

# 玄海原子力発電所 3 号炉及び 4 号炉

## 重大事故等対策の有効性評価 に係る補足説明資料

< 抜粋 >

平成 2 8 年 1 2 月

九州電力株式会社

## 目 次

### 1. 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

- 1.1 概 要
- 1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定
- 1.3 評価に当たって考慮する事項
- 1.4 有効性評価に使用する計算プログラム
- 1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針
- 1.6 解析の実施方針
- 1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針
- 1.8 必要な要員及び資源の評価方針
- 1.9 参考文献

添付資料 1.1.1 玄海3 / 4号炉の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 1.2.1 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 1.2.2 定期検査工程の概要

添付資料 1.3.1 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 1.3.2 運転員等の操作余裕時間に対する解析上の仮定について

添付資料 1.4.1 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 1.5.1 玄海3 / 4号炉の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 1.5.2 川内1 / 2号炉及び玄海3 / 4号炉 設備比較（解析条件）について

添付資料 1.5.3 解析に使用する初期定常運転条件の定常誤差について

添付資料 1.5.4 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 1.5.5 重大事故等対策の有効性評価に用いた崩壊熱の設定について

添付資料 1.5.6 有効性評価におけるLOCA時の破断位置及び口径設定の考え方について

添付資料 1.5.7 解析に使用する反応度添加曲線について

添付資料 1.5.8 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 1.5.9 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 1.5.10 「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」の評価における炉心崩壊熱設定の考え方について

添付資料 1.7.1 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フロー

## 2. 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 全交流動力電源喪失

#### 添付資料 2.2.3 全交流動力電源喪失時とLOCA事象が重畳する場合の対応操作について

### 3. 重大事故

#### 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

##### 3.1.1 格納容器過圧破損

- 添付資料 3.1.1.1 代替格納容器スプレイ注水（原子炉下部キャビティ水張り）を優先する理由
- 添付資料 3.1.1.2 炉心損傷の判断基準の設定根拠等について
- 添付資料 3.1.1.3 MAAPコードの大破断LOCAへの適用性について（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 3.1.1.4 MAAPコードにおける原子炉格納容器モデルについて
- 添付資料 3.1.1.5 炉心溶融開始の燃料温度の根拠について
- 添付資料 3.1.1.6 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損） 原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用及び溶融炉心・コンクリート相互作用）
- 添付資料 3.1.1.7 Cs-137の大気への放出量評価
- 添付資料 3.1.1.8 MAAPコードとNUREG-1465のソースターム評価結果の比較について
- 添付資料 3.1.1.9 原子炉格納容器への放射性物質の放出割合の設定について
- 添付資料 3.1.1.10 原子炉格納容器内の自然沈着について
- 添付資料 3.1.1.11 スプレイによる粒子状物質の除去速度の設定について
- 添付資料 3.1.1.12 原子炉格納容器漏えい率の設定について
- 添付資料 3.1.1.13 フィルタ除去効率の設定について
- 添付資料 3.1.1.14 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 3.1.1.15 静的触媒式水素再結合装置（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 3.1.1.16 格納容器過圧破損時における水の放射線分解による水素発生の影響について
- 添付資料 3.1.1.17 安定停止状態について
- 添付資料 3.1.1.18 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
- 添付資料 3.1.1.19 Cs-137放出量評価の評価期間について
- 添付資料 3.1.1.20 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 3.1.1.21 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 3.1.1.22 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 3.1.1.23 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の感度解析について
- 添付資料 3.1.1.24 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影響について
- 添付資料 3.1.1.25 常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイ開始時間の感度解析について
- 添付資料 3.1.1.26 格納容器過圧破損時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 3.1.1.27 Cs-137の環境への放出放射エネルギー評価におけるアニュラス空気浄化設備起動操作の時間余裕について
- 添付資料 3.1.1.28 燃料、水源、電源負荷評価結果について(格納容器過圧破損)

## 補 足

資料 1 に記載のある引用資料(下記 、 )については、別途配付いたしました DVD の以下のファイルに記載されています。

DVD>フォルダ「H28.09.20 補正書」>ファイル「160920 06 追補 2.pdf」... ( 1 )

「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」は、ファイル ( 1 ) 中の次を参照してください。

「 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について」

「付録 2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」は、ファイル ( 1 ) 中の次を参照してください。

「 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価」

以 上

## 1. 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

### 1.1 概要

本発電用原子炉施設において、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」、「運転中の原子炉における重大事故」、「使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故」及び「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」(以下「重大事故等」という。)が発生した場合にも、炉心の著しい損傷の防止、燃料体又は使用済燃料(以下「燃料体等」という。)の著しい損傷の防止、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ず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。

#### (1) 評価対象の整理及び評価項目の設定

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

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

具体的には「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」による。

#### (2) 評価に当たって考慮する事項

有効性評価は、「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準」に係る適合性状況説明資料(以下「技術的能力に係る審査基準への適合状況説明資料」という。))で講ずることとしている措置のうち、「設置許可基準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。また、手順及び体制としてはその他の措置との関係も含めて必要となる水源、燃料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(当直員)及び重大事故等対策要員(以下「運転員等」という。)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「1.3 評価に当たって考慮する事項」による。

#### (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「1.4 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。

#### (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、「1.3 評価に当たって考慮する事項」による仮定等を考慮するとともに、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目に対して余裕が小さくなるような設定とするが、標準値として評価項目となるパラメータに対し有意な影響を及ぼさないことを踏まえて条件を設定する場合もある。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「1.5 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1.1.1）

#### (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) 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び要員の配置による他の操作に与える影響を確認し、それらの影響を踏まえても措置の実現性に問題がなく、評価項目を満足することを感度解析等により確認する。

具体的には「1.7 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。

(7) 必要な要員及び資源の評価

要員及び資源については、発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することを想定して整備することから、それぞれの観点から最も厳しい重大事故等を考慮しても、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「1.8 必要な要員及び資源の評価方針」による。

1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定

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

炉心損傷防止対策及び運転停止中の原子炉における燃料損傷防止対策の有効性を確認する事故シーケンスグループ並びに格納容器破損防止対策の有効性を確認する格納容器破損モード（以下「事故シーケンスグループ等」という。）の選定に当たっては、設計基準事故対処のために考慮している安全施設の機能のみをモデル化し、運転開始以降整備している種々の安全対策を考慮しない仮想的なプラント状態を評価対象として実施したPRAの結果を活用する。

「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」に対しては、発電用原子炉施設内部の原因によって引き起こされる起因事象（以下「内部事象」という。）を範囲とするレベル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1.5 PRA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、本発電用原子炉施設の運転中の炉心損傷頻度は $10^{-4}$  / 炉年程度、格納容器破損頻度は $10^{-4}$  / 炉年程度、運転停止中の炉心損傷頻度

は $10^{-4}$  / 炉年程度である。

また、地震、津波以外の外部事象を対象としたレベル1 PRAや外部事象を対象としたレベル1.5PRAについては、定性的な検討から発生する事故シーケンスを分析した結果、新たに追加すべき事故シーケンスグループ等はない。

なお、有効性評価における重要事故シーケンス等と「実用発電用原子炉に係る発電用原子炉設置者の重大事故の発生及び拡大の防止に必要な措置を実施するために必要な技術的能力に係る審査基準（以下「技術的能力審査基準」という。）」、「実用発電用原子炉及びその附属施設的位置、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。）」との関連を表1.2.1に示す。

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

#### 1.2.1 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) 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定

「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については、運転時の異常な過渡変化及び設計基準事故に対して発電用原子炉施設の安全性を損なうことがないように設計することが求められる構築物、系統及び機器がその安全機能を喪失した場合であって、炉心の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故シーケンスを、本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえ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。

##### a . 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。図1.2.1に内部事象PRA用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に与える影響度の高いものから順に並べた階層イベントツリーで整理し、複合的な事象発生 の組合せを含めた事故シーケンスを抽出する。図1.2.2に地震PRA階層イベントツリーを、図1.2.3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。

- ・大破断LOCA

1次冷却材配管の両端破断のように、事象初期に急激な1次冷却系統（以下「1次系」という。）の減圧を生じるもので、蓄圧注入系及び低圧注入系により炉心冷却が可能となる規模のLOCAである。

- ・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。

- ・小破断LOCA

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

- ・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。

## b. 事故シーケンスのグループ化

PRAの結果を踏まえて抽出した事故シーケンスについて、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じであるものを炉心損傷に至る主要因の観点から以下の事故シーケンスグループに分類する。

- (a) 2次冷却系からの除熱機能喪失

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

また、地震及び津波特有の事象で、以下に示す5つの事故シーケンスは、事象発生時に発電用原子炉施設に与える影響が大きな幅を有し、建屋や機器の損傷程度や組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、本発電用原子炉施設の全炉心損傷頻度に対して極めて小さい寄与であり、仮にこれらの事象が発生したとしても影響を緩和する対策を整備することから、頻度及び影響の観点から有意な頻度又は影響をもたらす事故シーケンスグループとして追加する必要はない。

なお、これら地震及び津波特有の事故シーケンスへの対応に際しては、発生する事象の程度や組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、配管の全てが機能喪失するような深刻な事故の場合には、可搬型のポンプ、電源、放水砲などを活用した大規模損壊に対する対策により影響緩和を図る。

### c . 重要事故シーケンスの選定

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

のとおりである。

(a) 2次冷却系からの除熱機能喪失

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

(b) 全交流動力電源喪失

全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」のみである。ただし、共通原因故障、系統間依存性の観点から、従属的に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重畳を考慮する。また、原子炉補機冷却機能喪失時に生じる可能性がある1次冷却材ポンプ軸封（以下「RCPシール」という。）部からの1次冷却材の流出（以下「RCPシールLOCA」という。）の有無による影響を確認するため、「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故」並びに「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとする。

(c) 原子炉補機冷却機能喪失

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

(d) 原子炉格納容器の除熱機能喪失

破断口径の大きさによる原子炉格納容器内への1次冷却材の流出流量が多いことから、原子炉格納容器内の除熱時に要求される設備容量の観点で厳しく、また、事象初期から格納容器スプレイによる原子炉格納容器内の除熱及び再循環切替え後の低圧再循環による炉心冷却に期待できず、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が早いことから運転員等操作の余裕時間の観点で厳しい、「大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故」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」のみであるが、有効性評価では、具体的な起因事象を想定する必要があるため、原子炉トリップが必要な起因事象として「運転時の異常な過渡変化」から、起因事象発生時に原子炉トリップ機能が喪失し、多様化自動作動設備の作動に期待する事象のうち、より多くの機能に期待する必要がある、原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しい、「主給水流量喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」及び圧力評価の観点で影響を確認するため、「負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとする。

(f) ECCS注水機能喪失

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

(g) ECCS再循環機能喪失

破断口径の大きさによる1次冷却材の流出流量が多く、再循環切替えまでの時間が短いため、再循環切替えが失敗する時点での炉心崩壊熱が大きく、余裕時間及び要求される設備容量の観点で厳しい、「大破断LOCA時に低圧再循環機能及び高圧再循環機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとして選定する。

(h) 格納容器バイパス（インターフェイスシステムLOCA、蒸気発生器伝熱管破損）

格納容器バイパス時の漏えい経路の違いを考慮して、「インターフェイスシステム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。

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

- ・ 炉内構造物損傷（過渡事象時に補助給水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
- ・ 大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）
- ・ 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

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表1.2.2に示す。

(2) 有効性を確認するための評価項目の設定

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

a．炉心の著しい損傷が発生するおそれがないものであり、かつ、炉心を十分に冷却できるものであること。具体的には、燃料被覆管の最高温度が1,200 以下であること及び燃料被覆管の酸化量は酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下であること。

b．原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力である17.16MPa[gage]の1.2倍の圧力20.59MPa[gage]を下回ること。

(添付資料1.2.1)

c．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0.392MPa[gage]又は限界圧力を下回る圧力である最高使用圧力の2倍の圧力0.784MPa[gage]を下回ること。

d．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144 又は限界温度を下回る温度である200 を下回ること。

c．及びd．に示す原子炉格納容器バウンダリの健全性に対する有効性を確認するための評価項目の各事故シーケンスグループでの適用については、原則、最高使用圧力及び最高使用温度を下回ることとするが、事故シーケンスグループ「原子炉格納容器の除熱機能喪失」においては、評価上、最高使用圧力を起点としている操作があることから、最高使用圧力の2倍の圧力0.784MPa[gage]及び200 を下回ることとする。

ここで、原子炉格納容器バウンダリの健全性に対する有効性を確認するための評価項目の上限については、漏えい経路になる可能性がある原子炉格納容器バウンダリ構成部に対して、規格計算又は試験にて、3号炉及び4号炉における仕様を踏まえた構造健全性及びシール部機能維持の確認を行っており、継続的に評価条件を維持していく。

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

1.2.2 運転中の原子炉における重大事故

(1) 格納容器破損モードの選定と評価事故シーケンスの選定

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

a．格納容器破損モードの抽出

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

具体的には、事象進展を炉心損傷前、原子炉容器破損前、原子炉容器破損直後及び原子炉容器破損後後期の各プラント状態に分類し、それぞれの状態で発生する負荷を抽出し、事象進展中に実施される緩和手段等から図1.2.4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。

b．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）（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）（モード）
- (c) 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱（、 $\mu$ モード）
- (d) 原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用（モード）
- (e) 水素燃焼（、、”モード）
- (f) 溶融炉心・コンクリート相互作用（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（モード）
- ・格納容器隔離失敗（モード）
- ・水蒸気蓄積による格納容器先行破損（モード）
- ・インターフェイスシステムLOCA（モード）
- ・蒸気発生器伝熱管破損（gモード）

これらの格納容器破損モードについては、発生する可能性が極めて低いことや、炉心損傷防止対策によりその発生を回避でき、有意な影響をもたらすものではないことから、有意な頻度又は影響をもたらす格納容器破損モードとして新たに追加する必要はない。

なお、蒸気発生器伝熱管破損（gモード）の中には、炉心損傷後の



限定的な条件下で発生する温度誘因蒸気発生器伝熱管破損（TI-SGTR）があるが、発生する可能性は極めて低く、発生した場合においても、可搬型のポンプ、電源、放水砲などを活用した大規模損壊に対する対策による影響緩和を図る。

また、原子炉格納容器が小さく原子炉下部のペDESTALに開口部があるBWRマークII型の原子炉格納容器特有の事象として、格納容器直接接触（シェルアタック）があるが、PWRでは原子炉格納容器が大きく、溶融炉心が壁面に流れる構造ではないため、発生の可能性がないと考えられることから、評価対象として想定する格納容器破損モードとはしていない。

### c. 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表1.2.3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）

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

AEDに属する事故シーケンスのうち、中破断LOCAに比べ破断口径が大きく、原子炉格納容器の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、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及びA、B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有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

(b) 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）

本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、原子炉容器破損時に高圧で溶融物が原子炉格納容器内に分散し、溶融物の表面積が大きくなることにより、溶融物から原子炉格納容器雰囲気への伝熱が大きくなり、かつ、補助給水による冷却に期待できない「T\*\*」が原子炉格納容器内の温度上昇の観点で厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内に水の持ち込みがない「\*\*D」が温度上昇抑制効果に期待できない点から厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断がなく、格納容器スプレイ注入機能が喪失するTEDとなる。

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

なお、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及びA、B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有効性を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

(c) 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱

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

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

なお、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及びA、B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有効性

を確認する観点から、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

(d) 原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用

本格納容器破損モードに含まれるPDSのうち、破断規模の大きい「A\*\*」は事象進展が早く、原子炉容器破損時の崩壊熱が大きいため、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生観点で厳しい。また、原子炉格納容器内に水の持ち込みはあるが、原子炉格納容器内の冷却がない「\*\*W」が圧力上昇抑制効果に期待できない点から厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいPDSは、破断規模が大きく、ECCS注水又は格納容器スプレイ注入が行われるが格納容器スプレイ再循環機能が喪失するAEWとなる。

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

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

(e) 水素燃焼

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

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、初期から水素が放出され、かつ放出速度が大きくなる大破断LOCAを起因とし、さらに余裕時間及び要求される設備容量の観点から厳しくなる低圧注入機能及び高圧注入機能の喪失も考慮した「大破断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

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

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

なお、常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及びA、B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有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

各格納容器破損モードに含まれるPDS及び評価事故シーケンスについて整理した結果を表1.2.3に示す。

(2) 有効性を確認するための評価項目の設定

(1)に挙げた格納容器破損モードについて、格納容器破損防止対策に有効性があることを確認するため、以下の評価項目を設定する。なお、格納容器直接接触（シェルアタック）については、BWRマーク型の原子炉格納容器特有の破損モードであり、PWRでは原子炉格納容器が大きく溶融炉心が壁面に流れる構造ではないため、格納容器直接接触（シェルアタック）に係る評価項目（原子炉格納容器の床上に落下した溶融炉心が床面を拡がり原子炉格納容器バウンダリと直接接触しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。）については、有効性を確認するための評価項目として設定しない。

- a . 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0.392MPa[gage]の2倍の圧力0.784MPa[gage]を下回ること。
- b . 原子炉格納容器バウンダリにかかる温度が限界温度を下回る温度である200 を下回ること。
- c . 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。
- d . 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。
- e . 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。
- f . 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。
- g . 可燃性ガスの蓄積、燃焼が生じた場合においても、a . の要件を満足すること。
- h . 溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。

### 1.2.3 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) 想定事故

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

#### a . 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

#### b . 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

#### (2) 有効性を確認するための評価項目の設定

(1)に挙げた想定事故について、使用済燃料ピットにおける燃料体等の損傷を防止するための対策に有効性があることを確認するため、以下の

評価項目を設定する。

- a . 燃料有効長頂部が冠水していること。
- b . 放射線の遮へいが維持される水位を確保すること。
- c . 未臨界が維持されていること。

#### 1.2.4 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) 事故シーケンスのグループ化と重要事故シーケンスの選定

「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」については、主発電機の解列から並列までの期間を評価対象とし、運転停止中の原子炉において、プラントの運転状態、1次系の開放状態、1次系保有水量、崩壊熱及び保守点検状況に応じた緩和設備の状態を考慮してプラントの状態を適切に区分する。また、区分したプラント状態を考慮し、燃料体の著しい損傷に至る可能性があるとして想定する事故シーケンスを、本発電用原子炉施設を対象としたPRAの結果を踏まえて、運転停止中事故シーケンスグループにグループ化し、運転停止中事故シーケンスグループごとに重要事故シーケンスを選定して評価を行う。

(添付資料1.2.2)

##### a . 事故シーケンスの抽出

停止時レベル1 PRAにおいては、各起因事象の発生から燃料損傷に至ることを防止するための緩和手段等の組合せ等を図1.2.5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。

##### b . 事故シーケンスのグループ化

PRAの結果を踏まえて抽出した事故シーケンスについて、重大事故等に対処するための措置が基本的に同じであるものを以下の運転停止中事故シーケンスグループに分類する。

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

##### c . 重要事故シーケンスの選定

運転停止中事故シーケンスグループごとに有効性評価の対象とする重要事故シーケンスを選定するが、同じ運転停止中事故シーケンスグループに複数の事故シーケンスが含まれる場合には、燃料損傷防止対策の実施に対する余裕時間、燃料損傷回避に必要な設備容量及び運転

停止中事故シーケンスグループ内の代表性の観点でより厳しい事故シーケンスを選定する。重要事故シーケンスの選定結果は以下のとおりである。

(a) 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）

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

(b) 全交流動力電源喪失

全交流動力電源喪失に係る事故シーケンスは「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」のみである。また、従属的に発生する「原子炉補機冷却機能喪失」の重畳を考慮し、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水開始までの余裕時間及び要求される設備容量の観点から、炉心崩壊熱が大きく、1次系保有水量が少ない「燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故」を重要事故シーケンスとする。

(c) 原子炉冷却材の流出

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

(d) 反応度の誤投入

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

各運転停止中事故シーケンスグループに含まれる事故シーケンス及び重要事故シーケンスについて整理した結果を表1.2.4に示す。

(2) 有効性を確認するための評価項目の設定

(1)に挙げた運転停止中事故シーケンスグループについて、運転停止中

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

- a．燃料有効長頂部が冠水していること。
- b．放射線の遮へいが維持される水位を確保すること。
- c．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。 ）。

### 1.3 評価に当たって考慮する事項

#### (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」で講じることとしている措置のうち、「設置許可基準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いる設備を用いたものを対象とするが、手順及び体制としてはその他の措置との関係も含めて必要となる水源、燃料及び電源の資源や要員を整理し、資源及び要員の確保に関する評価を行う。なお、「運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」における1つの事故シーケンスグループにおいて複数の対策があり、それぞれで重要事故シーケンス等を選定していない場合には、代表性、包絡性を整理し解析を行う。また、「運転中の原子炉における重大事故」における1つの格納容器破損モードにおいて複数の対策がある場合には各々の対策について解析を行う。

#### (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多重故障、共通原因故障又は系統間の機能依存性を考慮した従属故障等の安全機能の喪失を考慮する。また、機能喪失の要因として故障又は待機除外を想定した設備の復旧には期待しない。

#### (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。



#### (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。

#### (5) 運転員等の操作時間に対する仮定

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

- 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実施する操作については、警報発信等から10分後に開始する。
- b．a.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、a.の操作から1分後に開始する。
- c．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。
- d．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。
- e．その他、個別の運転員等の操作に必要な時間を考慮して操作を開始する。

なお、運転員等は手順書に従い、各操作条件を満たせば順次操作を実施するが、有効性評価における解析の条件設定においては、操作場所までのアクセスルートの状況、操作場所の作業環境等を踏まえ、実現可能と考えられる操作時間の想定等に基づき上記の運転員等操作時間を設定する。

(添付資料1.3.1、1.3.2)

#### (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。

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」での原子炉が安定停止状態に導かれる時点は、低温停止状態に到達した時点又は低温停止状態への移行が可能となる時点とする。

ただし、低温停止状態への移行に機能喪失を仮定した設備の復旧を考慮する必要がある場合は、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことによる除熱継続により、高温停止状態よりも低い圧力、温度での維持が可能となる時点を「高温の停止状態」とし、安定停止状態とする。

#### 1.4 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表1.4.1から表1.4.3に示す。

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

(添付資料1.4.1)

##### (1) M-RELAP5<sup>(1)</sup>

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

また、同時に実行される燃料棒熱解析では、炉心部を大別して高温燃料棒、高温集合体領域及び平均集合体領域に区別し、各々の領域で燃料棒熱解析を行う。各領域では燃料ペレット及び燃料被覆管を半径方向及び軸方向に分割し、熱流動計算側から計算ステップごとに得られる圧力、温度、気液割合、流量等のパラメータを用いて熱発生、熱

伝導及び壁面熱伝達を解き、評価項目と照合すべき燃料被覆管最高温度、ジルコニウム - 水反応量を評価する。

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

#### b . 重要現象のモデル化

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

##### (a) 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。

##### (b) 1次系

重要現象として、冷却材流量変化（自然循環時）、冷却材放出（臨界流・差圧流）、沸騰・凝縮・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。

##### (c) 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。

##### (d) 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。

#### c . 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、表1.4.4に示すとおりである。

## (2) SPARKLE-2<sup>(2)</sup>

### a . 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次元炉心動特性解析コード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次系全体の熱流動と3次元炉心動特性との相互作用が評価可能なプラント過渡特性解析コードである。

結合計算の流れとしては、炉心過渡計算のため、炉心境界条件として1次系圧力、炉心入口エンタルピ、炉心入口流量及び炉心入口ほう素濃度がM-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。

### b . 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。

#### (a) 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。

#### (b) 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。

#### (c) 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。

c . 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-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、表1.4.5に示すとおりである。

(3) MAAP<sup>(3)</sup>

a . 概要

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

熱水力モデルでは、質量・エネルギー保存則を解く一方、運動量方程式を準静的な取扱いとしているため、流体慣性が重要となる現象、例えばLOCA直後の炉心の流動など、短期間に発生する現象を精緻に取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。

b . 重要現象のモデル化

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

(a) 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。

(b) 1次系

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

(c) 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。

(d) 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。

(e) 原子炉格納容器

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

(f) 炉心損傷後の原子炉容器

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

(g) 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FCI（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（FP）挙動がモデル化されている。

c . 妥当性確認及び不確かさの把握

事故シーケンスの特徴に応じた重要現象に対するモデルの妥当性確認を実施している。具体的には、TMI事故解析、MB-2実験解析、HDR実験解析、CSTF実験解析、ACE実験解析、SURC実験解析、PHEBUS-FP実験解析、ABCOVE実験解析、感度解析等により確認している。また、入力条件により不確かさを考慮しているものを除いて、妥当性確認等によりその不確かさを把握している。具体的には、表1.4.6に示すとおりである。

#### (4) GOTHIC<sup>(4)</sup>

##### a．概要

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

原子炉格納容器内の区画間・区画内の流動を適切に模擬するため、原子炉格納容器を適切にノード分割する。流動計算で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。

##### b．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。

###### (a) 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。

##### c．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、表1.4.7に示すとおりである。

#### (5) COCO<sup>(5)(6)(7)</sup>

##### a．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、原子炉格納容器スプレイ設備等の減圧系のみならず、原子炉格納容器内構造物との間の熱の授受もモデルとして組み込まれている。

#### b . 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。

##### (a) 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。

#### c . 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、表1.4.8に示すとおりである。

### 1.5 有効性評価における解析の条件設定の方針

#### (1) 解析条件設定の考え方

有効性評価における解析の条件設定については、事象進展の不確かさを考慮して、設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性を確認するための評価項目に対して余裕が小さくなるような設定とするが、標準値として評価項目となるパラメータに対し有意な影響を及ぼさないことを踏まえて条件を設定する場合もある。この際、「1.4 有効性評価に使用する計算プログラム」において把握した解析コードの持つ重要現象に対する不確かさや解析条件の不確かさによって、さらに本発電用原子炉施設の有効性評価の評価項目及び運転員等操作時間に対する余裕が小さくなる可能性がある場合は、影響評価において感度解析等を行うことを前提に設定する。ただし、「(2) 共通解析条件」に示す解析条件については共通の条件として設定する。

なお、初期条件とは異常状態が発生する前の発電用原子炉施設の状態、



事故条件とは重大事故等の発生原因となる機器の故障又は安全機能の喪失の状態、機器条件とは重大事故等を収束させる際に使用する重大事故等対処設備の状態、操作条件とは運転員等操作による重大事故等対処設備の操作が可能となる状態のことをいう。

また、有効性評価にお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に発生することも想定していることから、3号炉と4号炉で異なる解析条件を設定している場合は、両号炉の条件を記載する。

## (2) 共通解析条件

操作条件については、「1.3 (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1.5.1、1.5.2)

### a . 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

#### (a) 初期条件

##### 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(3,411MWt)に正の定常誤差(定格値の+2%)を考慮した値を用いるものとする。また、1次冷却材平均温度の初期値として、定格値(307.1)に正の定常誤差(+2.2)を考慮した値を用いるものとする。また、1次系圧力の初期値として、定格値(15.41MPa[gage])に正の定常誤差(+0.21MPa)を考慮した値を用いるものとする。

(添付資料1.5.3)

なお、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」においては、出力抑制について減速材温度の反応度帰還効果に期待しており、これを多様化自動作動設備の作動が必要となるサイクル寿命初期の炉心運用を包絡するよう、反応度帰還の効果を小さくするため、減速材温度係数の絶対値が小さめの値を設定することから、炉心熱出力、1次冷却材平均温度及び1次系圧力の初期値として定格値を用いるものとする。

(添付資料1.5.4)

##### 1次冷却材流量

1次冷却材全流量は熱設計流量を用いるものとする。

##### 炉心及び燃料体

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

計値を用いるものとする。

・炉心崩壊熱

炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線<sup>(8)</sup>を標準値として使用する。また、使用する崩壊熱はウラン燃料及び3号炉ウラン・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、図1.5.1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次系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、図1.5.2に示す炉心の平均的な崩壊熱を表す炉心平均評価用崩壊熱を用いるものとする。なお、各事故シーケンスに用いる崩壊熱は、対策の有効性を確認する観点から、重大事故等対策の実施時間等を考慮した燃料の崩壊熱を用いるものとする。

(添付資料1.5.5)

・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、標準値として5.5%を用いるものとする。

・核的パラメータ

即発中性子寿命、実効遅発中性子割合、減速材密度係数、ドップラ係数等の核的パラメータは、原則として炉心運用を考慮して評価項目に対して厳しくなるよう設定するものとする。なお、減速材密度係数は標準値を用いるものとする。また、事故シーケンスグループ「原子炉停止機能喪失」における炉心動特性解析には3次元手法を用いるものとする。このため、減速材反応度帰還効果は減速材温度係数の絶対値が小さめの値となるように解析用の炉心条件を設定するものとする。ドップラ反応度帰還効果はウラン燃料を装荷した平衡炉心の特性(標準値)を用いるものとする。

加圧器

加圧器保有水量の初期値は、標準値として60%体積を用いるものとする。

蒸気発生器

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

原子炉格納容器

・自由体積

原子炉格納容器の自由体積は、設計値に余裕を考慮した小さめの値として72,900m<sup>3</sup>を用いるものとする。

・ヒートシンク

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

・初期温度及び初期圧力

原子炉格納容器の初期温度は設計値として49 を、初期圧力は標準値として9.8kPa[gage]を用いるものとする。

主要機器の形状

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

(b) 事故条件

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1.5.6)

(c) 重大事故等対策に関連する機器条件

炉心及び燃料体

原子炉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、図1.5.3に示すものを用い、制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの85%落下までの時間を2.2秒とする。

(添付資料1.5.7)

安全保護系の設定点の作動限界値及び応答時間

- ・原子炉トリップ限界値及び応答時間として以下の値を用いるものとする。

過大温度 T高

1次冷却材平均温度等の関数(図1.5.4参照)

(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1.5秒 )

蒸気発生器水位低

蒸気発生器狭域水位11% ( 応答時間2.0秒 )

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

原子炉圧力低

12.04MPa[gage] ( 応答時間2.0秒 )

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

#### 原子炉制御設備

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

#### 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用いるものとする。また、加圧器安全弁及び主蒸気安全弁の作動圧力については、設計値に余裕を考慮した高めの値を用いるものとする。

- ・加圧器逃がし弁容量 : 95t / h ( 1個当たり )
- ・加圧器安全弁容量 : 190t / h ( 1個当たり )
- ・主蒸気逃がし弁容量 : 定格主蒸気流量 ( ループ当たり ) の10%
- ・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1.5.8)

#### 1次冷却材ポンプ

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

#### 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、1基当たり、標準値である除熱特性(100 ~ 約168、約4.1MW ~ 約11.2MW)で原子炉格納容器を除熱するものとする。

#### 燃料取替用水タンク(ピット)

燃料取替用水タンク(ピット)の水量は、設計値として2,100m<sup>3</sup>を用いるものとする。

### b. 運転中の原子炉における重大事故

#### (a) 初期条件

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

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

#### (b) 事故条件

##### 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1.5.6)

#### (c) 重大事故等対策に関連する機器条件

「a.(c) 重大事故等対策に関連する機器条件」に同じ。

### c. 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

#### (a) 初期条件

##### 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体及び以前から貯蔵されている使用済燃料が、使用済燃料ピット崩壊熱が最大となる

ような組合せで貯蔵される場合を想定して、使用済燃料ピット崩壊熱は3号炉 12.139MW、4号炉 10.496MW を用いるものとする。

事象発生前使用済燃料ピット水温

使用済燃料ピット水温の標準的な温度として 40 を用いるものとする。

使用済燃料ピットに隣接するピットの状態

燃料取出直後の使用済燃料ピットの状態を想定して評価しており、燃料体を取り出す際には燃料取替チャンネルと燃料検査ピット並びに3号炉Aピット及びBピット、4号炉ピットの間設置されているゲートを取り外すことから、3号炉Aピット及びBピット、4号炉ピット並びに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。評価においては、100 までの温度条件が厳しくなるように3号炉Aピット及びBピット、4号炉ピットのみ水量を考慮するものとする。

(添付資料1.5.9)

主要機器の形状

使用済燃料ピット等の主要機器の形状に関する条件は設計値を用いるものとする。

(b) 重大事故等対策に関連する機器条件

放射線の遮へい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3号炉燃料取扱時、4号炉燃料取替時の燃料取扱棟の遮へい設計基準値(0.15mSv/h)となる水位として、燃料頂部から、3号炉約 4.18m(通常運転水位(以下「NWL」という。)-約 3.50m)、4号炉約 4.41m(NWL - 約 3.27m)とする。

(添付資料1.5.9)

d. 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

(a) 初期条件(運転停止中事故シーケンスグループ「反応度の誤投入」を除く)

炉心崩壊熱

炉心崩壊熱としては、日本原子力学会の推奨値に基づく核分裂生成物の崩壊熱にアクチニドの崩壊熱を考慮した曲線<sup>(8)</sup>を標準値として使用する。また、使用する崩壊熱はウラン燃料及び3号炉ウラン・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、図1.5.1に示す局所的な

影響を考慮した高温点評価用崩壊熱を用いるものとする。なお、各事故シーケンスに用いる崩壊熱は、対策の有効性を確認する観点から、重大事故等対策の実施時間等を考慮した燃料の崩壊熱を用いるものとする。

(添付資料1.5.5)

#### 原子炉停止後の時間

燃料取出前のミッドループ運転中の事故を想定し、そのうち、炉心露出の観点から炉心崩壊熱と1次系保有水量の最も厳しい組合せとなる1次冷却材水抜き完了時に事故が発生するものとする。したがって、定期検査工程上、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕をみた時間として、原子炉停止後の時間は72時間とする。

(添付資料1.5.10)

#### 1次系圧力

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

#### 1次冷却材高温側温度

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

#### 1次系水位

プラント系統構成上の制約から定めているミッドループ運転中の水位として、1次系の初期水位は原子炉容器出入口配管の中心高さを20cm上回る高さとする。

#### 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個取り外されているものとする。

#### 主要機器の形状

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

### 1.6 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する。また、発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することも想定し、評価項目となるパラメータに対し厳しくなる発電用原子炉施設の結果を明示する。

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。

#### 1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針

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

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

(添付資料1.7.1)

##### (1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

「1.4 有効性評価に使用する計算プログラム」において、重要現象として評価指標及び運転操作に対する影響が大きい又は中程度と考えられる物理現象を選定しており、そのうち表1.7.1から表1.7.3に示す物理現象を有効性評価において評価項目となるパラメータに有意な影響を与えると整理している。解析コードの不確かさは、選定している重要事故シーケンス等における上記の物理現象に対する不確かさを考慮し、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認する。

##### (2) 解析条件の不確かさの影響評価

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

##### (3) 操作時間余裕の把握



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

## 1.8 必要な要員及び資源の評価方針

### (1) 必要な要員の評価

発電所内の発電用原子炉施設で重大事故等が同時期に発生することも想定した最も厳しい状態での重大事故等対策において、想定する発電用原子炉施設の運転状態に対して、休日・夜間における要員の確保の観点から、「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。

### (2) 必要な資源の評価

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

表 1.2.1 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

事故シーケンスグループ等			技術的能力審査基準	1.1	1.2	1.3	1.4	1.5	1.6	1.7	1.8	1.9	1.10	1.11	1.12	1.13	1.14	1.15	1.16	
			設置許可基準規則 / 技術基準規則	44 条 /59 条	45 条 /60 条	46 条 /61 条	47 条 /62 条	48 条 /63 条	49 条 /64 条	50 条 /65 条	51 条 /66 条	52 条 /67 条	53 条 /68 条	54 条 /69 条	55 条 /70 条	56 条 /71 条	57 条 /72 条	58 条 /73 条	59 条 /74 条	
重要事故シーケンス等				緊急停止失敗時に発電用原子炉を未臨界にするための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリ高圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための手順等	原子炉冷却材圧力バウンダリ低圧時に発電用原子炉を冷却するための手順等	最終ヒートシンクへ熱を輸送するための手順等	原子炉格納容器内の冷却等のための手順等	原子炉格納容器の過圧破壊を防止するための手順等	原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための手順等	水素燃焼による原子炉格納容器の破壊を防止するための手順等	水素燃焼による原子炉建屋等の損傷を防止するための手順等	使用済燃料貯蔵槽の冷却等のための手順等	工場等外への放射性物質の拡散を抑制するための手順等	重大事故等の収束に必要な水の供給手順等	電源の確保に関する手順等	事故時の計装に関する手順等	原子炉制御室の居住性等に関する手順等	
運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故	7.1.1	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	-				-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
	7.1.2	全交流動力電源喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、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動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故	-						-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	7.1.3	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動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故	-						-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	7.1.4	原子炉格納容器の除熱機能喪失	大破断 LOCA 時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	7.1.5	原子炉停止機能喪失	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	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	7.1.6	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	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	7.1.7	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	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
インターフェイスシステム LOCA			-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
7.1.8	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	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
		霧囲気圧力・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	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
運転中の原子炉における重大事故	7.2.1.1	霧囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	7.2.1.2	霧囲気圧力・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動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	7.2.2	高圧溶融物放出 / 格納容器霧囲気直接加熱	外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	7.2.3	原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用	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再循環機能が喪失する事故	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	7.2.4	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	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
7.2.5	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	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
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	7.3.1	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	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	7.3.2	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	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
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)	燃料取出前のミッドループ運転中に余熱除去機能が喪失する事故	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	7.4.2	全交流動力電源喪失	燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	7.4.3	原子炉冷却材の流出	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	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	7.4.4	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	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-

表1.2.2 重要事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）（1 / 2）

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	選定した事故シーケンス	重要事故シーケンス
2次冷却系からの除熱機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・小破断LOCA時に補助給水機能が喪失する事故</li> <li>・主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故</li> <li>・過渡事象時に補助給水機能が喪失する事故</li> <li>・手動停止時に補助給水機能が喪失する事故</li> <li>・外部電源喪失時に補助給水機能が喪失する事故</li> <li>・2次冷却系の破断時に補助給水機能が喪失する事故</li> <li>・2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能が喪失する事故</li> <li>・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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・主給水流量喪失時に補助給水機能が喪失する事故</li> </ul>
全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故</li> <li>・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故</li> </ul> <p>（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）</p>
原子炉補機冷却機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> <li>・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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能の喪失及びRCPシールLOCAが発生する事故</li> </ul> <p>（「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故」との従属性を考慮）</p>
原子炉格納容器の除熱機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故</li> <li>・大破断LOCA時に低圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故</li> </ul>

：（ ）は、選定した事故シーケンスと重要事故シーケンスの相違理由を示す。

表1.2.2 重要事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）（2 / 2）

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	選定した事故シーケンス	重要事故シーケンス
原子炉停止機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故</li> </ul> <p>（原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性確保の観点で厳しい起因事象を選定）</p>
ECCS注水機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故</li> <li>小破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故</li> </ul>
ECCS再循環機能喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> <li>中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故</li> <li>小破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>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</li> </ul>
格納容器バイパス	<ul style="list-style-type: none"> <li>インターフェイスシステム LOCA</li> <li>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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>インターフェイスシステム LOCA</li> <li>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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>インターフェイスシステムLOCA</li> <li>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</li> </ul>

:( ) は、選定した事故シーケンスと重要事故シーケンスの相違理由を示す。

表1.2.3 評価事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）（1 / 4）

格納容器破損モード	該当するPDS	最も厳しいPDS	最も厳しいPDSの考え方
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ SED</li> <li>・ SLW</li> <li>・ TED</li> <li>・ SEW</li> <li>・ TEW</li> <li>・ AED</li> <li>・ AEW</li> </ul>	AED	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 破断規模の大きい大中破断LOCA (A**) が、原子炉格納容器内の圧力上昇の観点で厳しい。</li> <li>・ ECCS又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内への水の持ち込みのない (**D) が、原子炉格納容器内への水の持ち込みがある (**W) に比べ、原子炉格納容器内の圧力上昇抑制効果に期待できない観点で厳しい。</li> </ul> <p>以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。</p>
雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ SED</li> <li>・ SLW</li> <li>・ TED</li> <li>・ SEW</li> <li>・ TEW</li> <li>・ AED</li> <li>・ AEW</li> </ul>	TED	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉格納容器内に水の持ち込みのない (**D) が、原子炉格納容器内の温度上昇抑制効果に期待できない観点で厳しい。</li> <li>・ 原子炉圧力容器破損時に高圧で溶融物が原子炉格納容器内に分散し、溶融物の表面積が大きくなり溶融物から原子炉格納容器内雰囲気への伝熱が大きくなる小破断LOCA (S**)、過渡事象 (T**) が、原子炉格納容器内の温度上昇について厳しい。</li> <li>・ 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。</li> </ul> <p>以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。</p>
高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ SED</li> <li>・ SEI</li> <li>・ TEI</li> <li>・ SLI</li> <li>・ TED</li> <li>・ SLW</li> <li>・ TEW</li> <li>・ SEW</li> </ul>	TED	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 1次系の圧力が高く維持される過渡事象 (T**) が、1次系減圧の観点から厳しい。</li> <li>・ 1次系の減圧に効果がある加圧器逃がし弁の機能喪失が生じる全交流動力電源喪失はTEDに含まれる。</li> </ul> <p>以上より、TEDが最も厳しいPDSとなる。</p>
原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ AEI</li> <li>・ SLI</li> <li>・ AEW</li> <li>・ SLW</li> <li>・ SEI</li> <li>・ SEW</li> </ul>	AEW	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 事象進展が早く原子炉圧力容器破損時の崩壊熱が大きい大中破断LOCA (A**) が、溶融炉心がより高温となる観点から厳しい。</li> <li>・ 原子炉格納容器内の冷却がない (**W) が、冷却水から蒸気が急激に生成する観点で厳しい。</li> </ul> <p>以上より、AEWが最も厳しいPDSとなる。</p>
水素燃焼	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ TEI</li> <li>・ TEW</li> <li>・ SED</li> <li>・ SEW</li> <li>・ AEI</li> <li>・ AEW</li> <li>・ SEI</li> <li>・ SLW</li> <li>・ SLI</li> <li>・ AED</li> <li>・ TED</li> </ul>	AEI	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 格納容器スプレイの作動による水蒸気凝縮に伴い、相対的に水素濃度が上昇することから (**I) のPDSがより厳しい。</li> <li>・ 炉心内のジルコニウム - 水反応による水素発生量を、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応することを前提とすると、各PDSで炉心内のジルコニウム - 水反応による水素発生量の差はなくなるため、事象進展が早く水素放出速度が大きい (A**) が厳しい。</li> </ul> <p>以上より、AEIが最も厳しいPDSとなる。</p>
溶融炉心・コンクリート相互作用	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ TEI</li> <li>・ AED</li> <li>・ TED</li> <li>・ SLI</li> <li>・ SED</li> <li>・ SLW</li> <li>・ TEW</li> <li>・ AEW</li> <li>・ AEI</li> <li>・ SEW</li> <li>・ SEI</li> </ul>	AED	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 事象進展が早い大中破断LOCA (A**) が、原子炉圧力容器破損時の崩壊熱が大きく、溶融炉心によるコンクリート侵食の観点で厳しい。</li> <li>・ 1次系圧力が低く、溶融炉心の分散の可能性がない (A**) が、原子炉下部キャビティへ落下する溶融炉心の量を多くするため厳しい。</li> <li>・ 原子炉格納容器内に水の持ち込みのない (**D) が、溶融炉心を冷却せず、コンクリート侵食抑制効果に期待できない観点で厳しい。</li> </ul> <p>以上より、AEDが最も厳しいPDSとなる。</p>

表1.2.3 評価事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）（2 / 4）

補足：PDS の分類記号

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

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

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

表1.2.3 評価事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）（3 / 4）

格納容器 破損モード	最も厳しい PDS	事故シーケンス	最も厳しい事故シーケンス	評価事故シーケンス <sup>1</sup>
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"> <li>・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</li> <li>・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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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<sup>2</sup></li> </ul>
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"> <li>・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故<sup>2</sup></li> </ul> <p>（時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水系の機能喪失を考慮する。）</p>
高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱	TED	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・2次冷却系の破断時に主蒸気隔離機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故<sup>2</sup></li> </ul> <p>（時間余裕及び要求される設備容量の観点から厳しくなる補助給水系の機能喪失を考慮する。）</p>

1：（ ）は、選定した事故シーケンスと評価事故シーケンスの相違理由を示す。

2：常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及びA、B格納容器再循環ユニットを用いた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。

表1.2.3 評価事故シーケンスの選定（運転中の原子炉における重大事故）（4 / 4）

格納容器 破損モード	最も厳しい PDS	事故シーケンス	最も厳しい事故シーケンス	評価事故シーケンス <sup>1</sup>
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"> <li>・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</li> <li>・大破断LOCA時に低圧再循環機能、高圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・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</li> <li>・大破断LOCA時に低圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故</li> <li>・中破断LOCA時に高圧再循環機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>・中破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ再循環機能が喪失する事故</li> <li>・中破断LOCA時に蓄圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故</li> <li>・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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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<sup>2</sup></li> </ul> <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"> <li>・中破断LOCA時に高圧注入機能が喪失する事故</li> <li>・中破断LOCA時に高圧再循環機能が喪失する事故</li> <li>・大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故</li> <li>・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</li> <li>・中破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故</li> <li>・大破断LOCA時に蓄圧注入機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・大破断LOCA時に低圧注入機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul> <p>（事象進展が厳しくなるよう高圧注入系の注入失敗を考慮する。）</p>
溶融炉心・コンクリート相互作用	AED	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> <li>・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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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<sup>3</sup></li> </ul>

1：（ ）は、選定した事故シーケンスと評価事故シーケンスの相違理由を示す。

2：原子炉下部キャビティ水のサブクール度を小さくするため、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮し、常設電動注入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：常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイ及びA、B格納容器再循環ユニットを用いた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。



表1.2.4 重要事故シーケンスの選定（運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故）

運転停止中 事故シーケンス グループ	事故シーケンス	選定した事故シーケンス	重要事故シーケンス
崩壊熱除去機能喪失 （余熱除去系の故障 による停止時冷却機 機能喪失）	<ul style="list-style-type: none"> <li>・余熱除去機能が喪失する事故</li> <li>・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</li> <li>・原子炉補機冷却機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・余熱除去機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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<sup>1</sup></li> </ul>
全交流動力電源喪失	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故<sup>1 2</sup></li> </ul>
原子炉冷却材の流出	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故</li> <li>・水位維持に失敗する事故</li> <li>・オーバードレンとなる事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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<sup>1</sup></li> </ul>
反応度の誤投入	<ul style="list-style-type: none"> <li>・反応度の誤投入事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・反応度の誤投入事故</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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<sup>3</sup></li> </ul>

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

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

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

表 1.4.1 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"> <li>・ 2次冷却系からの除熱機能喪失</li> <li>・ 全交流動力電源喪失</li> <li>・ 原子炉補機冷却機能喪失</li> <li>・ ECCS注水機能喪失</li> <li>・ 格納容器バイパス</li> </ul>
SPARKLE-2	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉停止機能喪失</li> </ul>
MAAP	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 原子炉格納容器の除熱機能喪失</li> <li>・ ECCS再循環機能喪失</li> </ul>
COCO	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 全交流動力電源喪失</li> <li>・ 原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul>

表 1.4.2 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"> <li>・ 雰囲気圧力・温度による静的負荷 （格納容器過圧・過温破損）</li> <li>・ 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱</li> <li>・ 原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用</li> <li>・ 水素燃焼</li> <li>・ 溶融炉心・コンクリート相互作用</li> </ul>
GOTHIC	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 水素燃焼</li> </ul>

表 1.4.3 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	適用運転停止中事故シーケンスグループ
M-RELAP5	<ul style="list-style-type: none"> <li>・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)</li> <li>・全交流動力電源喪失</li> <li>・原子炉冷却材の流出</li> </ul>

表 1.4.4 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。
	燃料被覆管酸化	ジルコニウム - 水反応モデル	ORNL での実験に基づく式を使用しており、不確かさは 95% 信頼区間の上限である。
	沸騰・ボイド率変化 気液分離 ( 水位変化 ) ・対向流	ボイドモデル 流動様式	ORNL/THTF の試験解析より、炉心水位の不確かさが 0 m ~ - 0.3m であることを確認した。また、ROSA/LSTF SB-CL-18 の試験解析より、解析コードでは、炉心水位低下を数百秒早く評価する可能性がある。 Winfrith/THETIS の試験結果より、大気圧程度の低圧条件における炉心水位の不確かさは、最大でも ±0.4m 程度である。
1 次系	冷却材流量変化 ( 自然循環時 ) 圧力損失	壁面熱伝達モデル 運動量保存則	PKL の試験解析より、自然循環流量を約 20% 過大評価する。
	冷却材放出 ( 臨界流・差圧流 )	破断流モデル	Marviken の試験解析より、サブクール臨界流量の不確かさは ±10%、二相臨界流量の不確かさは - 10% ~ + 50% である。
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	2 流体モデル 壁面熱伝達モデル	ROSA/LSTF、PKL の試験解析より、2 次系強制冷却時の 1 次系圧力の不確かさは 0 ~ + 0.5MPa である。
	気液分離・対向流	流動様式	凝縮量又は熱伝達の不確かさについて、1 次系圧力で定量化し、ROSA/LSTF、PKL の試験解析より、1 次系圧力の不確かさが 0 ~ + 0.5MPa である。
	ECCS 強制注入	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。
	ECCS 蓄圧タンク注入	蓄圧タンクの非凝縮性ガス	入力値に含まれる。
加圧器	気液熱非平衡	2 流体モデル	LOFT L6-1 試験解析、LOFT L9-3 試験解析より、加圧時の 1 次冷却材温度の不確かさは ± 2 、1 次系圧力の不確かさは ±0.2MPa である。
	水位変化		
	冷却材流出 ( 臨界流・差圧流 )	臨界流モデル	

表 1.4.4 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 次系圧力の不確かさは 0 ~ +0.5MPa である。 LOFT L6-1 試験解析、LOFT L9-3 試験解析より、加圧時の 1 次冷却材温度の不確かさは $\pm 2$ 、1 次系圧力の不確かさは $\pm 0.2$ MPa である。
	冷却材放出 ( 臨界流・差圧流 )	臨界流モデル	入力値に含まれる。
	2 次側水位変化・ドライアウト	2 流体モデル	LOFT L6-1 試験解析、LOFT L9-3 試験解析より、ドライアウト特性を適切に模擬すること及び 1 次冷却材温度の不確かさは $\pm 2$ 、1 次系圧力の不確かさは $\pm 0.2$ MPa である。
	2 次側給水 ( 主給水・補助給水 )	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。

表 1.4.5 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
炉心 (核)	中性子動特性 (核分裂出力)	3次元動特性モデル 核定数フィードバックモデル	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める。
	ドップラ反応度帰還効果		モンテカルロコードとの比較及び SPERT-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 $\pm 10\%$ は矛盾しない。
	減速材反応度帰還効果		モンテカルロコードとの比較及び減速材温度係数測定検査との比較より、減速材温度係数の不確かさは $\pm 3.6\text{pcm}/$ である。
	崩壊熱	崩壊熱モデル	入力値に含まれる。
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	非定常熱伝導方程式	ドップラ反応度帰還効果の不確かさに含める。
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	二相圧力損失モデル サブクールボイドモデル 気液相対速度	NUPEC 管群ボイド試験解析より、予測値と測定値の差の標準偏差は 4% であり、2 を考慮すると沸騰・ボイド率の不確かさは $\pm 8\%$ である。
加圧器	気液熱非平衡	2流体モデル	LOFT L6-1 試験解析、LOFT L9-3 試験解析より、1次冷却材温度の不確かさは $\pm 2$ 、1次系圧力の不確かさは $\pm 0.2\text{MPa}$ である。
	水位変化		
冷却材放出 (臨界流・差圧流)	二相 / サブクール臨界流モデル		
蒸気 発生器	1次側・2次側の熱伝達	伝熱管熱伝達モデル	
	2次側水位変化・ドライアウト	2流体モデル	
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	臨界流モデル	入力値に含まれる。
	2次側給水 (主給水・補助給水)	ポンプ特性モデル	入力値に含まれる。

