを用いて泊 3号機の有効性評価への影響評価を行うことの妥当性について以下に示す。

2. 標準プラントの感度解析により不確かさの確認を行っている重要現象

以下の重要現象においては、不確かさの確認を行う際に、標準プラントの解析結果を使用している。なお、該当する解析コードは MAAP のみである。

表 不確かさとして標準プラントの解析結果を使用している重要現象 (MAAP) (1/2)

重要現象	不確かさ	他ループプラントへの適用性
<ul style="list-style-type: none"> ・燃料棒内温度変化 ・燃料棒表面熱伝達 ・被覆管酸化 ・被覆管変形 	<p>○炉心ヒートアップ速度（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あるが、被覆管表面積を2倍とした感度解析により影響確認。（標準4ループプラント）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・SBO、LOCA シーケンスともに、運転員等操作の起点となる炉心溶融開始時間への影響は小さい。 ・下部プレナムへのリロケーションの開始時間は SBO シーケンスでは約 14 分早まる。LOCA シーケンスでは約 30 秒早まる。 	<p>不確かさは4ループプラントに対して評価したものであるが、現象のメカニズムは2、3ループプラントでも同じであり、感度解析と同様の傾向となる。</p>
<ul style="list-style-type: none"> ・リロケーション 	<p>○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。（標準4ループプラント）</p> <ul style="list-style-type: none"> ・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間は、SBO シーケンスの場合約 26 分、LOCA シーケンスの場合約 3 分、それぞれ早まる。ただし、本感度解析は仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。 	<p>不確かさは4ループプラントに対して評価したものであるが、現象のメカニズムは2、3ループプラントでも同じであり、感度解析と同様の傾向となる。</p>
<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉容器内 FCI （溶融炉心細粒化、 粒子デブリ熱伝達） 	<p>○原子炉容器内 FCI 現象に関する項目として「デブリジェット径（炉心部の下部クラスとの破損口径）」、「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」及び「デブリ粒子の径」をパラメータとした感度解析を行い、いずれにおいても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。（標準4ループプラント）</p>	<p>不確かさは4ループプラントに対して評価したものであるが、炉心質量と1次系体積の比は2、3ループプラントと同程度であるため、感度解析パラメータの影響は4ループプラントで代表でき、結果への影響も小さい。</p>

表 不確かさとして標準プラントの解析結果を使用している重要現象 (MAAP) (2 / 2)

重要現象	不確かさ	他ループプラントへの適用性
・下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	○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」及び「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、いずれについても、原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認。 (標準4ループプラント)	不確かさは4ループプラントを対象に評価したものであるが、原子炉容器下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達挙動は、ループ数によらず同様の取扱いとなっている。感度解析パラメータの影響は4ループプラントにおいて結果への影響が小さいため、2, 3ループプラントにおいても同様の傾向となる。
・原子炉容器破損、溶融	○原子炉容器破損に影響する項目とし「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。 (標準4ループプラント)	不確かさは4ループプラントを対象に評価したものであるが、原子炉容器本体や計装用案内管の構造は個別プラントによらず大きな違いはないため、2, 3ループプラントにおいても、4ループプラントと同程度の影響があると考えられる。
・原子炉容器外 FCI (溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達)	○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の感度が小さいことを確認。(標準3ループプラント)	不確かさは3ループプラントを対象に評価したものであるが、原子炉容器外 FCI による圧力スパイクは、原子炉下部キャビティに落下する溶融炉心の量や原子炉下部キャビティ水深等の条件に依存して変化し得るものの、そのメカニズムはループ数に依存しないため、2, 4ループプラントにおいても同様の傾向となる。

3. 泊3号機の有効性評価の影響評価の妥当性

解析コードの個別プラントへの適用性を整理した結果、各コードの解析モデル(重要現象)については2, 3, 4ループプラントにも共通して適用可能であり、解析モデルの不確かさも2, 3, 4ループプラント間で同様の傾向となる。(詳細は参考文献参照)

また、各格納容器破損モードの基本ケースにおいて、標準3ループプラント解析と個別解析との間で解析条件の相違による双方の解析結果の差が小さいことを確認している(添付資料6.5.8参照)。

以上のことから、標準3ループプラントあるいは4ループプラントの解析結果を重要現象の不確かさとして扱い、泊3号機の有効性評価の影響評価を行うことは妥当である。

以上

ⁱ 「三菱PWR重大事故等対策の有効性評価に係るシビアアクシデント解析コードについて」 MHI-NES-1064 改1, 三菱重工業, 平成28年