表 1.4.6 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。
炉心 (燃料)	燃料棒内温度変化	炉心モデル (炉心熱水力モデル)  溶融炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ)	TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態は、TMI 事故分析結果と一致する。 炉心ヒートアップ速度 (燃料被覆管酸化が促進される場合) が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。 ・ SBO、LOCA シーケンスとともに、運転員等操作の起点となる炉心溶融の開始時刻には影響は小さい。 ・ 下部プレナムへのリロケーションの開始時刻は、SBO シーケンスでは約 14 分、LOCA シーケンスでは約 30 秒早まる。
	燃料棒表面熱伝達		
	燃料被覆管酸化		
	燃料被覆管変形		
炉心 (熱流動)	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	「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。 ECCS 再循環切替失敗直前の炉心領域とダウンカマの保有水量、ECCS 再循環切替失敗後の崩壊熱による冷却材蒸散に伴う炉心水位低下の速度、炉心部のボイド率予測については、M-RELAP5 コードと同様な結果が得られている。高温側配管領域の保有水量を M-RELAP5 コードより多めに評価する。これにより原子炉格納容器圧力を低めに評価するが、両解析コードの原子炉格納容器への放出エネルギーから見積もられる原子炉格納容器圧力の差は僅かであり、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。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。
	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)	入力値に含まれる。
	ECCS 蓄圧タンク注入	安全系モデル (蓄圧タンク)	注入特性の不確かさは入力値に含まれる。 感度解析により流動抵抗 (圧損) の感度は小さい。



表 1.4.6 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。
蒸気発生器	1 次側・2 次側の熱伝達	蒸気発生器モデル	MB-2 実験解析より、1 次系から 2 次系への熱伝達を適正に評価する。ただし、2 次系からの液相放出がある場合、伝熱量を過大評価する傾向がある。
	冷却材放出 ( 臨界流・差圧流 )		MB-2 実験解析より、蒸気放出の場合、放出量を適正に評価する。液相放出の場合、過大評価する傾向がある。
	2 次側水位変化・ドライアウト		MB-2 実験解析より、ダウンカマ水位、伝熱部コラプス水位をほぼ適正に評価する。液相放出がある場合、伝熱部コラプス水位を低めに評価する傾向がある。
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動 ( 蒸気、非凝縮性ガス )	原子炉格納容器モデル ( 原子炉格納容器の熱水力モデル )	HDR 実験解析及び CSTF 実験解析の結果より以下の傾向がある。 ・原子炉格納容器内温度：十数 程度高めに評価 ・原子炉格納容器圧力：1 割程度高めに評価 ・非凝縮性ガス濃度：適正に評価 なお、HDR 実験は、縦長格納容器と高い位置での水蒸気注入という特徴があり、国内 PWR の場合、上記の不確かさは小さくなる方向と判断される。
	区画間・区画内の流動 ( 液体 )		
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導		
	スプレイ冷却	安全系モデル ( 格納容器スプレイモデル )	入力値に含まれる。
	水素濃度変化	原子炉格納容器モデル ( 水素発生 )	TMI 事故解析における水素発生期間と水素発生量について、TMI 事故分析結果と一致する。
	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却	原子炉格納容器モデル ( 格納容器再循環ユニットモデル )	格納容器再循環ユニットの除熱性能に関する不確かさは入力値に含まれる。 水素が存在し、ドライ換算 13vol% の場合、原子炉格納容器圧力を 0.016 MPa、温度を 2 の範囲で高めに評価する。

表 1.4.6 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
原子炉容器 (炉心損傷後)	リロケーション	溶融炉心挙動モデル (リロケーション)	TMI 事故解析における炉心損傷挙動について、TMI 事故分析結果と一致する。 リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認。 ・下部プレナムへのリロケーション後の原子炉容器の破損時刻は、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、仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。
	原子炉容器内 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 (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	原子炉容器内 FCI に影響する項目として「デブリジェット径(炉心部の下部クラストの破損口径)」、「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」及び「デブリ粒子の径」をパラメータとした感度解析により、いずれについても、1 次系圧力の過渡的な変化に対して影響はあるものの、原子炉容器破損時点での 1 次系圧力に対する感度は小さい。
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	TMI 事故解析における下部ヘッドの温度挙動について TMI 事故分析結果と一致する。 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」をパラメータとした感度解析により、原子炉容器破損割合及び破損時刻に対して感度は小さい。また、「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとした感度解析により、1 次系圧力及び原子炉容器破損時刻に対して感度は小さい。
	原子炉容器破損、溶融	溶融炉心挙動モデル (原子炉容器破損モデル)	原子炉容器破損に影響する項目として「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み(しきい値)」をパラメータとした感度解析により、原子炉容器破損時間は 5 分早まる。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたケースであり、実機解析への影響は小さいと判断される。

表 1.4.6 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「原子炉压力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用」の事象をベースにした感度解析により、原子炉容器外 FCI により生じる圧カスパイクへの感度は小さい。</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」の事象をベースにした感度解析により、MCCI によるコンクリート侵食量への感度は小さい。</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」の事象をベースにした感度解析により、「原子炉下部キャビティ水深」、「Ricou-Spalding のエン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は小さい。「溶融炉心の拡がり面積」に関して、原子炉下部キャビティ床面積の約 1 / 10 を初期値とし、落下量に応じて拡がり面積が拡大する条件を設定した場合に、コンクリート侵食深さは約 18cm となる。これらのパラメータについてコンクリート侵食に対して厳しい条件を重ね合わせた場合のコンクリート侵食は約 19cm であり、継続的な侵食は生じない。MCCI によって発生する水素を加えても、最終的な原子炉格納容器内の水素濃度は 6 vol % 程度 ( ドライ条件換算 ) であり、水素処理装置 ( 静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置 ) による処理が可能なレベルである。ACE 及び SURC 実験解析等より、溶融炉心堆積状態が既知である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できる。</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		
	コンクリート分解・非凝縮性ガス発生		

表 1.4.6 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 (FP) 挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	<p>PHEBUS-FP 実験解析により、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されるが、燃料被覆管温度を高め評価し、燃料破損後の核分裂生成物 (FP) 放出開始のタイミングも早く評価する。しかしながら、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられる。</p> <p>ABCOVE 実験解析により、原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価できる。</p> <p>炉心溶融検知に影響する項目として「炉心からの核分裂生成物 (FP) 放出速度」を低減させた場合の感度解析により、原子炉格納容器上部区画の希ガス量への影響は小さい。</p>
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 (FP) 挙動		

表 1.4.7 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	
		ノーディングスキーム	
	構造材との熱伝達及び 内部熱伝導	多相流モデル	区画間・区画内の流動と同じ。
		熱伝達モデル	流動に影響する凝縮熱伝達モデルについて ±40% 程度。
		熱伝導モデル	不確かさはない。
	スプレイ冷却	多相流モデル	区画間・区画内の流動と同じ。
		界面積モデル	
		界面伝達モデル	
	水素処理	PAR 特性モデル	実規模試験に基づき、製造元が供給する水素処理に係る性能評価式を使用（組込誤差約 0.3%）。 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。
イグナイトによる 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%。	

表 1.4.8 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	構造材との熱伝達及び 内部熱伝導	ヒートシンク熱伝達モデル	CVTR Test-3 試験解析より、熱伝達モデルとして修正内田の式を適用することで、原子炉格納容器圧力についてはピーク圧力を約 1.6 倍高く、原子炉格納容器内温度については約 20 高めに評価する。
		ヒートシンク内熱伝導モデル	

表 1.7.1 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
 ( 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 ) ( 1 / 3 )

分類	評価事象 評価指標	2次冷却系 からの除熱 機能喪失	全交流動力 電源喪失	原子炉補機 冷却機能喪 失	原子炉格納 容器の除熱 機能喪失	原子炉停止 機能喪失	ECCS 注水 機能喪失	ECCS 再循 環機能喪失	格納容器バイパス	
									インターフ ェイスシス テム LOCA	蒸気発生器 伝熱管破損
物理現象		燃料被覆管 温度	燃料被覆管 温度、原子 炉格納容器 圧力	燃料被覆管 温度、原子 炉格納容器 圧力	原子炉格納 容器圧力	1次系圧力 、燃料被覆 管温度	燃料被覆管 温度	燃料被覆管 温度	燃料被覆管 温度、漏え い量	燃料被覆管 温度、漏え い量
炉心(核)	中性子動特性(核分裂出力)	-	-	-	-	○	-	-	-	-
	出力分布変化	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	反応度帰還効果	-	-	-	-	○	-	-	-	-
	制御棒効果	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	崩壊熱 <sup>1</sup>	○	○	○	○	○	○	○	○	○
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) <sup>2</sup>	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	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

表 1.7.1 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 評価指標	2次冷却系 からの除熱 機能喪失	全交流動力 電源喪失	原子炉補機 冷却機能喪 失	原子炉格納 容器の除熱 機能喪失	原子炉停止 機能喪失	ECCS 注水 機能喪失	ECCS 再循 環機能喪失	格納容器バイパス	
									インターフ ェイスシス テム LOCA	蒸気発生器 伝熱管破損
物理現象		燃料被覆管 温度	燃料被覆管 温度、原子 炉格納容器 圧力	燃料被覆管 温度、原子 炉格納容器 圧力	原子炉格納 容器圧力	1次系圧力 、燃料被覆 管温度	燃料被覆管 温度	燃料被覆管 温度	燃料被覆管 温度、漏え い量	燃料被覆管 温度、漏え い量
1 次 系	冷却材流量変化 ( 強制循環時 )	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	冷却材流量変化 ( 自然循環時 )	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	冷却材放出 ( 臨界流・差圧流 )	-	○	○	-	-	○	-	○	-
	沸騰・凝縮・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 <sup>1</sup>	○	-	-	-	-	○	○	○	○
	ECCS 蓄圧タンク注入 <sup>1</sup>	-	○	○	-	-	○	-	-	-
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。



表 1.7.1 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
 ( 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故 ) ( 3 / 3 )

分類	評価事象	評価指標	2次冷却系からの除熱機能喪失	全交流動力電源喪失	原子炉補機冷却機能喪失	原子炉格納容器の除熱機能喪失	原子炉停止機能喪失	ECCS 注水機能喪失	ECCS 再循環機能喪失	格納容器バイパス	
										インターフェイスシステム LOCA	蒸気発生器伝熱管破損
物理現象			燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	燃料被覆管温度、原子炉格納容器圧力	原子炉格納容器圧力	1次系圧力、燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度	燃料被覆管温度、漏えい量	燃料被覆管温度、漏えい量
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達		○	○	○	-	○	○	-	○	○
	冷却材放出 ( 臨界流・差圧流 ) <sup>1</sup>		-	○	○	-	○	○	-	○	○
	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 ) <sup>1</sup>		-	○	○	-	○	-	-	○	○
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 <sup>1</sup>		-	-	-	-	-	-	-	-	-
	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 <sup>1</sup>		-	-	-	○	-	-	-	-	-

○：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。

表 1.7.2 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
( 運転中の原子炉における重大事故 ) ( 1 / 4 )

分類	評価事象	雰囲気圧力・温度による静的負荷 ( 格納容器過圧・過温破損 )	高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱	原子炉压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	原子炉格納容器圧力及び温度	1次系圧力	原子炉格納容器圧力	水素濃度
炉心(核)	核分裂出力	-	-	-	-	-
	反応度帰還効果	-	-	-	-	-
	制御棒効果	-	-	-	-	-
	崩壊熱 <sup>1</sup>	○	○	○	○	○
炉心(燃料)	燃料棒内温度変化	○	○	○	○	○
	燃料棒表面熱伝達	○	○	○	○	○
	燃料被覆管酸化	○	○	○	○	○
	燃料被覆管変形	○	○	○	○	○
炉心(熱流動)	沸騰・ボイド率変化	-	-	-	-	-
	気液分離(水位変化)・対向流	-	-	-	-	-
	気液熱非平衡	-	-	-	-	-
	圧力損失	-	-	-	-	-

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象（重要現象）

-：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) 1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

表 1.7.2 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
( 運転中の原子炉における重大事故 ) ( 2 / 4 )

分類	評価事象	雰囲気圧力・温度による静的負荷 ( 格納容器過圧・過温破損 )	高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱	原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用	水素燃焼	溶融炉心・コンクリート相互作用
	物理現象	評価指標	原子炉格納容器圧力及び温度	1次系圧力	原子炉格納容器圧力	水素濃度
1次系	冷却材流量変化 ( 強制循環時 )	-	-	-	-	-
	冷却材流量変化 ( 自然循環時 )	-	-	-	-	-
	冷却材放出 ( 臨界流・差圧流 )	-	-	-	-	-
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	-	-	-	-	-
	気液分離・対向流	-	-	-	-	-
	気液熱非平衡	-	-	-	-	-
	圧力損失	-	-	-	-	-
	構造材との熱伝達	-	-	-	-	-
	ECCS 強制注入 <sup>1</sup>	-	-	-	-	-
	ECCS 蓄圧タンク注入 <sup>1</sup>	-	-	-	-	-
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。

表 1.7.2 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
( 運転中の原子炉における重大事故 ) ( 3 / 4 )

分類	評価事象	雰囲気気圧力・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
	物理現象	原子炉格納容 器圧力及び温 度	1次系圧力	原子炉格納容 器圧力	水素濃度	コンクリート 侵食量
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	-	-	-	-	-
	冷却材放出 ( 臨界流・差圧流 ) <sup>1</sup>	-	-	-	-	-
	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 ) <sup>1</sup>	-	-	-	-	-
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 <sup>1</sup>	○	-	-	-	-
	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。

表 1.7.2 評価項目となるパラメータに有意な影響を与える重要現象一覧  
( 運転中の原子炉における重大事故 ) ( 4 / 4 )

分類	評価事象	雰囲気圧力・温度による静的負荷 ( 格納容器過圧・過温破損 )	高压溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱	原子炉压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	原子炉格納容器圧力及び温度	1次系圧力	原子炉格納容器圧力	水素濃度
( 炉心損傷後 ) 原子炉容器	リロケーション	○	○	○	○	○
	原子炉容器内 FCI <sup>1</sup> ( 溶融炉心細粒化 )	-	○	-	-	-
	原子炉容器内 FCI <sup>1</sup> ( デブリ粒子熱伝達 )	-	○	-	-	-
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	○	○	○	-	○
	原子炉容器破損、溶融	○	○	○	○	○
	1次系内 FP <sup>2</sup> 挙動	-	-	-	-	-
( 炉心損傷後 ) 原子炉格納容器	原子炉容器破損後の高压溶融炉心放出	-	-	-	-	-
	格納容器雰囲気直接加熱	-	-	-	-	-
	原子炉容器外 FCI <sup>1</sup> ( 溶融炉心細粒化 )	○	-	○	-	○
	原子炉容器外 FCI <sup>1</sup> ( デブリ粒子熱伝達 )	○	-	○	-	○
	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	-	-	-	○	○
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	-	-	-	○	○
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	-	-	-	○	○
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	-	-	-	○	○
原子炉格納容器内 FP <sup>2</sup> 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 )

表 1.7.3 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	炉心水位、燃 料被覆管温度	炉心水位、燃 料被覆管温度	炉心水位、燃 料被覆管温度
炉心 (核)	核分裂出力	-	-	-
	出力分布変化	-	-	-
	反応度帰還効果	-	-	-
	制御棒効果	-	-	-
	崩壊熱 <sup>1</sup>	○	○	○
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 ) <sup>2</sup>	-	-	-
	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

表1.7.3 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 系	冷却材流量変化(強制循環時)	-	-	-
	冷却材流量変化(自然循環時)	-	-	-
	冷却材放出(臨界流・差圧流)	-	-	○
	沸騰・凝縮・ボイド率変化	-	-	-
	気液分離・対向流	-	-	-
	気液熱非平衡	-	-	-
	圧力損失	-	-	-
	構造材との熱伝達	-	-	-
	ほう素濃度変化	-	-	-
	ECCS 強制注入(充てん系含む) <sup>1</sup>	○	○	○
	ECCS 蓄圧タンク注入 <sup>1</sup>	○	○	-
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) <sup>1</sup>	-	-	-
	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) <sup>1</sup>	-	-	-

○：評価項目となるパラメータに有意な影響を与える現象(重要現象)

-：評価項目となるパラメータに有意な影響を与えない現象

注) 1：解析コードの不確かさは解析入力値に含まれる。

大破断 LOCA	低压注入	蓄圧注入	格納容器 スプレイ 注入	低压 再循環	高压 再循環	格納容器 スプレイ 再循環	事故シーケンス
							炉心冷却成功
							炉心冷却成功
							大破断LOCA + 低压再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗
							大破断LOCA + 低压再循環失敗 + 高压再循環失敗
							炉心冷却成功
							大破断LOCA + 格納容器スプレイ 注入失敗 + 低压再循環失敗
大破断LOCA + 蓄圧注入失敗							
大破断LOCA + 低压注入失敗							

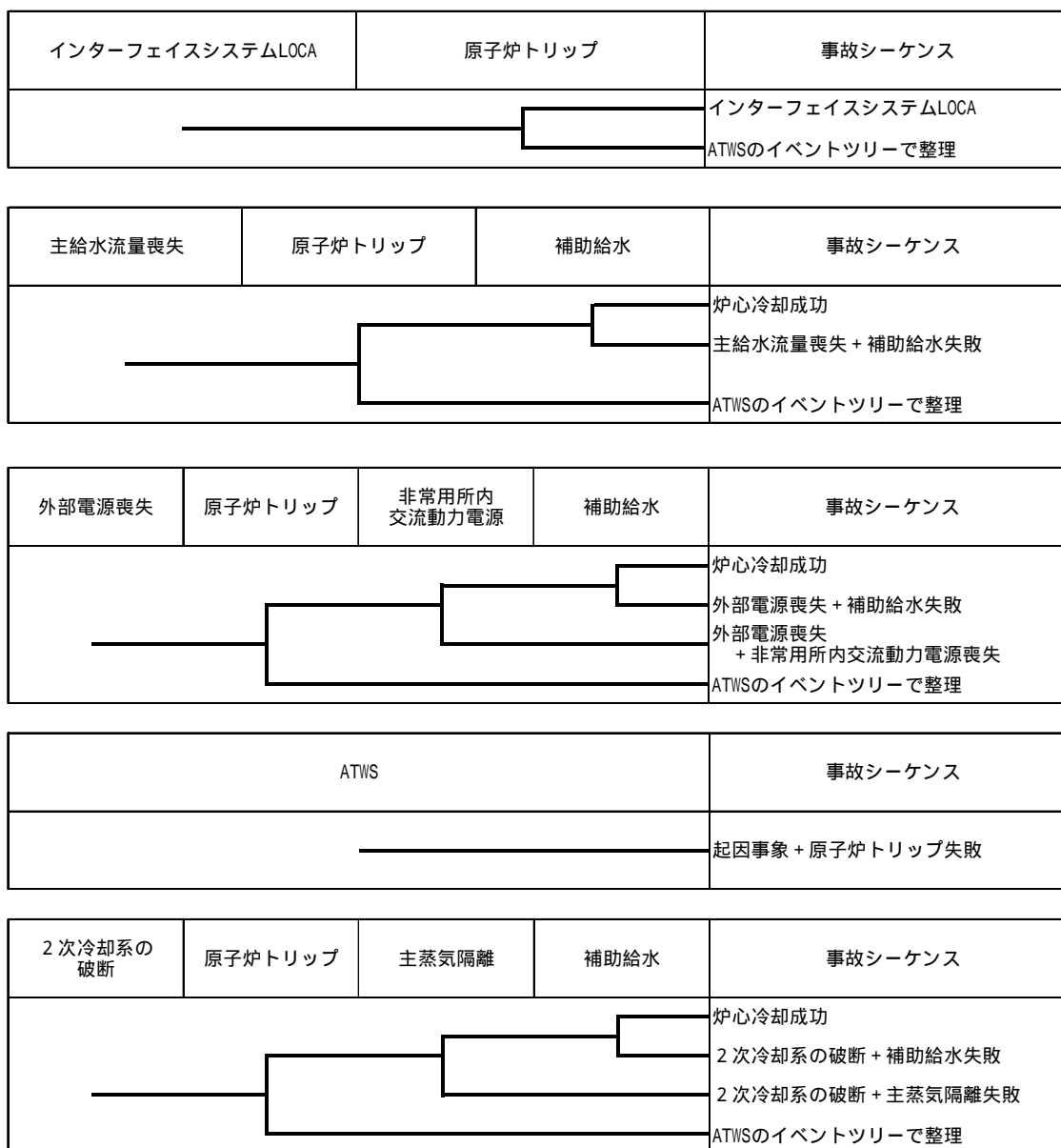
中破断 LOCA	高压注入	蓄圧注入	格納容器 スプレイ 注入	高压 再循環	格納容器 スプレイ 再循環	事故シーケンス	
							炉心冷却成功
							中破断LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗
							中破断LOCA + 高压再循環失敗
							中破断LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗
							中破断LOCA + 蓄圧注入失敗
							中破断LOCA + 高压注入失敗

小破断 LOCA	原子炉 トリップ	補助給水	高压注入	格納容器 スプレイ 注入	高压 再循環	格納容器 スプレイ 再循環	事故シーケンス
							炉心冷却成功
							小破断LOCA + 格納容器スプレイ再循環失敗
							小破断LOCA + 高压再循環失敗
							小破断LOCA + 格納容器スプレイ注入失敗
							小破断LOCA + 高压注入失敗
							小破断LOCA + 補助給水失敗
ATWSのイベントツリーで整理							

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

図 1.2.1 内部事象 PRA 用イベントツリー ( 1 / 3 )





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

図 1.2.1 内部事象 PRA 用イベントツリー ( 2 / 3 )

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

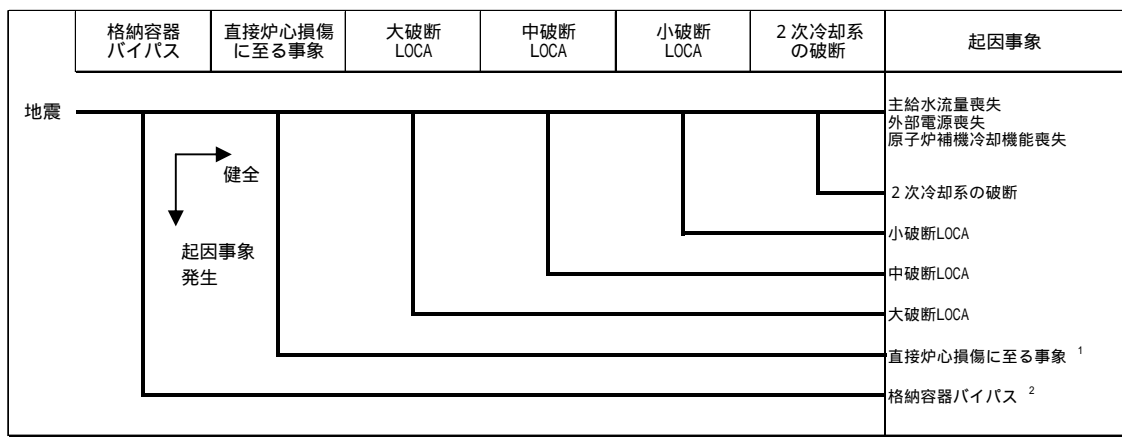
過渡事象	原子炉トリップ	補助給水	事故シーケンス
			炉心冷却成功 過渡事象 + 補助給水失敗 ATWSのイベントツリーで整理

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

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

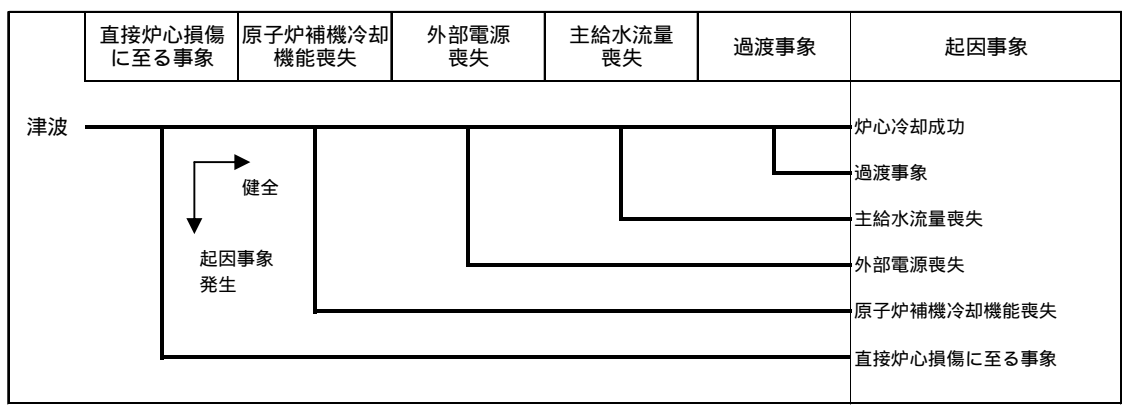
小破断LOCA、インターフェイスシステムLOCA、2次冷却系の破断、蒸気発生器伝熱管破損、原子炉補機冷却機能喪失を起因事象とした原子炉自動停止に失敗する事象は、発生頻度が非常に小さいことからATWSとして考慮していない。

図1.2.1 内部事象PRA用イベントツリー ( 3 / 3 )



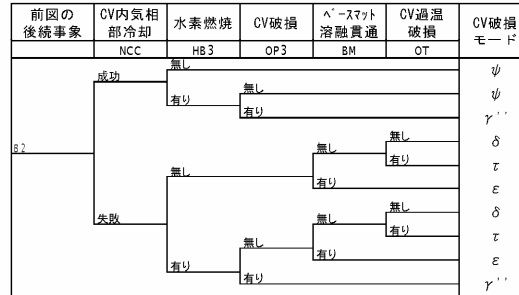
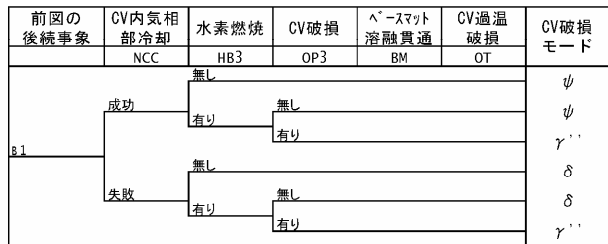
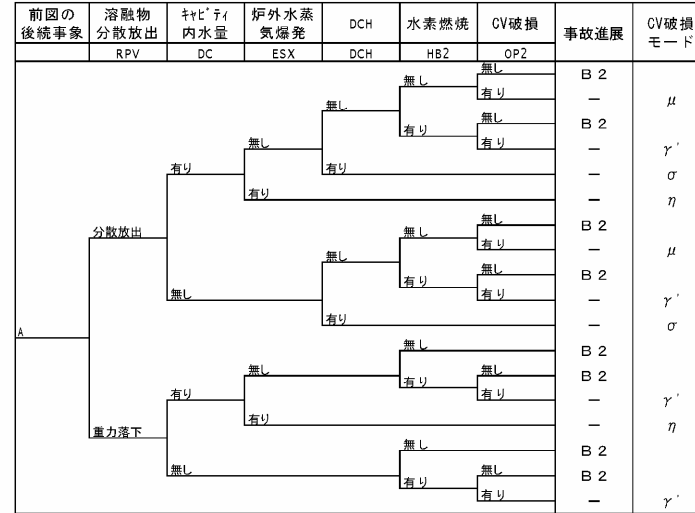
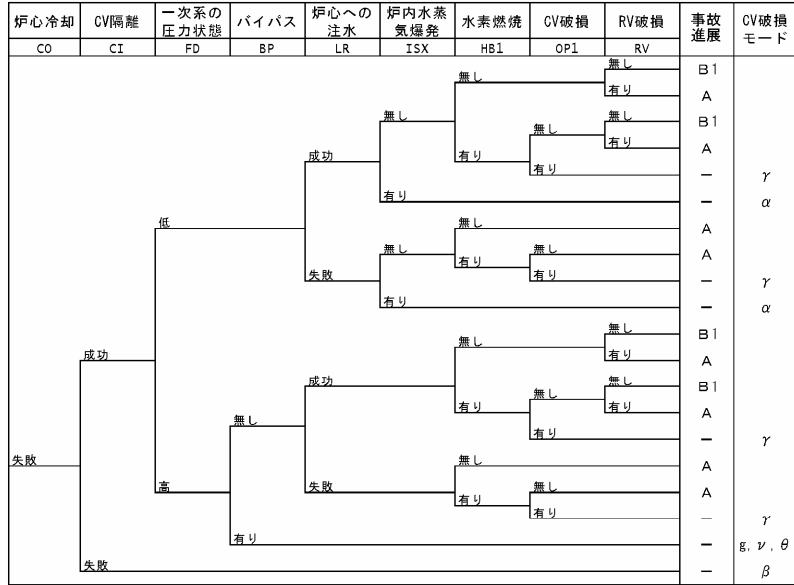
- 1：直接炉心損傷に至る事象
- ・大破断LOCAを上回る規模のLOCA（Excess LOCA）
  - ・原子炉格納容器損傷
  - ・原子炉建屋損傷
  - ・原子炉補助建屋損傷
  - ・炉内構造物損傷（過渡事象 + 補助給水失敗）
  - ・複数の信号系損傷
- 2：格納容器バイパス
- ・蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）

図1.2.2 地震PRA階層イベントツリー



- ：直接炉心損傷に至る事象
- ・複数の信号系損傷

図1.2.3 津波PRA階層イベントツリー



(注1) 事故進展の-は、その時点での格納容器破損を意味する。

(注2) 格納容器破損モード:  
 α = 原子炉容器内での水蒸気爆発による破損  
 β = 格納容器隔離失敗  
 γ、γ'、γ'' = 水素燃焼または水素爆発による格納容器過圧破損  
 δ = 水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による準静的な過圧による破損  
 ε = デブリ・コンクリート相互作用によるベ-スマット溶融貫通  
 θ = 水蒸気蓄積による準静的な加圧による格納容器先行破損  
 η = 格納容器内での水蒸気爆発または水蒸気スパイクによる破損  
 σ = 格納容器穿気直接加熱による破損  
 g = 蒸気発生器伝熱管破損後の炉心損傷による格納容器バイパス  
 v = 余熱除去系隔離弁(OCA)後の炉心損傷による格納容器バイパス  
 μ = デブリの格納容器構造物への直接接触による格納容器破損  
 τ = 格納容器貫通部過温破損  
 ρ = 格納容器が健全に維持され、事故が収束

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

図 1.2.4 格納容器イベントツリー

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

図1.2.5 内部事象停止時PRA用イベントツリー

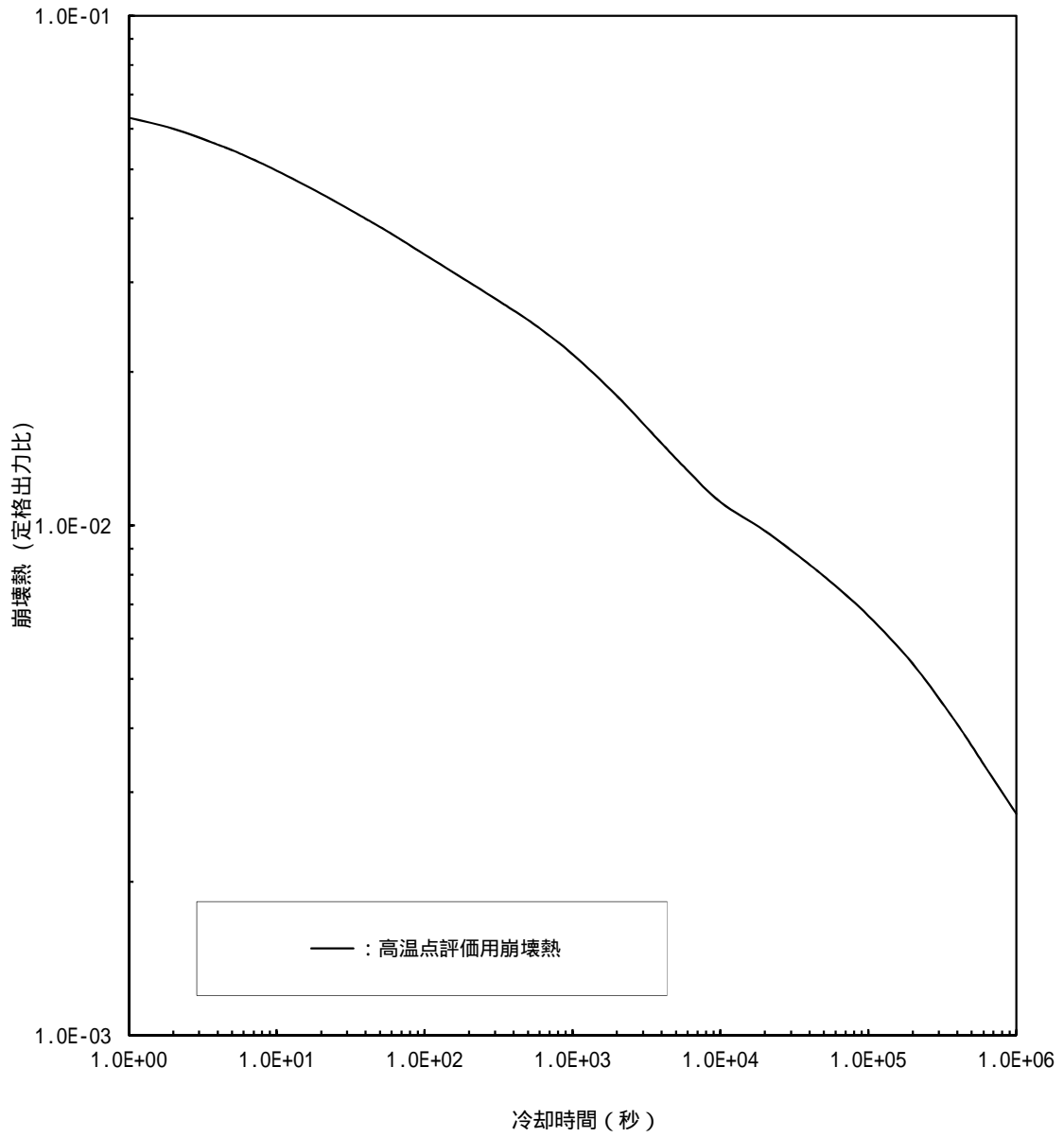


図 1.5.1 高温点評価用崩壊熱 (ウラン燃料炉心) ( 1 / 2 )

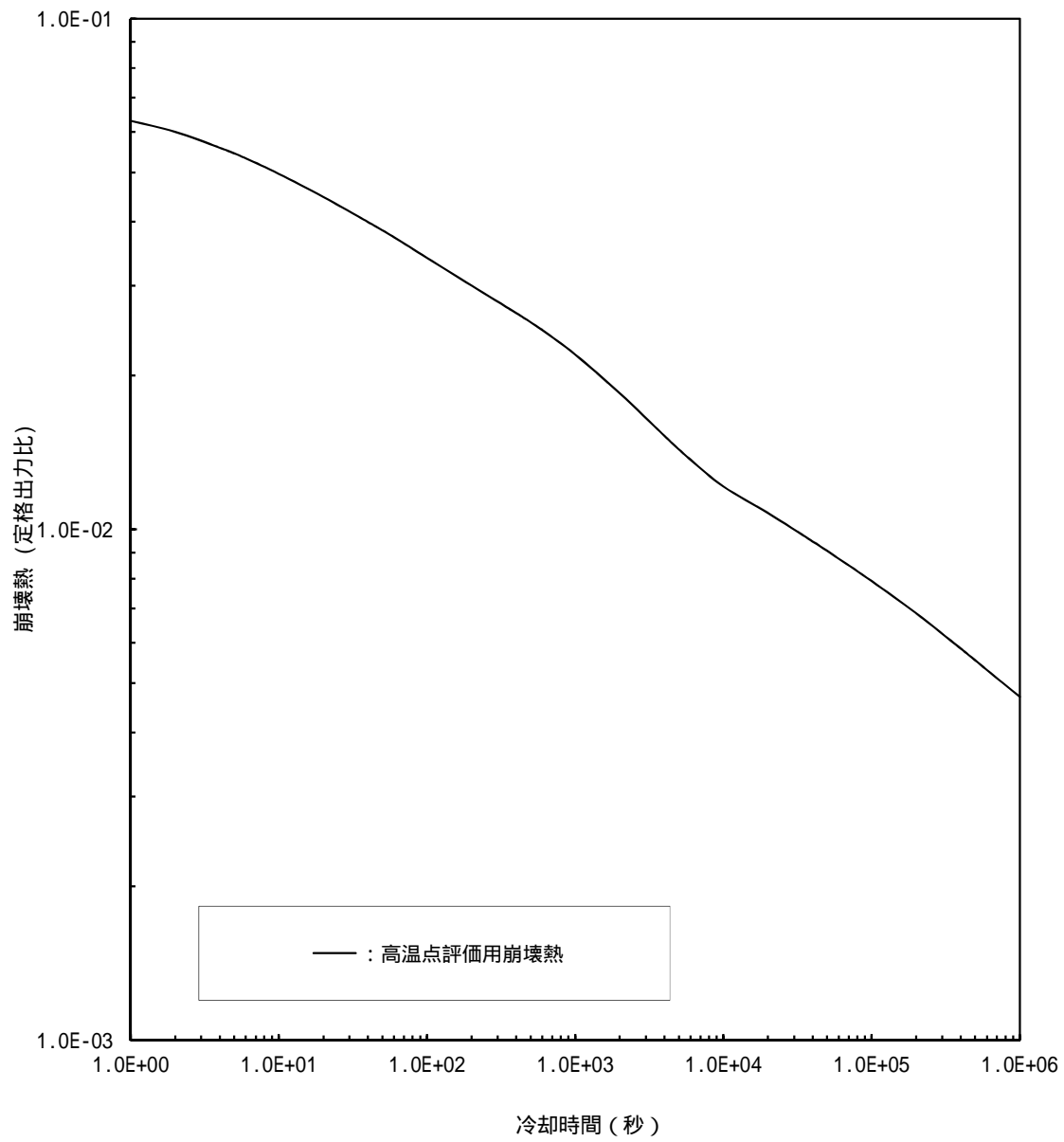


図 1.5.1 高温点評価用崩壊熱 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心) ( 2 / 2 )

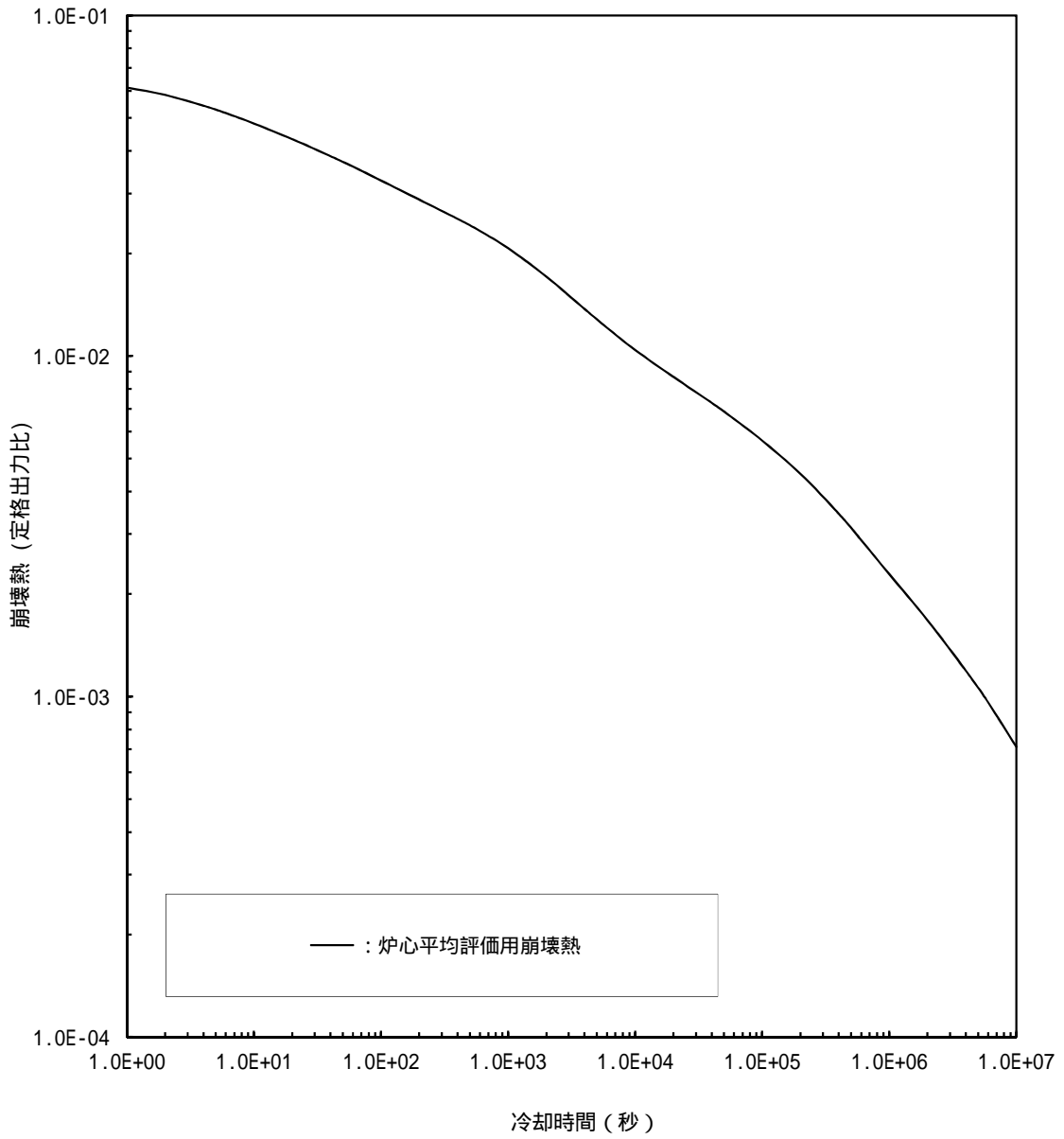


図 1.5.2 炉心平均評価用崩壊熱 (ウラン燃料炉心)( 1 / 2 )



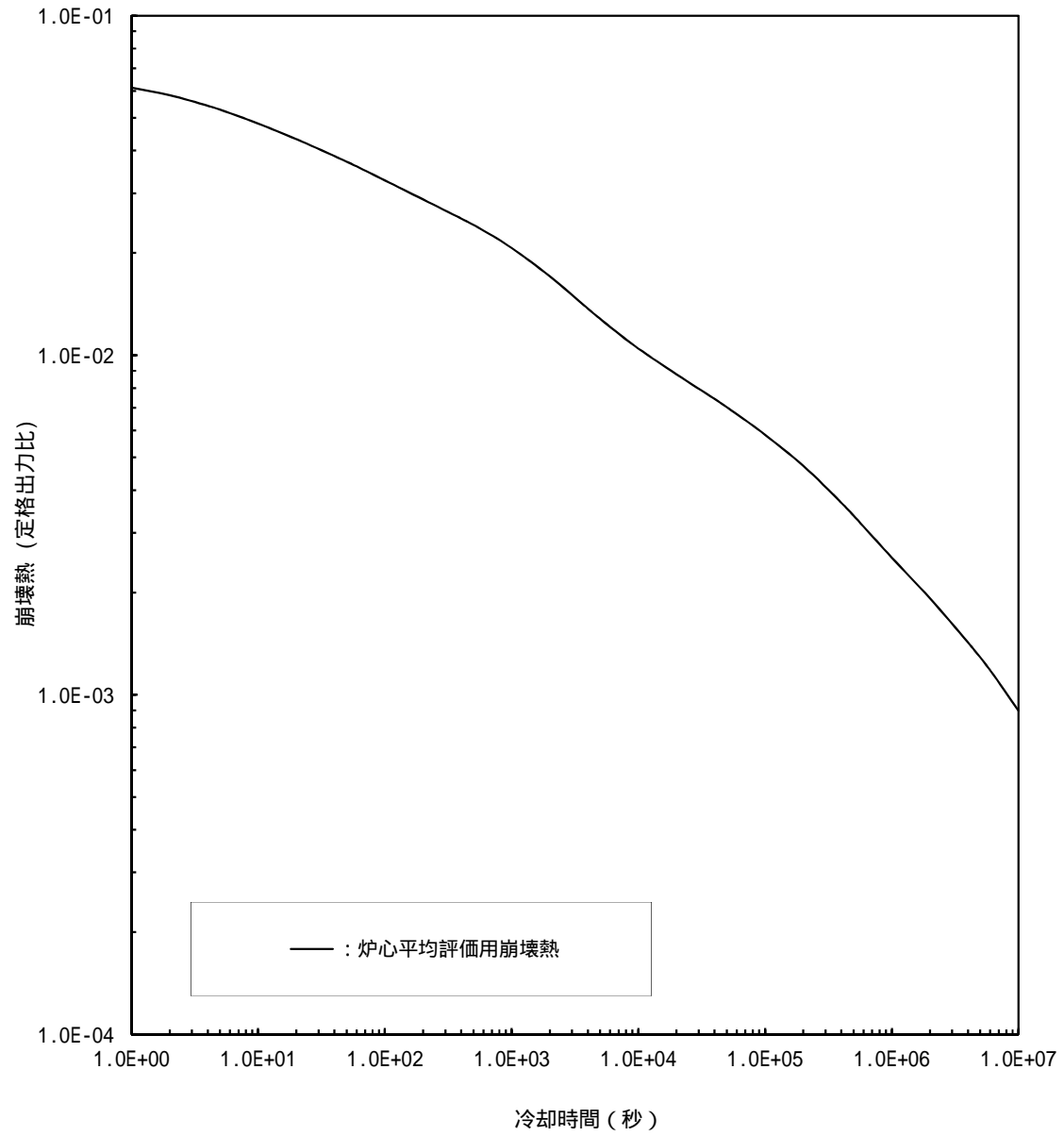


図 1.5.2 炉心平均評価用崩壊熱 (ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料炉心) ( 2 / 2 )

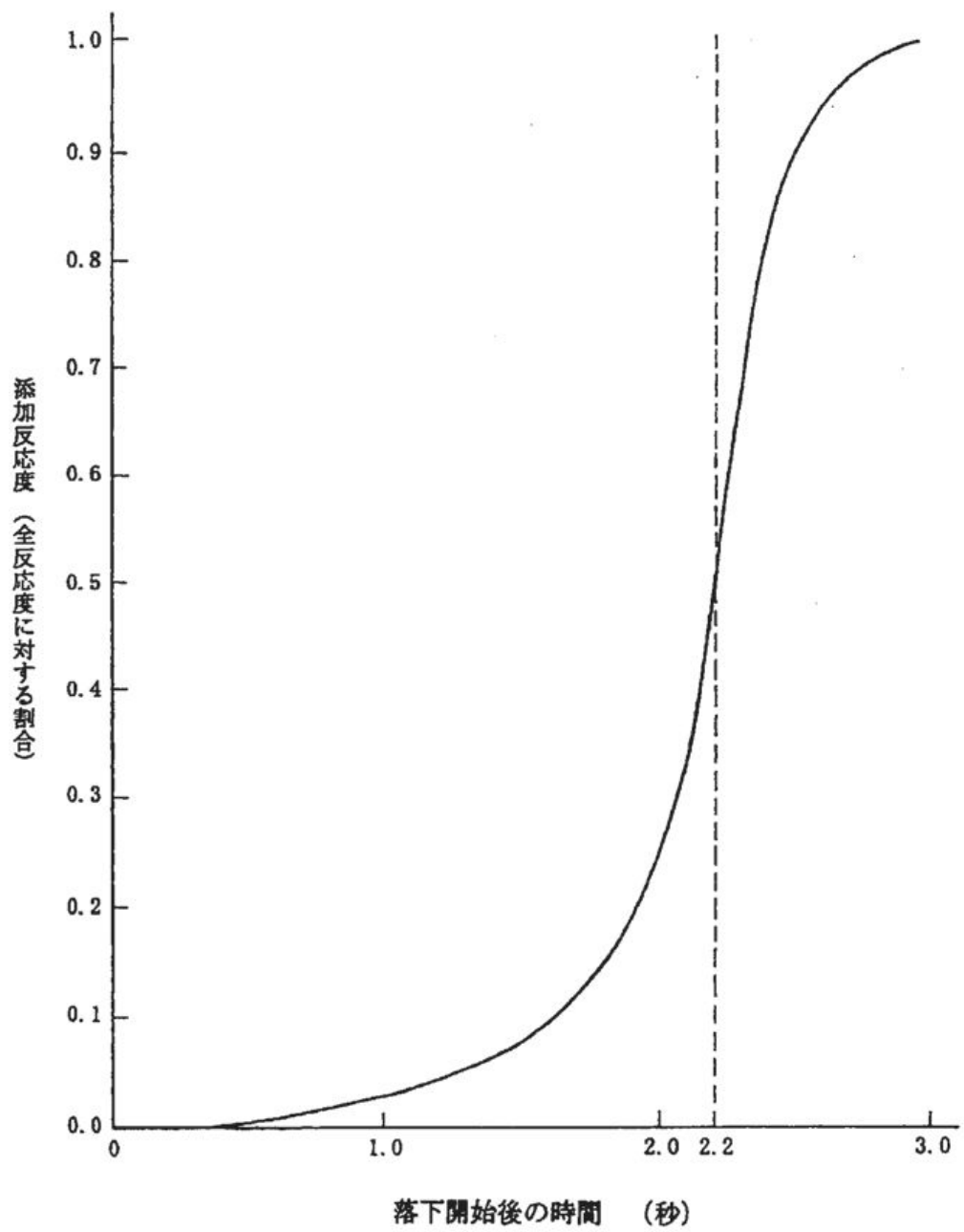


図 1.5.3 原子炉トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線

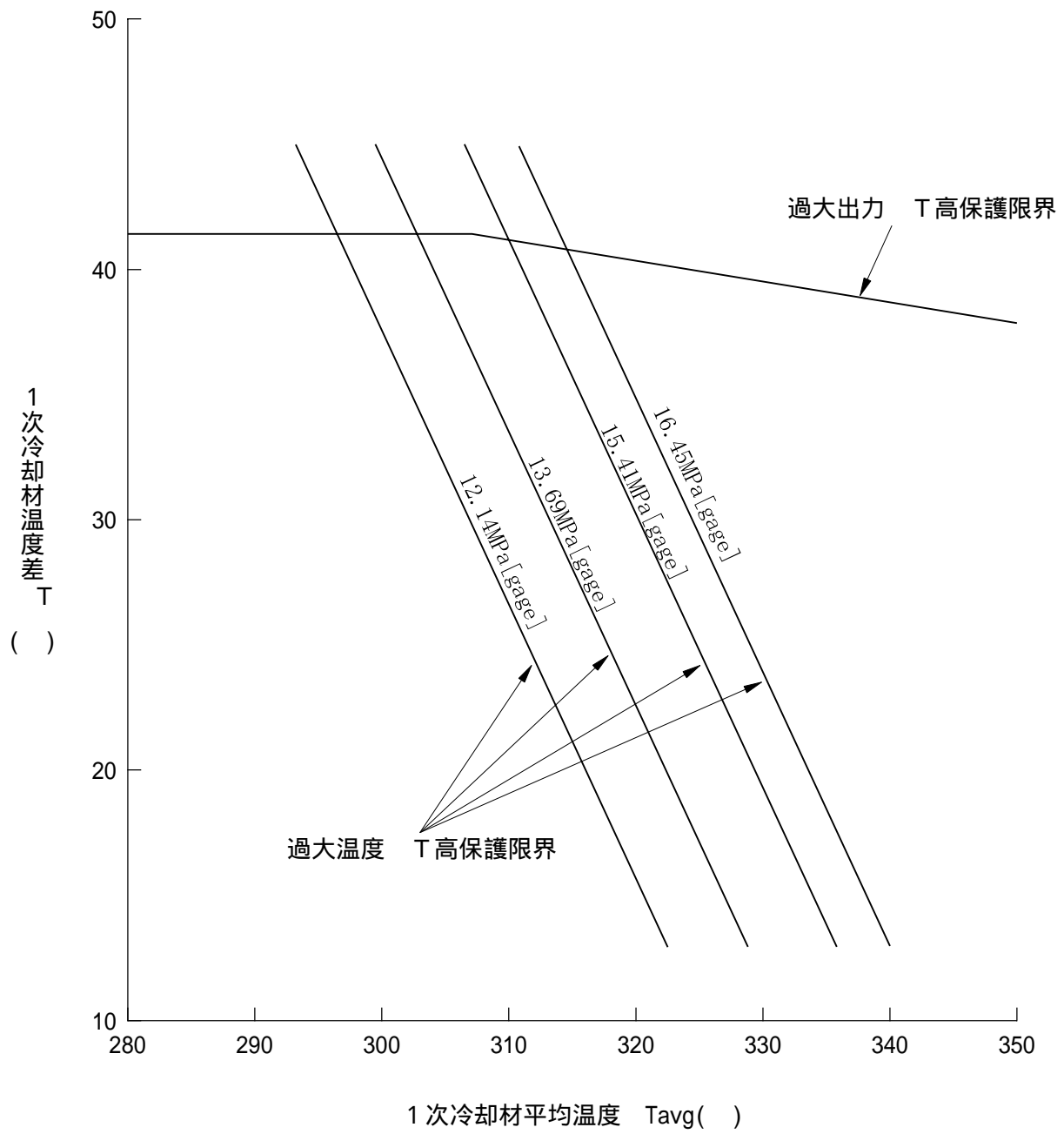


図 1.5.4 過大出力 T高及び過大温度 T高による保護限界図(代表例)

## 1.9 参考文献

- (1) 「三菱 PWR 炉心損傷に係る重要事故シーケンスへの M-RELAP5 コードの適用性について」  
MHI-NES-1054  
三菱重工業、平成 25 年
- (2) 「三菱 PWR 炉心損傷に係る重要事故シーケンスへの SPARKLE-2 コードの適用性について」  
MHI-NES-1055  
三菱重工業、平成 25 年
- (3) 「三菱 PWR 炉心損傷及び格納容器損傷に係る重要事故シーケンスへの MAAP コードの適用性について」  
MHI-NES-1056  
三菱重工業、平成 25 年
- (4) 「三菱 PWR 格納容器破損に係る重要事故シーケンスへの GOTHIC コードの適用性について」  
MHI-NES-1057  
三菱重工業、平成 25 年
- (5) 「三菱 PWR 非常用炉心冷却系性能評価解析方法（大破断時）」  
MAPI-1035 改 8  
三菱重工業、平成 11 年
- (6) 「三菱 PWR 非常用炉心冷却系性能評価感度解析」  
MAPI-1063 改 2  
三菱重工業、平成 2 年
- (7) 「三菱 PWR 原子炉格納容器内圧評価解析方法」  
MHI-NES-1016  
三菱重工業、平成 12 年
- (8) 「PWR の安全解析用崩壊熱について」  
MHI-NES-1010 改 4  
三菱重工業、平成25年

玄海 3 / 4 号炉の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

玄海 3 / 4 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、玄海 3 / 4 号炉の特徴を踏まえた解析入力条件を設定し、重要事故シーケンス毎の解析により評価している。

上記評価においては、以下のプロセスにより解析を実施した。

( 1 ) 玄海 3 / 4 号炉の設計情報、重大事故等の対策に係る事故時運転操作や現場機器操作等の対応（計画段階を含む）に関する情報等を収集・整理する。

( 2 ) 上記情報を元に評価すべき個別事故シーケンス毎の解析入力条件を整備する。

ここで、プラントパラメータに関わる入力条件については、メーカーが所有する 17 × 17 型 4 ループの標準的なプラント設計情報に基づく解析入力値のセット（以下「標準値」という。）をベースとして活用しつつ、玄海 3 / 4 号炉の設計情報を基に修正すべきパラメータを決定し、玄海 3 / 4 号炉としての個別解析の入力条件を確定している。

その際、各パラメータの解析入力条件の設定においては、下記の考え方に基いている。

標準値が玄海 3 / 4 号炉の設計値等（設計値等の現実的な条件を基本としつつ、原則、有効性評価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）と同等の場合または保守的な場合には標準値を適用

標準値と玄海 3 / 4 号炉の設計値等が異なる場合には、入力条件の違いが解析結果に有意な影響を及ぼしうる場合（事象）については、玄海 3 / 4 号炉の設計値等を使用

なお、入力条件の違いが解析結果に有意な影響を及ぼしうるかどうかの判断の際には、必要に応じて当該パラメータの入力条件を振らせた比較解析を行い、その影響を確認している。

( 3 ) 解析結果の妥当性確認に関しては、ピーク値が炉心損傷や格納容器破損防止等の評価項目となるパラメータを満足していることを確認するだけでなく、当該事象の推移の物理的意味を解釈し、玄海 3 / 4 号炉で想定している重大事故等の対策の十分性や課題の有無を確認する。

## 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力について

評価項目の一つである、

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最高使用圧力の1.2倍又は限界圧力を下回ること。

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

- ・原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力が最大となる場所は1次冷却材ポンプ吐出部である。この1次冷却材ポンプ吐出部の圧力の評価は、図1に示すとおり、加圧器サージ管接続部を代表点とした原子炉圧力（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次系圧力の代表的な挙動を示す観点では、使用コード<sup>1</sup>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次系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。

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。

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次系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。

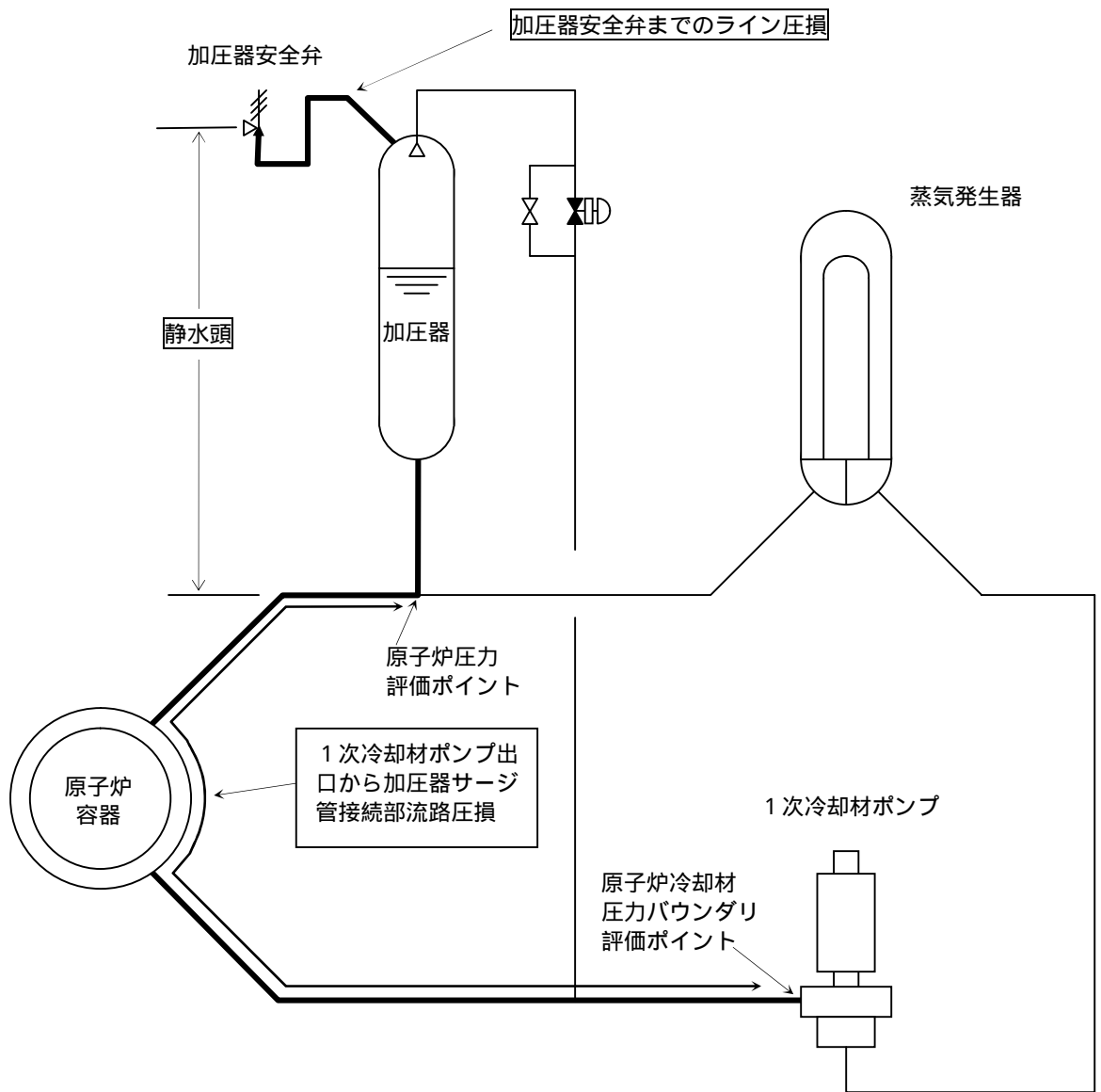
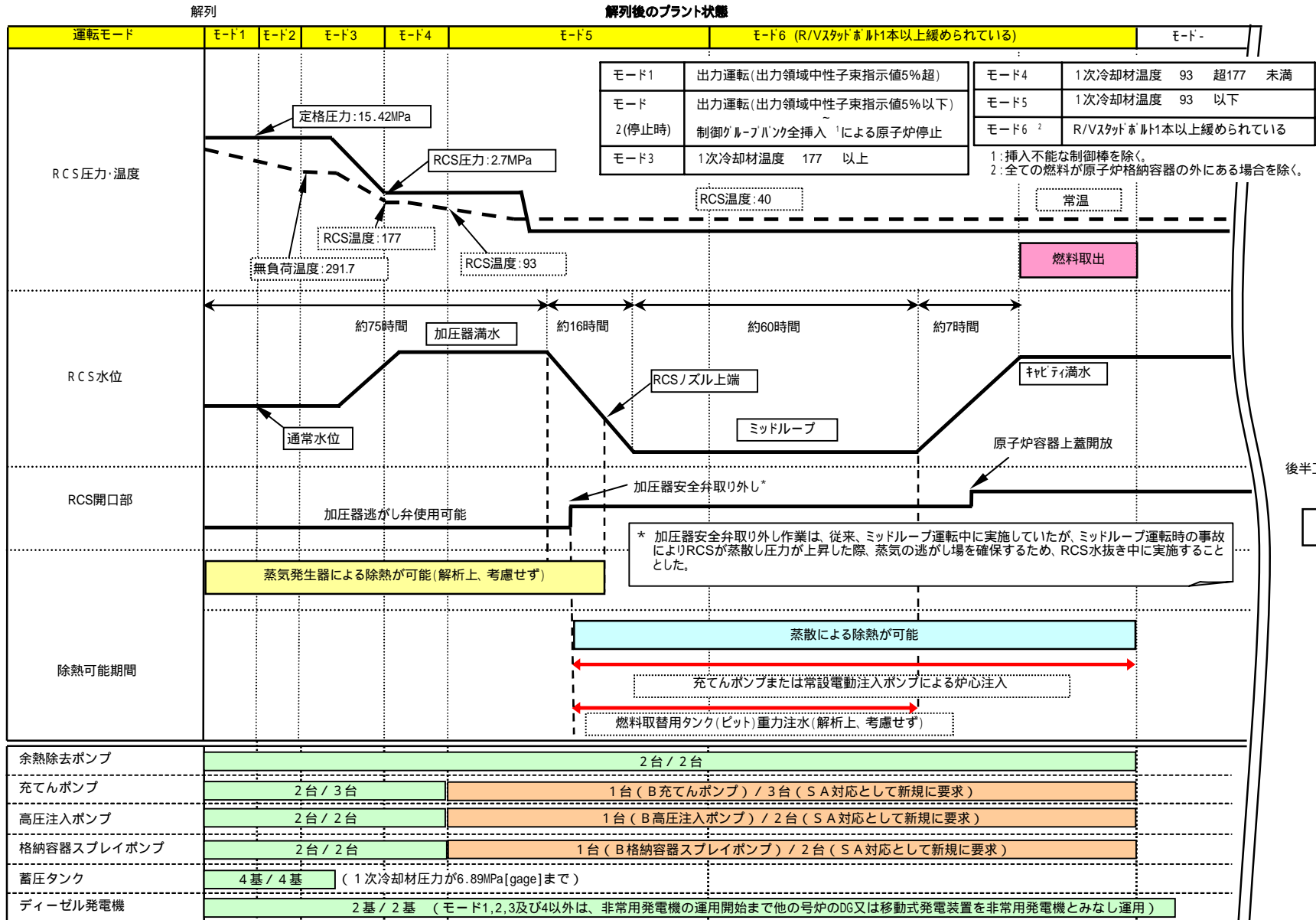


図1 1次冷却系ループ圧力勾配

# 1. 定期検査工程の概要

添 1.2.2-1



要求台数 / 保有台数

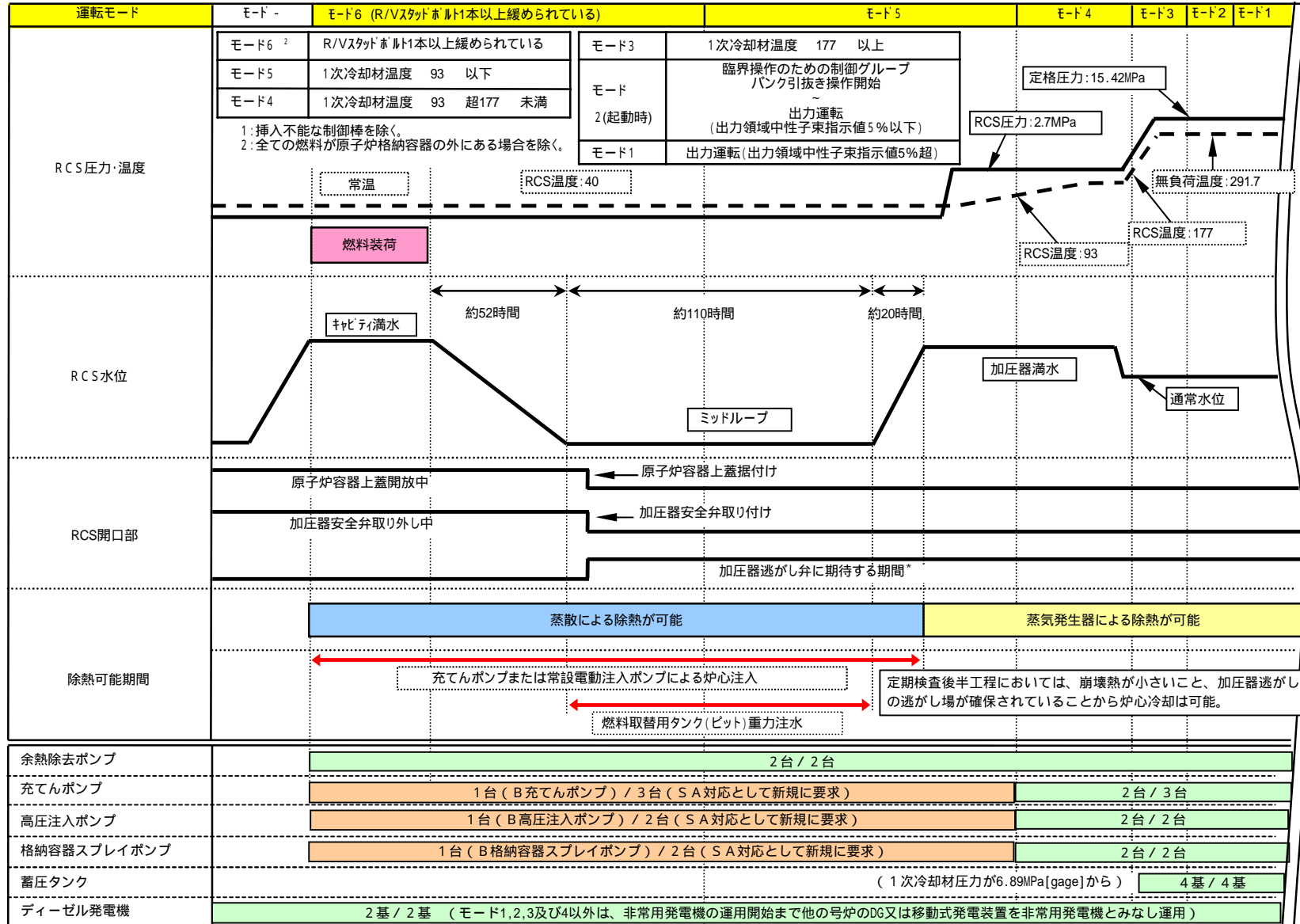
添付資料 1.2.2





並列までのプラント状態

並列



出力上昇へ



添 1.2.2-2

\*モード4(RCS温度130 以下)、5及び6(原子炉容器の蓋が閉められている状態)において、加圧器逃がし弁2台の待機が要求される。

要求台数 / 保有台数

## 2. ミッドループ運転概要図

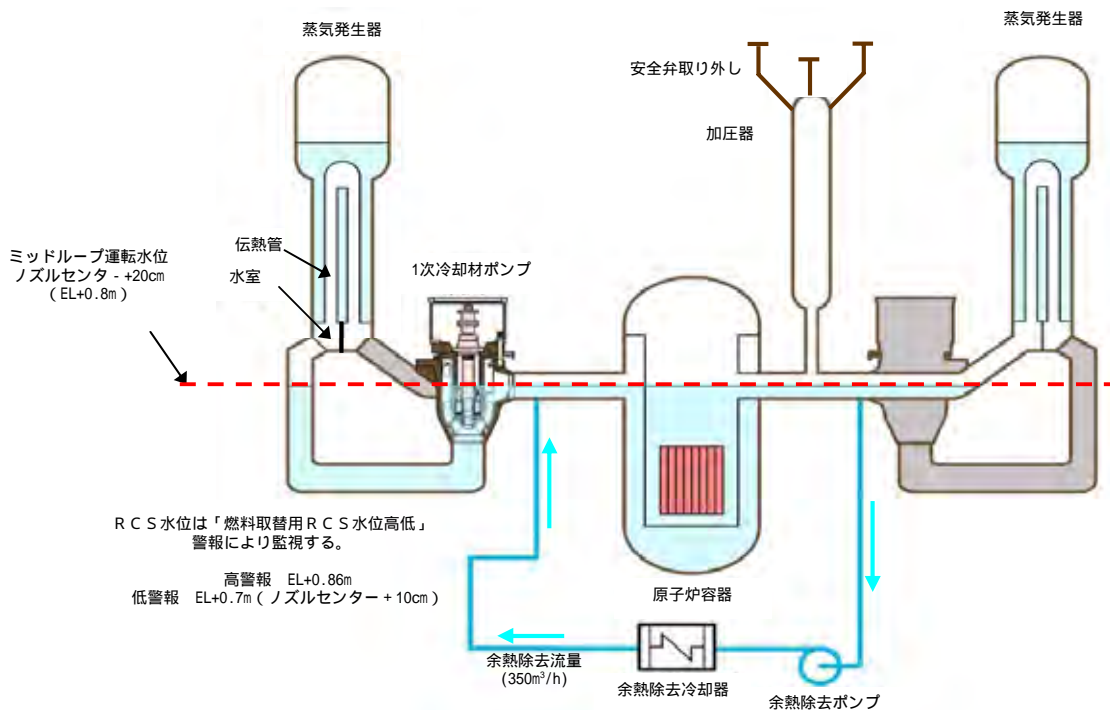
### (1) ミッドループ運転について

定期検査時においては、プラントを停止しクールダウンを行った後、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(ノズルセンター)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681m<sup>3</sup>/hである余熱除去流量を350m<sup>3</sup>/hに絞って運転している。

### (2) 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ー+20cmであり、蒸気発生器作業や1次冷却材ポンプ作業を効率よく行うためにもミッドループ運転が必要とされている。



## 重大事故等対策の有効性評価における作業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。

1. 作業（操作）概要：作業項目、具体的な運転操作・作業内容、対応する有効性評価審査資料番号
2. 作業（操作）時間（3号炉と4号炉のうち、より時間を要する号炉の時間を記載）
  - (1) 想定時間：移動時間＋操作時間に5～10分余裕を見て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：現地への移動時間（重大事故発生時の作業（操作）については放射線防護具着用時間含む）＋訓練（模擬含む）による実績時間を記載
3. 作業（操作）の成立性
  - (1) アクセス性：移動経路及び操作場所を記載
  - (2) 作業環境：現場の作業環境について記載  
重大事故等の状況を仮定した環境による影響  
放射線防護具を着用する場合の考慮事項  
暗所の場合の考慮事項
  - (3) 連絡手段：各所との連絡手段について記載  
保安電話及び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
  - (5) その他：対応する技術的能力審査資料番号及び添付資料番号を記載

表 重大事故等対策の成立性確認 ( 1 / 1 6 )

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	有効性評価審査資料 No.	想定時間	実績時間	アクセス性	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査資料 No. 【添付資料 No.】		
							室温	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)					
1	1次系のフィードアンドブリード運転操作	非常用炉心冷却設備作動信号手動発信	2.1	5分	3分	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	照明設備はバッテリー内蔵であることから、操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	1.2		
		高圧注入ポンプによる注入状況確認													
		加圧器逃がし弁開放													
2	余熱除去系による炉心冷却 (1次系のフィードアンドブリード運転停止操作)	余熱除去系による炉心冷却	2.1	1次系圧力 2.7MPa(gage) 1次系温度 177.未滴で実施	-	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	照明設備はバッテリー内蔵であることから、操作可能である。	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次系のフィードアンドブリード運転停止													
		蓄圧タンク出口弁閉止													
3	蒸気発生器注水回復操作 (可搬型ディーゼル注入ポンプ準備)	可搬型ディーゼル注入ポンプ、可搬型ホース等の運搬	2.1	1時間	50分	移動経路 (屋外)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	夜間作業時は、ヘッドライト等により移動可能である。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-	1.2 【1.2.6】		
		操作場所 (屋外)				夜間作業時は、ヘッドライト等により作業可能である。			作業エリア周辺には、支障となる設備はない。十分な作業スペースを確保している。						
		可搬型ディーゼル注入ポンプ、可搬型ホース等の設置		4時間	2時間20分	移動経路 (屋外)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	夜間作業時は、ヘッドライト等により移動可能である。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-		-	可搬型ホース等の取付作業は、一般的なフランジ接続作業と同等であり、容易に実施可能である。
		操作場所 (屋外)				夜間作業時は、ヘッドライト等により作業可能である。			作業エリア周辺には、支障となる設備はない。十分な作業スペースを確保している。						
		可搬型ディーゼル注入ポンプへの燃料補給		1時間55分	1時間55分	移動経路 (屋外)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	夜間作業時は、ヘッドライト等により移動可能である。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-		-	タンクローリは容易に移動でき、接続はネジ式又はノズルであるため、容易に燃料補給可能である。
		操作場所 (屋外)				夜間作業時は、ヘッドライト等により作業可能である。			作業エリア周辺には、支障となる設備はない。十分な作業スペースを確保している。						
		可搬型ディーゼル注入ポンプ系統構成 (中央制御室)		5分	2分	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	照明設備はバッテリー内蔵であることから、操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	-		-	通常原子炉運転中と同じ
		可搬型ディーゼル注入ポンプ系統構成 (現場)				40分				30分	移動経路 (A/B-R/B)				
		操作場所 (R/B)		通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度		ヘッドライト等を携帯していることから操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	携帯型有線通話装置等により連絡する。		手動ハンドルにて操作実施。周辺に障害はなく、支障なく操作可能である。				

表 重大事故等対策の成立性確認 ( 2 / 1 6 )

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	有効性評価審査資料 No.	想定時間	実績時間	アクセス性	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査資料 No. 【添付資料 No.】
							室温	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)			
4	電源確保作業	所内電源母線受電準備	2.2 3.1.1 3.1.2 5.2	15分	13分	移動経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している。	移動経路上に、支障となる設備はない。 目的の現場まで確実にアクセスできるよう、経路に蓄光テープを施している。	-	-	1.14 【1.14.5】
						操作場所 (安全補機開閉器室)	通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がある場合】 高線量になる場所はなく、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帯し、全面マスクを着用。	ヘッドライト等を携帯していることから操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	携帯型有線電話装置等により連絡する。	通常運転時に行う遮断器操作と同じであり、容易に操作可能である。	
		大容量空冷式発電機起動確認		適宜実施	10分	移動経路 (屋外)	-	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	夜間作業時は、ヘッドライト等により移動可能である。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-	
				操作場所 (屋外)	-	【炉心損傷がある場合】 高線量及び汚染環境となりうるものの、ポケット線量計を携帯し、汚染防護服及び全面マスク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、ヘッドライト等により確認可能である。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。 十分な作業スペースを確保している。	無線電話装置 (携帯型) 等により連絡する。	-			
		大容量空冷式発電機からの給電操作		15分	12分	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	照明設備はバッテリー内蔵であることから、操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	
蓄電池室排気ファン起動操作	5分	2分	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がある場合】 高線量になる場所はなく、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帯し、全面マスクを着用。	-	-	-	-	-			
5	蒸気発生器2次系による冷却 (現場手動操作)	主蒸気逃がし弁開放	2.2 2.3 3.1.2	20分	A : 16分 B : 16分 C : 16分 D : 16分	移動経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-	1.2 【1.2.9】
						操作場所 (MS 管室)	通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がある場合】 高線量になる場所はなく、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帯し、全面マスクを着用。	ヘッドライト等を携帯していることから操作可能である。	主蒸気安全弁動作等による騒音が懸念されることから、防音対策 (耳栓・ヘッドフォン等) を実施している。 主蒸気逃がし弁周りには、足場を設け、容易に操作が可能である。	携帯型有線電話装置等により連絡する。	弁回転数は約130回転程度であり、手動ハンドル操作は足場設置により支障なく操作可能である。	
		タービン動補助給水ポンプ出口流量設定弁開度調整		2.2 2.3	主蒸気逃がし弁全開後7分で移動開度調整は適宜実施	7分 (移動時間)	移動経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している。	移動経路上に、支障となる設備はない。 目的の現場まで確実にアクセスできるよう、経路に蓄光テープを施している。	-	-
						操作場所 (R/B)	通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がある場合】 高線量になる場所はなく、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帯し、全面マスクを着用。	ヘッドライト等を携帯していることから操作可能である。	運転音による騒音が懸念されることから、防音対策 (耳栓) を実施している。	携帯型有線電話装置等により連絡する。	手動ハンドルにて操作実施。周辺に障害はなく、支障なく操作可能である。	

表 重大事故等対策の成立性確認 ( 3 / 1 6 )

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	有効性評価審査資料 No.	想定時間	実績時間	アクセス性	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査資料 No. 【添付資料 No.】		
							室温	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)					
6	常設電動注入ポンプ系統構成 (現場)	常設電動注入ポンプ系統構成 (現場)	2.2 2.3 3.1.2	<2名で対応した場合> 70分	<2名で対応した場合> 60分	移動経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-	1.4 【1.4.5】		
						操作場所 (A/B・R/B)	通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がある場合】 高線量になる場所はなく、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帯し、全面マスクを着用。	ヘッドライト等を携帯していることから操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ				携帯型有線通話装置等により連絡する。	手動ハンドルにて操作実施。周辺に障害はなく、支障なく操作可能である。
		常設電動注入ポンプ系統構成 (現場)	3.1.1 5.2	<4名で対応した場合> 35分	<4名で対応した場合> 30分	移動経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-		1.4 【1.4.5】 1.6 【1.6.4】 1.8 【1.8.7】	
						操作場所 (A/B・R/B)	通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がある場合】 高線量になる場所はなく、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帯し、全面マスクを着用。	ヘッドライト等を携帯していることから操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ					携帯型有線通話装置等により連絡する。
		常設電動注入ポンプ起動準備 (ディスタンスピース取替え)	2.2 2.3 3.1.1 3.1.2 5.2	30分	20分	移動経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-			1.4 1.6 1.8 【1.8.7】
						操作場所 (A/B・R/B)	通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がある場合】 高線量になる場所はなく、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帯し、全面マスクを着用。	ヘッドライト等を携帯していることから作業可能である。	通常原子炉運転中と同じ					
	常設電動注入ポンプ系統構成 (中央制御室)	2.2 2.3 3.1.1 3.1.2 5.2	10分	5分	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	照明設備はバッテリー内蔵であることから、操作可能である。	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 1.8			
	常設電動注入ポンプ起動操作		5分	1分		通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がある場合】 高線量になる場所はなく、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帯し、全面マスクを着用。								
	常設電動注入ポンプ注入先切替	3.1.2	5分	2分	通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	移動経路上に、支障となる設備はない。	ヘッドライト等を携帯していることから作業可能である。	通常原子炉運転中と同じ	携帯型有線通話装置等により連絡する。	手動ハンドルにて操作実施。周辺に障害はなく、支障なく操作可能である。	1.8			
	7	被ばく低減操作	アニュラス空気浄化ファンダンバ代替空気供給操作	2.2 2.3 3.1.1 3.1.2 5.2	45分	20分	移動経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-	1.10 【1.10.4】	
							操作場所 (R/B)	通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がある場合】 高線量になる場所はなく、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帯し、全面マスクを着用。	ヘッドライト等を携帯していることから作業可能である。	通常原子炉運転中と同じ				携帯型有線通話装置等により連絡する。
			アニュラス空気浄化ファン起動操作	2.2 2.3 3.1.1 3.1.2 5.1 5.2 5.3	5分	1分	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	照明設備はバッテリー内蔵であることから、操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	通常原子炉運転中と同じ	1.10		

表 重大事故等対策の成立性確認 ( 4 / 1 6 )

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	有効性評価審査資料 No.	想定時間	実績時間	アクセス性	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査資料 No. 【添付資料 No.】
							室温	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)			
7	被ばく低減操作	中央制御室 非常用循環系 ダンパ開処置	2.2 2.3 3.1.1 3.1.2 5.2	90分	60分	移動経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ  【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の、汚染が予想されることからポケット線量計を携帯し、全面マスクを着用。	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している。	移動経路上に、支障となる設備はない。 目的の現場まで確実にアクセスできるよう、経路の主要扉に蓄光テープを施している。	-	-	1.16 【1.16.5】
		中央制御室 非常用循環系 起動操作	2.2 2.3 3.1.1 3.1.2 5.2	5分 <被ばく評価上の時間> 【3.1.1】 【3.1.2】 事象発生から5時間以内 【上記以外】なし	1分	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ  【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の、汚染が予想されることからポケット線量計を携帯し、全面マスクを着用。	照明設備はバッテリー内蔵であることから、操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	1.16
8	充てんポンプ (自己冷却) による代替炉心注水準備	B 充てんポンプ (自己冷却) 系統構成、注入操作 (現場)	2.2 2.3 3.1.1 3.1.2 5.2	40分	40分	移動経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ  【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の、汚染が予想されることからポケット線量計を携帯し、全面マスクを着用。	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-	1.4 【1.4.16】
		操作場所 (A/B・R/B)		通常原子炉運転中と同程度	ヘッドライト等を携帯していることから操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	携帯型有線通話装置等により連絡する。	手動ハンドルにて操作実施。周辺に障害はなく、支障なく操作可能である。					
		B 充てんポンプ (自己冷却) 準備 (ディスタンスピース取替え)	2.2 2.3 3.1.1 3.1.2 5.2	30分	25分	移動経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ  【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の、汚染が予想されることからポケット線量計を携帯し、全面マスクを着用。	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-	ディスタンスピース取替作業は、一般的なフランジガasket取替作業と同等であり、容易に実施可能である。
		操作場所 (A/B・R/B)	通常原子炉運転中と同程度	ヘッドライト等を携帯していることから作業可能である。	通常原子炉運転中と同じ	携帯型有線通話装置等により連絡する。							
	B 充てんポンプ (自己冷却) 系統構成 (中央制御室)	3.1.1 3.1.2	10分	10分	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ  【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の、汚染が予想されることからポケット線量計を携帯し、全面マスクを着用。	照明設備はバッテリー内蔵であることから、操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	1.4	
B 充てんポンプ (自己冷却) 起動	5分		1分	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ  【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の、汚染が予想されることからポケット線量計を携帯し、全面マスクを着用。	照明設備はバッテリー内蔵であることから、操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	1.4		
9	可搬型計測器による計測	可搬型計測器接続	2.2 3.1.1 3.1.2 5.2	適宜実施	20分	移動経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ  【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の、汚染が予想されることからポケット線量計を携帯し、全面マスクを着用。	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-	1.15 【1.15.9】
		操作場所 (A/B)	通常原子炉運転中と同程度	ヘッドライト等を携帯していることから作業可能である。	通常原子炉運転中と同じ	携帯型有線通話装置等により連絡する。	接続は測定リード線端子台にて容易に接続可能である。						

表 重大事故等対策の成立性確認 ( 5 / 1 6 )

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	有効性評価審査資料 No.	想定時間	実績時間	アクセス性	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査資料 No. 【添付資料 No.】	
							室温	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)				
10	大容量空冷式発電機対応	大容量空冷式発電機用燃料タンクへの燃料補給	2.2 3.1.1 3.1.2 5.2	2時間 30分  <補給間隔> 約10時間に1回	2時間 30分	移動経路 (屋外)	-	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	夜間作業時は、ヘッドライト等により移動可能である。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-	1.14 【1.14.18】	
						作業場所 (屋外)	-	【炉心損傷がある場合】 高線量及び汚染環境となりうるものの、ポケット線量計を携帯し、汚染防護服及び全面マスク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、ヘッドライト等により作業可能である。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。 十分な作業スペースを確保している。	無線通話装置 (携帯型) 等により連絡する。	タンクローリは容易に移動でき、各接続もネジ式であるため、容易に燃料補給可能である。		
11	復水タンク (ピット) への供給	取水用水中ポンプ、復水タンク (ピット) 補給用水中ポンプ、使用済燃料ピット補給用水中ポンプ、中間受槽、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の運搬	2.2 2.3 3.1.1 3.1.2 4.1 4.2 5.2	1時間	53分	移動経路 (屋外)	-	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	夜間作業時は、ヘッドライト等により移動可能である。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-	1.11 【1.11.7】 1.13 【1.13.4】	
						操作場所 (屋外)	-	【炉心損傷がある場合】 高線量及び汚染環境となりうるものの、ポケット線量計を携帯し、汚染防護服及び全面マスク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、ヘッドライト等により作業可能である。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。 十分な作業スペースを確保している。	無線通話装置 (携帯型) 等により連絡する。	フォークリフト等を使用する一般的な作業であり、容易に実施可能である。		
		取水用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の設置 (代替水源から中間受槽への供給)	4時間	2時間 3分	移動経路 (屋外)	-	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	夜間作業時は、ヘッドライト等により移動可能である。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-	無線通話装置 (携帯型) 等により連絡する。		吊冶具を使用することから、容易に設置可能である。 取水用水中ポンプケーブルとの接続はコネクタ接続であり、容易に接続可能である。 ホースの接続はネジ式であり、容易に接続可能である。
					操作場所 (屋外)	-	【炉心損傷がある場合】 高線量及び汚染環境となりうるものの、ポケット線量計を携帯し、汚染防護服及び全面マスク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、ヘッドライト等により作業可能である。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。 十分な作業スペースを確保している。					
		水中ポンプ用発電機への燃料補給 (取水用)	1時間 55分  <補給間隔> 約8時間 40分に1回	1時間 55分	移動経路 (屋外)	-	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	夜間作業時は、ヘッドライト等により移動可能である。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-	無線通話装置 (携帯型) 等により連絡する。		タンクローリは容易に移動でき、接続はネジ式又はノズルであるため、容易に燃料補給可能である。
					操作場所 (屋外)	-	【炉心損傷がある場合】 高線量及び汚染環境となりうるものの、ポケット線量計を携帯し、汚染防護服及び全面マスク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、ヘッドライト等により作業可能である。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。 十分な作業スペースを確保している。					
中間受槽の設置	1時間	38分	移動経路 (屋外)	-	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	夜間作業時は、ヘッドライト等により移動可能である。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-	無線通話装置 (携帯型) 等により連絡する。	中間受槽は、複数の部材で構成されているが、構造が簡単シンプルで、容易に組み立て可能である。			
			操作場所 (屋外)	-	【炉心損傷がある場合】 高線量及び汚染環境となりうるものの、ポケット線量計を携帯し、汚染防護服及び全面マスク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、ヘッドライト等により作業可能である。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。 十分な作業スペースを確保している。							



表 重大事故等対策の成立性確認 ( 6 / 1 6 )

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	有効性評価審査資料 No.	想定時間	実績時間	アクセス性	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査資料 No. 【添付資料 No.】	
							室温	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)				
11	復水タンク (ピット) への供給	復水タンク(ピット)補給用水中ポンプ、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の設置	2.2 2.3 3.1.1 3.1.2	3 時間	1 時間 53 分	移動経路 (屋外)	-	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	夜間作業時は、ヘッドライト等により移動可能である。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-	1.13 【1.13.7】	
						操作場所 (屋外)	-		夜間作業時は、ヘッドライト等により作業可能である。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。 十分な作業スペースを確保している。				無線通話装置 (携帯型) 等により連絡する。
		水中ポンプ用発電機への燃料補給 (補給用)		1 時間 55 分	1 時間 55 分	移動経路 (屋外)	-	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	夜間作業時は、ヘッドライト等により移動可能である。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-		1.13 【1.13.11】
		操作場所 (屋外)				-	【炉心損傷がある場合】 高線量及び汚染環境となりうるものの、ポケット線量計を携帯し、汚染防護服及び全面マスク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。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。 十分な作業スペースを確保している。	無線通話装置 (携帯型) 等により連絡する。	タンクローリは容易に移動でき、接続はネジ式又はノズルであるため、容易に燃料補給可能である。				
12	使用済燃料ピットへの注水確保	使用済燃料ピット補給用 水中ポンプ、可搬型ホース等の設置	2.2 2.3 3.1.1 3.1.2 4.1 4.2 5.2	20 分	20 分	移動経路 (屋外)	-	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	夜間作業時は、ヘッドライト等により移動可能である。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-	1.11 【1.11.7】	
						操作場所 (屋外)	-	【炉心損傷がある場合】 高線量及び汚染環境となりうるものの、ポケット線量計を携帯し、汚染防護服及び全面マスク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。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。 十分な作業スペースを確保している。	無線通話装置 (携帯型) 等により連絡する。				他の水中ポンプ設置と同等であり、容易に実施可能である。
13	使用済燃料ピット監視	使用済燃料ピット周辺線量率計等設置	2.2 2.3 3.1.1 3.1.2 4.1 4.2 5.2	90 分	90 分	移動経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-	1.11 【1.11.14】	
						操作場所 (A/B・R/B)	通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がある場合】 高線量になる場所はなく、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帯し、全面マスクを着用。	ヘッドライト等を携帯していることから作業可能である。	通常原子炉運転中と同じ				携帯型有線通話装置等により連絡する。
		使用済燃料ピット監視計器冷却空気供給システム (発電機) 等の運搬		60 分	53 分	移動経路 (屋外)	-	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	夜間作業時は、ヘッドライト等により移動可能である。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-		-
						操作場所 (屋外)	-	【炉心損傷がある場合】 高線量及び汚染環境となりうるものの、ポケット線量計を携帯し、汚染防護服及び全面マスク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。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。 十分な作業スペースを確保している。	無線通話装置 (携帯型) 等により連絡する。				

表 重大事故等対策の成立性確認 ( 7 / 1 6 )

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	有効性評価審査資料 No.	想定時間	実績時間	アクセス性	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査資料 No. 【添付資料 No.】	
							室温	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)				
13	使用済燃料ビット監視	使用済燃料ビット監視計器冷却空気供給システム (発電機) 等の設置	2.2 2.3 3.1.1 3.1.2 4.1 4.2 5.2	60分	30分	移動経路 (屋外)	-	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	夜間作業時は、ヘッドライト等により移動可能である。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-	1.11 【1.11.14】	
						操作場所 (屋外)	-	【炉心損傷がある場合】 高線量及び汚染環境となりうるものの、ポケット線量計を携帯し、汚染防護服及び全面マスク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、ヘッドライト等により作業可能である。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。 十分な作業スペースを確保している。				無線通話装置 (携帯型) 等により連絡する。
	移動経路 (屋外)	-		【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	夜間作業時は、ヘッドライト等により移動可能である。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-	1.11 【1.11.16】					
	操作場所 (屋外)	-		【炉心損傷がある場合】 高線量及び汚染環境となりうるものの、ポケット線量計を携帯し、汚染防護服及び全面マスク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、ヘッドライト等により作業可能である。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。 十分な作業スペースを確保している。				無線通話装置 (携帯型) 等により連絡する。	タンクローリは容易に移動でき、接続はネジ式又はノズルであるため、容易に燃料補給可能である。			
1時間55分	1時間55分	移動経路 (屋外)	-	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	夜間作業時は、ヘッドライト等により移動可能である。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-		1.5 【1.5.4】 1.7 【1.7.6】				
<補給時間> 約8時間20分に1回	1時間23分	操作場所 (屋外)	-	【炉心損傷がある場合】 高線量及び汚染環境となりうるものの、ポケット線量計を携帯し、汚染防護服及び全面マスク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、ヘッドライト等により作業可能である。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。 十分な作業スペースを確保している。					無線通話装置 (携帯型) 等により連絡する。	他の水中ポンプ設置と同等であり、容易に実施可能である。		
14	移動式大容量ポンプ車準備	移動式大容量ポンプ車の設置 (水中ポンプの設置含む)	2.2 2.3 3.1.1 3.1.2 5.2	2時間	1時間23分	移動経路 (屋外)	-	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	夜間作業時は、ヘッドライト等により移動可能である。		移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-	1.5 【1.5.4】 1.7 【1.7.6】
		操作場所 (屋外)				-	【炉心損傷がある場合】 高線量及び汚染環境となりうるものの、ポケット線量計を携帯し、汚染防護服及び全面マスク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、ヘッドライト等により作業可能である。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。 十分な作業スペースを確保している。		無線通話装置 (携帯型) 等により連絡する。			
	移動式大容量ポンプ車可搬型ホース等の運搬、設置	3時間		海水ストレーナ 1時間13分	移動経路 (屋外)	-	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	夜間作業時は、ヘッドライト等により移動可能である。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-	1.5 【1.5.4】 1.7 【1.7.6】		
	1次系海水戻りライン 2時間3分			操作場所 (屋外)	-	【炉心損傷がある場合】 高線量及び汚染環境となりうるものの、ポケット線量計を携帯し、汚染防護服及び全面マスク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、ヘッドライト等により作業可能である。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。 十分な作業スペースを確保している。	無線通話装置 (携帯型) 等により連絡する。				ストレーナ接続フランジの取付けは、一般的な作業と同等作業であり (戻りラインフランジ取替作業も一般的な作業)、可搬型ホースの接続はネジ式であり、容易に接続可能である。	
可搬型ホース接続	8時間	海水ストレーナ 1時間3分	移動経路 (屋外)	-	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	夜間作業時は、ヘッドライト等により移動可能である。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-	1.5 【1.5.4】 1.7 【1.7.6】				
1次系海水戻りライン 2時間33分		操作場所 (屋外)	-	【炉心損傷がある場合】 高線量及び汚染環境となりうるものの、ポケット線量計を携帯し、汚染防護服及び全面マスク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、ヘッドライト等により作業可能である。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。 十分な作業スペースを確保している。	無線通話装置 (携帯型) 等により連絡する。							

表 重大事故等対策の成立性確認 ( 8 / 1 6 )

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	有効性評価審査資料 No.	想定時間	実績時間	アクセス性	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査資料 No. 【添付資料 No.】
							室温	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)			
14	移動式大容量ポンプ車準備	海水系統 - 原子炉補機冷却水系統ディスタンスピース取替え	2.2 2.3 3.1.1 3.1.2 5.2	1 時間	35 分	移動経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-	1.5 【1.5.4】 1.7 【1.7.6】
		操作場所 (R/B)				通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がある場合】 高線量になる場所はなく、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帯し、全面マスクを着用。	ヘッドライト等を携帯していることから作業可能である。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。 十分な作業スペースを確保している。	携帯型有線通話装置等により連絡する。			
		可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度 / 出口温度 (SA) 用) 取付け		60 分	55 分	移動経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-	1.7 【1.7.6】
		操作場所 (A/B・R/B)				通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がある場合】 高線量になる場所はなく、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帯し、全面マスクを着用。	ヘッドライト等を携帯していることから作業可能である。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。 十分な作業スペースを確保している。	携帯型有線通話装置等により連絡する。			
		移動式大容量ポンプ車への燃料補給		2 時間 5 分	2 時間 5 分	移動経路 (屋外)	-	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	夜間作業時は、ヘッドライト等により移動可能である。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-	1.4 【1.4.31】
		操作場所 (屋外)				-	【炉心損傷がある場合】 高線量及び汚染環境となりうるものの、ポケット線量計を携帯し、汚染防護服及び全面マスク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、ヘッドライト等により作業可能である。	作業エリア周辺には、支障となる設備はない。 十分な作業スペースを確保している。	無線通話装置 (携帯型) 等により連絡する。			
		移動式大容量ポンプ車による格納容器再循環ユニット及び必要補機への海水通水系統構成 (現場)		ディスタンスピース取替前 3 時間	ディスタンスピース取替後 2 時間 30 分	移動経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している。	移動経路上に、支障となる設備はない	-	-	1.5 【1.5.4】 1.7 【1.7.6】
				ディスタンスピース取替後 30 分	ディスタンスピース取替後 25 分	操作場所 (A/B・R/B)	通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がある場合】 高線量になる場所はなく、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帯し、全面マスクを着用。	ヘッドライト等を携帯していることから操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ			
		移動式大容量ポンプ車による格納容器再循環ユニット及び必要補機への海水通水系統構成 (中央制御室)		ディスタンスピース取替前 10 分	ディスタンスピース取替後 5 分	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	照明設備はバッテリー内蔵であることから、操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	-	-	1.5 1.7
				ディスタンスピース取替後 30 分	ディスタンスピース取替後 25 分			【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の、汚染が予想されることからポケット線量計を携帯し、全面マスクを着用。					
		移動式大容量ポンプ車による格納容器再循環ユニットへの海水通水 (現場)		10 分	6 分	移動経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している。	移動経路上に、支障となる設備はない。 目的の現場まで確実にアクセスできるよう、経路に蓄光テープを施している。	-	-	1.7 【1.7.4】
		操作場所 (安全補機開閉器室)				通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がある場合】 高線量になる場所はなく、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帯し、全面マスクを着用。	ヘッドライト等を携帯していることから操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	携帯型有線通話装置等により連絡する。			

表 重大事故等対策の成立性確認 ( 9 / 1 6 )

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	有効性評価審査資料 No.	想定時間	実績時間	アクセス性	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査資料 No. 【添付資料 No.】
							室温	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)			
14	移動式大容量ポンプ車準備	移動式大容量ポンプ車による格納容器再循環ユニットへの海水通水 (中央制御室)	2.2 2.3 3.1.1 3.1.2 5.2	10分	6分	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ  【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の、汚染が予想されることからポケット線量計を携帯し、全面マスクを着用。	照明設備はバッテリー内蔵であることから、操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	1.5 1.7
15	1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等閉止	1次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等閉止操作 (中央制御室)	2.2 2.3 3.1.2	5分	2分	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ  【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の、汚染が予想されることからポケット線量計を携帯し、全面マスクを着用。	照明設備はバッテリー内蔵であることから、操作可能である。	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次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等閉止操作 (現場)	2.2	50分	50分	移動経路 (A/B・R/B) 操作場所 (R/B)	外気と同程度 通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している。  ヘッドライト等を携帯していることから操作可能である。	移動経路上に、支障となる設備はない  通常原子炉運転中と同じ	- 携帯型有線通話装置等により連絡する。	- 手動ハンドルにて操作実施。周辺に障害はなく、支障なく操作可能である。	1.4 【1.4.30】
16	蓄圧タンク出口弁閉止	蓄圧タンク出口弁閉止操作	2.2 2.3 2.6 2.8	5分	2分	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	照明設備はバッテリー内蔵であることから、操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	-
17	直流電源確保操作	重大事故用蓄電池投入 (中央制御室)	2.2	3分	2分	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	照明設備はバッテリー内蔵であることから、操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	1.14
		重大事故用蓄電池投入 (現場)		10分	9分	移動経路 (A/B・R/B) 操作場所 (A/B・R/B)	外気と同程度 通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している。  ヘッドライト等を携帯していることから操作可能である。	移動経路上に、支障となる設備はない。目的の現場まで確実にアクセスできるよう、経路に蓄光テープを施している。  通常原子炉運転中と同じ	- 携帯型有線通話装置等により連絡する。	- 通常運転時に行うNFB操作と同じであり、容易に操作可能である。	1.14 【1.14.11】
		不要直流負荷切離し操作		10分	9分	移動経路 (A/B・R/B) 操作場所 (A/B・R/B)	外気と同程度 通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している。  ヘッドライト等を携帯していることから操作可能である。	移動経路上に、支障となる設備はない。目的の現場まで確実にアクセスできるよう、経路に蓄光テープを施している。  通常原子炉運転中と同じ	- 携帯型有線通話装置等により連絡する。	- 通常運転時に行うNFB操作と同じであり、容易に操作可能である。	1.14 【1.14.12】

表 重大事故等対策の成立性確認 ( 10 / 16 )

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	有効性評価審査資料 No.	想定時間	実績時間	アクセス性	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査資料 No. 【添付資料 No.】
							室温	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)			
18	高圧再循環運転 (海水冷却) への切替え	高圧再循環運転への切替操作	2.2 2.3 5.2	15分	12分	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	照明設備はバッテリー内蔵であることから、操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	1.4
19	格納容器内自然対流冷却準備	原子炉補機冷却水サーシタンク加圧操作準備	2.4 5.1 5.3	10分	1分	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	照明設備はバッテリー内蔵であることから、操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	1.7
		原子炉補機冷却水サーシタンク加圧操作		60分	30分	移動経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	通常原子炉運転中と同程度	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-	1.7 【1.7.4】
		操作場所 (R/B)		通常原子炉運転中と同程度	ヘッドライト等を携帯していることから操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	携帯型有線通話装置等により連絡する。		手動ハンドルにて操作実施。周辺に障害はなく、支障なく操作可能である。				
可搬型温度計測装置 (格納容器再循環ユニット入口温度 / 出口温度 (SA) 用) 取付け	60分	55分	移動経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	通常原子炉運転中と同程度	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-	接続はコネクタ接続とし、接続規格を統一することにより、容易に接続可能である。			
操作場所 (A/B・R/B)	通常原子炉運転中と同程度	ヘッドライト等を携帯していることから操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	携帯型有線通話装置等により連絡する。									
20	格納容器内自然対流冷却	A、B格納容器再循環ユニットによる冷却操作	2.4 5.1 5.3	10分	6分	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	照明設備はバッテリー内蔵であることから、操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	1.7
		A、B格納容器再循環ユニットによる冷却水廻り電源操作		10分	6分	移動経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	通常原子炉運転中と同程度	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-	1.7 【1.7.4】
操作場所 (安全補機開閉器室)	通常原子炉運転中と同程度	ヘッドライト等を携帯していることから操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	携帯型有線通話装置等により連絡する。	通常運転時に行うNFB操作と同じであり、容易に操作可能である。								
21	再循環運転への切替	再循環運転 (高圧、低圧、格納容器スプレイ) への切替操作	2.4 2.6 3.4	15分	12分	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	照明設備はバッテリー内蔵であることから、操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	-

表 重大事故等対策の成立性確認 ( 1 1 / 1 6 )

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	有効性評価審査資料 No.	想定時間	実績時間	アクセス性	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査資料 No.【添付資料 No.】	
							室温	放射線環境	照明	その他(騒音、足場等)				
22	蒸気発生器 2次系による 冷却 (中央制御室 操作)	主蒸気逃がし弁 開放	2.4 2.6 2.7 2.8 3.4	1分	1分	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中 と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ  【炉心損傷がある場合】 高線量になる場所はなく、操作が 可能であるものの、汚染が予想さ れることからポケット線量計を 携帯し、全面マスクを着用。	照明設備はバッテリー内蔵で あることから、操作可能であ る。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と 同じ	-	
23	燃料取替用水 タンク(ビット) 補給操作	燃料取替用水 タンク(ビット) 補給系統構成	2.4 2.6 2.7 2.8 3.4	20分	使用済燃料 ビットより補給 20分 1次系純水 タンク、ほう酸 タンクより補給 20分 燃料取替用 水補助タンク より補給 20分	移動経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ  【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の、汚 染が予想されることからポケッ ト線量計を携帯し、全面マスクを 着用。	バッテリー内蔵照明であるこ とから移動可能である。バッ クアップとしてヘッドライ ト等を携帯している。	移動経路上に、支障となる 設備はない。	-	-	1.13 【1.13.9】	
		操作場所 (A/B・R/B)			通常原子炉運転中 と同程度	ヘッドライト等を携帯して いることから操作可能であ る。	通常原子炉運転中と同じ	携帯型有線通話装 置等により連絡す る。	手動ハンドルにて操 作実施。周辺に障害は なく、支障なく操作可 能である。	-				
		燃料取替用水 タンク(ビット) 補給準備 (ディスタンス ピース取替え)		30分	移動経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ  【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の、汚 染が予想されることからポケッ ト線量計を携帯し、全面マスクを 着用。	バッテリー内蔵照明であるこ とから移動可能である。バッ クアップとしてヘッドライ ト等を携帯している。	移動経路上に、支障となる 設備はない。	作業エリア周辺には、支障 となる設備はない。 十分な作業スペースを確保 している。	携帯型有線通話装 置等により連絡す る。	ディスタンスピース 取替作業は、一般的な フランジガセット 取替作業と同等であ り、容易に実施可能で ある。	-	1.13 【1.13.10】
		操作場所 (A/B・R/B)			通常原子炉運転中 と同程度	ヘッドライト等を携帯して いることから操作可能であ る。	通常原子炉運転中と同じ	携帯型有線通話装 置等により連絡す る。	通常原子炉運転中と 同じ	-				
		燃料取替用水 タンク(ビット) 補給操作	2.4 2.7 2.8 3.4	適宜実施	-	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中 と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ  【炉心損傷がある場合】 高線量になる場所はなく、操作が 可能であるものの、汚染が予想さ れることからポケット線量計を 携帯し、全面マスクを着用。	照明設備はバッテリー内蔵で あることから、操作可能であ る。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と 同じ	1.13	
		復水タンク(ピ ット)から燃料取替 用水タンク(ピ ット)への補給操作	3.1.1 3.1.2	20分	20分	移動経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ  【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の、汚 染が予想されることからポケッ ト線量計を携帯し、全面マスクを 着用。	バッテリー内蔵照明であるこ とから移動可能である。バッ クアップとしてヘッドライ ト等を携帯している。	移動経路上に、支障となる 設備はない。	-	-	1.13 【1.13.10】	
						操作場所 (A/B・R/B)	通常原子炉運転中 と同程度	ヘッドライト等を携帯して いることから操作可能であ る。	通常原子炉運転中と同じ	携帯型有線通話装置 等により連絡する。	手動ハンドルにて操 作実施。周辺に障害は なく、支障なく操作可 能である。	-	-	
24	原子炉停止操作	原子炉手動 トリップ	2.5	1分	1分	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中 と同程度	通常原子炉運転中と同程度	照明設備はバッテリー内蔵で あることから、操作可能であ 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	
		電動発電機 電源断												
		制御棒手動挿入												

表 重大事故等対策の成立性確認 ( 1 2 / 1 6 )

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	有効性評価審査資料 No.	想定時間	実績時間	アクセス性	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査資料 No. 【添付資料 No.】	
							室温	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)				
24	原子炉停止操作	電動発電機遮断器現場開放	2.5	10分	8分	移動経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-	1.1 【1.1.4】 【1.1.5】
						操作場所 (タービン電気室・CRDM制御盤室)	通常原子炉運転中と同程度			ヘッドライト等を携帯していることから操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ			
	原子炉トリップ遮断器現場開放	10分		8分	移動経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-	1.1 【1.1.6】	
					操作場所 (CRDM制御盤室)	通常原子炉運転中と同程度			ヘッドライト等を携帯していることから操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ				携帯型有線通話装置等により連絡する。
25	タービン停止操作	タービン手動トリップ	2.5	1分	1分	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	照明設備はバッテリー内蔵であることから、操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	1.1
26	多様化自動動作設備の動作確認	タービントリップ動作確認	2.5	3分	2分	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	照明設備はバッテリー内蔵であることから、操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	1.1
		主蒸気隔離弁閉動作確認												
		補助給水ポンプ自動起動確認												
27	原子炉出力・1次冷却材圧力確認	負の反応度帰還効果による原子炉出力低下確認	2.5	6分	2分	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	照明設備はバッテリー内蔵であることから、操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	1.1
		1次冷却材圧力抑制確認												
28	緊急ほう酸注入操作	緊急ほう酸注入操作	2.5 5.4	5分	1分	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	照明設備はバッテリー内蔵であることから、操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	1.1
29	ほう酸希釈ライン隔離操作	ほう酸希釈ライン隔離操作	2.5 5.4	1分	1分	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	照明設備はバッテリー内蔵であることから、操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	1.1

表 重大事故等対策の成立性確認 ( 13 / 16 )

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	有効性評価審査資料 No.	想定時間	実績時間	アクセス性	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査資料 No. 【添付資料 No.】
							室温	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)			
30	水素濃度低減	電気式水素燃焼装置起動	2.6 3.1.1 3.1.2 3.4	5分	1分	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	照明設備はバッテリー内蔵であることから、操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	1.9
		静的触媒式水素再結合装置及び電気式水素燃焼装置動作状況確認		適宜監視	-		【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の、汚染が予想されることからポケット線量計を携帯し、全面マスクを着用。						
31	水素濃度監視	可搬型格納容器水素濃度計測装置系統構成 (中央制御室)	2.6 3.1.1 3.1.2 3.4	35分	30分	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	照明設備はバッテリー内蔵であることから、操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	1.9
		可搬型格納容器水素濃度計測装置系統構成他 (現場)		移動経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している。	移動経路上に、支障となる設備はない。					
		可搬型水素濃計、圧縮装置配管及び冷却ポンプの接続他	移動経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している。	移動経路上に、支障となる設備はない。						
			操作場所 (A/B)	通常原子炉運転中と同程度				【炉心損傷がある場合】 高線量になる場所はなく、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帯し、汚染防護服及び全面マスクを着用。	ヘッドライト等を携帯していることから操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	携帯型有線通話装置等により連絡する。	手動ハンドルにて操作実施。周辺に障害はなく、支障なく操作可能である。ポンベの接続は、一般的なカブラ接続であるため容易に実施可能である。	
		移動式大容量ポンプ車によるガスサンプリング冷却器への海水通水準備・通水	移動経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している。	移動経路上に、支障となる設備はない。						
			操作場所 (A/B)	通常原子炉運転中と同程度				【炉心損傷がある場合】 高線量になる場所はなく、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帯し、汚染防護服及び全面マスクを着用。	ヘッドライト等を携帯していることから作業可能である。	通常原子炉運転中と同じ	携帯型有線通話装置等により連絡する。	手動ハンドルにて操作実施。周辺に障害はなく、支障なく操作可能である。	
		ガスサンプリング冷却器用海水屋外排出ラインの接続	移動経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している。	移動経路上に、支障となる設備はない。						
			操作場所 (A/B)	通常原子炉運転中と同程度				【炉心損傷がある場合】 高線量になる場所はなく、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帯し、汚染防護服及び全面マスクを着用。	ヘッドライト等を携帯していることから作業可能である。	通常原子炉運転中と同じ	携帯型有線通話装置等により連絡する。	接続作業は、一般的な配管接続作業であり、容易に実施可能である。	



表 重大事故等対策の成立性確認 ( 14 / 16 )

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	有効性評価審査資料 No.	想定時間	実績時間	アクセス性	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査資料 No. 【添付資料 No.】	
							室温	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)				
32	B格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS タイプライン使用) による代替再循環操作	B格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS タイプライン使用) による代替再循環系統構成	2.7 2.8 5.1 5.3	12分	12分	移動経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	通常原子炉運転中と同程度	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-	1.4 【1.4.8】	
		操作場所 (A/B・R/B)				通常原子炉運転中と同程度	ヘッドライト等を携帯していることから操作可能である。		通常原子炉運転中と同じ	携帯型有線通話装置等により連絡する。				手動ハンドルにて操作実施。周辺に障害はなく、支障なく操作可能である。
		B格納容器スプレイポンプ (RHRS-CSS タイプライン使用) による代替再循環操作		10分	8分	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	照明設備はバッテリー内蔵であることから、操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	1.4	
33	余熱除去系統隔離操作	余熱除去ポンプ停止操作	2.8	5分	1分	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	照明設備はバッテリー内蔵であることから、操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	1.3	
		余熱除去系統隔離操作		10分	10分									
		余熱除去ポンプ入口弁開操作		40分	40分	移動経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	通常原子炉運転中と同程度	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-	-	1.3 【1.3.12】
操作場所 (A/B・R/B)	通常原子炉運転中と同程度	ヘッドライト等を携帯していることから操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	携帯型有線通話装置等により連絡する。	ユニハンドラにて操作を実施。周辺に障害はなく、支障なく操作可能である。									
34	1次系減圧操作	加圧器逃がし弁開放操作	2.8	適宜実施	-	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	照明設備はバッテリー内蔵であることから、操作可能である。	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	高圧注入から充てん注入へ切替操作	充てん水注入開始操作	2.8	5分	2分	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	照明設備はバッテリー内蔵であることから、操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	1.3	
		高圧注入停止操作		5分	2分									

表 重大事故等対策の成立性確認 ( 15 / 16 )

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	有効性評価審査資料 No.	想定時間	実績時間	アクセス性	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査資料 No. 【添付資料 No.】
							室温	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)			
36	余熱除去系による炉心冷却	余熱除去ポンプ起動・冷却操作	2.8	1次系圧力 2.7MPa(gage) 1次系温度 177 未満で実施	-	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	照明設備はバッテリー内蔵であることから、操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	1.3
37	破損蒸気発生器隔離操作	破損蒸気発生器の隔離操作	2.8	10分	A : 5分 B : 5分 C : 5分 D : 5分	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	照明設備はバッテリー内蔵であることから、操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	1.3 【1.3.9】
		移動経路 (R/B・MS 管室)				外気と同程度	蒸気発生器伝熱管破損により、汚染が予想されることからポケット線量計を携帯し、全面マスクを着用。	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	ヘッドライト等を携帯していることから作業可能である。	通常原子炉運転中と同じ	
38	1次系のフィードアンドブリード運転操作	加圧器逃がし弁開放操作	2.8	5分	1分	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	照明設備はバッテリー内蔵であることから、操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	1.3
39	加圧器逃がし弁開放操作	加圧器逃がし弁空気供給操作	3.1.2	20分	15分	移動経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ 【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の、汚染が予想されることからポケット線量計を携帯し、全面マスクを着用。	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-	1.3 【1.3.5】
		操作場所 (R/B)				通常原子炉運転中と同程度	ヘッドライト等を携帯していることから作業可能である。	通常原子炉運転中と同じ	携帯型有線通話装置等により連絡する。	手動ハンドルにて操作実施。周辺に障害はなく、支障なく操作可能である。			
		加圧器逃がし弁開放操作		5分	1分	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ 【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の、汚染が予想されることからポケット線量計を携帯し、全面マスクを着用。	照明設備はバッテリー内蔵であることから、操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	1.3

表 重大事故等対策の成立性確認 ( 16 / 16 )

No.	作業項目	具体的な運転操作・作業内容	有効性評価審査資料 No.	想定時間	実績時間	アクセス性	作業環境				連絡手段	操作性	技術的能力審査資料 No. 【添付資料 No.】
							室温	放射線環境	照明	その他 (騒音、足場等)			
40	充てんポンプによる炉心注入操作	充てんポンプ起動操作	3.4 5.1 5.3	5分	1分	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	【炉心損傷がない場合】 通常原子炉運転中と同じ  【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の、汚染が予想されることからポケット線量計を携帯し、全面マスクを着用。	照明設備はバッテリー内蔵であることから、操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ	-	通常原子炉運転中と同じ	1.4
41	使用済燃料ビット補給操作	燃料取替用水タンク(ビット)による補給操作	4.1 4.2	20分	20分	移動経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	通常原子炉運転中と同程度	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している。	移動経路上に、支障となる設備はない	-	-	1.11 【1.11.4】
		操作場所 (A/B・R/B)				通常原子炉運転中と同程度	ヘッドライト等を携帯していることから作業可能である。		通常原子炉運転中と同じ	携帯型有線通話装置等により連絡する。			
	燃料取替用水補助タンクによる補給操作	20分		20分	移動経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	通常原子炉運転中と同程度	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している。	移動経路上に、支障となる設備はない	-	-		
					操作場所 (A/B・R/B)	通常原子炉運転中と同程度		ヘッドライト等を携帯していることから作業可能である。	通常原子炉運転中と同じ			携帯型有線通話装置等により連絡する。	
	2次系純水タンクによる補給操作	20分		15分	移動経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	通常原子炉運転中と同程度	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している。	移動経路上に、支障となる設備はない	-	-		
					操作場所 (A/B・R/B)	通常原子炉運転中と同程度		ヘッドライト等を携帯していることから作業可能である。	通常原子炉運転中と同じ			携帯型有線通話装置等により連絡する。	
原子炉格納容器隔離操作	原子炉格納容器隔離弁の閉止	5.1 5.2 5.3	5分	3分	操作場所 (制御室)	通常原子炉運転中と同程度	通常原子炉運転中と同程度	照明設備はバッテリー内蔵であることから、操作可能である。	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	格納容器エアロック閉止操作	原子炉格納容器内作業者への退避指示及び避難確認、格納容器エアロックの閉止	5.1 5.2 5.3 5.4	35分	25分	移動経路 (A/B・R/B・C/V)	外気と同程度	通常原子炉運転中と同程度	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-	1.4 【1.4.28】
						操作場所 (C/V)	通常原子炉運転中と同程度		ヘッドライト等を携帯していることから操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ			
44	燃料取替用水タンク(ビット)による代替炉心注入	燃料取替用水タンク(ビット)による代替炉心注入系統構成	5.2	20分	15分	移動経路 (A/B・R/B)	外気と同程度	通常原子炉運転中と同程度	バッテリー内蔵照明であることから移動可能である。バックアップとしてヘッドライト等を携帯している。	移動経路上に、支障となる設備はない。	-	-	1.4 【1.4.27】
						操作場所 (A/B・R/B)	通常原子炉運転中と同程度		ヘッドライト等を携帯していることから操作可能である。	通常原子炉運転中と同じ			

## 運転員等の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、運転手順書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等が必要な操作を行うことを仮定しているが、運転員等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) 運転員等の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等の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<br>・ 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<br>・ 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<br>・ 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<br>・ 条件満足時点 + 30分    |
| (e) 個別の運転員等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等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 運転員等の操作余裕時間に対する有効性評価上の仮定の整理 ( 1 / 6 )

	運転員等操作	余裕時間	考え方 <sup>1</sup>	
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 + 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水 ・加圧器逃がし弁開	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 動でのECCS作動信号の発信及び 高圧注入ポンプの起動確認並び に加圧器逃がし弁開操作に余裕 を考慮として5分とした。
	全交流動力電源喪失 RCPシール LOCAが発生する場合 (外部電源喪失 + 非常用所内交 流動力電源喪失 + 原子炉補機冷 却機能喪失 + RCPシールLOCA) 全交流動力電源喪失 RCPシール LOCAが発生しない場合 (外部電源喪失 + 非常用所内交 流動力電源喪失 + 原子炉補機冷 却機能喪失) 原子炉補機冷却機能喪失	2次系強制冷却 (現場操作) ・主蒸気逃がし弁開 蓄圧タンク出口弁閉止 <sup>2</sup> (中央操作)  2次系強制冷却の再開 (現場操作) ・主蒸気逃がし弁開	事象発生 + 30分  1次系圧力約1.7MPa[gage]到達 及び代替交流電源確立(60分又 は24時間) + 10分 蓄圧タンク出口弁閉止 + 10分	(d)  (c)  (e) 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 + 格納容器スプレ イ注入失敗 + 低圧再循環失敗)	格納容器内自然対流冷却(原子炉 補機冷却水系使用) (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) 個別の運転員等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 運転員等の操作余裕時間に対する有効性評価上の仮定の整理 ( 2 / 6 )

	運転員等操作	余裕時間	考え方 <sup>1</sup>	
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 + 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	ECCS作動信号発信 + 10分で開始し、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 + 低圧再循環失敗 + 高圧再循環失敗)	代替再循環 (中央操作、現場操作) ・格納容器スプレイポンプによる代替再循環	再循環機能喪失 + 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	ECCS作動信号発信 + 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(中央操作)、2次系強制冷却を考慮して25分とした。
	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)	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  2次系強制冷却 (中央操作) ・主蒸気逃がし弁開 高圧注入系から充てん系への切替	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  破損側蒸気発生器の隔離操作完了 + 1分  ECCS停止条件成立 + 2分	(a)、(b)  (b)  (e) ECCS停止条件成立後の高圧注入ポンプの停止及び充てんポンプの起動操作を考慮して2分とした。

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) 個別の運転員等操作に必要な時間を考慮

表1 運転員等の操作余裕時間に対する有効性評価上の仮定の整理 ( 3 / 6 )

	運転員等操作	余裕時間	考え方 <sup>1</sup>
重大事故	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)  常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイ <sup>2</sup> (現場操作) ・常設電動注入ポンプによる格納容器へのスプレイ 常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイ停止及び格納容器内自然対流冷却 (現場操作) ・移動式大容量ポンプ車による格納容器再循環ユニットへの海水通水	炉心溶融開始 + 30分  事象発生 + 24時間	(d)  (e) 格納容器内自然対流冷却に係る要員の召集のための時間、操作等の時間を考慮した。

- 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) 個別の運転員等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 運転員等の操作余裕時間に対する有効性評価上の仮定の整理 (4 / 6)

		運転員等操作	余裕時間	考え方 <sup>1</sup>
重大事故	格納容器過温破損及び格納容器 雰囲気直接加熱 (全交流動力電源喪失 + 補助給 水失敗)	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 常設電動注入ポンプによる格納 容器スプレイ <sup>2</sup> (現場操作) ・常設電動注入ポンプによる格 納容器へのスプレイ 常設電動注入ポンプによる格納 容器スプレイ停止及び格納容器 内自然対流冷却 (現場操作) ・移動式大容量ポンプ車による 格納容器再循環ユニットへの 海水通水	炉心溶融開始 + 10分   炉心溶融開始 + 30分   事象発生 + 24時間	(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。 (d)  (e) 格納容器内自然対流冷却に係る 要員の召集のための時間、操作等の 時間を考慮した。
	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) 個別の運転員等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 運転員等の操作余裕時間に対する有効性評価上の仮定の整理 ( 5 / 6 )

		運転員等操作	余裕時間	考え方 <sup>1</sup>
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	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)	使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水 (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(取替)時の燃料取扱棟の遮へい設計基準値0.15mSv/hに相当する水位まで低下する約2.3日後までに注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)	使用済燃料ピット補給用水中ポンプによる注水 (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(取替)時の燃料取扱棟の遮へい設計基準値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。

- 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) 個別の運転員等操作に必要な時間を考慮

表1 運転員等の操作余裕時間に対する有効性評価上の仮定の整理 ( 6 / 6 )

	運転員等操作	余裕時間	考え方 <sup>1</sup>
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余熱除去機能が喪失する事故）	状況判断 充てんポンプによる炉心注水（中央操作）	事象発生 + 50分  (e) 全交流動力電源喪失を包絡する余裕時間を設定した。
	全交流動力電源喪失 （燃料取出前のミッドループ運転中に外部電源が喪失するとともに非常用所内交流電源が喪失し、原子炉補機冷却機能が喪失する事故）	状況判断 代替注水手段の整備(現場操作) <sup>2</sup> 常設電動注入ポンプによる炉心注水(現場操作)	事象発生 + 50分  (e) 全交流動力電源喪失時では、代替電源設備、代替注水手段の準備及び代替注水操作に余裕を見込んで50分とした。
	原子炉冷却材の流出 （燃料取出前のミッドループ運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリ機能が喪失する事故）	状況判断 充てんポンプによる炉心注水（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炉心注水に余裕を見込んで20分とした。
	反応度の誤投入 （原子炉起動時に、化学体積制御系の弁の誤作動等により原子炉へ純水が流入する事故）	希釈停止操作（中央操作） ・1次系補給水ポンプ停止、弁閉止	「中性子源領域炉停止時中性子束高」警報発信 + 10分  (c)

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

## 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、今後不確か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運転手順書(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)で実施している「シビアアクシデント訓練強化コース」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\*\*コードを導入済である。

\* : 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)

玄海 3 / 4 号炉の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) 定格出力運転条件パラメータ
- (2) 形状関連データ
- (3) 1次冷却材ポンプ（RCP）関連データ
- (4) 炉心特性データ
- (5) 燃料データ
- (6) 蒸気発生器関連データ
- (7) 原子炉格納容器
- (8) 原子炉制御設備
- (9) 燃料取替用水タンク（ピット）

なお、本資料中の□内は、商業機密に属するもので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	3411 × 1.02MW	設計値 + 定常誤差 ( 1 )
2) ループ数	4	設計値
3) ループ全流量	80400m <sup>3</sup> /h	設計値
4) 1次系圧力	15.41+0.21MPa[gage]	設計値 + 定常誤差 ( 1 )
5) 1次冷却材温度	307.1+2.2	設計値 + 定常誤差 ( 1 )
6) 原子炉容器入口温度	289	設計値
7) 原子炉容器出口温度	325	設計値
8) 上部ヘッド温度	<input type="text"/>	最大値 ( 設計値に余裕を考慮した値 )
9) 1次冷却材容積	342 m <sup>3</sup> (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 ( 水力学的等価直径、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	標準値 ( 炉心運用の包絡値 )
(2) 炉心		
1) 冷却材炉心流量		
炉心流量	94.5%	標準値
バイパス流量	<input type="text"/> %	標準値
原子炉容器頂部	<input type="text"/> %	設計値
バイパス流量		
2) 炉心流路面積	<input type="text"/> m <sup>2</sup>	設計値
3) 実効熱伝達面積	5.550 × 10 <sup>3</sup> m <sup>2</sup>	設計値
4) 即発中性子寿命	20 μ sec	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	標準値 ( 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	193	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%	標準値
12) 濃縮度	4.8wt%以下	標準値
(4) 加圧器及び 1 次冷却材設備		
1) 加圧器水位	60%体積	標準値
2) 加圧器逃がし弁データ		
容量及び個数	95 t/h/個 2 個	設計値 設計値
設定圧力	<input type="text"/> MPa[gage] ロックアップ： <input type="text"/> MPa	設計値
3) 主蒸気逃がし弁データ		
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
設定圧力	<input type="text"/> MPa[gage] ロックアップ： <input type="text"/> MPa	設計値
4) 加圧器安全弁データ		
容量及び個数	190 t/h/個 3 個	設計値 設計値
設定圧力	<input type="text"/> MPa[gage] 全開： <input type="text"/> MPa[gage]	設計値 <input type="text"/> 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 <input type="text"/> で模 擬)
5) 主蒸気安全弁データ		
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 個当たり定格主蒸気流量の 20%)

名 称	数 値	解析上の取り扱い
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 3044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 $4.38 \times 10^3 \text{ m}^2 / \text{基}$ 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 t/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 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 1190 rpm 2) ポンプ揚程 □ m 3) RCP定格トルク $3.30 \times 10^3 \text{ kgf} \cdot \text{m}$ 4) 慣性モーメント $3460 \text{ kg} \cdot \text{m}^2$ 5) ポンプホモロガス曲線 第9図参照 6) RCP定格体積流量 $20100 \text{ m}^3 / \text{h} / \text{ループ}$ 7) 冷却材定格密度 $756 \text{ kg} / \text{m}^3$ 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		
1) 格納容器内自由体積	72,900m <sup>3</sup>	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]	標準値( 2)
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） ( 2)
5) 格納容器再循環ユニット		
容量	第 10 図参照	標準値
個数	2 基	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) 燃料取替用水タンク(ピット)		
1) 容量	2,100m <sup>3</sup>	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

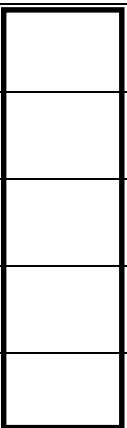
・原子炉冷却材喪失時の破断位置、破断口径

第2表 1次冷却系各部冷却材容積

名称	容 積 (m <sup>3</sup> )
炉心	
上部プレナム	
下部プレナム	
ダウンカマ	
バレル・バッフル領域	
原子炉容器頂部	
高温側配管	
蒸気発生器プレナム	
蒸気発生器伝熱管 (SG プラグ率 10%)	
蒸気発生器 - 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%)	342

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表 原子炉容器内寸法

番 号	名 称	寸 法 (m)
A	原子炉容器フランジ面より上部炉心板下端まで	
B	上部炉心板下端よりダウンカム下端まで	
C	上部炉心板下端より下部炉心板上端まで	4.1
D	原子炉容器フランジ面より入口ノズル中央まで	
E	炉心そう外径	
F	原子炉容器内径	
G	入口ノズル内径	
H	出口ノズル内径	
I	炉心そう内径	3.8
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  
ますので公開できません。

第4表 形状データ（各領域の水力学的等価直径、流路面積）

名称	水力学的等価直径 (m)	流路断面積 (m <sup>2</sup> )
・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ので公開できません。

第 5 表 1 次冷却系各部圧力損失(全出力時)

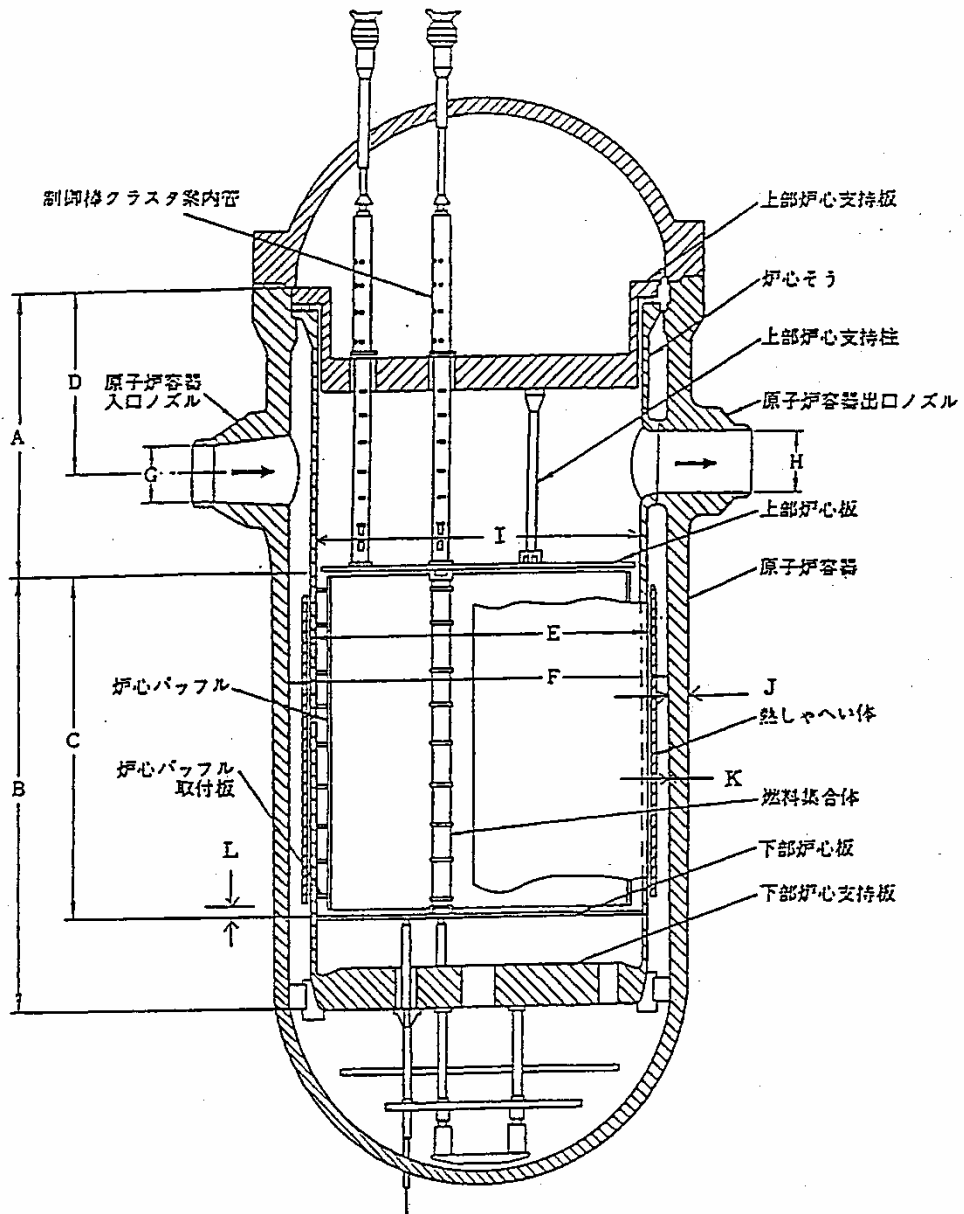
名 称	圧力損失 (MPa)
原子炉容器( 入口ノズル~ 出口ノズル間)	
蒸気発生器入口 ~ 出口 ( SG プラグ率 10% )	
ループ配管	
蒸気発生器 2 次側	

枠囲いの内容は、商業機密に属します  
ますので公開できません。

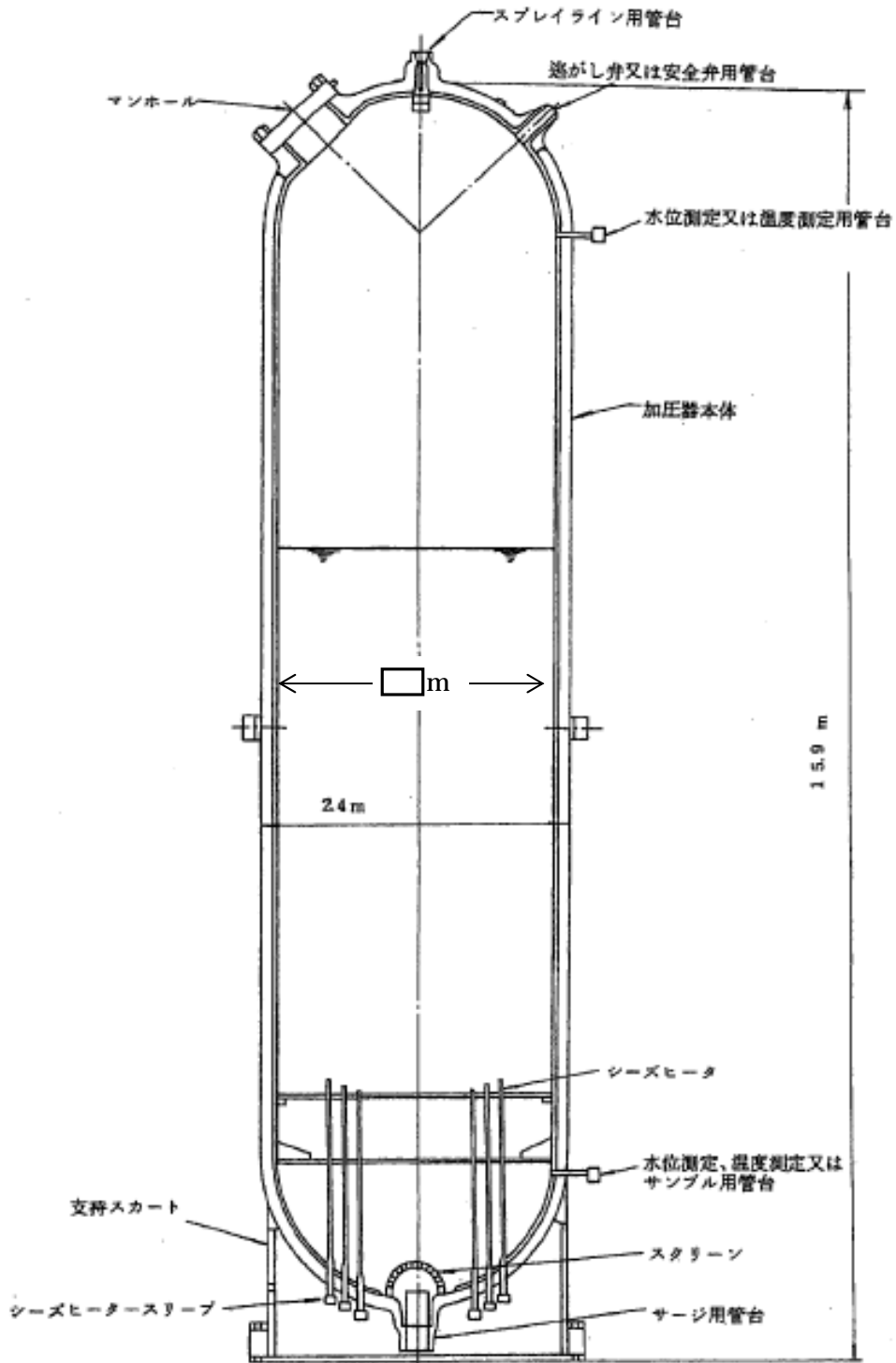
第6表 原子炉格納容器ヒートシンクデータ

		表面積 (m <sup>2</sup> )	板厚 (mm)
(1)	CV ドーム部およびリングガータ		
(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		

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。



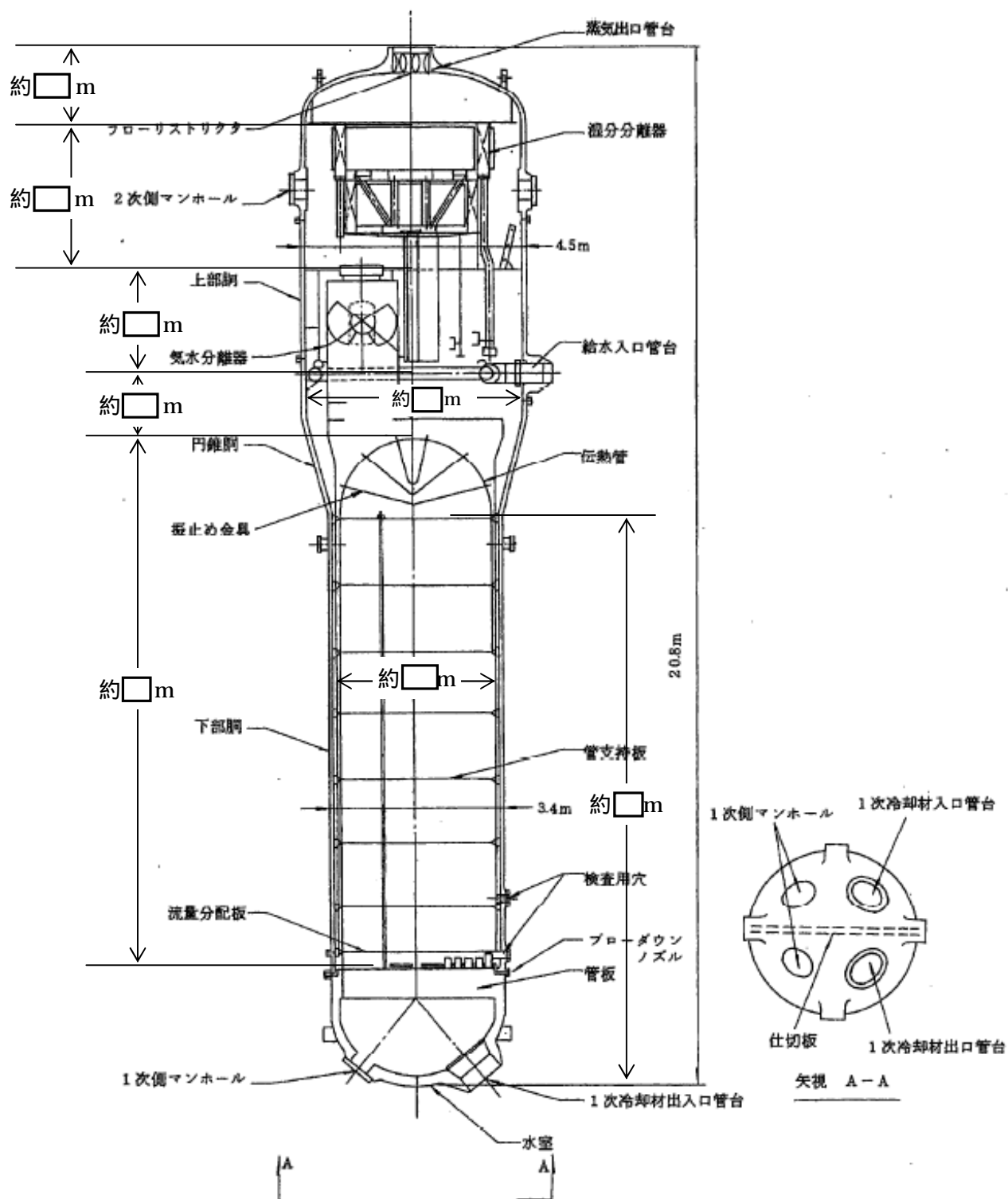
第1図 原子炉容器内寸法



第2図 加圧器構造図

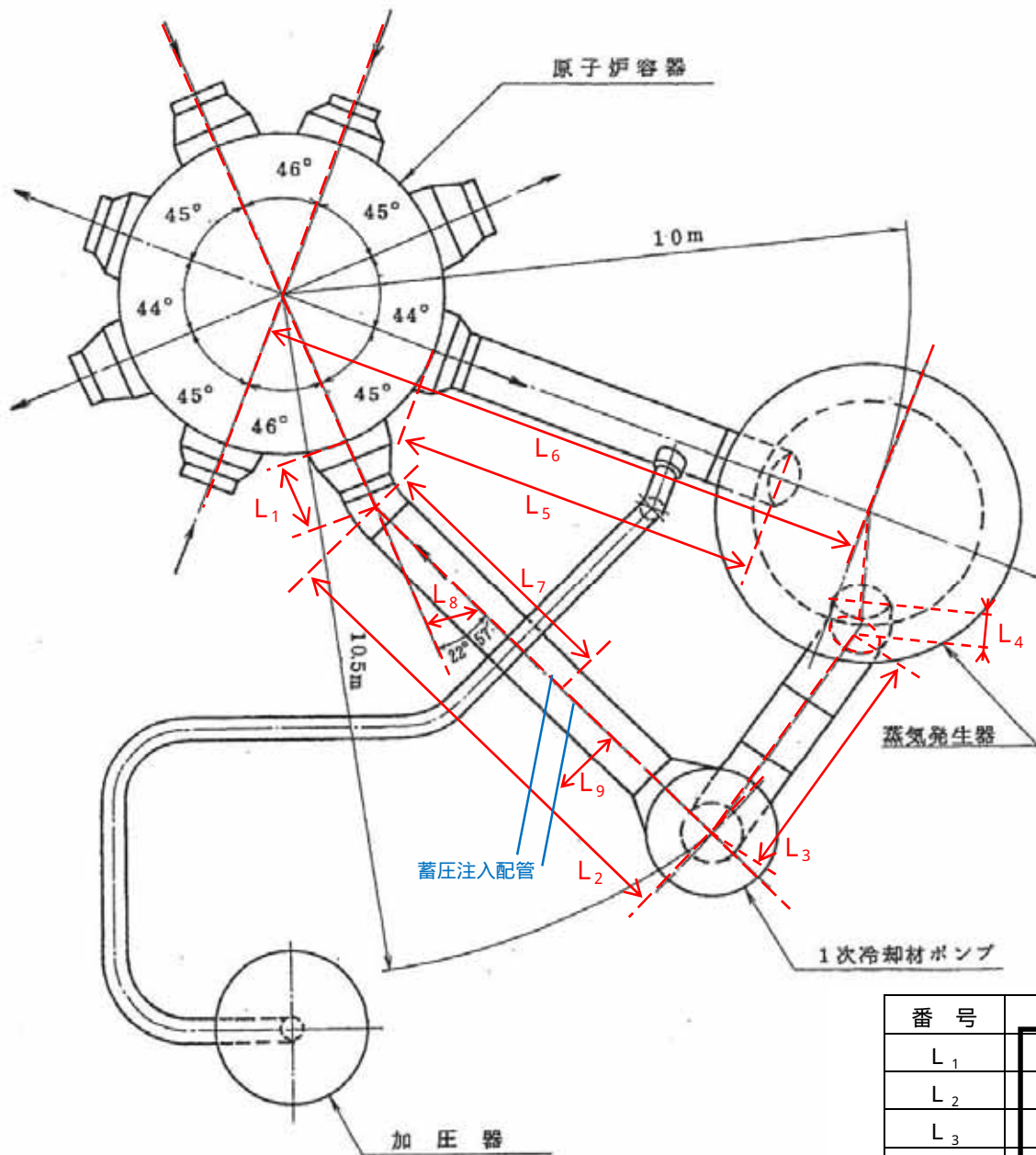
枠囲いの内容は、商業機密に属します  
 ますので公開できません。





第3図 蒸気発生器構造図

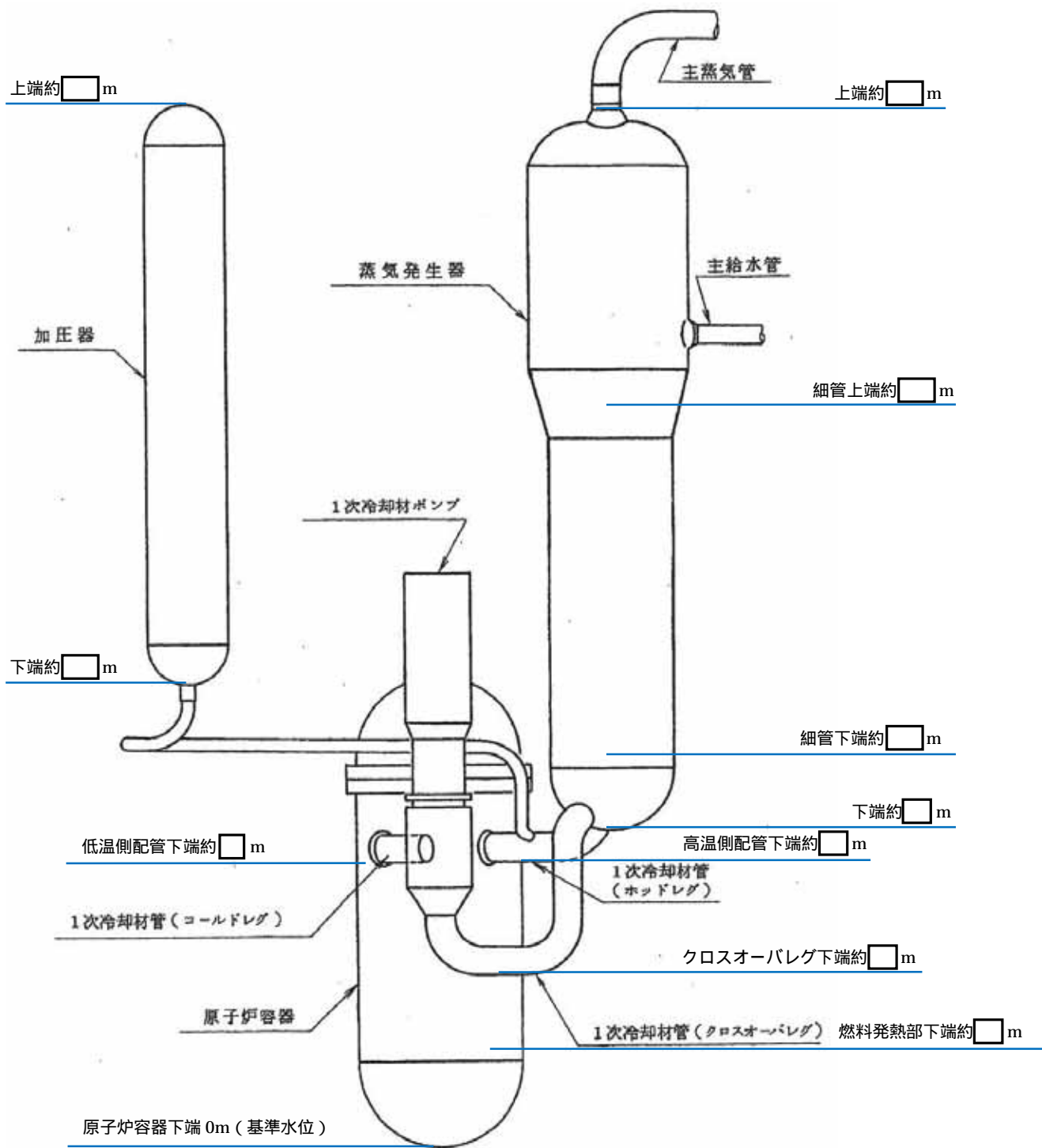
枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。



番号	寸法
L <sub>1</sub>	
L <sub>2</sub>	
L <sub>3</sub>	
L <sub>4</sub>	
L <sub>5</sub>	
L <sub>6</sub>	10.0 m
L <sub>7</sub>	
L <sub>8</sub>	23.0°
L <sub>9</sub>	

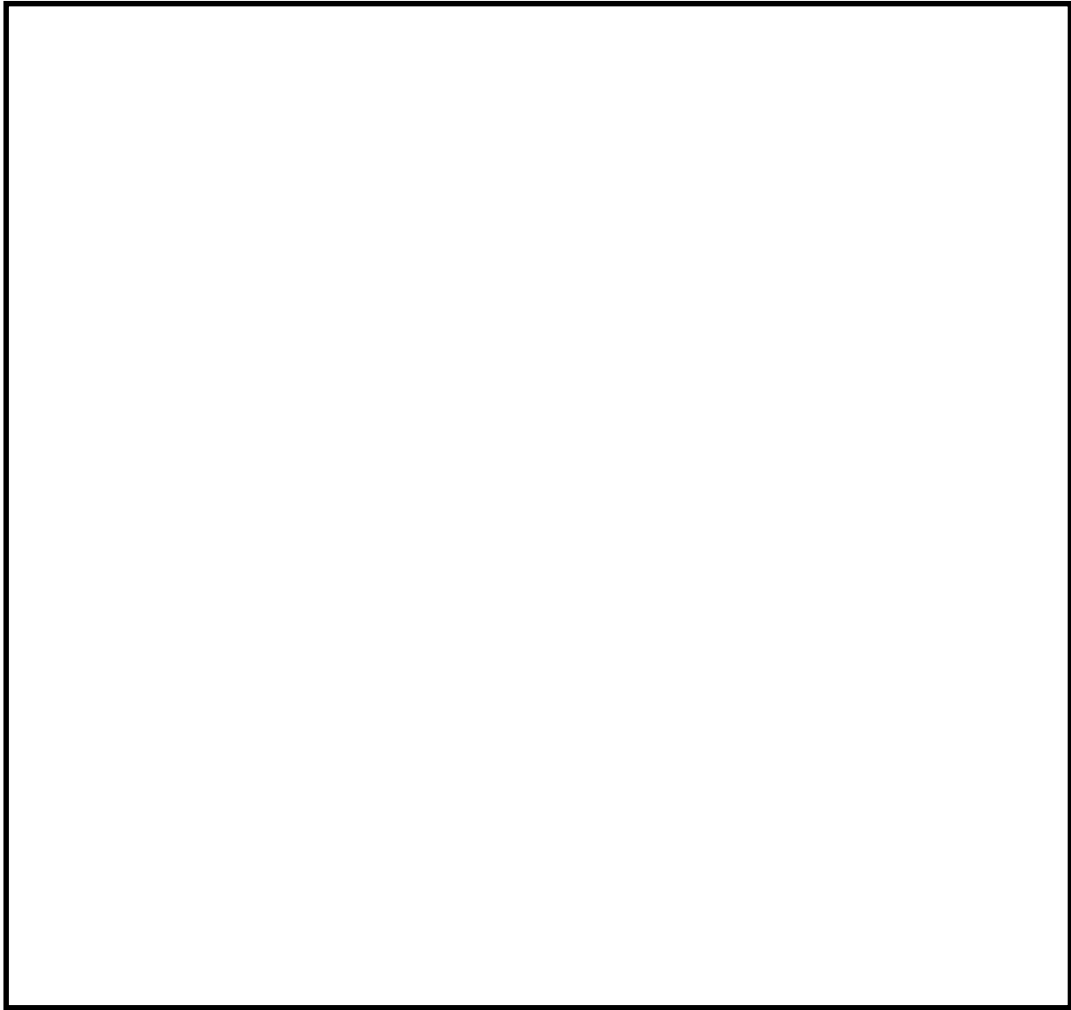
第4図 1次冷却材設備配置図(その1)

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。



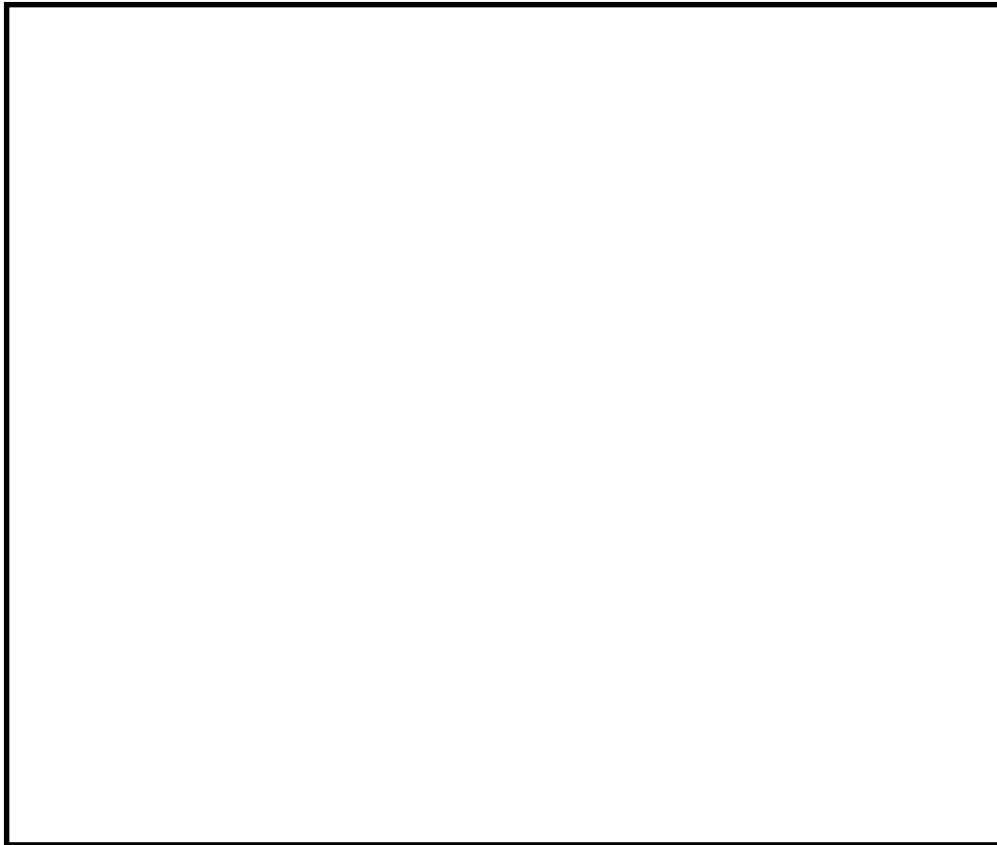
第 5 図 1 次冷却材設備配置図 (その 2)

枠囲いの内容は、商業機密に属します  
 ますので公開できません。



第 6 図 減速材密度係数

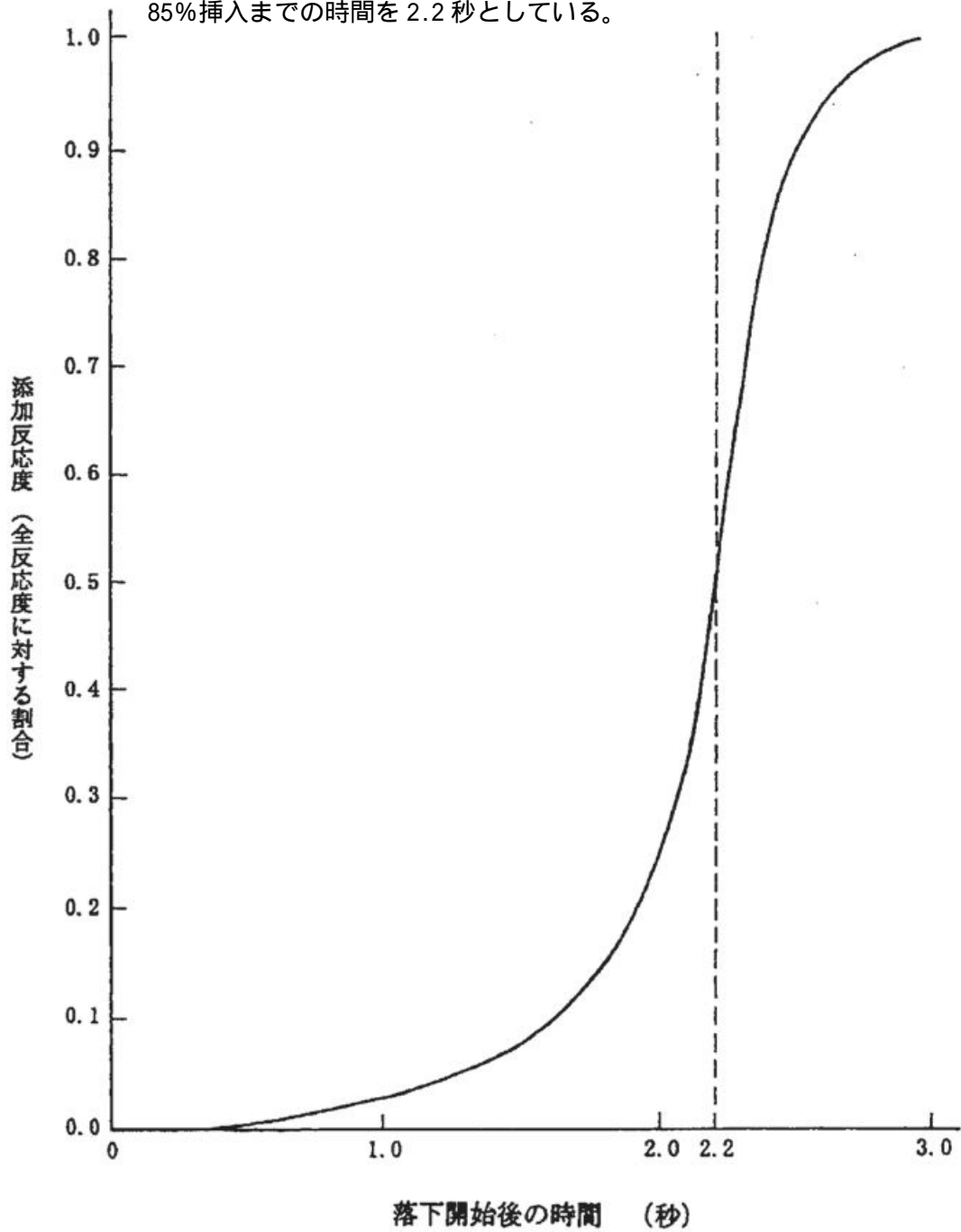
枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。



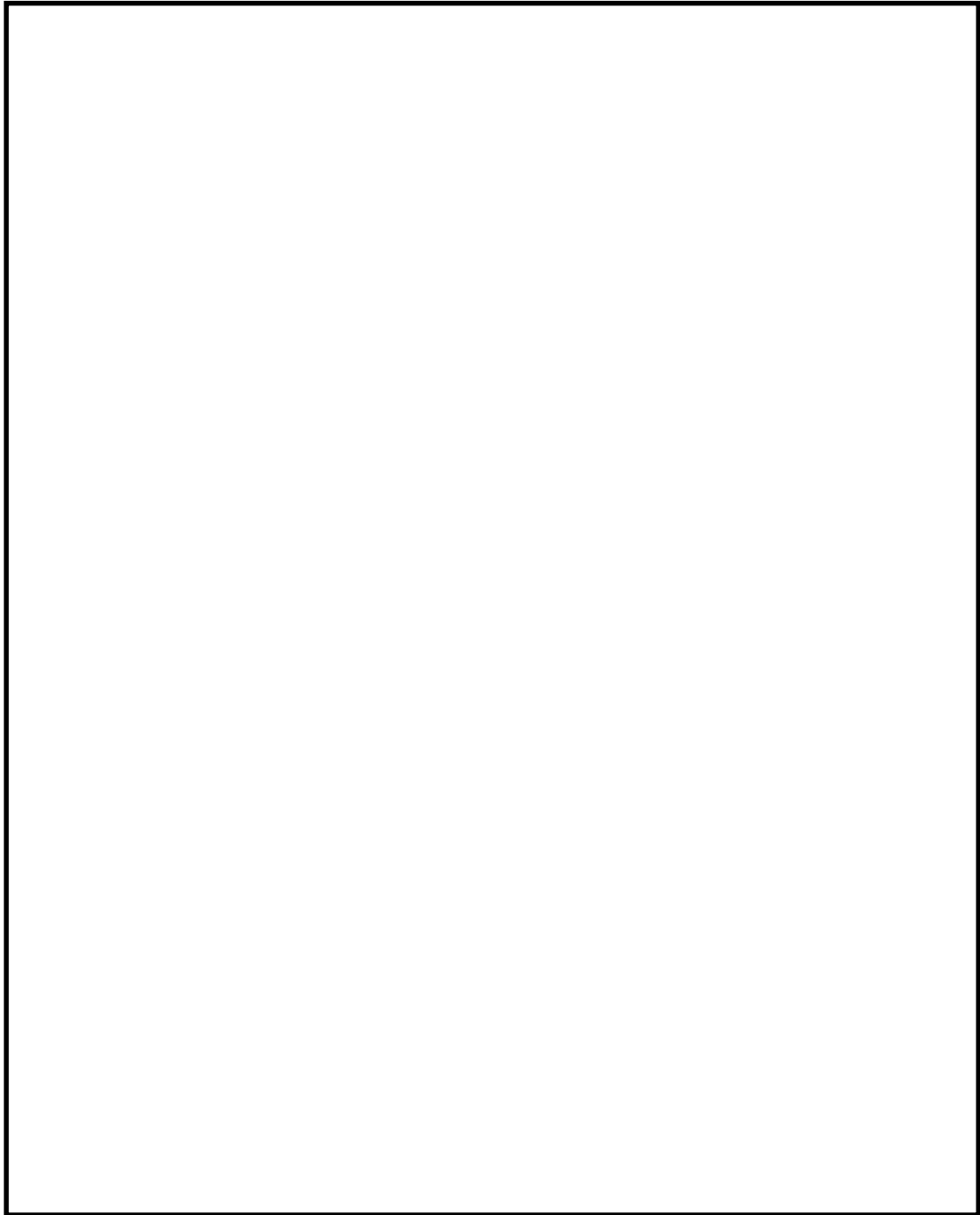
第7図 ドブプラ係数

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。

制御棒クラスタ落下開始から全ストロークの  
85%挿入までの時間を 2.2 秒としている。

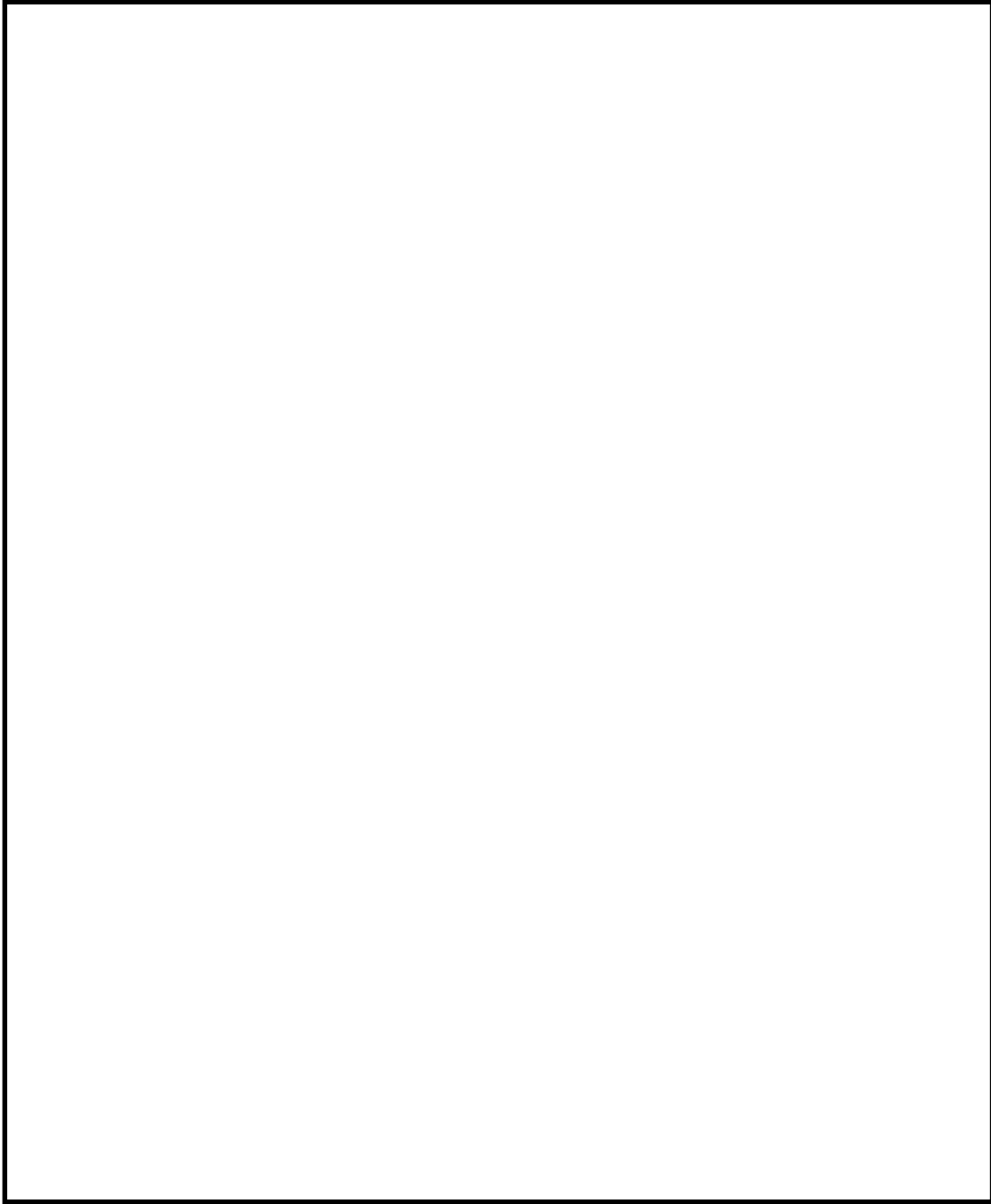


第 8 図 トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線



第9図 1次冷却材ポンプホモログス曲線(1/2)

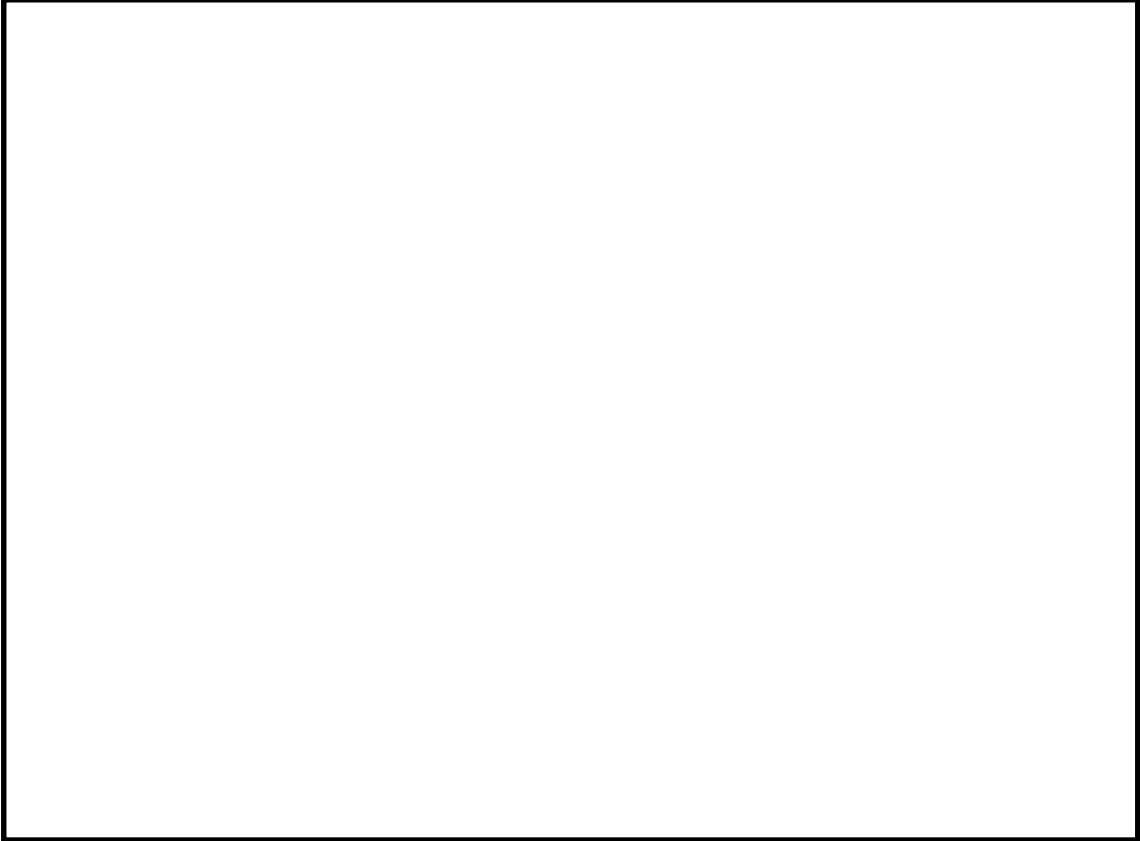
枠囲いの内容は、商業機密に属しますので公開できません。



第9図 1次冷却材ポンプホモロガス曲線(2/2)

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 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  
ますので公開できません。

### 川内 1 / 2 号炉及び玄海 3 / 4 号炉 設備比較（解析条件）について

4 ループプラントと 3 ループプラントについては、ループ数の違い、炉心熱出力等の違いはあるものの、1 次冷却系減圧、炉心注水、原子炉格納容器冷却・減圧等を実施する設備に差はなく、ループ依存性はない。

よって、先行 3 ループプラントと同様の方法で重大事故等対策の有効性評価を実施している。

今回、4 ループプラントである玄海 3 / 4 号炉と 3 ループプラントである川内 1 / 2 号炉における設備の比較及び重大事故等対策の有効性評価に使用した解析条件の比較を実施した（表 1 参照）。

その結果は以下のとおりであり、重大事故等対策の有効性に差があるものではない。

玄海 3 / 4 号炉と川内 1 / 2 号炉の設備を比較したところ、重大事故等対策に必要な機器の種類、設置台数はほぼ同様であり、容量も概ね出力に見合ったものとなっている。

一部の機器については、川内 1 / 2 号炉に比べ玄海 3 / 4 号炉の方が出力に対する設備容量が小さく、有効性評価における各種パラメータの推移や結果に有意な差が生じるものがあるが、玄海 3 / 4 号炉についても、有効性評価ガイドに示される判断基準を十分に満足している。

表1 川内1/2号炉及び玄海3/4号炉 設備比較(解析条件)(1/12)

区分	川内1/2号炉	玄海3/4号炉	比率 (GN34/SN12)	備考
ループ数	3ループ	4ループ		
炉心熱出力	100% (2,652MWt) × 1.02	100% (3,411MWt) × 1.02	約 1.29	
1次系圧力	15.41 + 0.21MPa[gage]	15.41 + 0.21MPa[gage]		
1次冷却材平均温度	302.3 + 2.2	307.1 + 2.2		
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定) (標準値)	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定) (標準値)		玄海3/4号炉では、玄海3号炉においてMOX燃料の装荷があることから、ウラン燃料及びMOX燃料の装荷を考慮した炉心崩壊熱を使用。対策の有効性を確認する観点から、重大事故等対策の実施時間等を考慮した燃料の崩壊熱を使用。
核パラメータ	減速材温度係数(初期) - 13pcm /	減速材温度係数(初期) - 16pcm /		「原子炉停止機能喪失」における減速材温度係数の初期値については、運転状態に応じた設定が可能である。 玄海3/4号炉： 実機の値に余裕を考慮し設定。 川内1/2号炉： 保守的に仮想的な炉心状態を想定し、実機の値に余裕を考慮して設定。 添付資料2.5.4、添付資料2.5.13 添付資料2.5.14 なお、玄海3号炉ではMOX燃料の装荷があることから、減速材温度係数の初期値を実機の値に余裕を考慮し - 19pcm / に設定している。 添付資料2.5.10
	ドップラ特性 ウラン燃料平衡炉心を代表するドップラ特性(標準値)	ドップラ特性 ウラン燃料平衡炉心のドップラ特性(標準値) 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(標準値)		玄海4号炉はウラン燃料、玄海3号炉ではMOX燃料の装荷があることから、各燃料の装荷を考慮したドップラ特性を使用。

\*：玄海3/4号炉(GN34)と川内1/2号炉(SN12)の炉心熱出力及び設備容量に対する項目について「比率(GN34/SN12)」を記載している。  
ただし、設備容量がポンプ注入特性のように幅を持っている項目については同条件での比較ができないことから「比率(GN34/SN12)」に「」を記載している。

表1 川内1/2号炉及び玄海3/4号炉 設備比較(解析条件)(2/12)

区 分	川内1/2号炉	玄海3/4号炉	比率 (GN34/SN12)	備 考
1次系体積	264m <sup>3</sup>	342m <sup>3</sup>	約1.30	出力比に見合った1次系体積を有していることから、解析結果に有意な差を与えることはない。
余熱除去系統 連絡ライン構成	低圧部	高圧部		「インターフェイスシステム LOCA」においては、玄海3/4号炉は系統構成上破損側余熱除去系統の影響が当該系統に収まることから、事象収束に当たりもう一方の余熱除去系統を使用できる(健全な状態を確保できる)。一方、川内1/2号炉は系統構成上破損側余熱除去系統の影響がもう一方の系統にも影響がでることから、事象収束に当たり余熱除去系統を使用できない。したがって、余熱除去系統の使用可否により、事象進展が少し異なる。 付録1 図1 図2.8.10、図2.8.12

\* : 玄海3/4号炉(GN34)と川内1/2号炉(SN12)の炉心熱出力及び設備容量に対する項目について「比率(GN34/SN12)」を記載している。

ただし、設備容量がポンプ注入特性のように幅を持っている項目については同条件での比較ができないことから「比率(GN34/SN12)」に「 」を記載している。

表1 川内1/2号炉及び玄海3/4号炉 設備比較(解析条件)(3/12)

区 分	川内1/2号炉	玄海3/4号炉	比率 (GN34/SN12)	備 考
1次冷却系減圧	加圧器逃がし弁 個数：2個 吹き出し容量：95t/h(1個当たり) 作動設定値： <input type="text"/> MPa[gage]	加圧器逃がし弁 個数：2個 吹き出し容量：95t/h(1個当たり) 作動設定値： <input type="text"/> MPa[gage]	1	玄海3/4号炉は川内1/2号炉に比べ、加圧器逃がし弁の容量が出力比に対して小さく、1次系の減圧が促進されにくい傾向となる。 付録2 図2.1.5
	加圧器安全弁 個数：3個 吹き出し容量：157t/h(1個当たり) 作動設定値： 開開始圧力 <input type="text"/> MPa[gage]	加圧器安全弁 個数：3個 吹き出し容量：190t/h(1個当たり) 作動設定値： 開開始圧力 <input type="text"/> MPa[gage]	約1.21	加圧器安全弁の容量については差があるものの、加圧器安全弁の容量を長期的に超えて放出されることがないことから、解析結果に有意な差を与えることはない。 ただし、「原子炉停止機能喪失」においては、玄海3/4号炉は川内1/2号炉に比べ、加圧器安全弁の容量が出力比に対して小さく、1次系圧力が高めに推移する傾向となる。 付録4 図2.5.9、図2.5.21

\*：玄海3/4号炉(GN34)と川内1/2号炉(SN12)の炉心熱出力及び設備容量に対する項目について「比率(GN34/SN12)」を記載している。

ただし、設備容量がポンプ注入特性のように幅を持っている項目については同条件での比較ができないことから「比率(GN34/SN12)」に「」を記載している。

表1 川内1/2号炉及び玄海3/4号炉 設備比較(解析条件)(4/12)

区 分	川内1/2号炉	玄海3/4号炉	比率 (GN34/SN12)	備 考
炉心注水	蓄圧タンク 保持圧力：4.04MPa[gage] 保有水量：29.0m <sup>3</sup> (1基当たり)×3基	蓄圧タンク 保持圧力：4.04MPa[gage] 保有水量：26.9m <sup>3</sup> (1基当たり)×4基	約1.24 (約1.39)	出力比に見合った蓄圧タンクの保有水量を確保していることから、解析結果に有意な差を与えることはない。 付録5 図2.6.5、図2.6.7 図2.6.9、図2.6.11 図2.6.12、図2.6.13 図2.6.15、図2.6.17 図2.6.19、図2.6.21 図2.6.22、図2.6.23 図2.6.25、図2.6.27 図2.6.29、図2.6.31 図2.6.32、図2.6.33

\*：玄海3/4号炉(GN34)と川内1/2号炉(SN12)の炉心熱出力及び設備容量に対する項目について「比率(GN34/SN12)」を記載している。

ただし、設備容量がポンプ注入特性のように幅を持っている項目については同条件での比較ができないことから「比率(GN34/SN12)」に「」を記載している。

：LOCA(低温側配管破断)時においては破断ループの蓄圧タンクによる炉心注水に期待できないことから、比率は約1.39となる。

表1 川内1/2号炉及び玄海3/4号炉 設備比較(解析条件)(5/12)

区 分	川内1/2号炉	玄海3/4号炉	比率 (GN34/SN12)	備 考
炉心注水	充てん/高圧注入ポンプ <b>【高圧注入】</b> 最大注入特性(2台): 0 m <sup>3</sup> /h~約220m <sup>3</sup> /h 0 MPa[gage]~約19.4MPa[gage] 最小注入特性(2台): 0 m <sup>3</sup> /h~約150m <sup>3</sup> /h 0 MPa[gage]~約16.9MPa[gage]	高圧注入ポンプ <b>【高圧注入】</b> 最大注入特性(2台): 0 m <sup>3</sup> /h~約360m <sup>3</sup> /h 0 MPa[gage]~約15.8MPa[gage] 最小注入特性(2台): 0 m <sup>3</sup> /h~約280m <sup>3</sup> /h 0 MPa[gage]~約13.5MPa[gage]		高圧注入の最小注入特性については、 高圧条件においては、玄海3/4号炉に 比べて川内1/2号炉の方が高圧の状 態から炉心に注水可能 低圧条件においては玄海3/4号炉の 方が川内1/2号炉に比べて、注水量が 大きい という特徴がある。「2次冷却系からの除 熱機能喪失」においては、高圧注入として 最小注入特性を使用しており、上記の特 徴から、玄海3/4号炉では事象初期の1 次系圧力上昇時に一時的に注水流量が途 切れる。 付録2 図2.1.11 また、の特徴から低圧時に炉心に持ち込 まれる注水量が玄海3/4号炉の方が川 内1/2号炉に比べ多いことから、1次系 温度の低下が早い(余熱除去系併入条件成 立が早い)。 付録2 図2.1.5、図2.1.14
	充てん/高圧注入ポンプ <b>【ブースティングあり】</b> 高圧再循環のために余熱除去ポンプに よるブースティング運転が必要。	高圧注入ポンプ <b>【ブースティングなし】</b> 高圧注入ポンプ単独で高圧再循環運 転が可能。		ブースティングの有無によって、以下のと おり事故シーケンスに相違が生じる。 <b>【原子炉格納容器の除熱機能喪失】</b> ・玄海3/4号炉：大破断LOCA時に格納容 器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能 が喪失する事故 ・川内1/2号炉：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 付録6 図2.4.14 <b>【ECCS再循環機能喪失】</b> ・玄海3/4号炉：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 ・川内1/2号炉：大破断LOCA時に低圧再 循環機能が喪失する事故

\*：玄海3/4号炉(GN34)と川内1/2号炉(SN12)の炉心熱出力及び設備容量に対する項目について「比率(GN34/SN12)」を記載している。  
 ただし、設備容量がポンプ注入特性のように幅を持っている項目については同条件での比較ができないことから「比率(GN34/SN12)」に「 」を記載している。

表1 川内1/2号炉及び玄海3/4号炉 設備比較(解析条件)(6/12)

区分	川内1/2号炉	玄海3/4号炉	比率 (GN34/SN12)	備考
炉心注水	<p>余熱除去ポンプ</p> <p>最大注入特性(2台): 0 m<sup>3</sup>/h ~ 約 1,730m<sup>3</sup>/h 0 MPa[gage] ~ 約 1.2MPa[gage]</p> <p>最小注入特性(2台): 0 m<sup>3</sup>/h ~ 約 830m<sup>3</sup>/h 0 MPa[gage] ~ 約 0.7MPa[gage] (標準値)</p>	<p>余熱除去ポンプ</p> <p>最大注入特性(2台): 0 m<sup>3</sup>/h ~ 約 2,500m<sup>3</sup>/h 0 MPa[gage] ~ 約 1.5MPa[gage]</p> <p>最小注入特性(2台): 0 m<sup>3</sup>/h ~ 約 1,010m<sup>3</sup>/h 0 MPa[gage] ~ 約 0.9MPa[gage] (設計値)</p>		<p>余熱除去ポンプの注入特性については、出力に見合った流量を確保できており、解析結果に有意な差を与えることはない。</p> <p>なお、「インターフェイスシステム LOCA」においては、玄海3/4号炉は系統構成上破損側余熱除去系統の影響が当該系統に収まることから、事象収束に当たりもう一方の余熱除去系統を使用できる(健全な状態を確保できる)。一方、川内1/2号炉は系統構成上破損側余熱除去系統の影響がもう一方の系統にも影響がでることから、事象収束に当たり余熱除去系統を使用できない。したがって、余熱除去系統の使用可否により、事象進展が少し異なる。</p> <p>付録1 図2.8.10、図2.8.12</p>
	<p>格納容器スプレイポンプによる代替再循環</p> <p>台数: 1台 流量: 200m<sup>3</sup>/h</p>	<p>格納容器スプレイポンプによる代替再循環</p> <p>台数: 1台 流量: 200m<sup>3</sup>/h</p>	1	<p>「ECCS 再循環機能喪失」において、左記条件を使用。再循環切替時点での炉心崩壊熱に相当する蒸散量を上回る流量として設定していることから、流量が同じであることが解析結果に与える影響はない。</p>
	<p>常設電動注入ポンプ</p> <p>全交流動力電源喪失: 30m<sup>3</sup>/h</p>	<p>常設電動注入ポンプ</p> <p>全交流動力電源喪失: 30m<sup>3</sup>/h</p>	1	<p>想定する漏えい流量に対して炉心損傷防止が可能な流量として設定しており、解析結果に与える影響はない。</p>

\* : 玄海3/4号炉(GN34)と川内1/2号炉(SN12)の炉心熱出力及び設備容量に対する項目について「比率(GN34/SN12)」を記載している。

ただし、設備容量がポンプ注入特性のように幅を持っている項目については同条件での比較ができないことから「比率(GN34/SN12)」に「」を記載している。



表1 川内1/2号炉及び玄海3/4号炉 設備比較(解析条件)(7/12)

区分	川内1/2号炉	玄海3/4号炉	比率 (GN34/SN12)	備考
2次冷却系	蒸気発生器 2次側保有水量：48t(1基当たり) (標準値)	蒸気発生器 2次側保有水量：50t(1基当たり) (設計値)	約1.39	蒸気発生器2次側保有水量については、川内1/2号炉に比べ玄海3/4号炉の方が大きくなっているが、解析結果に有意な差を与えることはない。
	主蒸気逃がし弁 個数：3個(ループ当たり1個) 容量：定格主蒸気流量(ループ当たり) の10%(1個当たり) 作動設定値： <input type="text"/> MPa[gage]	主蒸気逃がし弁 個数：4個(ループ当たり1個) 容量：定格主蒸気流量(ループ当たり) の10%(1個当たり) 作動設定値： <input type="text"/> MPa[gage]		出力比に見合った主蒸気逃がし弁を設置していることから、解析結果に有意な差を与えることはない。
	主蒸気安全弁 個数：15個(ループ当たり5個) 容量：定格主蒸気流量(ループ当たり) の20%(1個当たり)(標準値) 作動設定値： 開開始圧力 第1弁 <input type="text"/> MPa[gage] 第2弁 <input type="text"/> MPa[gage] 第3弁 <input type="text"/> MPa[gage]	主蒸気安全弁 個数：20個(ループ当たり5個) 容量：定格主蒸気流量(ループ当たり) の20%(1個当たり)(設計値) 作動設定値： 開開始圧力 第1弁 <input type="text"/> MPa[gage] 第2弁 <input type="text"/> MPa[gage] 第3弁 <input type="text"/> MPa[gage]		出力比に見合った主蒸気安全弁を設置していることから、解析結果に有意な差を与えることはない。
	補助給水ポンプ (タービン動：1台、電動：2台) 容量：280m <sup>3</sup> /h (蒸気発生器3基合計)	補助給水ポンプ (タービン動：1台、電動：2台) 容量：370m <sup>3</sup> /h (蒸気発生器4基合計)	約1.32	出力比に見合った補助給水流量を確保していることから、解析結果に有意な差を与えることはない。
	タービン動補助給水ポンプ 台数：1台 容量：160m <sup>3</sup> /h (蒸気発生器3基合計)	タービン動補助給水ポンプ 台数：1台 容量：200m <sup>3</sup> /h (蒸気発生器4基合計)	1.25	出力比に見合ったタービン動補助給水ポンプによる補助給水流量を確保していることから、解析結果に有意な差を与えることはない。
	多様化自動作動設備 作動設定値：蒸気発生器狭域水位7%	多様化自動作動設備 作動設定値：蒸気発生器狭域水位7%		設備条件を踏まえて左記条件について設定しており、解析結果に有意な差を与えることはない。

\*：玄海3/4号炉(GN34)と川内1/2号炉(SN12)の炉心熱出力及び設備容量に対する項目について「比率(GN34/SN12)」を記載している。

ただし、設備容量がポンプ注入特性のように幅を持っている項目については同条件での比較ができないことから「比率(GN34/SN12)」に「」を記載している。

表1 川内1/2号炉及び玄海3/4号炉 設備比較(解析条件)(8/12)

区 分	川内1/2号炉	玄海3/4号炉	比率 (GN34/SN12)	備 考
原子炉格納容器 冷却・減圧	原子炉格納容器 最高使用圧力：0.245MPa[gage] 最高使用温度：127 自由体積：80,100m <sup>3</sup>	原子炉格納容器 最高使用圧力：0.392MPa[gage] 最高使用温度：144 自由体積：72,900m <sup>3</sup>	自由体積 約0.91	玄海3/4号炉は川内1/2号炉の出力 に対して原子炉格納容器自由体積が小さいことから、「水素燃焼」における水素濃 度のピーク値が高くなる。 付録7 図1、図3.4.11
	格納容器スプレイポンプ 台数：2台 容量：最大流量 ( <input type="text"/> m <sup>3</sup> /h/台 ) (標準値)	格納容器スプレイポンプ 台数：2台 容量：最大流量 ( <input type="text"/> m <sup>3</sup> /h ) (設計値)	約1.27	「ECCS 再循環機能喪失」において燃料取 替用水タンク(ピット)の切替時間を早め るためや、「水素燃焼」においてウェット 水素濃度を高くするといった同じ目的の ために左記条件を使用しており、解析結果 に有意な差を与えることはない。

\*：玄海3/4号炉(GN34)と川内1/2号炉(SN12)の炉心熱出力及び設備容量に対する項目について「比率(GN34/SN12)」を記載している。

ただし、設備容量がポンプ注入特性のように幅を持っている項目については同条件での比較ができないことから「比率(GN34/SN12)」に「」を記載している。

表1 川内1/2号炉及び玄海3/4号炉 設備比較(解析条件)(9/12)

区 分	川内1/2号炉	玄海3/4号炉	比率 (GN34/SN12)	備 考
原子炉格納容器 冷却・減圧	格納容器再循環ユニット 基数 : 2基 除熱特性: 100 ~ 約 155 約 1.9MW ~ 約 8.1MW (1基当たり)(標準値)	格納容器再循環ユニット 基数 : 2基 除熱特性: 100 ~ 約 168 約 4.1MW ~ 約 11.2MW (1基当たり)(標準値)		出力比に見合った除熱特性を確保していることから、解析結果に有意な差を与えることはない。 付録8 図3.1.1.9、図3.1.1.10 図3.1.2.8、図3.1.2.9
	常設電動注入ポンプ 台数: 1台 容量: 140m <sup>3</sup> /h(設計値)	常設電動注入ポンプ 台数: 1台 容量: 130m <sup>3</sup> /h(標準値)	約 0.93	玄海3/4号炉は格納容器再循環ユニットダクトにダクト開放機構がなく、川内1/2号炉についてはダクト開放機構があることから、「全交流動力電源喪失」で実施している原子炉格納容器圧力及び温度の推移において、格納容器再循環ユニットの効果が出る温度条件を変更している。 付録9 図1 図2.2.27、図2.2.28
溶融炉心冷却	同上	同上	同上	スプレイ流量に差があるものの、解析結果に有意な差を与えることはない。 付録8 図3.1.1.9、図3.1.1.10 図3.1.1.11、図3.1.1.12 図3.1.2.8、図3.1.2.9
				スプレイ流量に差があるものの、解析結果に有意な差を与えることはない。 付録8 図3.5.2

\* : 玄海3/4号炉(GN34)と川内1/2号炉(SN12)の炉心熱出力及び設備容量に対する項目について「比率(GN34/SN12)」を記載している。

ただし、設備容量がポンプ注入特性のように幅を持っている項目については同条件での比較ができないことから「比率(GN34/SN12)」に「 」を記載している。

表1 川内1/2号炉及び玄海3/4号炉 設備比較(解析条件)(10/12)

区 分	川内1/2号炉	玄海3/4号炉	比率 (GN34/SN12)	備 考
水素処理	静的触媒式水素再結合装置 基数：5基 性能：1.2kg/h(1基当たり) (水素濃度4vol%、圧力0.15MPa[abs])  電気式水素燃焼装置 個数：12個 性能：約550W(1個当たり) 水素濃度8vol%(wet)で着火	静的触媒式水素再結合装置 基数：5基 性能：1.2kg/h(1基当たり) (水素濃度4vol%、圧力0.15MPa[abs])  電気式水素燃焼装置 個数：13個 容量：約550W(1個当たり) 水素濃度8vol%(wet)で着火		放射線水分解等により発生する水素を処理できる容量を確保している。

\*：玄海3/4号炉(GN34)と川内1/2号炉(SN12)の炉心熱出力及び設備容量に対する項目について「比率(GN34/SN12)」を記載している。

ただし、設備容量がポンプ注入特性のように幅を持っている項目については同条件での比較ができないことから「比率(GN34/SN12)」に「」を記載している。

表1 川内1/2号炉及び玄海3/4号炉 設備比較(解析条件)(11/12)

区 分	川内1/2号炉	玄海3/4号炉	比率 (GN34/SN12)	備 考
Cs-137 放出量	運転時間(55GWd/t) ウラン燃料 40,000 時間 装荷燃料体数 157 体	運転時間(48GWd/t) ウラン燃料 30,000 時間 MOX燃料 30,000 時間 装荷燃料体数 193 体	運転時間 0.75 装荷燃料体数 約 1.23	玄海3/4号炉では、玄海3号炉においてMOX燃料の装荷があることから、MOX燃料の運転時間についても考慮。 燃料が 玄海3/4号炉：48GWd/t燃料 川内1/2号炉：55GWd/t燃料 であることから運転時間については川内1/2号炉の方が長くなるが、装荷燃料体数が玄海3/4号炉の方が多いため、炉心内蓄積量が玄海3/4号炉の方が大きくなる。 付録8 図3.1.1.28、図3.1.1.29
	原子炉格納容器 自由体積：80,100m <sup>3</sup> 床面積：1,250m <sup>2</sup>	原子炉格納容器 自由体積：72,900m <sup>3</sup> 床面積：1,450m <sup>2</sup>	床面積/自由体積 約 1.27	玄海3/4号炉と川内1/2号炉では、原子炉格納容器自由体積に対する床面積の比が玄海3/4号炉の方が大きいため、原子炉格納容器内での沈着による低減が多くなる。 付録8 図3.1.1.28、図3.1.1.29 添付

\*：玄海3/4号炉(GN34)と川内1/2号炉(SN12)の炉心熱出力及び設備容量に対する項目について「比率(GN34/SN12)」を記載している。

ただし、設備容量がポンプ注入特性のように幅を持っている項目については同条件での比較ができないことから「比率(GN34/SN12)」に「」を記載している。

表1 川内1/2号炉及び玄海3/4号炉 設備比較(解析条件)(12/12)

区 分	川内1/2号炉	玄海3/4号炉	比率 (GN34/SN12)	備 考
Cs-137 放出量	アニュラス部体積 11,200m <sup>3</sup>	アニュラス部体積 15,300m <sup>3</sup>	約 1.37	川内1/2号炉と玄海3/4号炉のCVとアニュラス設備を踏まえアニュラス負圧達成時間を設定。アニュラス負圧達成時間については玄海3/4号炉のPCCV、川内1/2号炉のSCVといった特徴を踏まえて評価を実施している。PCCVのCV壁は厚いコンクリートであるため、CV内からアニュラス部への伝熱はほとんどなく、またアニュラス内の圧力はほとんど上昇しない。一方、SCVのCV壁は薄い鋼板であるため、CV内からアニュラス部への伝熱が大きく、アニュラス内雰囲気温度の上昇及びCV壁の膨張によるアニュラス体積の減少により、アニュラス内の圧力が上昇する。その結果、負圧達成時間については玄海3/4号炉については事象発生後の62分後に、川内1/2号炉については事象発生後の78分後となり、玄海3/4号炉の方が早い結果となる。 付録8 図3.1.1.28、図3.1.1.29
	アニュラス空気浄化設備 ファン容量：226m <sup>3</sup> /min	アニュラス空気浄化設備 ファン容量：100m <sup>3</sup> /min	約 0.44	

\*：玄海3/4号炉(GN34)と川内1/2号炉(SN12)の炉心熱出力及び設備容量に対する項目について「比率(GN34/SN12)」を記載している。

ただし、設備容量がポンプ注入特性のように幅を持っている項目については同条件での比較ができないことから「比率(GN34/SN12)」に「 」を記載している。

【参考】

玄海3 / 4号炉と川内1 / 2号炉の設備を比較し、設備容量等の相違による解析条件の違いが解析結果に有意な差を与えるものとして、表2の設備を抽出した。

表2の解析条件の違いに対する各事故シーケンスへの影響を評価し、表3のとおり各事故シーケンスの解析結果に有意な差を与えているものとして整理した。

なお、設備容量等の相違による解析条件の違いがあるものの、その差が解析結果に有意な差を与えていないものについても、影響を確認した。

表2 川内1 / 2号炉及び玄海3 / 4号炉 設備比較

	川内1 / 2号炉	玄海3 / 4号炉
核パラメータ (原子炉停止機能喪失における減速材 温度係数初期値)	- 13pcm /	- 16pcm /
余熱除去系統連絡ライン構成	低圧部	高圧部
圧力逃がし容量 (加圧器逃がし弁 / 安全弁容量)	加圧器逃がし弁 吹き出し容量：95t / h (1個当たり) 加圧器安全弁 吹き出し容量：157t / h (1個当たり)	加圧器逃がし弁 吹き出し容量：95t / h (1個当たり) 加圧器安全弁 吹き出し容量：190t / h (1個当たり)
充てん注入系と高圧注入系の分離設計 (SI分離設計)	充てん / 高圧注入ポンプ (CH / SIポンプ)	高圧注入ポンプ (SIポンプ)
再循環運転時のブースティング	ブースティングあり (高圧再循環のために余熱除去ポンプ によるブースティング運転が必要)	ブースティングなし (高圧注入ポンプ単独で高圧再循環運 転が可能)
原子炉格納容器の構造	鋼製格納容器 (SCV)	プレストレストコンクリート製 格納容器 (PCCV)
格納容器再循環ユニット設備	ダクト開放機構あり	ダクト開放機構なし
炉心内蓄積量 (燃料及び装荷燃料体数)	55GWd / t 157体	玄海3号炉：48GWd / t + MOX 玄海4号炉：48GWd / t 193体

表3 川内1 / 2号炉及び玄海3 / 4号炉 設備比較による各事故シーケンスへの影響

No.	事故シーケンスグループ等	核 パラメータ	余熱除去 系統連絡 ライン構成	圧力逃がし 容量	SI分離設計	再循環運転 時のブース ティング	原子炉格納 容器の構造	格納容器 再循環 ユニット設備	炉心内 蓄積量	備 考
		減速材温度 係数（初 期）の相違	低圧部 高圧部	加圧器 逃がし弁 / 安全弁容量 の相違	CH/SIポンプ SIポンプ	ブースティ ング あり なし	SCV PCCV	ダクト開放 機構 あり なし	燃料及び装 荷燃料体数 の相違	
1	2次冷却系からの除熱機能喪失									
2	全交流動力電源喪失							(長期内圧)		
3	原子炉補機冷却機能喪失									全交流動力電源喪失と同じ。
4	原子炉格納容器の除熱機能喪失									
5	原子炉停止機能喪失									
6	ECCS注水機能喪失									蓄圧タンク保有水量の相違による影響を確認した結果、解析結果に有意な差を与えることはない。
7	ECCS再循環機能喪失									再循環切替時点での炉心崩壊熱に相当する蒸散量を上回る流量として設定しているため、解析結果に与える影響はない。
8	格納容器バイパス (ISLOCA、SGTR)		(ISLOCA)							SGTRは高圧注入系により炉心注水ができ、1次系保有水量は確保できることから、設備の相違による影響はない。
9	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)									常設電動注入ポンプ及び格納容器再循環ユニットの相違による影響を確認した結果、解析結果に有意な差を与えることはない。
10	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損) (Cs-137放出量)									
11	雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)									常設電動注入ポンプ及び格納容器再循環ユニットの相違による影響を確認した結果、解析結果に有意な差を与えることはない。
12	高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気 直接加熱									
13	原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷 却材相互作用									常設電動注入ポンプの流量の相違による影響を確認した結果、解析結果に有意な差を与えることはない。
14	水素燃焼									
15	溶融炉心・コンクリート相互作用									常設電動注入ポンプの流量の相違による影響を確認した結果、解析結果に有意な差を与えることはない。

: 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 : 使用済燃料ピット崩壊熱に相当する蒸散量を上回る流量の設備により注水することから、ループ数に依存しないため、対象外とした。  
 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 : 燃料取出前のミッドループ運転中における炉心崩壊熱に相当する蒸散量を上回る流量の設備により注水することから、ループ数に依存しないため、対象外とした。  
 また、「反応度の誤投入」は、警報発信から臨界に至るまでに希釈停止操作を実施し未臨界を維持することから、ループ数に依存しないため、対象外とした。



## 川内 1 / 2 号炉及び玄海 3 / 4 号炉 設備比較（解析条件）

### 目次

- 付録 1 : 余熱除去系連絡ライン構成及び余熱除去ポンプの設備比較（解析条件）の影響
- 付録 2 : 加圧器逃がし弁、高圧注入ポンプ（充てん / 高圧注入ポンプ）の設備比較（解析条件）の影響
- 付録 3 : 加圧器逃がし弁の設備比較（解析条件）の影響
- 付録 4 : 加圧器安全弁の設備比較（解析条件）の影響
- 付録 5 : 蓄圧タンクの設備比較（解析条件）の影響
- 付録 6 : 再循環運転時のブースティング（高圧注入ポンプ（充てん / 高圧注入ポンプ））の設備比較（解析条件）の影響
- 付録 7 : 原子炉格納容器の設備比較（解析条件）の影響
- 付録 8 : 常設電動注入ポンプ、格納容器再循環ユニット他の設備比較（解析条件）の影響
- 付録 9 : 格納容器再循環ユニットの設備比較（解析条件）の影響
- 参考 1 : 高圧注入ポンプ（充てん / 高圧注入ポンプ）最小注入特性
- 参考 2 : 余熱除去ポンプ最小注入特性
- 参考 3 : 高圧注入ポンプ（充てん / 高圧注入ポンプ）及び余熱除去ポンプ最大注入特性
- 参考 4 : 「原子炉停止機能喪失」におけるドップラ特性

: 各事象における有効性評価結果については、基本ケースで比較している。

付録 1 : 余熱除去系統連絡ライン構成及び余熱除去ポンプの設備比較 (解析条件) の影響

	川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉
概略系統図		
相違点	<p>余熱除去系統の連絡ラインを低圧部に設置                  該当連絡ラインは逆止弁の上流側に設置されている。</p>	<p>余熱除去系統の連絡ラインを高圧部に設置                  該当連絡ラインは逆止弁の下流側 (原子炉格納容器内) に設置されているため、インターフェイスシステム LOCA 時に余熱除去系統の過圧範囲が片トレンに限定される。</p>

添 1.5.2-17

図 1 余熱除去系統連絡ライン構成の相違

付録 1：余熱除去系統連絡ライン構成及び余熱除去ポンプの設備比較（解析条件）の影響

「格納容器バイパス（インターフェイスシステム LOCA）」有効性評価の結果比較

評価項目	判断基準	川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉	備 考
燃料被覆管の 最高温度	1,200 以下	初期値（約 380 ）以下	初期値（約 390 ）以下	初期定常状態における燃料被覆管温度の相違。
燃料被覆管の 酸化量	酸化反応が著しくなる 前の被覆管厚さの 15%以下	当該温度条件では、酸化反 応は著しくならない。	同左	
原子炉冷却材圧力バウ ンダリにかかる圧力	最高使用圧力の 1.2 倍 （20.59MPa[gage]）	約 16.2MPa[gage]	約 16.3MPa[gage]	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を評 価する際に考慮する 1 次系において生じる圧力 損失等の相違。
安定停止状態	原子炉が安定停止状態 に導かれる時点	約 400 時間後 （低温停止状態）	約 10 時間後 （低温停止状態）	玄海 3 / 4 号炉では、IS-LOCA が発生した場合で も、系統構成の関係から余熱除去系 1 系統のみ の機能喪失となり、健全側の余熱除去系による 炉心冷却が可能である。川内 1 / 2 号炉では、 IS-LOCA が発生した場合には、2 系統の余熱除去 系が機能喪失するため、主蒸気逃がし弁を用い た蒸気発生器による除熱を継続する。

付録1：余熱除去系統連絡ライン構成及び余熱除去ポンプの設備比較（解析条件）の影響

川内原子力発電所 1 / 2号炉

玄海原子力発電所 3 / 4号炉

備 考

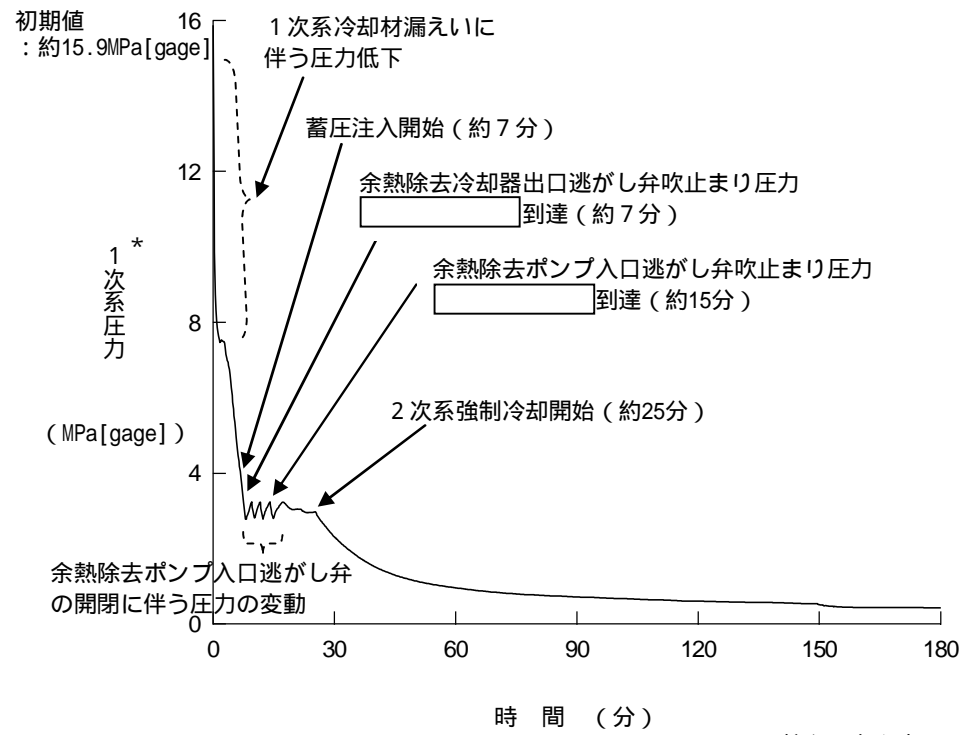


図2.8.7 1次系圧力の推移（インターフェイスシステムLOCA）

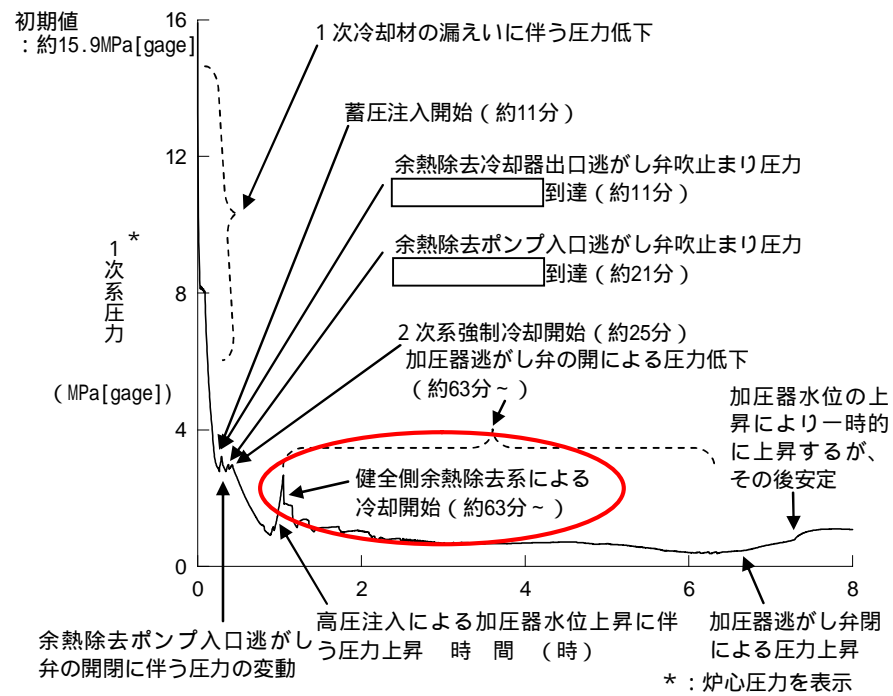


図 2.8.10 1次系圧力の推移（インターフェイスシステム LOCA）

1次系圧力の推移

系統構成上、川内1 / 2号炉については、余熱除去系からの漏えいが2系統からの漏えいとなるが、玄海3 / 4号炉では1系統からの漏えいとなる。玄海3 / 4号炉の方が川内1 / 2号炉に比べ、1次系保有水量が確保されやすい方向となり、玄海3 / 4号炉については高圧注入による加圧器水位上昇に伴い、1次系圧力が上昇している。なお、玄海3 / 4号炉については、健全側の余熱除去系による冷却が可能である。

添1.5.2-19

□内は商業機密に属するものですので公開できません

□内は商業機密に属するものですので公開できません

付録 1 : 余熱除去系統連絡ライン構成及び余熱除去ポンプの設備比較 (解析条件) の影響

川内原子力発電所 1 / 2号炉

玄海原子力発電所 3 / 4号炉

備 考

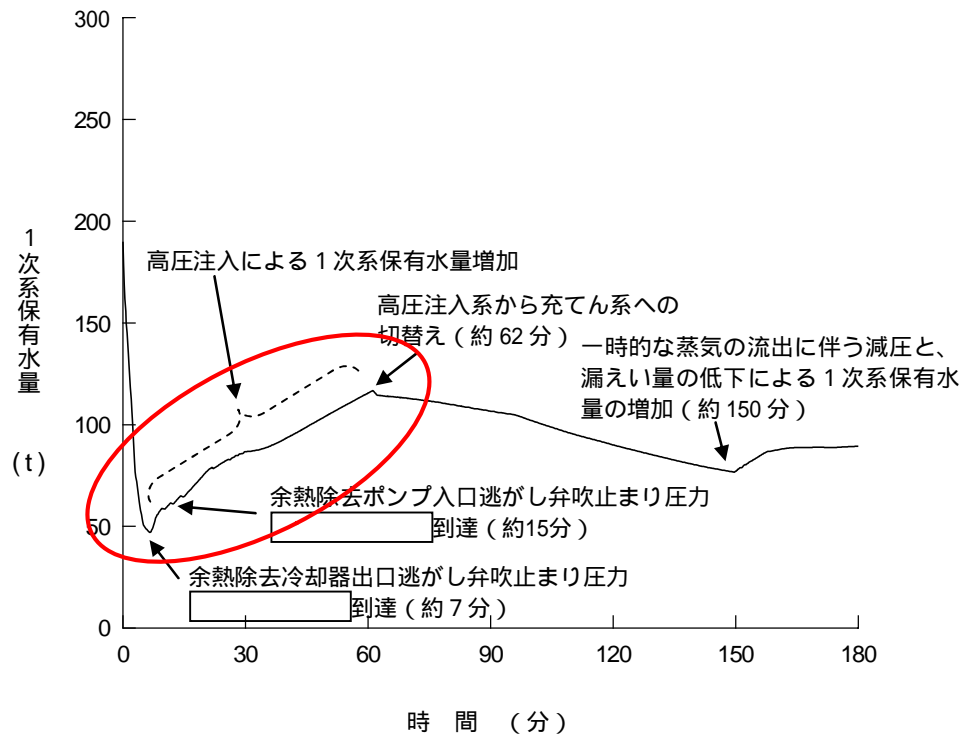


図2.8.9 1次系保有水量の推移 (インターフェイスシステムLOCA)

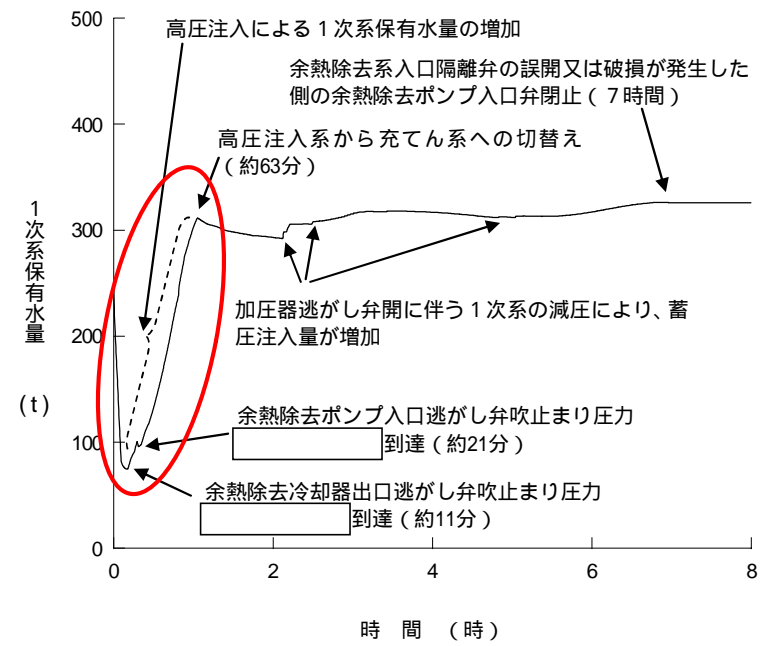


図 2.8.12 1次系保有水量の推移 (インターフェイスシステム LOCA)

1次系保有水量の推移

系統構成上、川内1/2号炉については、余熱除去系からの漏えいが2系統からの漏えいとなるが、玄海3/4号炉では1系統からの漏えいとなる。玄海3/4号炉の方が川内1/2号炉に比べ、1次系保有水量が確保されやすい方向となる。

添1.5.2-20

内は商業機密に属するものですので公開できません

内は商業機密に属するものですので公開できません

付録 2 : 加圧器逃がし弁、高圧注入ポンプ（充てん / 高圧注入ポンプ）の設備比較（解析条件）の影響

「2次冷却系からの除熱機能喪失」有効性評価の結果比較

評価項目	判断基準	川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉	備 考
燃料被覆管の 最高温度	1,200 以下	初期値（約 380 ）以下	初期値（約 390 ）以下	初期定常状態における燃料被覆管温度の相違。
燃料被覆管の 酸化量	酸化反応が著しくなる 前の被覆管厚さの 15%以下	当該温度条件では、酸化反 応は著しくならない。	同左	
原子炉冷却材圧力バウ ンダリにかかる圧力	最高使用圧力の 1.2 倍 （20.59MPa[gage]）	約 16.7MPa[gage]	約 16.8MPa[gage]	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を評 価する際に考慮する 1 次系において生じる圧力 損失等の相違。
安定停止状態	原子炉が安定停止状態 に導かれる時点	約 19.8 時間後 （低温停止状態）	約 9.2 時間後 （低温停止状態）	1 次系圧力の低下挙動については大きく異なら ないが、1 次系圧力が低圧時においては、玄海 3 / 4 号炉の高圧注入ポンプの方が川内 1 / 2 号炉の充てん / 高圧注入ポンプに比べて流量が 大きいことから、1 次系温度の低下が早まり余 熱除去系併入条件成立が早まる。

付録 2 : 加圧器逃がし弁、高圧注入ポンプ ( 充てん / 高圧注入ポンプ ) の設備比較 ( 解析条件 ) の影響

川内原子力発電所 1 / 2 号炉

玄海原子力発電所 3 / 4 号炉

備 考

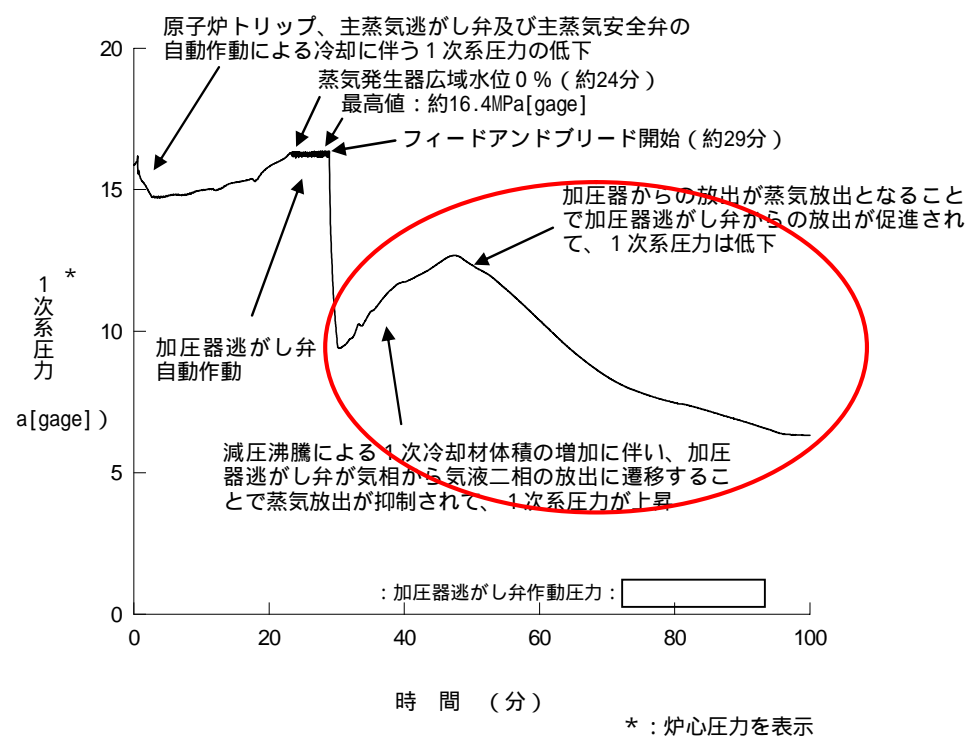


図2.1.4 1次系圧力の推移

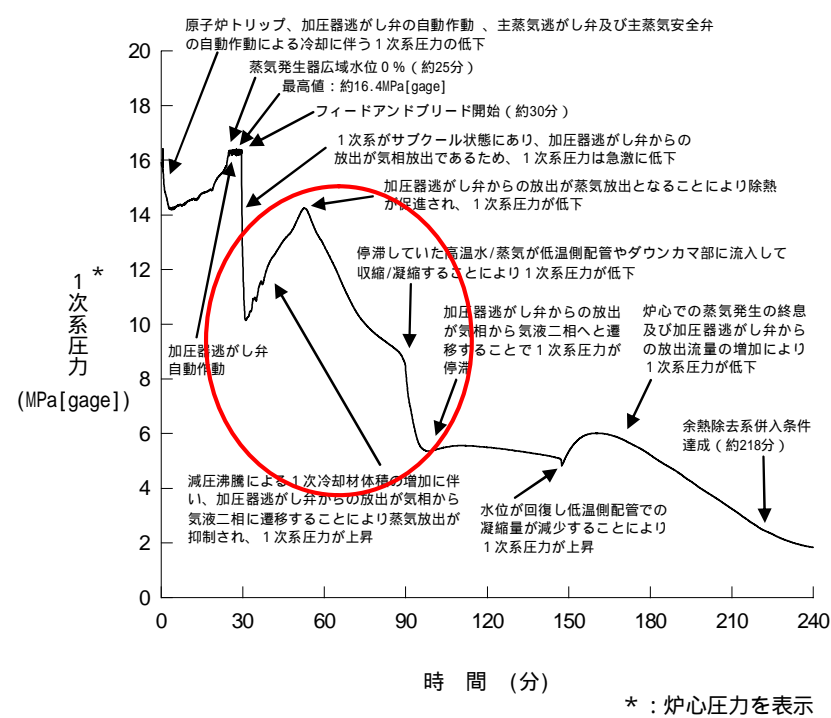


図 2.1.5 1次系圧力の推移

**1次系圧力の推移**  
 玄海 3 / 4 号炉は川内 1 / 2 号炉に比べ、加圧器逃がし弁の容量が出力比に対して小さく、1次系の減圧が促進されにくい傾向となる。その後は、玄海 3 / 4 号炉の低圧時の注水量が多く炉心での蒸気発生量が抑えられるため、玄海 3 / 4 号炉の方が川内 1 / 2 号炉に比べ早く減圧していく。

添 1.5.2-22

[ ] 内は商業機密に属するものですので公開できません

[ ] 内は商業機密に属するものですので公開できません

付録2：加压器逃がし弁、高圧注入ポンプ（充てん／高圧注入ポンプ）の設備比較（解析条件）の影響

川内原子力発電所 1 / 2号炉

玄海原子力発電所 3 / 4号炉

備 考

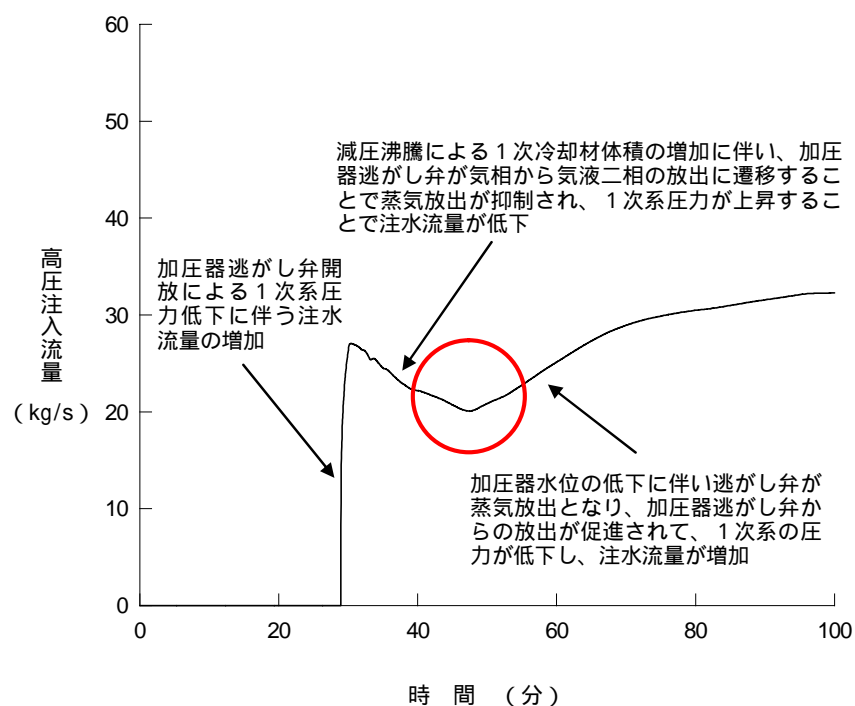


図2.1.10 高圧注入流量の推移

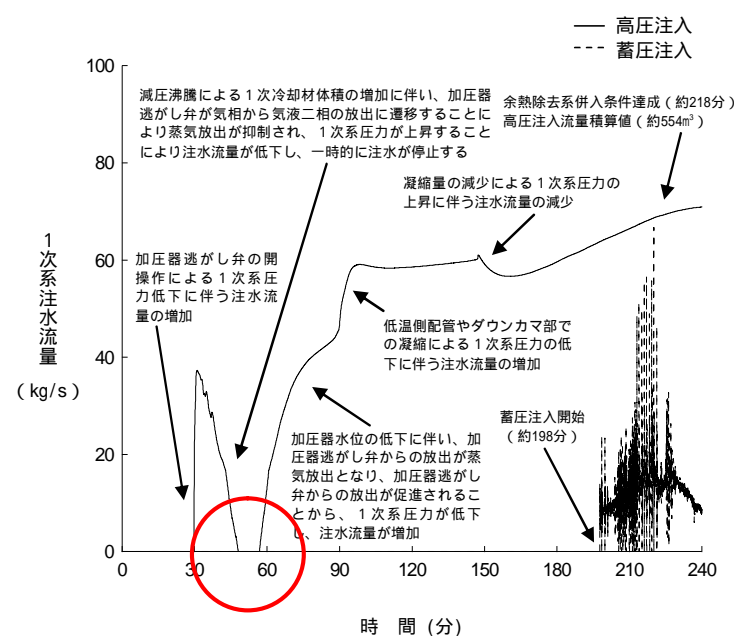


図 2.1.11 1次系注水流量の推移

1次系注水流量の推移

川内1 / 2号炉と玄海3 / 4号炉の高圧注入特性の相違から、玄海3 / 4号炉においては、事象発生約40分後から加压器逃がし弁からの流況が二相放出に変わり1次系圧力が高圧注入ポンプの締切圧力以上に上昇した際に、一時的に炉心注水ができなくなる。一方、川内1 / 2号炉の1次系圧力は高圧注入ポンプの締切圧力以下を推移するため、継続して炉心注水される。



付録2：加圧器逃がし弁、高圧注入ポンプ（充てん／高圧注入ポンプ）の設備比較（解析条件）の影響

川内原子力発電所 1 / 2号炉

玄海原子力発電所 3 / 4号炉

備 考

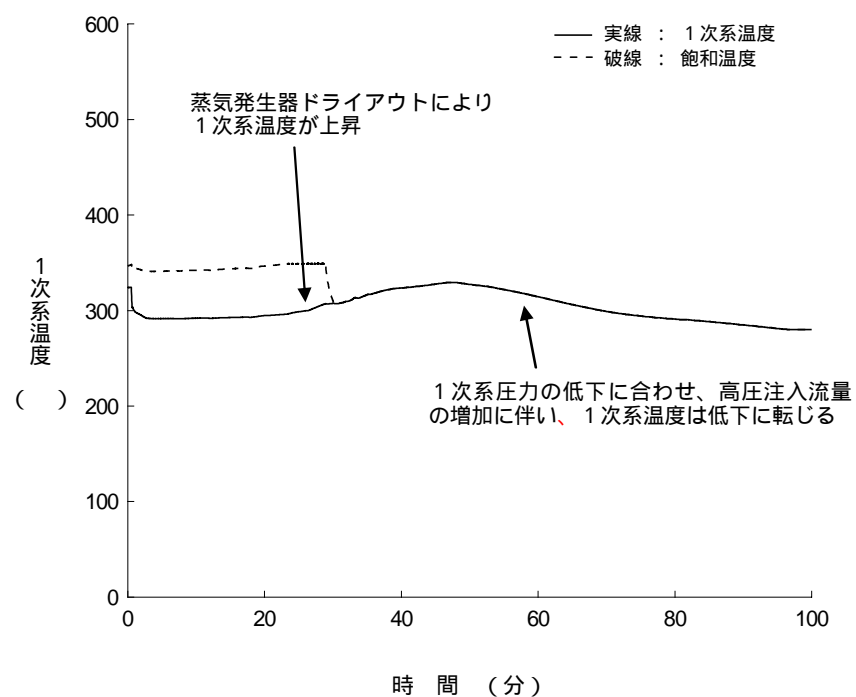


図2.1.13 1次系温度の推移

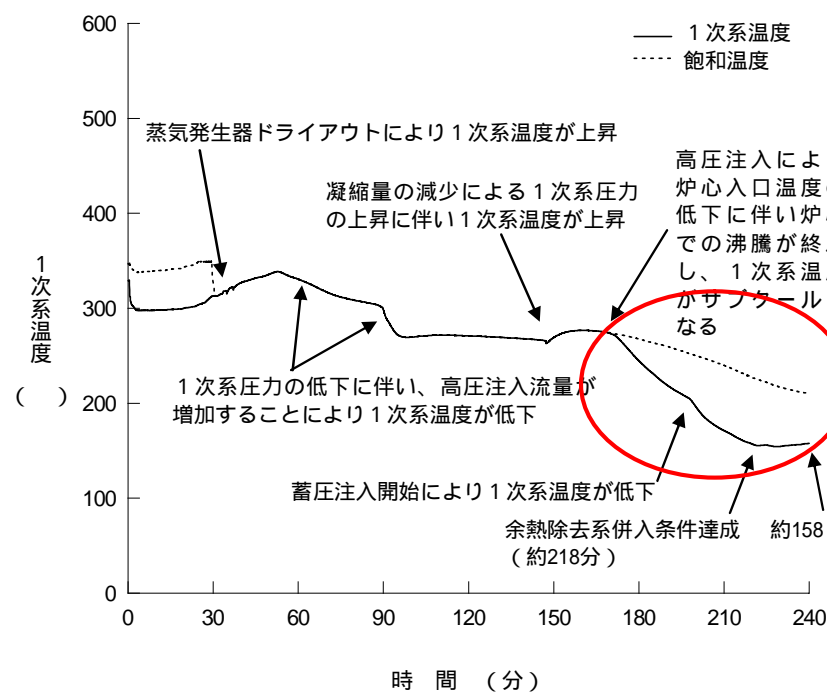


図2.1.14 1次系温度の推移

1次系温度の推移

玄海3 / 4号炉の高圧注入特性は、1次系圧力が低圧時の注水量が多いため、事象発生後の160分後以降、炉心での沸騰が終息し、1次冷却材がサブクール状態となることで冷却が促進され、1次系温度は川内1 / 2号炉に比べて早く低下していく。

付録 3 : 加圧器逃がし弁の設備比較 ( 解析条件 ) の影響

「 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱 」 有効性評価の結果比較

評価項目	判断基準	川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉	備 考
1次系圧力	原子炉容器破損までに 2.0MPa[gage]以下	約 1.4MPa[gage]	約 1.8MPa[gage]	玄海 3 / 4号炉は川内 1 / 2号炉に比べ、加圧器逃がし弁の容量が出力比に対して小さく、1次系の減圧が促進されにくい傾向となり、原子炉容器破損時点の1次系圧力が高くなる傾向となる。

付録3：加圧器逃がし弁の設備比較（解析条件）の影響

川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉	備 考
<p style="text-align: center;">*：加圧器逃がしタンク圧力（内圧）と、原子炉格納容器圧力（外圧）を監視し、ラプチャディスクの作動する内外圧の差に到達したときに原子炉格納容器へ蒸気が放出</p> <p style="text-align: center;">図 3.2.1 1次系圧力の推移</p>	<p style="text-align: center;">崩壊熱が低下し2次系除熱により減圧するが、2次系水位が低下して伝熱管が露出すると再び圧力は上昇する</p> <p style="text-align: center;">加圧器逃がしタンクラプチャディスク作動に伴う原子炉格納容器への蒸気放出（約1.7時間）</p> <p style="text-align: center;">2次系除熱で崩壊熱を除去しきれないため圧力は上昇する</p> <p style="text-align: center;">原子炉容器下部ヘッドの水と熔融炉心が反応した際の蒸気による加圧</p> <p style="text-align: center;">図 3.2.1 1次系圧力の推移</p>	<p><u>1次系圧力の推移</u>          玄海3 / 4号炉は川内1 / 2号炉に比べ、加圧器逃がし弁の容量が出力比に対して小さく、1次系の減圧が促進されにくい傾向となり、原子炉容器破損時点の1次系圧力が高くなる傾向となる。</p>

## 高圧溶融物放出 / 格納容器雰囲気直接加熱の防止に関する不確かさの整理について

## 1．解析コードに関する不確かさの整理

高圧溶融物放出（HPME：High Pressure Melt Ejection、以下、HPME と称す。） / 格納容器雰囲気直接加熱（DCH：Direct Containment Heating、以下、DCH と称す。）の防止に関して、解析モデルに関する不確かさの整理を行った。

HPME / DCH 防止の有効性を評価するに当たって、評価事故シーケンスとしては、1次系が高圧条件である「外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故」を選定している。この評価事故シーケンスにおける事象進展は次のとおりである。炉心損傷後に1次系強制減圧（加圧器逃がし弁開放）を行い、その後は、蓄圧タンク圧力以下まで減圧した時点で、蓄圧注入が開始され、蓄圧タンク圧力とともに緩やかに低下する。その後、溶融炉心が下部プレナムへ落下し始め、溶融炉心と冷却水の相互作用（原子炉容器内 FCI）により発生した水蒸気により過渡的に加圧されるが、加圧器逃がし弁は開放されており、速やかに減圧し、原子炉容器破損の時点で1次系圧力は2.0MPa[gage]を下回る。

上記の事象進展において、原子炉容器破損の時点での1次系圧力に影響する要因としては、

- ・加圧器逃がし弁及び蓄圧タンクによる圧力変化
- ・下部プレナム部での溶融炉心と冷却水の相互作用（原子炉容器内 FCI）
- ・原子炉容器の破損時期

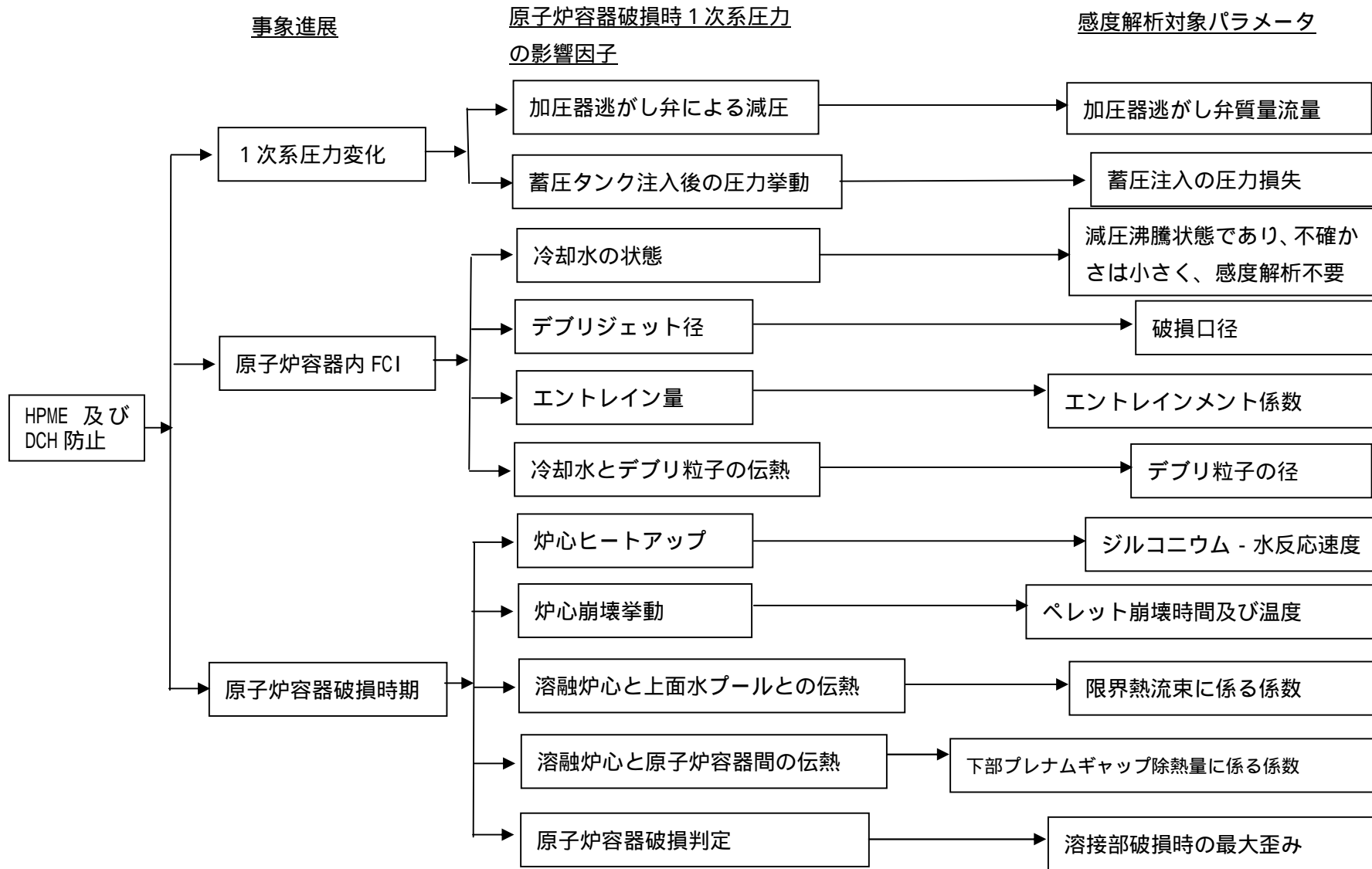
であり、それぞれについて不確かさの整理を行った。図1にHPME / DCH 防止に関連する原子炉容器破損の時点での1次系圧力に影響する事象進展、影響因子、感度解析対象パラメータについて整理した流れ図を示す。また、表1に原子炉容器破損時の1次系圧力の不確かさに関する整理結果を示す。これらの不確かさの組合せを考慮（表2及び表3参照）しても原子炉容器破損の時点で1次系圧力が2.0MPa[gage]を下回ることを確認している（図2参照）。

## 2．重大事故等対策の有効性評価における不確かさの整理

重大事故等対策の有効性評価においては、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を実施し、原子炉容器破損時点の1次系圧力が2.0MPa[gage]以下であることを確認している。

ここで、解析条件の不確かさを考慮し実施した蓄圧タンク保持圧力を最確条件とした場合の感度解析、1次系強制減圧（加圧器逃がし弁開放）操作が早くなる場合の感度解析、操作時間余裕の把握にて実施した1次系強制減圧（加圧器逃がし弁開放）操作が遅くなる場合の感度解析の結果について、図3から図5に示す。感度解析の結果、不確かさを考慮しても原子炉容器破損時点の1次系圧力は2.0MPa[gage]以下を下回ることを確認している。

付録3：加圧器逃がし弁の設備比較（解析条件）の影響



添1.5.2-28

図1 HPME 及び DCH 防止における不確かさに関する流れ図

付録3：加圧器逃がし弁の設備比較（解析条件）の影響

表1 HPME 及び DCH 防止の不確かさに関する整理結果（1 / 2）

影響因子	実機での実現象	解析上の取扱い	感度解析条件
加圧器逃がし弁による圧力変化	加圧器逃がし弁開によって、1次冷却水が放出され、その過程で1次系が減圧沸騰すると想定される。	サブクールから二相状態まで適用可能な臨界流モデル及び臨界流にならない場合は差圧に基づく質量流量を計算するモデルを使用して評価される。	加圧器逃がし弁質量流量
蓄圧タンクによる圧力変化	過熱炉心に蓄圧タンク水が注入されるため、水蒸気発生によって1次系圧力が上昇し、1次系圧力が上昇すると蓄圧注入が停止することを繰り返すと想定される。	蓄圧タンク内圧と1次系圧力の差圧に基づき計算される注入流量と状態方程式により求められる蓄圧タンク内圧によって評価される。	蓄圧注入の圧力損失
冷却水の状態	1次系強制減圧によって、冷却水は減圧沸騰すると想定される。	一般的な質量及びエネルギー保存則に基づいて評価される。	減圧沸騰状態であり、不確かさは小さく、感度解析不要
溶融ジェットの落下径	溶融炉心によって下部クラストが破損し、下部炉心支持板の開口部に沿って、溶融炉心が下部プレナムに落下すると想定される。	ジェット径は下部炉心支持板の開口部面積を等価直径として入力。	破損口径
デブリ粒子の生成割合	デブリジェット径が大きいため、水中に落下する溶融炉心の内、エントレインされる部分はジェットの表面近傍に限られると想定される。	逆円錐型のデブリジェットに対して、Ricou-Spalding 相関式によって評価される。	エントレインメント係数
冷却水とデブリ粒子の伝熱	デブリ粒子から水へ膜沸騰伝熱及び輻射熱伝達から伝熱量が決まる。	デブリ粒子から水へ膜沸騰伝熱及び輻射熱伝達による熱流束によって評価される。	デブリ粒子の径

付録3：加圧器逃がし弁の設備比較（解析条件）の影響

表1 HPME 及び DCH 防止の不確かさに関する整理結果（2 / 2）

影響因子	実機での実現象	解析上の取扱い	感度解析条件
炉心ヒートアップ	炉心露出状態において、崩壊熱及び燃料被覆管酸化反応によって炉心の温度が上昇すると想定される。	炉心露出状態において、崩壊熱及び燃料被覆管酸化反応によって炉心の温度上昇が評価される。	ジルコニウム - 水反応速度
炉心崩壊挙動	燃料被覆管が酸化反応によって脆化し、燃料ペレットが崩壊して流路に堆積すると想定される。	炉心の温度履歴に応じて、燃料ペレットが崩壊した状態として評価される。	ペレット崩壊時間及び温度
溶融炉心と上面水プールとの伝熱	溶融プール、クラスト、金属層の上に粒子ベッドが堆積し、蓄圧注入水が断続的に炉心に注入されるものの、注入量は限られるため、粒子ベッドはいずれ溶融すると想定される。	粒子ベッド状の発熱体に対する限界熱流束によって評価される。	限界熱流束に係る係数
溶融炉心と原子炉容器間の伝熱	原子炉容器がクリープしているため、溶融炉心の下部クラストと原子炉容器の間にギャップが生じ、そのギャップに水が浸入して冷却されるが、注入量は限られるため、原子炉容器はいずれ破損すると想定される。	溶融炉心と原子炉容器の間のギャップでの限界熱流束に係る係数を入力。	下部プレナムギャップ除熱量に係る係数
原子炉容器破損判定	貫通部のせん断応力、貫通部の歪み、原子炉容器本体のクリープ等によって原子炉容器が破損すると想定される。	貫通部のせん断応力、貫通部の歪み、原子炉容器本体のクリープ損傷割合等から原子炉容器破損が評価される。	溶接部破損時の最大歪み

付録 3 : 加圧器逃がし弁の設備比較 (解析条件) の影響

表 2 解析条件

(圧カスパイクが大きくなるケース : 感度解析パラメータの組み合わせケース 1)

項目	ベースケース	感度解析 パラメータの 組み合わせ ケース 1	設定根拠
加圧器逃がし弁質量 流量	設計値 (下限値)	設計値 (下限値)	プラント設計に基づく値
蓄圧注入系流動抵抗 係数	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	プラント設計に基づく値の 50%増
破損口の初期径	<input type="checkbox"/> m	<input type="checkbox"/> m	クラスト破損面積が 小さい場合を想定
エントレインメント 係数	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	当該変数推奨範囲の最大値
粒子径ファクタ	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	当該変数推奨範囲の最小値
ジルコニウム - 水反 応速度の係数	1 倍	2 倍	燃料被覆管表面積に基づく値の 2 倍
<input type="checkbox"/> 時間で炉心崩壊に 至る場合の炉心温度	<input type="checkbox"/> K	<input type="checkbox"/> K	燃料ペレットが崩壊する時間を 早めるように設定
限界熱流束にかかる 係数	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	水への熱伝達が制限される値
下部プレナムギャッ プの除熱量にかかる 係数	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	溶融炉心と下部プレナム が接触
溶接部破損時の最大 歪み	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	実験の不確かさを大幅に上回る 設定として、1/10 倍

個別の感度解析では、加圧器逃がし弁質量流量の不確かさは小さいこと、実際の弁流量は設計値 (下限値) 以上、上限値は設計値 (下限値) + 10% 以下となるように設計していることから、設計値 (下限値) + 10% としている。この感度解析結果は、1 次系圧力の低下を促進する方向の結果となっていることから、ベースケースの値としている。

内は商業機密に属するものですので公開できません



付録3：加圧器逃がし弁の設備比較（解析条件）の影響

表3 解析条件

（圧カスパイクが小さくなるケース：感度解析パラメータの組み合わせケース2）

項目	ベースケース	感度解析 パラメータの 組み合わせ ケース2	設定根拠
加圧器逃がし弁質量 流量	設計値 (下限値)	設計値 (下限値)	プラント設計に基づく値
蓄圧注入系流動抵抗 係数	<input type="text"/>	<input type="text"/>	プラント設計に基づく値
破損口の初期径	<input type="text"/> m	<input type="text"/> m	下部炉心支持板の 水力等価直径相当
エントレインメント 係数	<input type="text"/>	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最小値
粒子径ファクタ	<input type="text"/>	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最大値
ジルコニウム - 水反 応速度の係数	1 倍	1 倍	燃料被覆管表面積に基づく値
<input type="text"/> 時間で炉心崩壊に 至る場合の炉心温度	<input type="text"/> K	<input type="text"/> K	当該変数推奨範囲の最確値
限界熱流束にかかる 係数	<input type="text"/>	<input type="text"/>	水への熱伝達が制限される値
下部プレナムギャッ プの除熱量にかかる 係数	<input type="text"/>	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最確値
溶接部破損時の最大 歪み	<input type="text"/>	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最確値

内は商業機密に属するものですので公開できません

付録 3 : 加圧器逃がし弁の設備比較 (解析条件) の影響

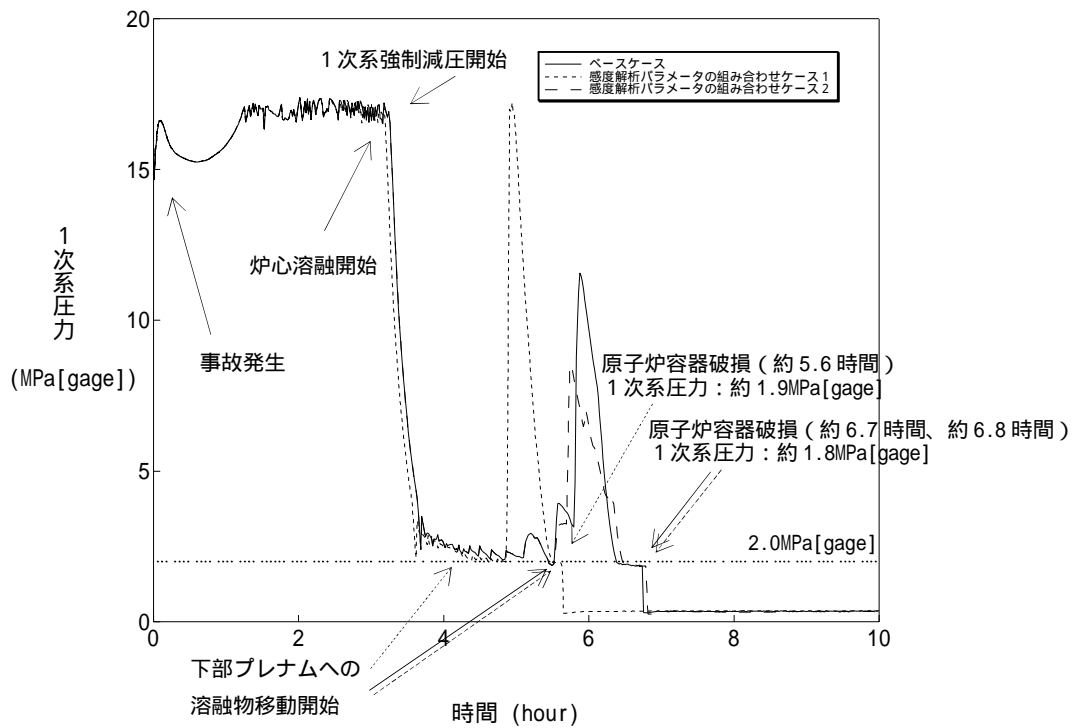


図 2 感度解析パラメータの組合せ

付録3：加圧器逃がし弁の設備比較（解析条件）の影響

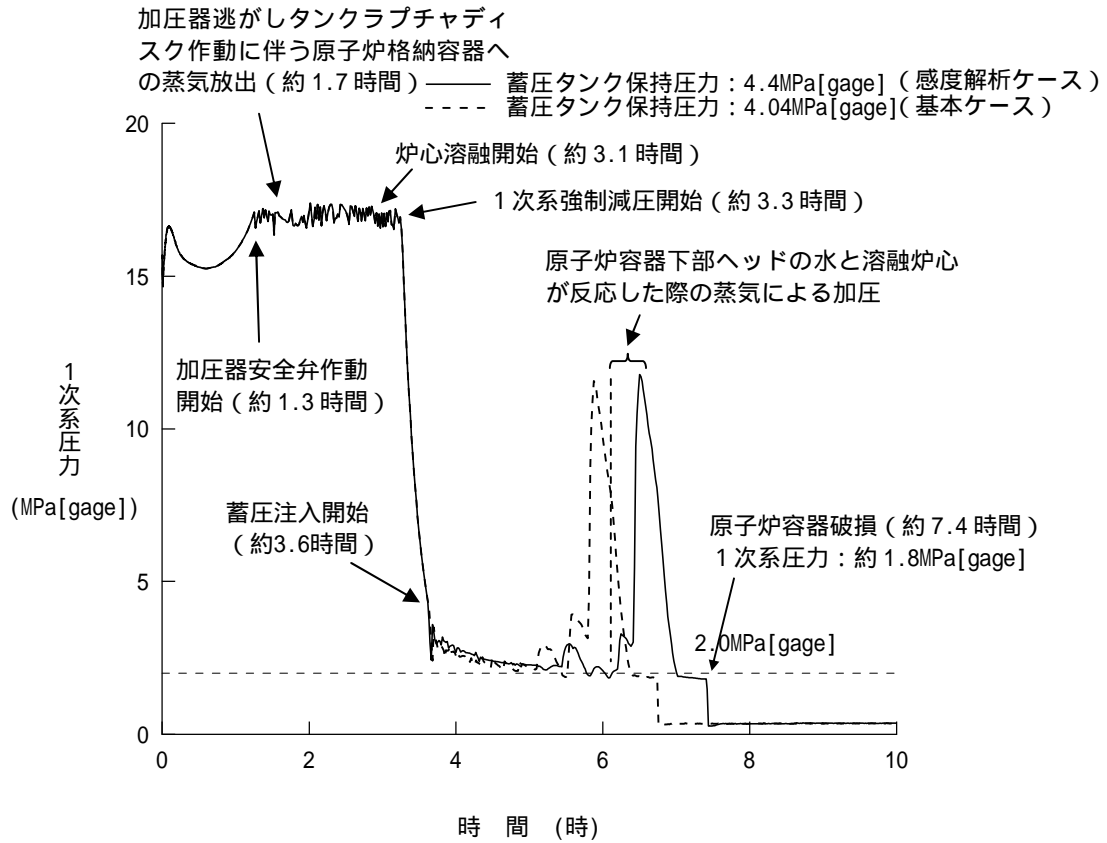


図3 1次系圧力の推移（蓄圧タンク保持圧力の影響確認）

付録 3：加圧器逃がし弁の設備比較（解析条件）の影響

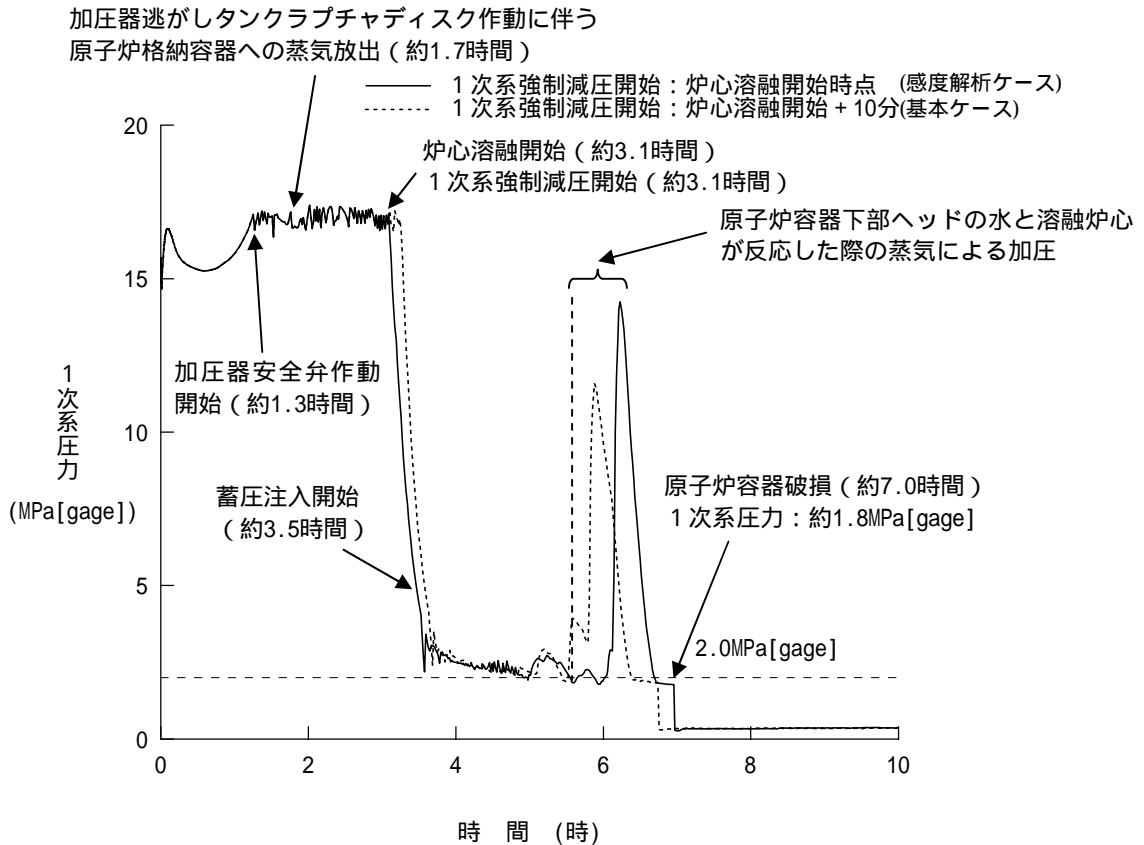


図 4 1次系圧力の推移（加圧器逃がし弁開放操作開始が早くなる場合）

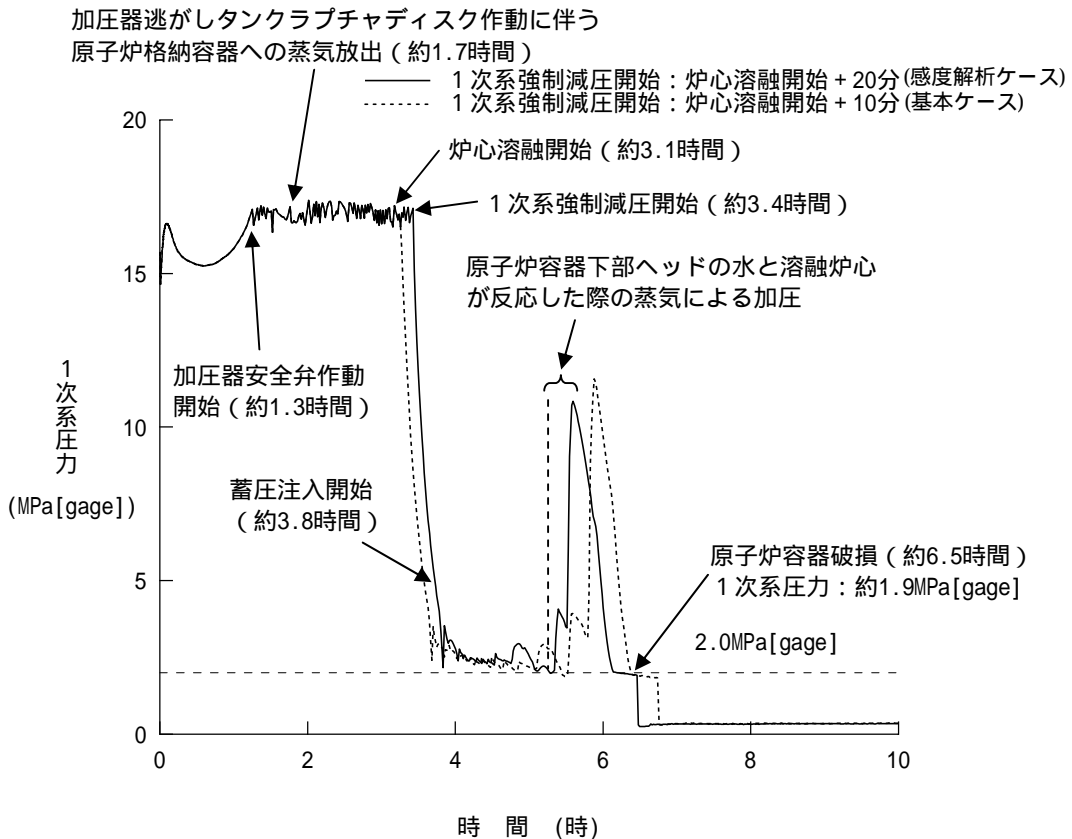


図 5 1次系圧力の推移（加圧器逃がし弁開放操作開始が遅くなる場合）

## 付録3：加圧器逃がし弁の設備比較（解析条件）の影響

### 蓄圧注入の圧力損失について

#### 1. 概要

HPME / DCH 防止における不確かさの整理にて抽出したパラメータである蓄圧注入の圧力損失に関して、蓄圧タンク出口配管の流動抵抗はプラント設計値に基づき設定しているため不確かさは小さいと考えられるが、1次系圧力挙動に影響を与えるため、その感度を確認している。

流動抵抗係数をベースケースではプラント設計値に基づく値（最確値）、感度解析ケースとしてプラント設計値に基づく値に対して50%増加させた値を用いているが、以下に解析条件として設定した蓄圧注入ラインの流動抵抗係数の設定方法等について述べる。

#### 2. 蓄圧タンク出口配管構成

蓄圧タンクから低温側配管までは図1に示す配管構成で接続されており、配管、エルボ、電動弁1台及び逆止弁2台等から構成されている。蓄圧タンクからのほう酸水が低温側配管に注入される際に、配管内にほう酸水が通過することから配管抵抗が生じることとなる。蓄圧タンクはA～Dの4基において、それぞれ低温側配管までのレイアウトが若干異なることから、注入時に4基の蓄圧タンクの注入流量を均等にするために、各ループが同じ流動抵抗係数になるように設計している。

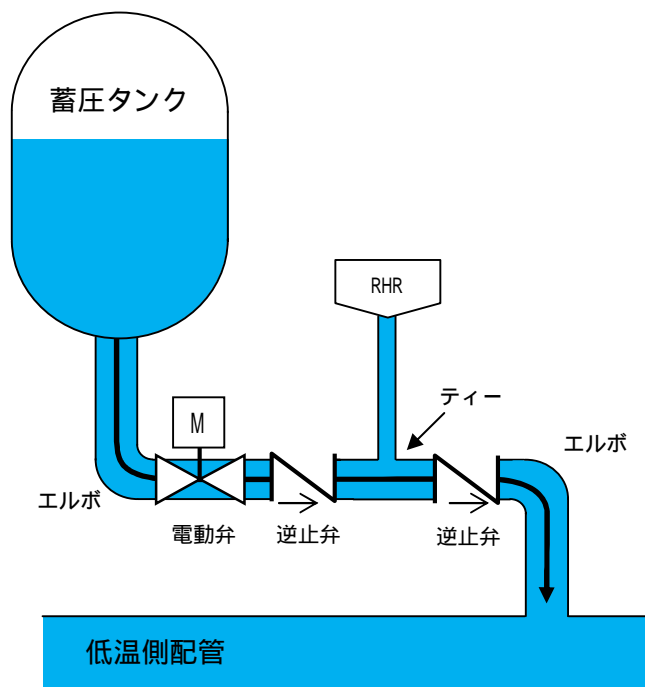


図1 蓄圧タンク出口配管模式図

### 付録 3：加圧器逃がし弁の設備比較（解析条件）の影響

#### 3．流動抵抗係数の設定方法

配管の流動抵抗係数は、配管の摩擦係数  $f$ 、配管長さ  $L$  と配管直径  $D$  の関係から以下で与えられる。

$$\text{流動抵抗係数} = \sum f \frac{L}{D}$$

##### a．ベースケースにおける流動抵抗係数

4 ループプラントにおける蓄圧タンク出口から低温側配管までの設計値として、配管の摩擦係数  $f$  については配管内径等から算出した値、配管長さ  $L$  と配管直径  $D$  の比である等価直管長  $L/D$  については抵抗の大きさを示す無次元数であり、配管、エルボ、電動弁及び逆止弁等の配管形状や弁種類を考慮し、各配管の要素で区間を区切り、その区間における各々の  $L/D$  値を算出し合計した値を設定し、流動抵抗係数を算出している。

上記より算出した結果、流動抵抗係数  $f \times (L/D)$  は  となり、ベースケースでは流動抵抗係数  を解析条件として設定している。

##### b．感度解析ケースにおける流動抵抗係数

ベースケースの流動抵抗係数の設定は、前述 a 項のとおりであるが、流動抵抗係数を算出するためのパラメータには不確かさを有していることから、プラント設計に基づく経験から設計上の配慮として、流動抵抗係数に対して幅  % を考慮している。よって、流動抵抗係数の設計上の幅としては  ~  となる。

このため、流動抵抗係数は設計上  % の幅を考慮しているため、感度解析ケースではこれを十分上回る値である 50% 増加させた流動抵抗係数  ( =   $\times$  1.5 ) を解析条件として設定している。

なお、試運転時において、蓄圧タンクの放水試験を実施しており、流動抵抗係数はベースケースの設定値に対して 10% 以内に収まっている。

#### 4．まとめ

DCH の解析では設計値に基づく値をベースケースとして設定し、感度解析ケースでは設計上考慮した幅を十分上回る値を設定し影響を確認している。このため、玄海 3 / 4 号炉においても蓄圧注入の流動抵抗による 1 次系圧力挙動に対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さい。

付録4：加圧器安全弁の設備比較（解析条件）の影響

「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）」有効性評価の結果比較

評価項目	判断基準	川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉	備 考
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力	最高使用圧力の1.2倍 (20.59MPa[gage])	約18.5MPa[gage]	約18.6MPa[gage]	玄海3 / 4号炉は川内1 / 2号炉に比べ、加圧器安全弁の容量が出力比に対して小さく、1次系圧力が高めに推移する傾向となる。
燃料被覆管の最高温度	1,200 以下	約360	同左	
燃料被覆管の酸化量	酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下	当該温度条件では、酸化反応は著しくならない。	同左	
安定停止状態	原子炉が安定停止状態に導かれる時点	約18.3時間後 (低温停止状態)	約21.5時間後 (低温停止状態)	ほう酸タンクのほう素濃度等が異なることから、川内1 / 2号炉と玄海3 / 4号炉で評価結果の差異が生じる。

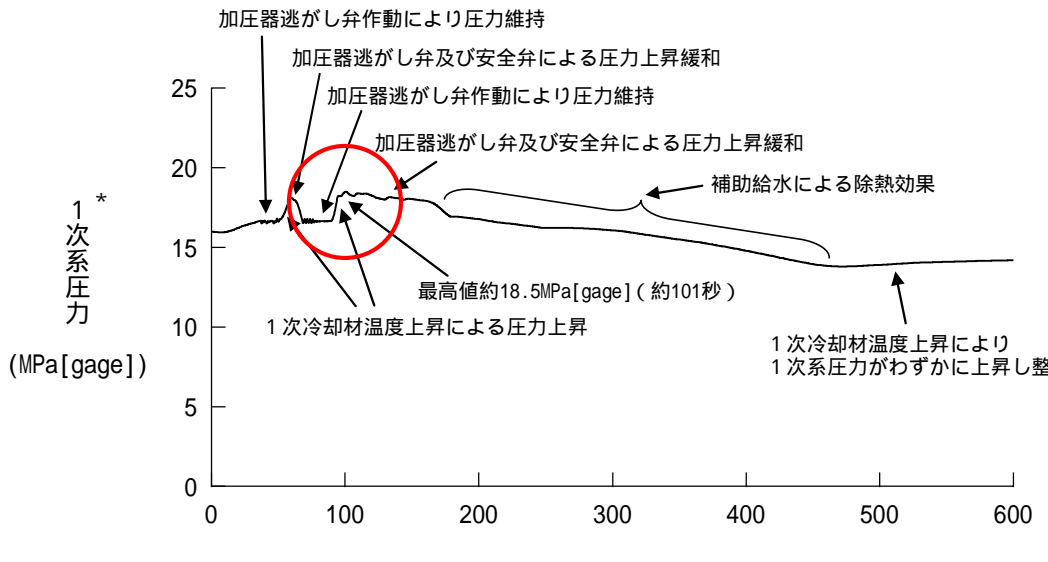
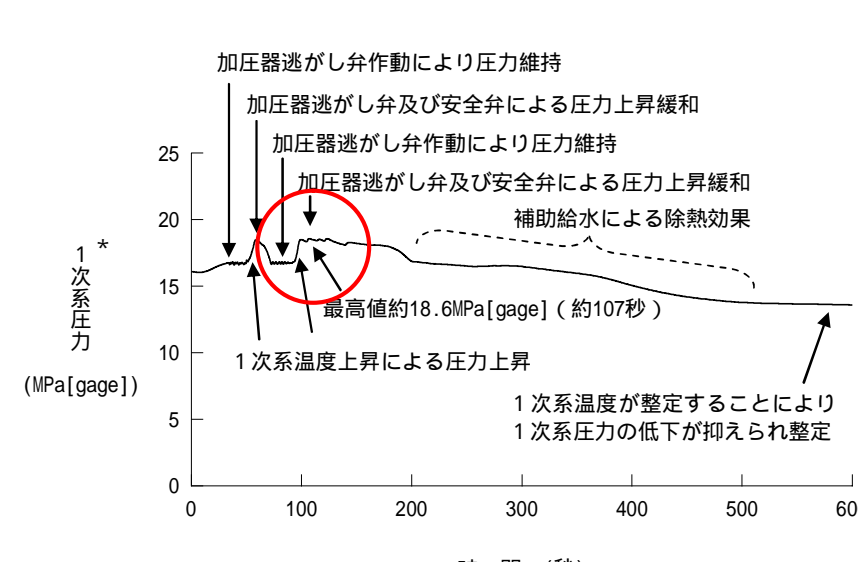
付録4：加圧器安全弁の設備比較（解析条件）の影響

「原子炉停止機能喪失（負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）」有効性評価の結果比較

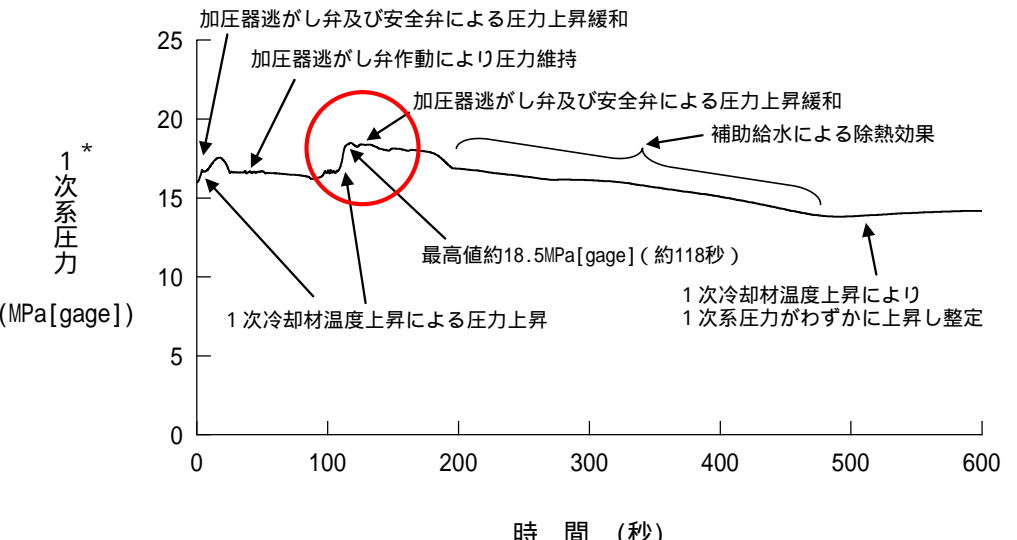
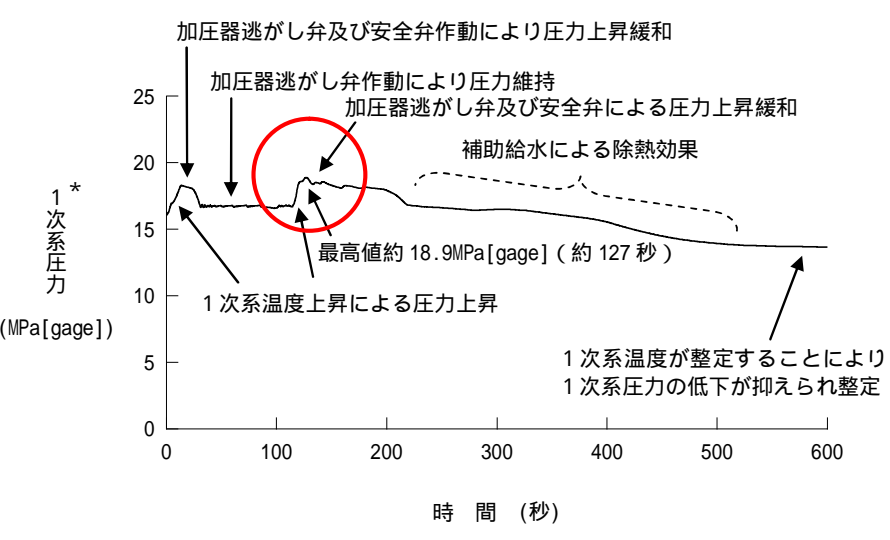
評価項目	判断基準	川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉	備 考
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力	最高使用圧力の1.2倍 (20.59MPa[gage])	約18.5MPa[gage]	約18.9MPa[gage]	玄海3 / 4号炉は川内1 / 2号炉に比べ、加圧器安全弁の容量が出力比に対して小さく、1次系圧力が高めに推移する傾向となる。
燃料被覆管の最高温度	1,200 以下	約360	同左	
燃料被覆管の酸化量	酸化反応が著しくなる前の被覆管厚さの15%以下	当該温度条件では、酸化反応は著しくならない。	同左	
安定停止状態	原子炉が安定停止状態に導かれる時点	約18.3時間後 (低温停止状態)	約21.5時間後 (低温停止状態)	ほう酸タンクのほう素濃度等が異なることから、川内1 / 2号炉と玄海3 / 4号炉で評価結果の差異が生じる。



付録4：加圧器安全弁の設備比較（解析条件）の影響

川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉	備 考
 <p>1次系圧力 (MPa[gage])</p> <p>時間 (秒)</p> <p>*：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</p> <p>図2.5.8 1次系圧力の推移（主給水流量喪失）</p>	 <p>1次系圧力 (MPa[gage])</p> <p>時間 (秒)</p> <p>*：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</p> <p>図 2.5.9 1次系圧力の推移 （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）</p>	<p>1次系圧力の推移 玄海3 / 4号炉は川内1 / 2号炉に比べ、加圧器安全弁の容量が出力比に対して小さく、1次系圧力が高めに推移する傾向となる。</p>

付録4：加圧器安全弁の設備比較（解析条件）の影響

川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉	備 考
 <p>1次系圧力 (MPa[gage])</p> <p>時間 (秒)</p> <p>*：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</p> <p>図2.5.20 1次系圧力の推移（負荷の喪失）</p>	 <p>1次系圧力 (MPa[gage])</p> <p>時間 (秒)</p> <p>*：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</p> <p>図 2.5.21 1次系圧力の推移 （負荷の喪失時に原子炉トリップ機能が喪失する事故）</p>	<p>1次系圧力の推移 玄海3 / 4号炉は川内1 / 2号炉に比べ、加圧器安全弁の容量が出力比に対して小さく、1次系圧力が高めに推移する傾向となる。</p>

付録5：蓄圧タンクの設備比較（解析条件）の影響

「ECCS注水機能喪失」有効性評価の結果比較（6 inch 破断）

評価項目	判断基準	川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉	備 考
燃料被覆管の 最高温度	1,200 以下	初期値（約 380 ）以下	約 581	ループシール解除のタイミングが玄海3 / 4号炉の方が川内1 / 2号炉に比べ遅いこと、破断に伴う減圧が玄海3 / 4号炉の方が川内1 / 2号炉に比べ遅いことから、蓄圧注入のタイミングが異なることで、炉心露出の有無に差異あり。
燃料被覆管の 酸化量	酸化反応が著しくなる 前の被覆管厚さの 15%以下	当該温度条件では、酸化反 応は著しくならない。	0.1%未満	
原子炉冷却材圧力バウ ンダリにかかる圧力	最高使用圧力の1.2倍 (20.59MPa[gage])	約 16.2MPa[gage]	約 16.3MPa[gage]	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を評価する際に考慮する1次系において生じる圧力損失等の相違。
安定停止状態	原子炉が安定停止状態 に導かれる時点	約 3.1 時間後 ( 低圧再循環に切替えるこ とにより低温停止状態に移 行できる )	約 2.9 時間後 ( 低圧再循環に切替えるこ とにより低温停止状態に移 行できる )	再循環切替水位到達時間については、事象発生後 60 分時点の注水量及び注水流量を基に評価を実施していることから、川内1 / 2号炉と玄海3 / 4号炉で評価結果の相違が生じる。

付録 5 : 蓄圧タンクの設備比較 ( 解析条件 ) の影響

「ECCS 注水機能喪失」有効性評価の結果比較 ( 4 inch 破断 )

評価項目	判断基準	川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉	備 考
燃料被覆管の 最高温度	1,200 以下	約 731	約 891	ループシール解除のタイミングが玄海 3 / 4号炉の方が川内 1 / 2号炉に比べ遅いこと、破断に伴う減圧が玄海 3 / 4号炉の方が川内 1 / 2号炉に比べ遅いことから、蓄圧注入のタイミングが異なることで、炉心露出及び炉心再冠水のタイミングに差異あり。
燃料被覆管の 酸化量	酸化反応が著しくなる 前の被覆管厚さの 15%以下	約 0.1%	約 1.7%	
原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力	最高使用圧力の 1.2 倍 ( 20.59MPa[gage] )	約 16.2MPa[gage]	約 16.3MPa[gage]	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を評価する際に考慮する 1 次系において生じる圧力損失等の相違。
安定停止状態	原子炉が安定停止状態 に導かれる時点	約 3.6 時間後 ( 低圧再循環に切替えることにより低温停止状態に移行できる )	約 3.3 時間後 ( 低圧再循環に切替えることにより低温停止状態に移行できる )	再循環切替水位到達時間については、事象発生後 60 分時点の注水量及び注水流量を基に評価を実施していることから、川内 1 / 2号炉と玄海 3 / 4号炉で評価結果の相違が生じる。

付録 5 : 蓄圧タンクの設備比較 ( 解析条件 ) の影響

「ECCS 注水機能喪失」有効性評価の結果比較 ( 2 inch 破断 )

評価項目	判断基準	川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉	備 考
燃料被覆管の 最高温度	1,200 以下	約 496	初期値 ( 約 390 ) 以下	玄海 3 / 4号炉は、川内 1 / 2号炉に比べて 1 次冷却材体積が大きいことにより、相対的に破断サイズが小さくなることから、解析期間中にループシールの形成・解除が生じず、炉心露出の有無に差異あり。
燃料被覆管の 酸化量	酸化反応が著しくなる 前の被覆管厚さの 15% 以下	0.1% 未満	当該温度条件では、酸化反 応は著しくならない。	
原子炉冷却材圧力バウ ンダリにかかる圧力	最高使用圧力の 1.2 倍 ( 20.59MPa[gage] )	約 16.2MPa[gage]	約 16.3MPa[gage]	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を評価する際に考慮する 1 次系において生じる圧力損失等の相違。
安定停止状態	原子炉が安定停止状態 に導かれる時点	約 7.0 時間後 ( 低圧再循環に切替えること により低温停止状態に移 行できる )	約 7.2 時間後 ( 低圧再循環に切替えること により低温停止状態に移 行できる )	再循環切替水位到達時間については、事象発生後 180 分時点の注水量及び注水流量を基に評価を実施していることから、川内 1 / 2号炉と玄海 3 / 4号炉で評価結果の相違が生じる。

付録5：蓄圧タンクの設備比較（解析条件）の影響

川内原子力発電所 1 / 2号炉

玄海原子力発電所 3 / 4号炉

備 考

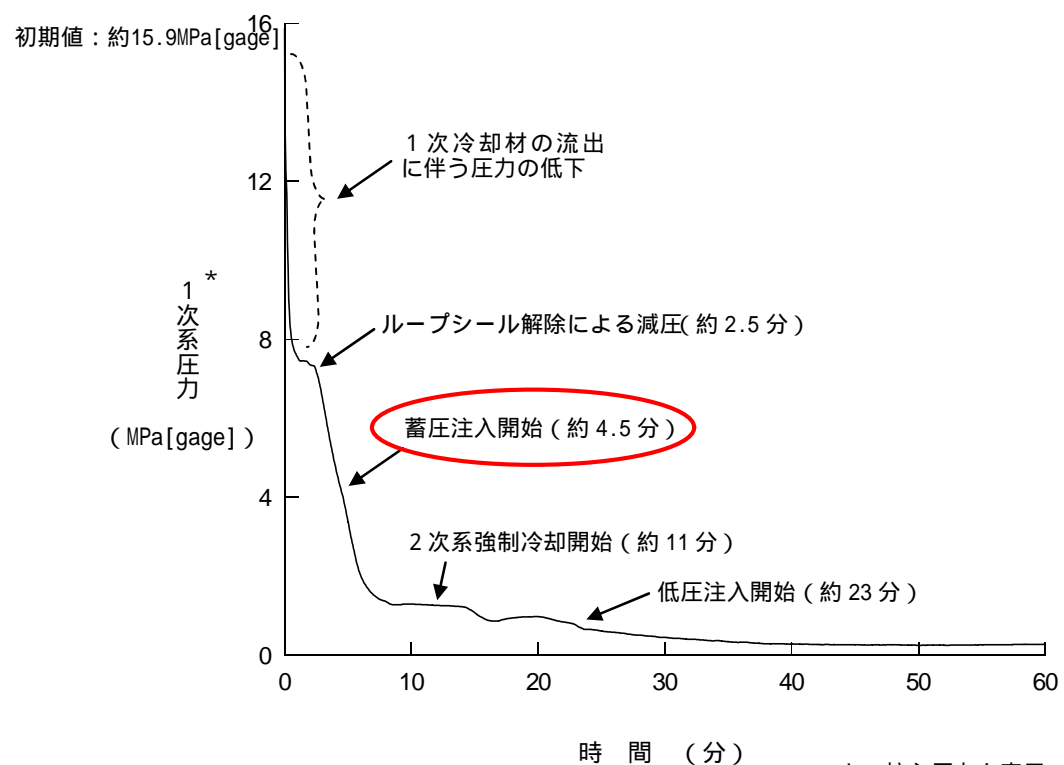


図 2.6.4 1次系圧力の推移（6インチ破断）

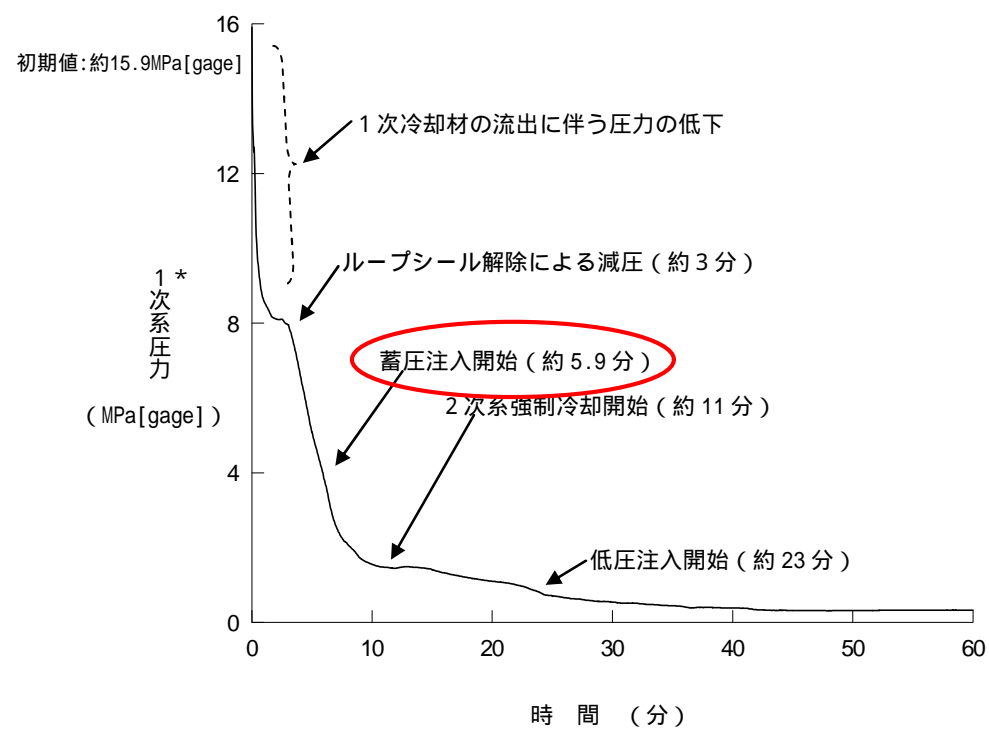


図 2.6.5 1次系圧力の推移（6 inch 破断）

1次系圧力の推移  
 ループシール解除のタイミングが玄海3 / 4号炉の方が川内1 / 2号炉に比べ遅いこと、破断に伴う減圧が玄海3 / 4号炉の方が川内1 / 2号炉に比べ遅いことから、蓄圧注入のタイミングが異なる。

付録5：蓄圧タンクの設備比較（解析条件）の影響

川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉	備 考
<p>1次系圧力の変化に応じた蓄圧タンクからの断続的な注水</p> <p>— 実線 : 蓄圧注入系 - - - 破線 : 低圧注入系</p> <p>蓄圧注入開始 (約 4.5分)</p> <p>低圧注入開始 (約 23分)</p> <p>ECCS注水流量 (kg/s)</p> <p>時間 (分)</p> <p>図 2.6.6 ECCS注水流量の推移 (6インチ破断)</p>	<p>1次系圧力の変化に応じた蓄圧タンクからの断続的な注水</p> <p>— 蓄圧注入 - - - 低圧注入</p> <p>蓄圧注入開始 (約 5.9分)</p> <p>低圧注入開始 (約 23分)</p> <p>ECCS注水流量 (kg/s)</p> <p>時間 (分)</p> <p>図 2.6.7 ECCS注水流量の推移 (6 inch 破断)</p>	<p>ECCS注水流量の推移</p> <p>ループシール解除のタイミングが玄海3 / 4号炉の方が川内1 / 2号炉に比べ遅いこと、破断に伴う減圧が玄海3 / 4号炉の方が川内1 / 2号炉に比べ遅いことから、蓄圧注入のタイミングが異なる。</p>

付録5：蓄圧タンクの設備比較（解析条件）の影響

川内原子力発電所 1 / 2号炉

玄海原子力発電所 3 / 4号炉

備 考

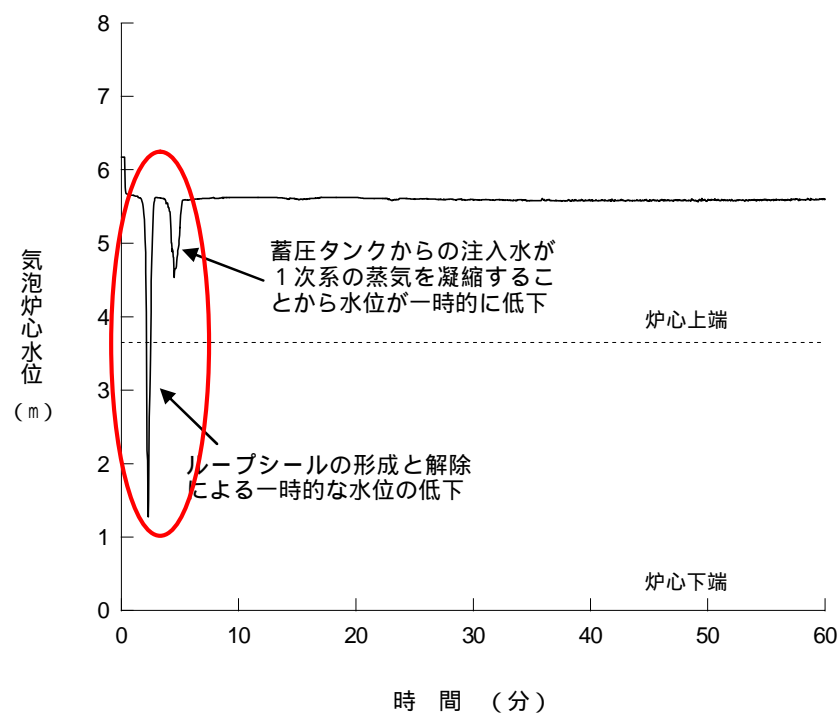


図 2.6.8 気泡炉心水位の推移（6 インチ破断）

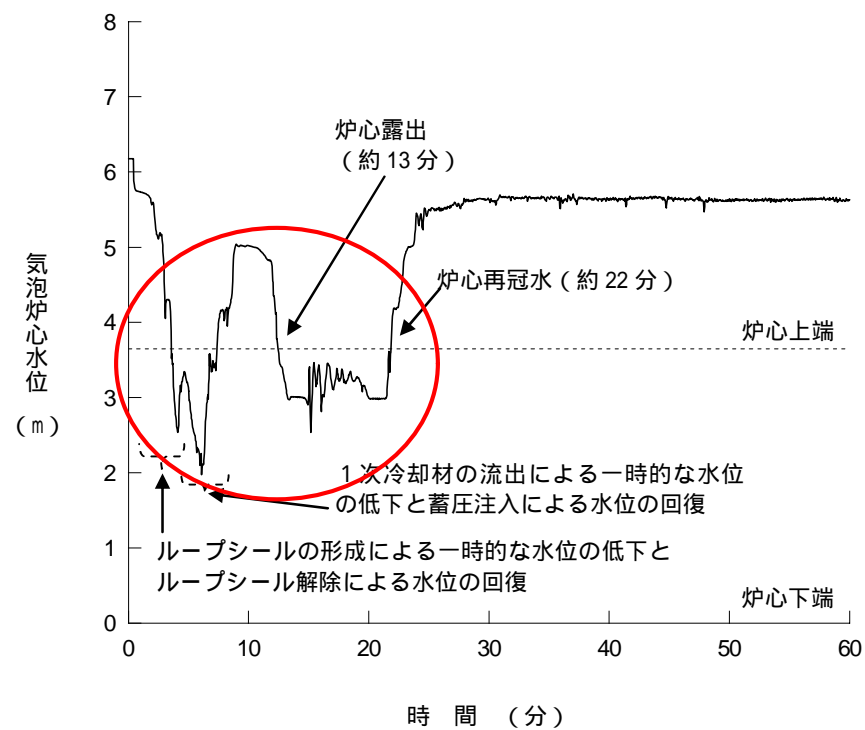
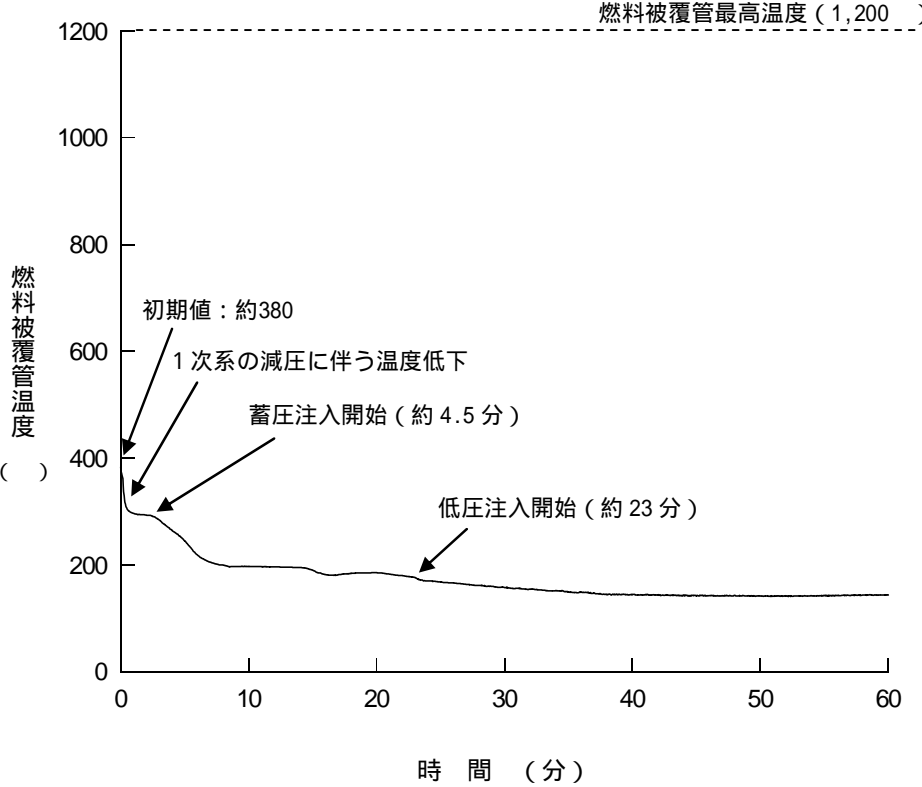
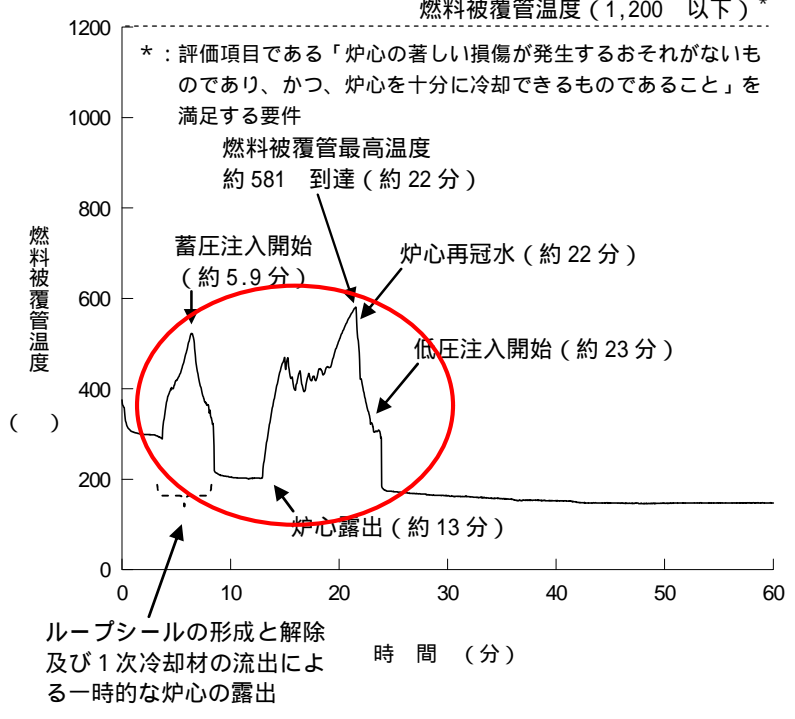


図 2.6.9 気泡炉心水位の推移（6 inch 破断）

気泡炉心水位の推移  
 ループシール解除のタイミングが玄海3 / 4号炉の方が川内1 / 2号炉に比べ遅いこと、破断に伴う減圧が玄海3 / 4号炉の方が川内1 / 2号炉に比べ遅いことから、蓄圧注入のタイミングが異なることで、炉心露出の有無に差異あり。



付録5：蓄圧タンクの設備比較（解析条件）の影響

川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉	備 考
 <p>燃料被覆管最高温度 (1,200 °C)</p> <p>初期値：約380</p> <p>1次系の減圧に伴う温度低下</p> <p>蓄圧注入開始 (約 4.5 分)</p> <p>低圧注入開始 (約 23 分)</p> <p>燃料被覆管温度 (°C)</p> <p>時間 (分)</p> <p>図 2.6.10 燃料被覆管温度の推移 (6 インチ破断)</p>	 <p>燃料被覆管最高温度 (1,200 以下)*</p> <p>*：評価項目である「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」を満足する要件</p> <p>燃料被覆管最高温度 約 581 到達 (約 22 分)</p> <p>蓄圧注入開始 (約 5.9 分)</p> <p>炉心再冠水 (約 22 分)</p> <p>低圧注入開始 (約 23 分)</p> <p>炉心露出 (約 13 分)</p> <p>燃料被覆管温度 (°C)</p> <p>時間 (分)</p> <p>ループシールの形成と解除及び1次冷却材の流出による一時的な炉心の露出</p> <p>図 2.6.11 燃料被覆管温度の推移 (6 inch 破断)</p>	<p>燃料被覆管温度の推移</p> <p>ループシール解除のタイミングが玄海 3 / 4号炉の方が川内 1 / 2号炉に比べ遅いこと、破断に伴う減圧が玄海 3 / 4号炉の方が川内 1 / 2号炉に比べ遅いことから、蓄圧注入のタイミングが異なることで、炉心露出の有無に差異あり。</p>

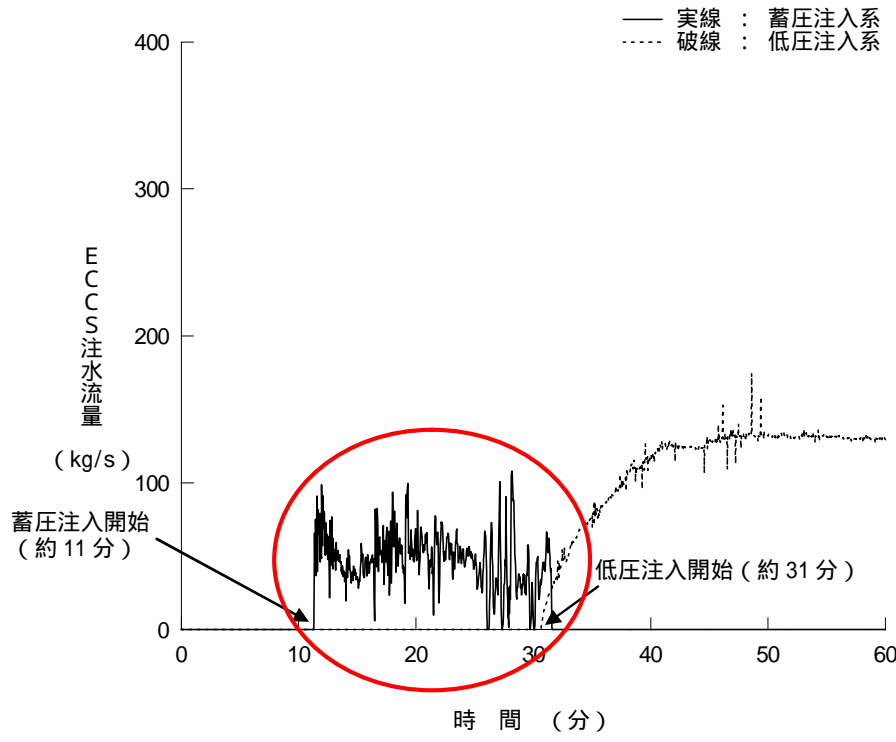
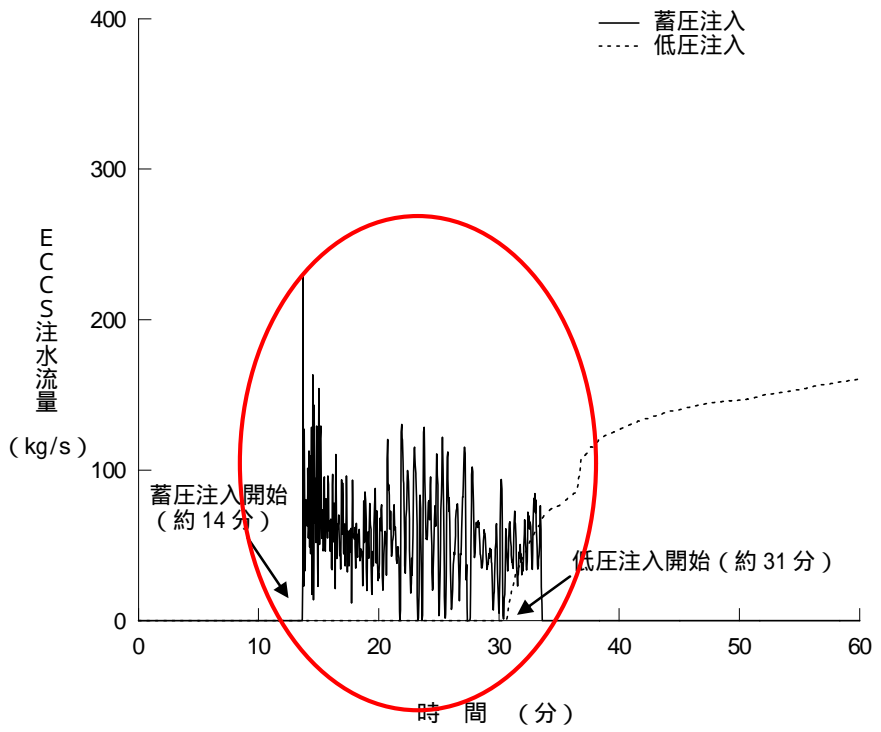
付録5：蓄圧タンクの設備比較（解析条件）の影響

川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉	備 考
<p>* : 主蒸気逃がし弁作動圧力 : <input type="text"/></p> <p>主蒸気安全弁作動開始圧力 : <input type="text"/></p> <p>2次系圧力 (MPa[gage])</p> <p>時間 (分)</p>	<p>1 : 主蒸気安全弁作動開始圧力 : <input type="text"/></p> <p>2 : 主蒸気逃がし弁作動圧力 : <input type="text"/></p> <p>2次系圧力 (MPa[gage])</p> <p>時間 (分)</p>	<p><u>2次系圧力の推移</u> 川内1 / 2号炉と玄海3 / 4号炉とで大きな差異なし。</p>
<p>図 2.6.11 2次系圧力の推移（6インチ破断）</p> <p>補助給水流量 (kg/s)</p> <p>時間 (分)</p> <p>図 2.6.12 補助給水流量の推移（6インチ破断）</p> <p><input type="text"/> 内は商業機密に属するものですので公開できません</p>	<p>図 2.6.12 2次系圧力の推移（6 inch 破断）</p> <p>補助給水流量 (kg/s)</p> <p>時間 (分)</p> <p>図 2.6.13 補助給水流量の推移（6 inch 破断）</p> <p><input type="text"/> 内は商業機密に属するものですので公開できません</p>	<p><u>補助給水流量の推移</u> 川内1 / 2号炉と玄海3 / 4号炉とで大きな差異なし。</p>

付録5：蓄圧タンクの設備比較（解析条件）の影響

川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉	備 考
<p>初期値: 約15.9MPa[gage]</p> <p>1次系圧力 (MPa[gage])</p> <p>1次冷却材の流出に伴う圧力の低下</p> <p>ループシール解除による減圧 (約5分)</p> <p>蓄圧注入開始 (約11分)</p> <p>2次系強制冷却開始 (約11分)</p> <p>低圧注入開始 (約31分)</p> <p>時間 (分)</p> <p>* : 炉心圧力を表示</p>	<p>初期値: 約15.9MPa[gage]</p> <p>1次系圧力 (MPa[gage])</p> <p>1次冷却材の流出に伴う圧力の低下</p> <p>ループシール解除による減圧 (約7分)</p> <p>2次系強制冷却開始 (約11分)</p> <p>蓄圧注入開始 (約14分)</p> <p>低圧注入開始 (約31分)</p> <p>時間 (分)</p> <p>* : 炉心圧力を表示</p>	<p><u>1次系圧力の推移</u>                  ループシール解除のタイミングが玄海3 / 4号炉の方が川内1 / 2号炉に比べ遅いこと、破断に伴う減圧が玄海3 / 4号炉の方が川内1 / 2号炉に比べ遅いことから、蓄圧注入のタイミングが異なる。</p>
<p>図 2.6.14 1次系圧力の推移 (4インチ破断)</p>	<p>図 2.6.15 1次系圧力の推移 (4 inch 破断)</p>	

付録5：蓄圧タンクの設備比較（解析条件）の影響

川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉	備 考
 <p>— 実線 : 蓄圧注入系 - - - 破線 : 低圧注入系</p> <p>蓄圧注入開始 (約 11 分)</p> <p>低圧注入開始 (約 31 分)</p> <p>時間 (分)</p> <p>図 2.6.16 ECCS 注水流量の推移 (4 インチ破断)</p>	 <p>— 蓄圧注入 - - - 低圧注入</p> <p>蓄圧注入開始 (約 14 分)</p> <p>低圧注入開始 (約 31 分)</p> <p>時間 (分)</p> <p>図 2.6.17 ECCS 注水流量の推移 (4 inch 破断)</p>	<p><u>ECCS注水流量の推移</u>          ループシール解除のタイミングが玄海3 / 4号炉の方が川内1 / 2号炉に比べ遅いこと、破断に伴う減圧が玄海3 / 4号炉の方が川内1 / 2号炉に比べ遅いことから、蓄圧注入のタイミングが異なる。</p>

付録5：蓄圧タンクの設備比較（解析条件）の影響

川内原子力発電所 1 / 2号炉

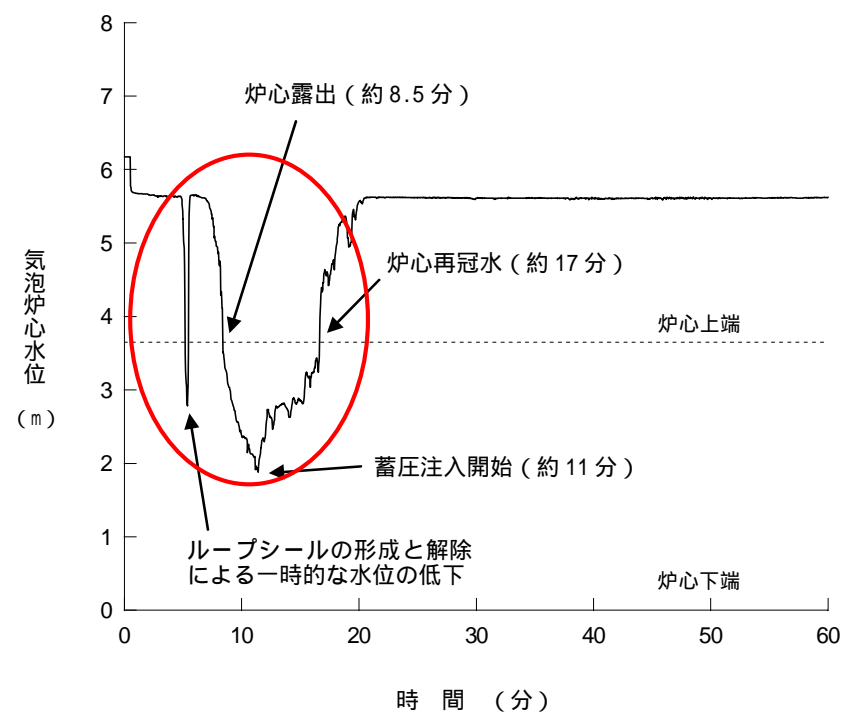


図 2.6.18 気泡炉心水位の推移（4インチ破断）

玄海原子力発電所 3 / 4号炉

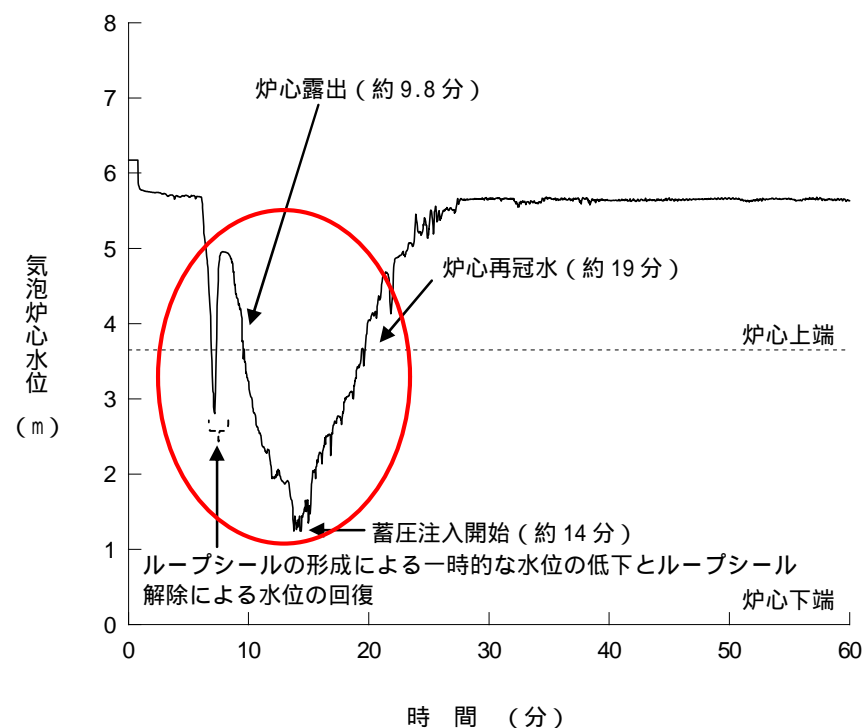


図 2.6.19 気泡炉心水位の推移（4 inch 破断）

備 考

気泡炉心水位の推移  
 ループシール解除のタイミングが玄海3 / 4号炉の方が川内1 / 2号炉に比べ遅いこと、破断に伴う減圧が玄海3 / 4号炉の方が川内1 / 2号炉に比べ遅いことから、蓄圧注入のタイミングが異なることで、炉心露出及び炉心再冠水のタイミングに差異あり。

付録5：蓄圧タンクの設備比較（解析条件）の影響

川内原子力発電所 1 / 2号炉

玄海原子力発電所 3 / 4号炉

備 考

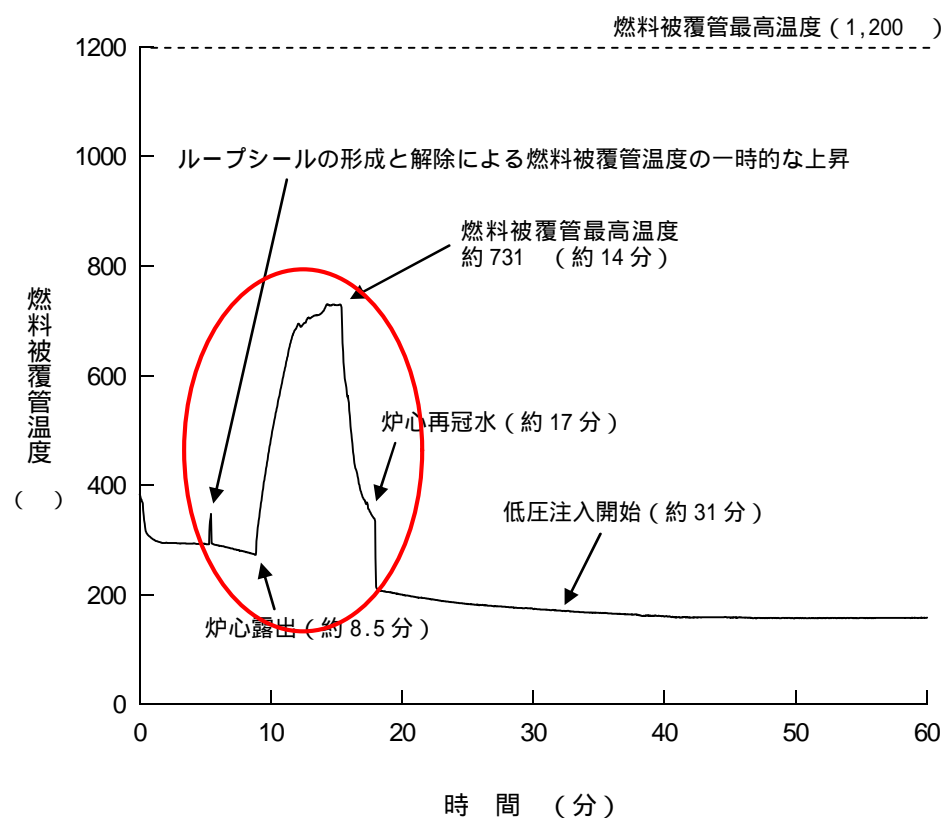


図 2.6.20 燃料被覆管温度の推移（4インチ破断）

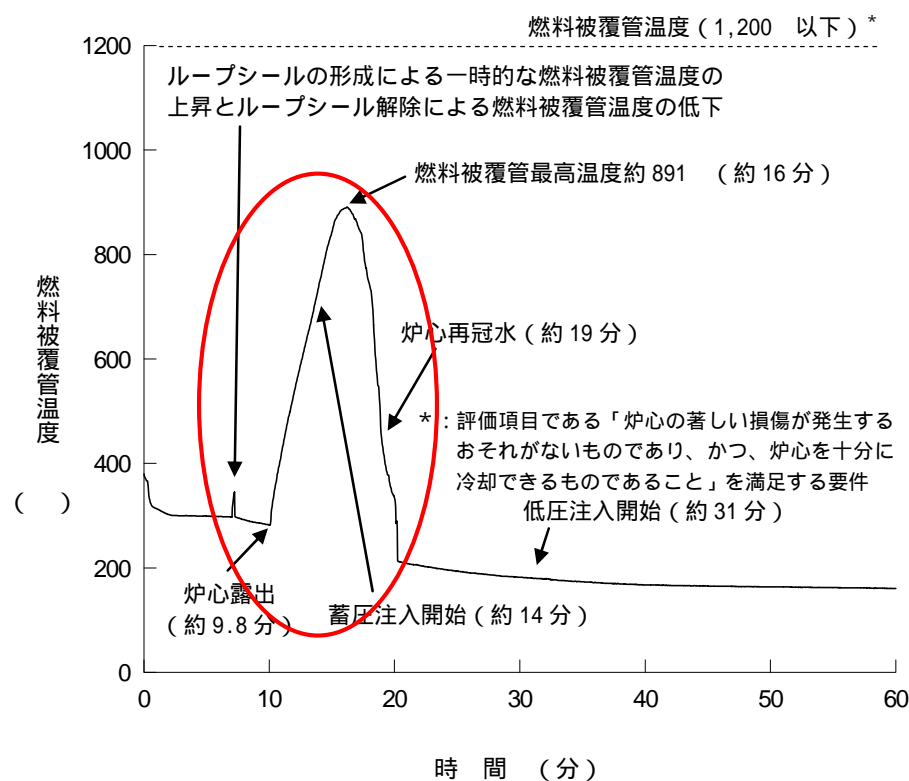


図 2.6.21 燃料被覆管温度の推移（4 inch 破断）

燃料被覆管温度の推移  
 ループシール解除のタイミングが玄海3 / 4号炉の方が川内1 / 2号炉に比べ遅いこと、破断に伴う減圧が玄海3 / 4号炉の方が川内1 / 2号炉に比べ遅いことから、蓄圧注入のタイミングが異なることで、炉心露出及び炉心再冠水のタイミングに差異あり。

付録5：蓄圧タンクの設備比較（解析条件）の影響

川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉	備 考
<p>* : 主蒸気逃がし弁作動圧力 : <input type="text"/></p> <p>主蒸気安全弁作動開始圧力 : <input type="text"/></p> <p>主蒸気逃がし弁の作動に伴う圧力上昇抑制*</p> <p>主蒸気逃がし弁の開閉による圧力変動*</p> <p>2次系強制冷却開始（約11分）</p> <p>2次系圧力 (MPa[gage])</p> <p>時間 (分)</p> <p>図 2.6.21 2次系圧力の推移（4インチ破断）</p>	<p>1 : 主蒸気安全弁作動開始圧力 : <input type="text"/></p> <p>2 : 主蒸気逃がし弁作動圧力 : <input type="text"/></p> <p>主蒸気安全弁の作動に伴う圧力上昇抑制<sup>1</sup></p> <p>主蒸気逃がし弁の開閉による圧力変動<sup>2</sup></p> <p>2次系強制冷却開始（約11分）</p> <p>2次系圧力 (MPa[gage])</p> <p>時間 (分)</p> <p>図 2.6.22 2次系圧力の推移（4 inch 破断）</p>	<p><u>2次系圧力の推移</u> 川内1 / 2号炉と玄海3 / 4号炉とで大きな差異なし。</p>
<p>補助給水流量 (kg/s)</p> <p>補助給水ポンプ自動起動（約1.3分）</p> <p>補助給水配管パージ終了</p> <p>補助給水流量の調整による低下</p> <p>時間 (分)</p> <p>図 2.6.22 補助給水流量の推移（4インチ破断）</p> <p><input type="text"/> 内は商業機密に属するものですので公開できません</p>	<p>補助給水流量 (kg/s)</p> <p>補助給水ポンプ自動起動（約1.4分）</p> <p>補助給水配管パージ終了</p> <p>補助給水流量の調整による低下</p> <p>時間 (分)</p> <p>図 2.6.23 補助給水流量の推移（4 inch 破断）</p> <p><input type="text"/> 内は商業機密に属するものですので公開できません</p>	<p><u>補助給水流量の推移</u> 川内1 / 2号炉と玄海3 / 4号炉とで大きな差異なし。</p>

付録5：蓄圧タンクの設備比較（解析条件）の影響

川内原子力発電所 1 / 2号炉

玄海原子力発電所 3 / 4号炉

備 考

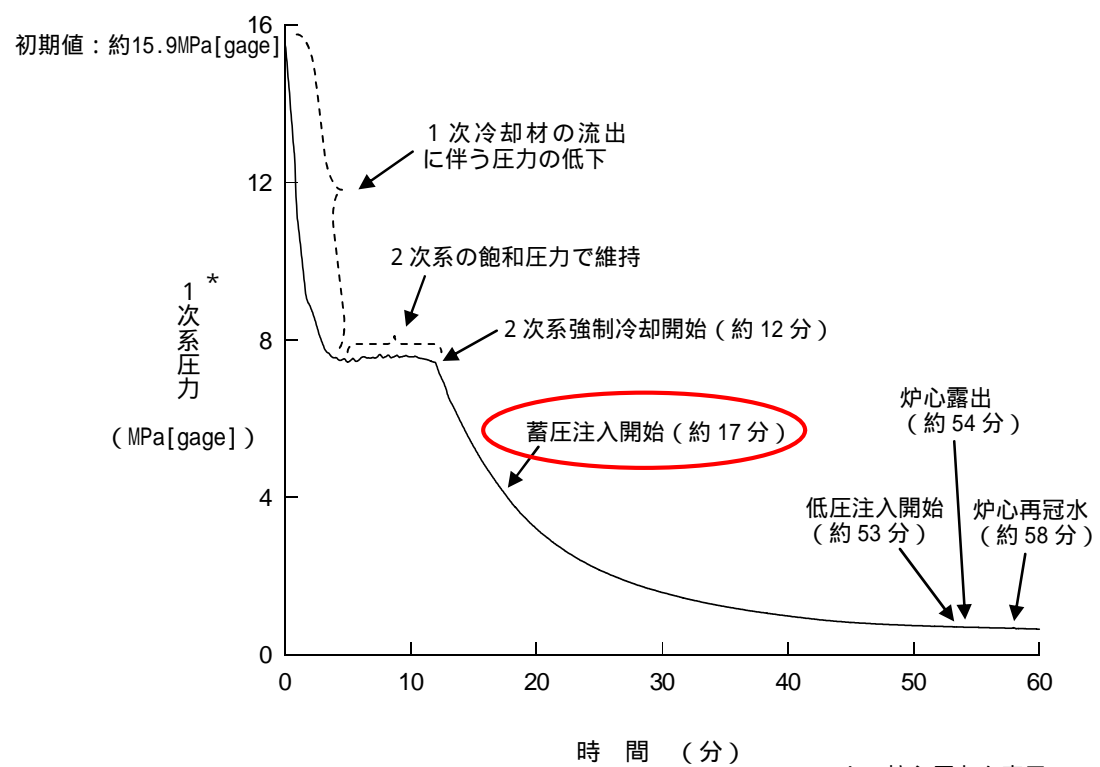


図 2.6.24 1次系圧力の推移（2インチ破断）

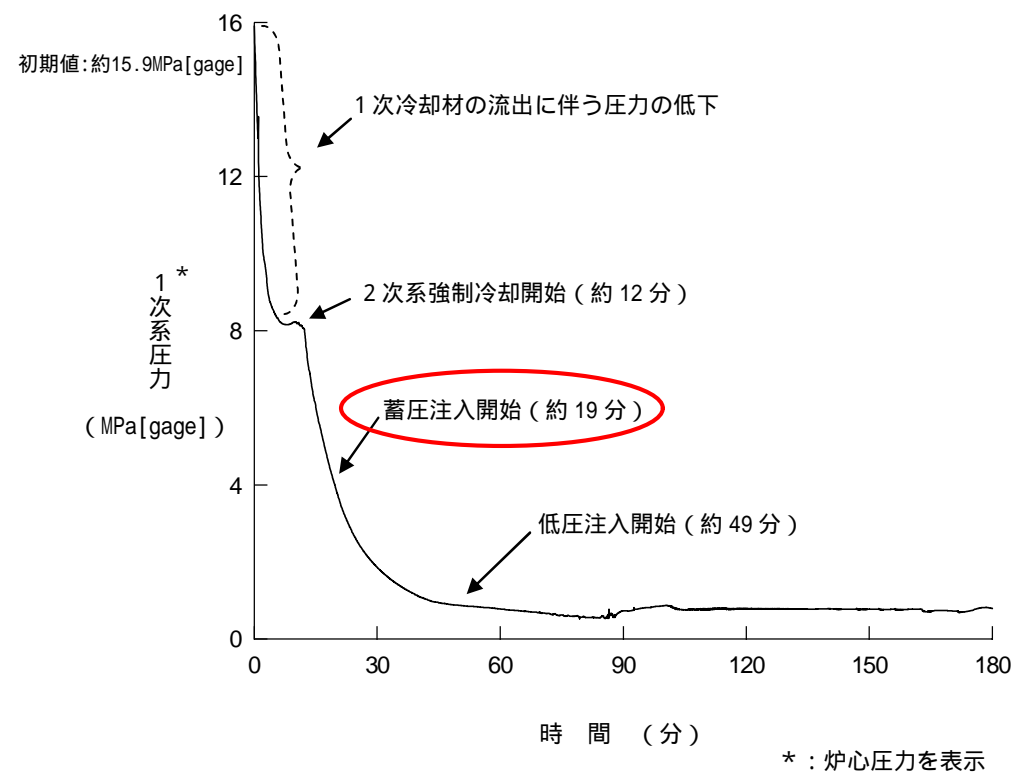
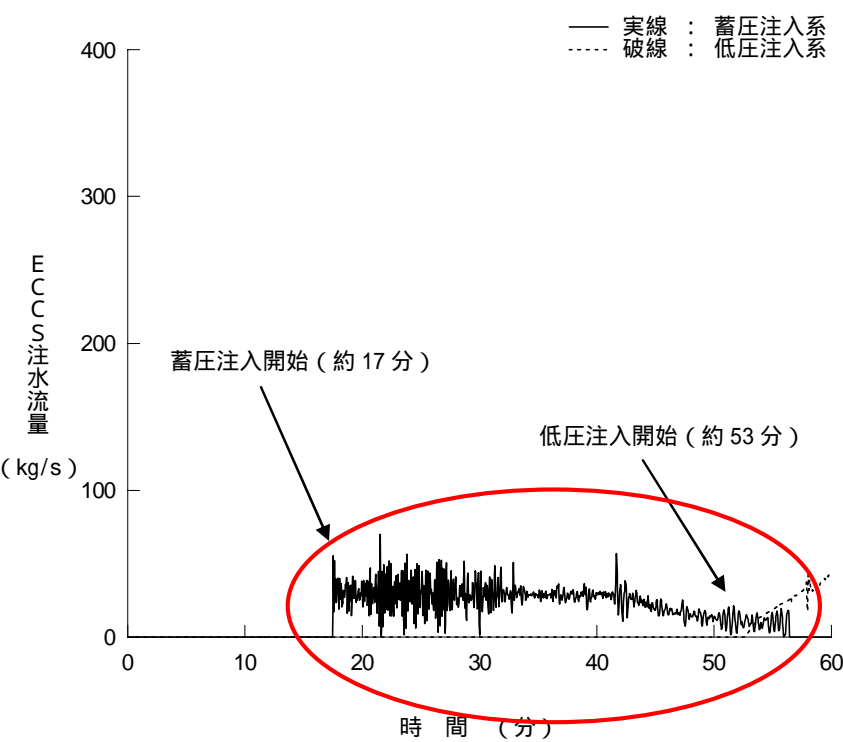
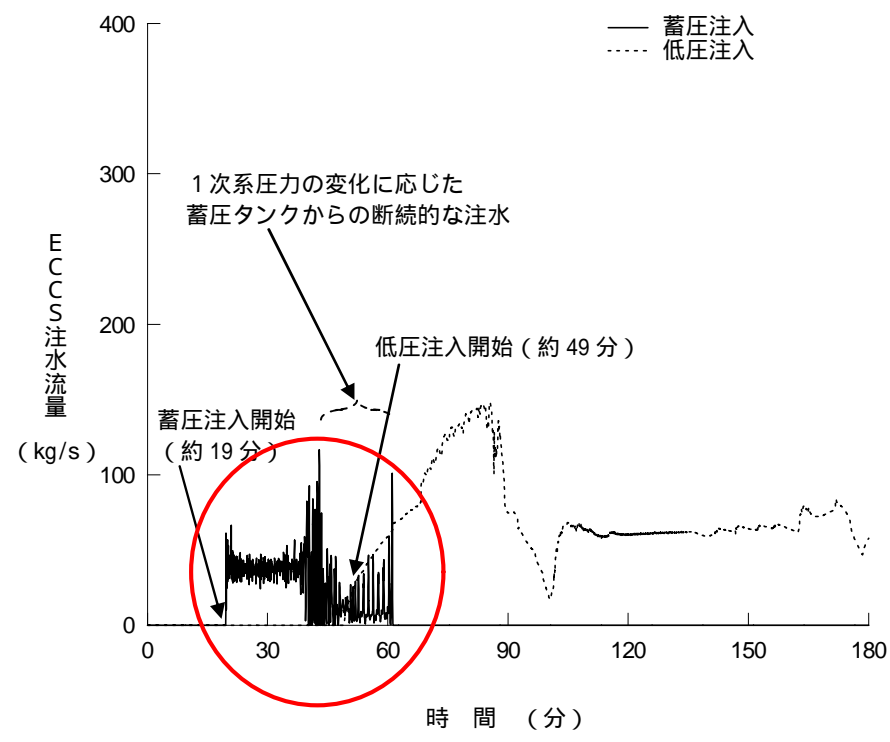


図 2.6.25 1次系圧力の推移（2 inch 破断）

1次系圧力の推移  
破断に伴う減圧が玄海3 / 4号炉の方が川内1 / 2号炉に比べ遅いことから、蓄圧注入のタイミングが異なる。



付録5：蓄圧タンクの設備比較（解析条件）の影響

川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉	備 考
 <p>— 実線：蓄圧注入系 - - - 破線：低圧注入系</p> <p>蓄圧注入開始（約 17 分）</p> <p>低圧注入開始（約 53 分）</p> <p>ECCS 注水流量 (kg/s)</p> <p>時間 (分)</p> <p>図 2.6.26 ECCS 注水流量の推移（2 インチ破断）</p>	 <p>— 蓄圧注入 - - - 低圧注入</p> <p>1次系圧力の変化に応じた蓄圧タンクからの断続的な注水</p> <p>蓄圧注入開始（約 19 分）</p> <p>低圧注入開始（約 49 分）</p> <p>ECCS 注水流量 (kg/s)</p> <p>時間 (分)</p> <p>図 2.6.27 ECCS 注水流量の推移（2 inch 破断）</p>	<p>ECCS注水流量の推移 破断に伴う減圧が玄海3 / 4号炉の方が川内1 / 2号炉に比べ遅いことから、蓄圧注入のタイミングが異なる。</p>

付録5：蓄圧タンクの設備比較（解析条件）の影響

川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉	備 考
<p>図 2.6.28 気泡炉心水位の推移（2インチ破断）</p>	<p>図 2.6.29 気泡炉心水位の推移（2 inch 破断）</p>	<p><u>気泡炉心水位の推移</u>          玄海 3 / 4号炉は、川内 1 / 2号炉に比べて 1次冷却材体積が大きいことにより、相対的に破断サイズが小さくなることから、解析期間中にループシールの形成・解除が生じず、炉心露出の有無に差異あり。</p>

付録5：蓄圧タンクの設備比較（解析条件）の影響

川内原子力発電所 1 / 2号炉

玄海原子力発電所 3 / 4号炉

備 考

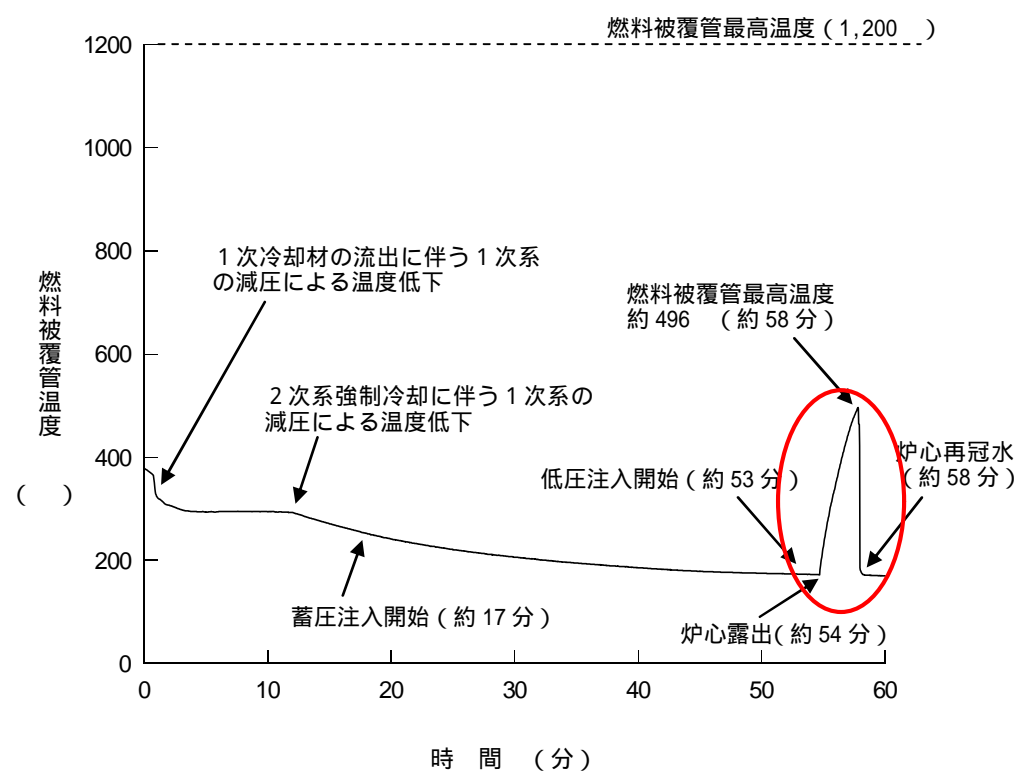


図 2.6.30 燃料被覆管温度の推移 (2 インチ破断)

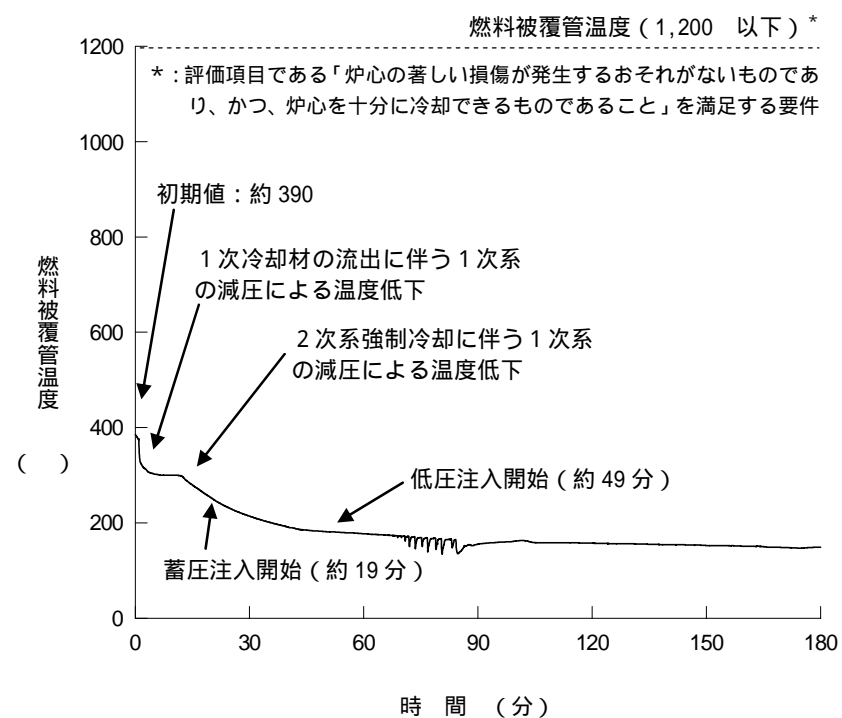


図 2.6.31 燃料被覆管温度の推移 (2 inch 破断)

燃料被覆管温度の推移  
 玄海 3 / 4号炉は、川内 1 / 2号炉に比べて 1次冷却材体積が大きいことにより、相対的に破断サイズが小さくなることから、解析期間中にループシールの形成・解除が生じず、炉心露出の有無に差異あり。

付録5：蓄圧タンクの設備比較（解析条件）の影響

川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉	備 考
<p>図 2.6.31 2次系圧力の推移（2インチ破断）</p>	<p>図 2.6.32 2次系圧力の推移（2 inch 破断）</p>	<p>2次系圧力の推移 川内1 / 2号炉と玄海3 / 4号炉とで大きな差異なし。</p>
<p>図 2.6.32 補助給水流量の推移（2インチ破断）</p> <p>[ ] 内は商業機密に属するものですので公開できません</p>	<p>図 2.6.33 補助給水流量の推移（2 inch 破断）</p> <p>[ ] 内は商業機密に属するものですので公開できません</p>	<p>補助給水流量の推移 川内1 / 2号炉と玄海3 / 4号炉とで大きな差異なし。</p>

付録6：再循環運転時のブースティング（高圧注入ポンプ（充てん／高圧注入ポンプ））の設備比較（解析条件）の影響

川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉	備 考
<p>図 2.4.13 原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p>図 2.4.14 原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p>原子炉格納容器圧力の推移 重要事故シーケンスが異なる。</p> <p>【玄海 3 / 4号炉】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・大破断LOCA時に格納容器スプレイ注入機能及び低圧再循環機能が喪失する事故</li> </ul> <p>【川内 1 / 2号炉】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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</li> </ul>

付録 7 : 原子炉格納容器の設備比較 (解析条件) の影響

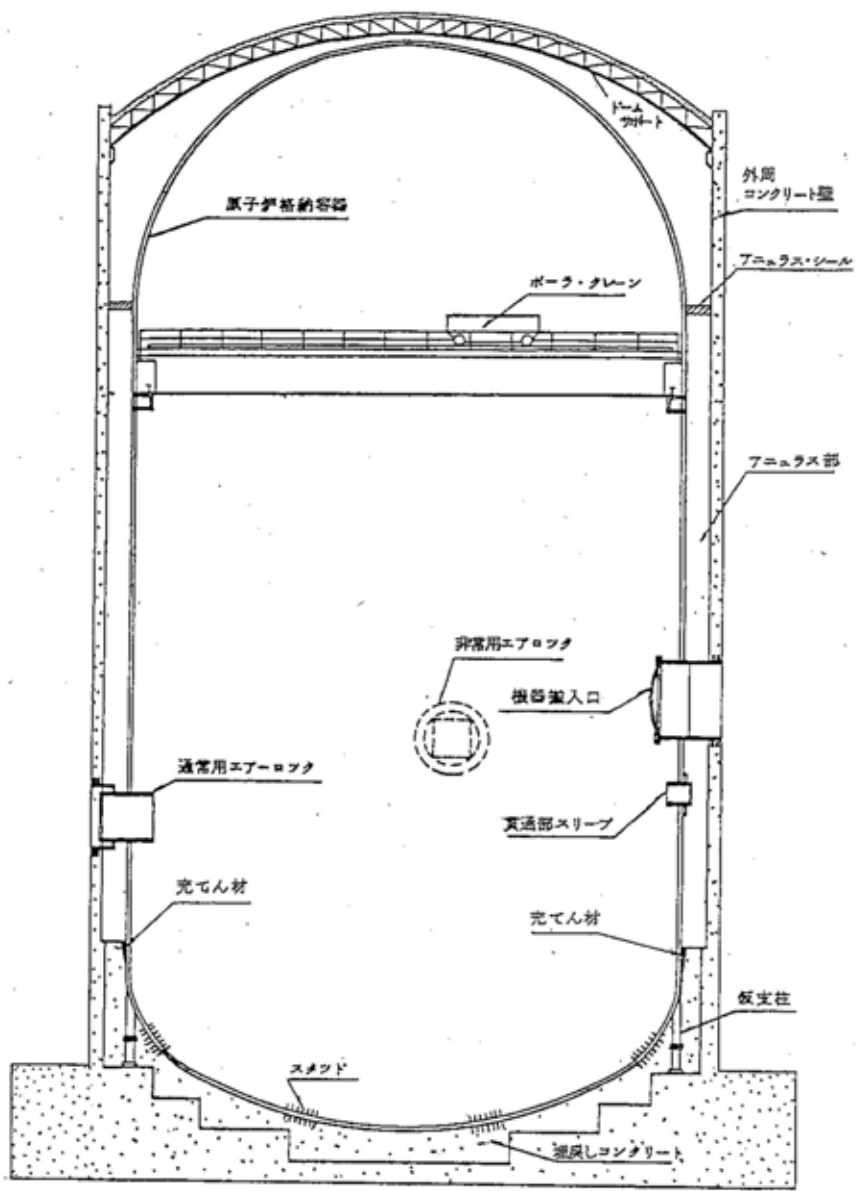
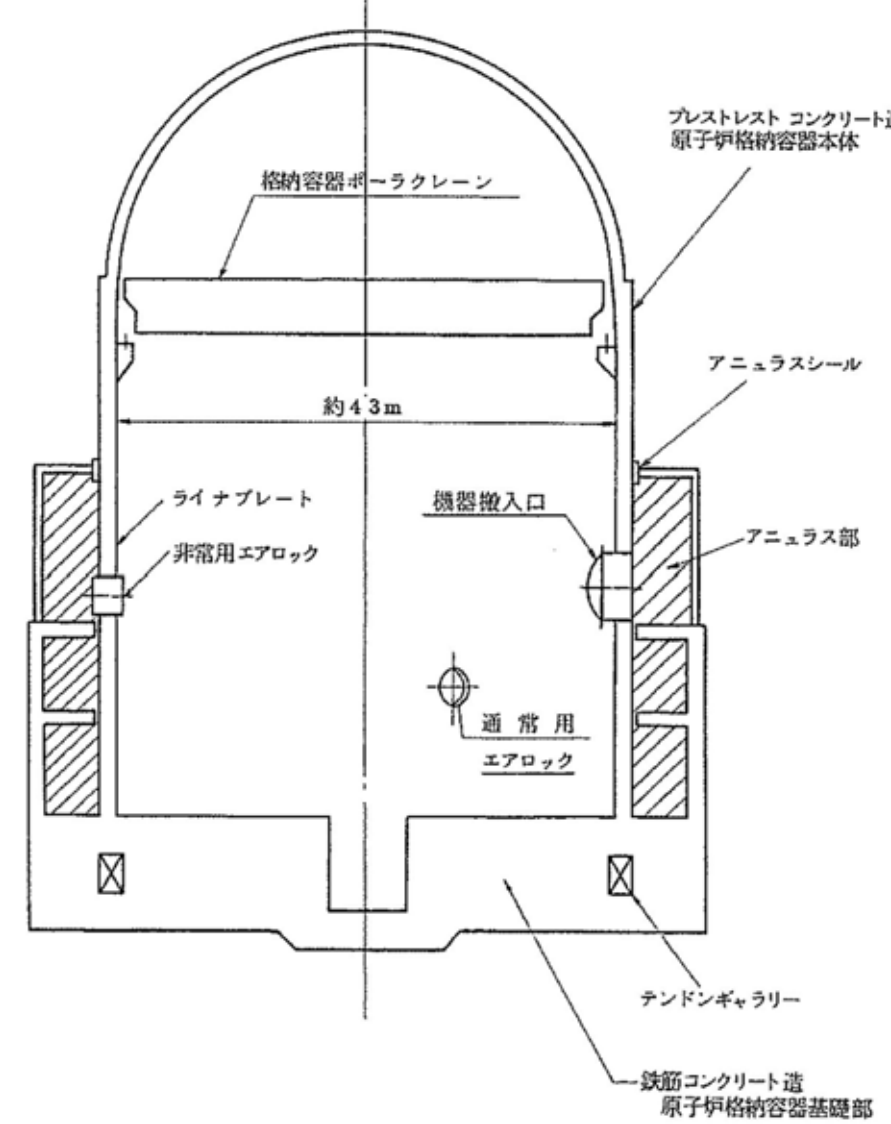
	川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉
<p style="writing-mode: vertical-rl; position: absolute; left: 33px; top: 400px;">概要図</p> <p style="writing-mode: vertical-rl; position: absolute; left: 15px; top: 480px;">添 1.5.2-61</p> 		
<p>相違点</p> <p>鋼製格納容器 (SCV)</p> <p>寸法：内径 約 40m、全高 約 87m、胴板厚 約 38mm</p> <p>自由体積：約 80,100m<sup>3</sup></p> <p>最高使用圧力：0.245MPa[gage]</p> <p>最高使用温度：127</p>	<p>プレストレストコンクリート製格納容器 (PCCV)</p> <p>寸法：内径 約 43m、内高 約 65m、胴部厚 約 1.3m、ドーム部厚 約 1.1m</p> <p>自由体積：約 72,900m<sup>3</sup></p> <p>最高使用圧力：0.392MPa[gage]</p> <p>最高使用温度：144</p>	

図 1 原子炉格納容器の構造の相違

付録 7 : 原子炉格納容器の設備比較 ( 解析条件 ) の影響

「水素燃焼」有効性評価の結果比較 ( 1 / 2 )

評価項目等	判断基準	川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉	備 考
原子炉格納容器 圧力	最高使用圧力の 2 倍  川内 1 / 2号炉 : 0.490MPa[gage] 玄海 3 / 4号炉 : 0.784MPa[gage]	最高使用圧力の 2 倍を 下回る	同左	
原子炉格納容器 内温度	200	200 を下回る	同左	
1 次系圧力	原子炉容器破損までに 2.0MPa[gage]以下	原子炉容器破損までに 2.0MPa[gage]以下に低減さ れる	同左	
水素濃度	13vol% (ドライ換算)	約 9.7vol%	約 12.8vol%	玄海 3 / 4号炉は川内 1 / 2号炉の出力に対し て原子炉格納容器自由体積が小さいことから、 水素濃度のピーク値が高くなる。
局所の水素濃度	爆轟の可能性はない	爆轟領域に入る区画はない ため、原子炉格納容器の健 全性は確保される。	原子炉下部キャビティ区画 において、一時的に爆轟領 域に入るが、直接起爆及び 爆轟に遷移する可能性はな いため、原子炉格納容器の 健全性は確保される。	同上

: 川内 1 / 2号炉は SCV、玄海 3 / 4号炉は PCCV。

付録 7 : 原子炉格納容器の設備比較 ( 解析条件 ) の影響

「水素燃焼」有効性評価の結果比較 ( 2 / 2 )

評価項目等	判断基準	川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉	備 考
原子炉格納容器圧力 ( 水素燃焼時 )	最高使用圧力の 2 倍  川内 1 / 2 号炉 : 0.490MPa[gage] 玄海 3 / 4 号炉 : 0.784MPa[gage]	約 0.344MPa[gage]	約 0.497MPa[gage]	玄海 3 / 4 号炉は川内 1 / 2 号炉の出力に対して原子炉格納容器自由体積が小さいことから、水素濃度のピーク値が高くなり、水素燃焼時の原子炉格納容器圧力が高くなる。
安定状態	原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点	約 4 時間 ( 原子炉格納容器圧力及び温度が低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器雰囲気安定して除熱されている状態 )	約 2 時間 ( 原子炉格納容器圧力及び温度が低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器雰囲気安定して除熱されている状態 )	川内 1 / 2 号炉に比べ玄海 3 / 4 号炉の方が原子炉格納容器自由体積が小さいこと及び格納容器スプレイ流量が大きいことから、安定状態となる時点が早い傾向となる。

: 川内 1 / 2 号炉は SCV、玄海 3 / 4 号炉は PCCV。



付録 7 : 原子炉格納容器の設備比較 (解析条件) の影響

川内原子力発電所 1 / 2 号炉	玄海原子力発電所 3 / 4 号炉	備 考
		<p>原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移                  玄海 3 / 4 号炉は川内 1 / 2 号炉の出力に対して原子炉格納容器自由体積が小さいことから、「水素燃焼」における水素濃度のピーク値が高くなる。</p>
<p>図3.4.10 原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移 (GOTHICコード)</p>	<p>図3.4.11 原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移 (GOTHICコード)</p>	

## 付録7：原子炉格納容器の設備比較（解析条件）の影響

### （参考）AEIにおけるMCCIの不確かさについて

#### （1）AEIにおけるMCCIの不確かさを考慮した感度解析

- ・ AEIにおいては、MCCIの不確かさに係るパラメータの組合せを考慮した感度解析を実施する必要がある。
- ・ MCCIの観点では、過圧破損シーケンス（AED）が厳しいため、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり面積を小さく設定し、熔融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）により追加生成される水素発生量を評価している。
- ・ AEIの基本ケースの評価では、図1のとおりMAAPコードで得られた水素発生量を全炉心内ジルコニウム量75%と水が反応するように補正している。  
さらに、感度解析では、この補正した水素発生量に加えて、AEDのMCCIにより追加生成される水素発生量を追加して、影響を確認している。  
この結果、図2のとおりイグナイタを活用して原子炉格納容器内の水素濃度を13vol%以下とすることが可能であることを確認した。
- ・ 一方、本感度解析はAEIの基本ケースに対して、MCCIの観点で厳しいAEDの追加水素発生量を加えており、過度に保守的な評価となっている可能性がある。  
このため、今回、AEIに対して、原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり面積を小さく設定し、MCCIにより追加生成される水素発生量を評価した。

付録 7：原子炉格納容器の設備比較（解析条件）の影響

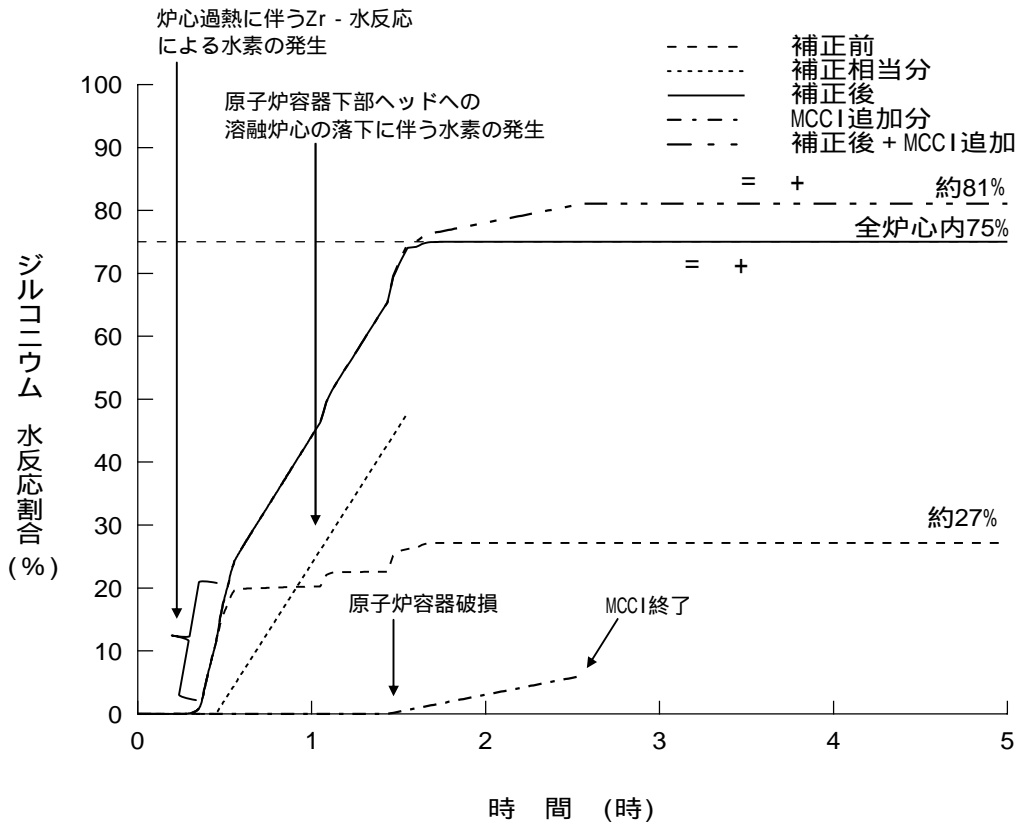


図 1 ジルコニウム - 水反応割合の推移  
(MCCI不確かさを考慮)

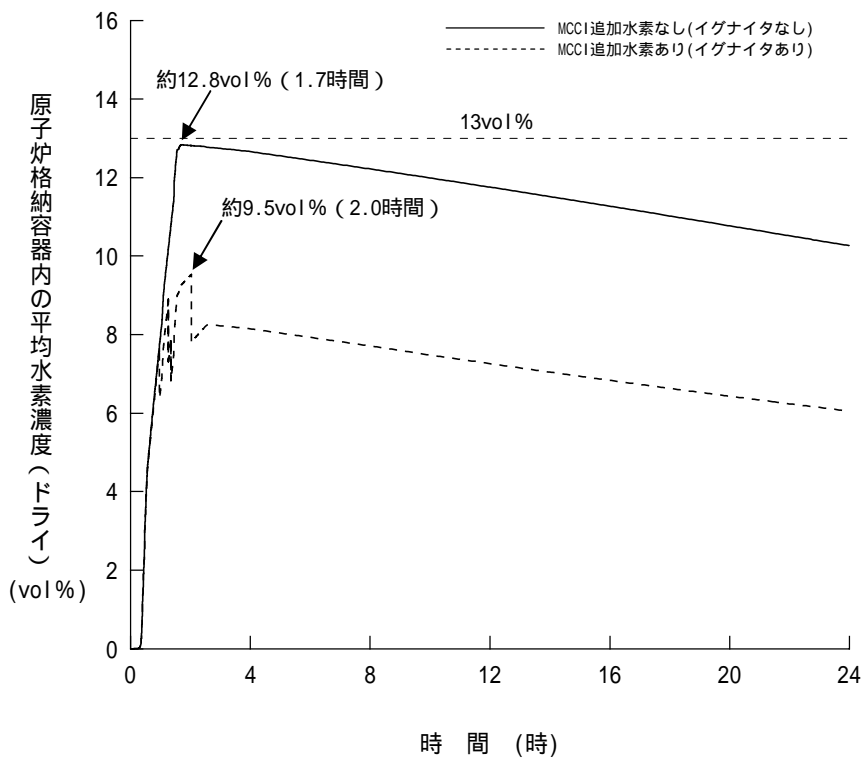




図 2 原子炉格納容器内の平均水素濃度(ドライ条件換算)の推移

## 付録 7 : 原子炉格納容器の設備比較 ( 解析条件 ) の影響

### ( 2 ) AEIのMCCIにより追加生成される水素の発生量評価

- ・ AEIに対して、表 1 のとおり原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり面積を小さく設定し、MCCIにより追加生成される水素発生量を評価した。
- ・ 評価の結果、図 3 に示すとおり、AEIでは原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティ水位が高いため、落下する溶融炉心の細粒化及び冷却が進み、図 4 に示すとおりコンクリート床面の侵食は発生しない。
- ・ したがって、MCCIの不確かさに係るパラメータの組合せを考慮した感度解析においては、PARのみで原子炉格納容器内水素濃度を13vol%以下にすることが可能であることが確認できた。

表 1 解析条件

パラメータ	基本ケース	感度解析ケース	設定根拠
エントレインメント係数			当該変数推奨範囲の最大値
溶融炉心の拡がり面積	原子炉下部キャビティ床面積の 1 / 1	原子炉下部キャビティ床面積の一部の領域から落下量に応じて拡大	落下時に細粒化などにより冷却が進む
Kutateladze 係数	0.1 (0.8MW / m <sup>2</sup> 相当 <sup>(注)</sup> )	溶融物存在時 0.1 (0.8MW / m <sup>2</sup> 相当 <sup>(注)</sup> ) 全体固化時 0.0625 (0.5MW / m <sup>2</sup> 相当 <sup>(注)</sup> ) コンクリート 15%混入時 0.015625 (0.125MW / m <sup>2</sup> 相当 <sup>(注)</sup> )	CCI実験、SSWICS 実験に基づく熱流束を設定

( 注 ) 大気圧条件

付録 7 : 原子炉格納容器の設備比較 (解析条件) の影響

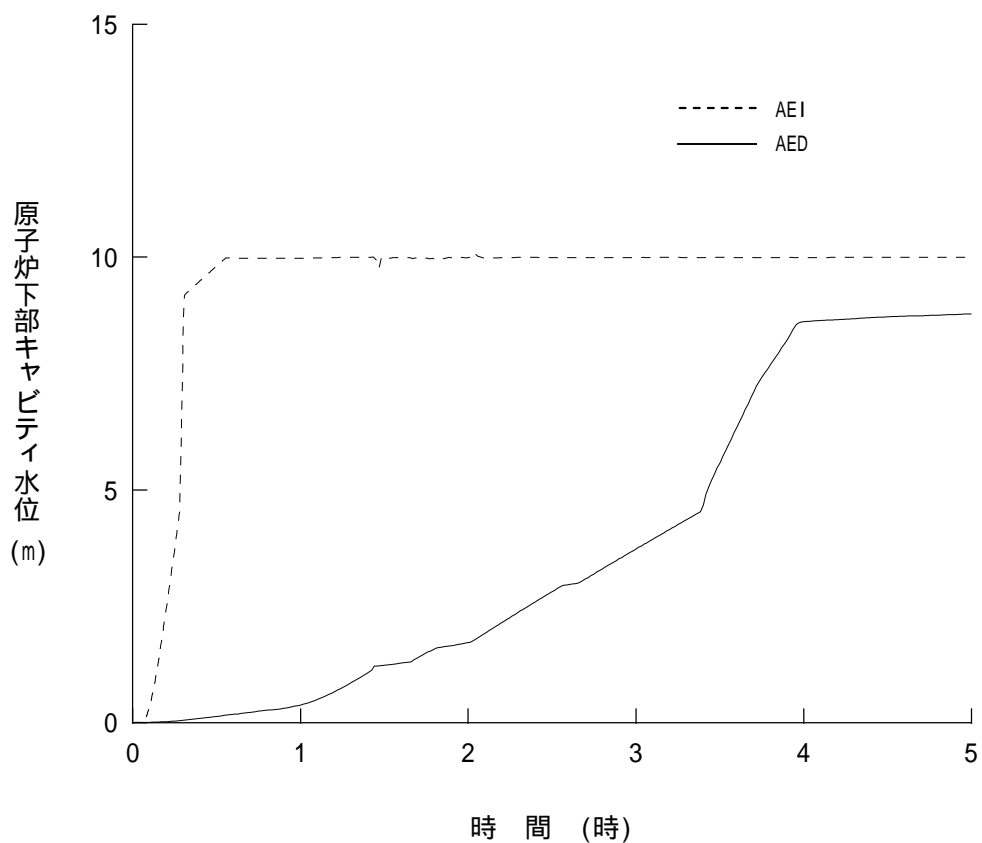


図 3 原子炉下部キャビティ水位の推移

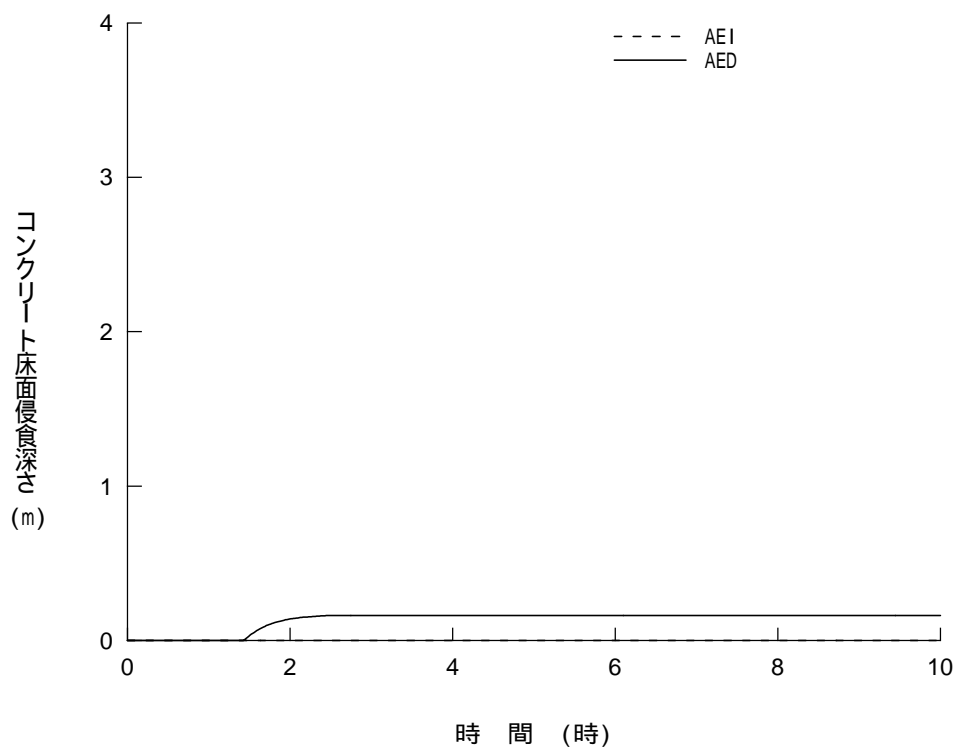


図 4 コンクリート床面侵食深さの推移

付録 8 : 常設電動注入ポンプ、格納容器再循環ユニット他の設備比較 ( 解析条件 ) の影響

「雰囲気圧力・温度による静的負荷 ( 格納容器過圧破損 )」有効性評価の結果比較 ( 1 / 4 )

評価項目	判断基準	川内原子力発電所 1 / 2 号炉	玄海原子力発電所 3 / 4 号炉	備 考
原子炉格納容器 圧力	最高使用圧力の 2 倍  川内 1 / 2 号炉 : 0.490MPa[gage] 玄海 3 / 4 号炉 : 0.784MPa[gage]	約 0.335MPa[gage] ( 約 47 時間 )	約 0.444MPa[gage] ( 約 15 時間 )	川内 1 / 2 号炉では格納容器再循環ユニットの除熱特性が小さいことから、代替格納容器スプレイから格納容器再循環ユニットへの切替時点における原子炉格納容器の除熱量が発熱量を下回るため、代替格納容器スプレイから格納容器再循環ユニット切替後に原子炉格納容器圧力及び温度の最高値を迎える。玄海 3 / 4 号炉では川内 1 / 2 号炉に比べ格納容器再循環ユニットの除熱特性が大きいことから、代替格納容器スプレイから格納容器再循環ユニットへの切替時点における原子炉格納容器の除熱量が発熱量を上回るため、代替格納容器スプレイから格納容器再循環ユニット切替後すぐに原子炉格納容器圧力は低下することから、事象発生 24 時間以前に最高値を迎える。ただし、原子炉格納容器内温度については格納容器再循環ユニットにより除熱が促進されるものの、原子炉格納容器内温度は上部区画の温度をプロットしており、上部区画においては代替格納容器スプレイによる直接的な除熱がなくなること、格納容器再循環ユニットで除熱後の気体は原子炉格納容器外周部に放出された後に上部区画に流入することから、原子炉格納容器内温度の最高値は格納容器再循環ユニット切替後に迎えることとなる。
原子炉格納容器 内温度	200	約 133 ( 約 48 時間 )	約 144 ( 約 26 時間 )	同上

: 川内 1 / 2 号炉は SCV、玄海 3 / 4 号炉は PCCV。

付録 8 : 常設電動注入ポンプ、格納容器再循環ユニット他の設備比較 ( 解析条件 ) の影響

「雰囲気圧力・温度による静的負荷 ( 格納容器過圧破損 )」有効性評価の結果比較 ( 2 / 4 )

評価項目	判断基準	川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉	備 考
1次系圧力	原子炉容器破損までに 2.0MPa[gage]以下	約 0.17MPa[gage] ( 約 1.5 時間 )	約 0.21MPa[gage] ( 約 1.4 時間 )	川内 1 / 2号炉に比べ玄海 3 / 4号炉の方が1次系体積及び蓄圧タンク保有水に対する炉心熱出力が大きいことから、原子炉容器破損時刻がわずかに早い傾向となる。
水素の蓄積を考慮した 原子炉格納容器圧力 及び温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 最高使用圧力の 2 倍 川内 1 / 2号炉 : 0.490MPa[gage]</li> <li>玄海 3 / 4号炉 : 0.784MPa[gage]</li> <li>・ 200</li> </ul>	最高使用圧力の 2 倍及び 200 を下回る	同左	

: 川内 1 / 2号炉は SCV、玄海 3 / 4号炉は PCCV。

付録 8 : 常設電動注入ポンプ、格納容器再循環ユニット他の設備比較 ( 解析条件 ) の影響

「雰囲気圧力・温度による静的負荷 ( 格納容器過圧破損 )」有効性評価の結果比較 ( 3 / 4 )

評価項目	判断基準	川内原子力発電所 1 / 2 号炉	玄海原子力発電所 3 / 4 号炉	備 考
安定状態	原子炉格納容器が安定状態に導かれる時点	72 時間時点 ( 原子炉格納容器圧力及び温度が低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器雰囲気が安定して除熱されている状態 )	48 時間時点 ( 原子炉格納容器圧力及び温度が低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器雰囲気が安定して除熱されている状態 )	川内 1 / 2 号炉では格納容器再循環ユニットの除熱特性が小さいことから、代替格納容器スプレイから格納容器再循環ユニットへの切替時点における原子炉格納容器の除熱量が発熱量を下回るため、代替格納容器スプレイから格納容器再循環ユニット切替後に原子炉格納容器圧力及び温度の最高値を迎える。玄海 3 / 4 号炉では川内 1 / 2 号炉に比べ格納容器再循環ユニットの除熱特性が大きいことから、代替格納容器スプレイから格納容器再循環ユニットへの切替時点における原子炉格納容器の除熱量が発熱量を上回るため、代替格納容器スプレイから格納容器再循環ユニット切替後すぐに原子炉格納容器圧力は低下することから、事象発生 の 24 時間以前に最高値を迎える。ただし、原子炉格納容器内温度については格納容器再循環ユニットにより除熱が促進されるものの、原子炉格納容器内温度は上部区画の温度をプロットしており、上部区画においては代替格納容器スプレイによる直接的な除熱がなくなること、格納容器再循環ユニットで除熱後の気体は原子炉格納容器外周部に放出された後に上部区画に流入することから、原子炉格納容器内温度の最高値は格納容器再循環ユニット切替後に迎えることとなる。



付録 8 : 常設電動注入ポンプ、格納容器再循環ユニット他の設備比較 ( 解析条件 ) の影響

「雰囲気圧力・温度による静的負荷 ( 格納容器過圧破損 )」有効性評価の結果比較 ( 4 / 4 )

評価項目	判断基準	川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉	備 考
Cs-137 の総放出量	100TBq	約 5.6TBq ( 事象発生後 7 日 )  約 6.3TBq ( 事象発生後 30 日 )  約 6.3TBq ( 事象発生後 100 日 )	約 4.5TBq ( 事象発生後 7 日 )  約 4.8TBq ( 事象発生後 30 日 )  約 4.8TBq ( 事象発生後 100 日 )	炉心内蓄積量、アニュラス負圧達成時間、エアロゾルの沈着効果等の相違により、評価結果が異なる。

付録 8 : 常設電動注入ポンプ、格納容器再循環ユニット他の設備比較 ( 解析条件 ) の影響

「雰囲気圧力・温度による静的負荷 ( 格納容器過温破損 )」有効性評価の結果比較 ( 1 / 2 )

評価項目	判断基準	川内原子力発電所 1 / 2 号炉	玄海原子力発電所 3 / 4 号炉	備 考
原子炉格納容器 圧力	最高使用圧力の 2 倍  川内 1 / 2 号炉 : 0.490MPa[gage] 玄海 3 / 4 号炉 : 0.784MPa[gage]	約 0.345MPa[gage] ( 約 41 時間 )	約 0.409MPa[gage] ( 約 17 時間 )	川内 1 / 2 号炉では格納容器再循環ユニットの除熱特性が小さいことから、代替格納容器スプレイから格納容器再循環ユニットへの切替時点における原子炉格納容器の除熱量が発熱量を下回るため、代替格納容器スプレイから格納容器再循環ユニット切替後に原子炉格納容器圧力及び温度の最高値を迎える。玄海 3 / 4 号炉では川内 1 / 2 号炉に比べ格納容器再循環ユニットの除熱特性が大きいことから、代替格納容器スプレイから格納容器再循環ユニットへの切替時点における原子炉格納容器の除熱量が発熱量を上回るため、代替格納容器スプレイから格納容器再循環ユニット切替後すぐに原子炉格納容器圧力は低下することから、事象発生の 24 時間以前に最高値を迎える。ただし、原子炉格納容器内温度については格納容器再循環ユニットにより除熱が促進されるものの、原子炉格納容器内温度は上部区画の温度をプロットしており、上部区画においては代替格納容器スプレイによる直接的な除熱がなくなること、格納容器再循環ユニットで除熱後の気体は原子炉格納容器外周部に放出された後に上部区画に流入することから、事象発生の 24 時間以前に最高値を迎えるが格納容器再循環ユニット切替後に一時的に上昇傾向となる。
原子炉格納容器 内温度	200	約 138 ( 約 41 時間 )	約 144 ( 約 17 時間 )	同上

: 川内 1 / 2 号炉は SCV、玄海 3 / 4 号炉は PCCV。

付録 8 : 常設電動注入ポンプ、格納容器再循環ユニット他の設備比較 (解析条件) の影響

「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過温破損)」有効性評価の結果比較 (2 / 2)

評価項目	判断基準	川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉	備 考
水素の蓄積を考慮した 原子炉格納容器圧力 及び温度	<ul style="list-style-type: none"> <li>最高使用圧力の 2 倍</li> <li>川内 1 / 2号炉 : 0.490MPa[gage]</li> <li>玄海 3 / 4号炉 : 0.784MPa[gage]</li> <li>・ 200</li> </ul>	最高使用圧力の 2 倍及び 200 を下回る	同左	
安定状態	原子炉格納容器が安定 状態に導かれる時点	72 時間時点 (原子炉格納容器圧力及び 温度が低下傾向を示し、原 子炉下部キャビティに落下 した熔融炉心及び原子炉格 納容器雰囲気が安定して除 熱されている状態)	48 時間時点 (原子炉格納容器圧力及び 温度が低下傾向を示し、原 子炉下部キャビティに落下 した熔融炉心及び原子炉格 納容器雰囲気が安定して除 熱されている状態)	川内 1 / 2号炉では格納容器再循環ユニットの 除熱特性が小さいことから、代替格納容器スプレ イから格納容器再循環ユニットへの切替時点に おける原子炉格納容器の除熱量が発熱量を下回 るため、代替格納容器スプレイから格納容器再循 環ユニット切替後に原子炉格納容器圧力及び温 度の最高値を迎える。玄海 3 / 4号炉では川内 1 / 2号炉に比べ格納容器再循環ユニットの除熱 特性が大きいことから、代替格納容器スプレイか ら格納容器再循環ユニットへの切替時点におけ る原子炉格納容器の除熱量が発熱量を上回るた め、代替格納容器スプレイから格納容器再循環ユ ニット切替後すぐに原子炉格納容器圧力は低下 することから、事象発生の 24 時間以前に最高値 を迎える。ただし、原子炉格納容器内温度につい ては格納容器再循環ユニットにより除熱が促進 されるものの、原子炉格納容器内温度は上部区画 の温度をプロットしており、上部区画においては 代替格納容器スプレイによる直接的な除熱がな くなること、格納容器再循環ユニットで除熱後の 気体は原子炉格納容器外周部に放出された後に 上部区画に流入することから、事象発生の 24 時 間以前に最高値を迎えるが格納容器再循環ユニ ット切替後に一時的に上昇傾向となる。

: 川内 1 / 2号炉は SCV、玄海 3 / 4号炉は PCCV。

付録 8 : 常設電動注入ポンプ、格納容器再循環ユニット他の設備比較（解析条件）の影響

「溶融炉心・コンクリート相互作用」有効性評価の結果比較

評価項目	判断基準	川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉	備 考
ベースマツト侵食深さ	溶融炉心による侵食によって、原子炉格納容器の構造部材の支持機能が喪失しないこと及び溶融炉心が適切に冷却されること。	有意な侵食は発生していない	有意な侵食は発生していない	

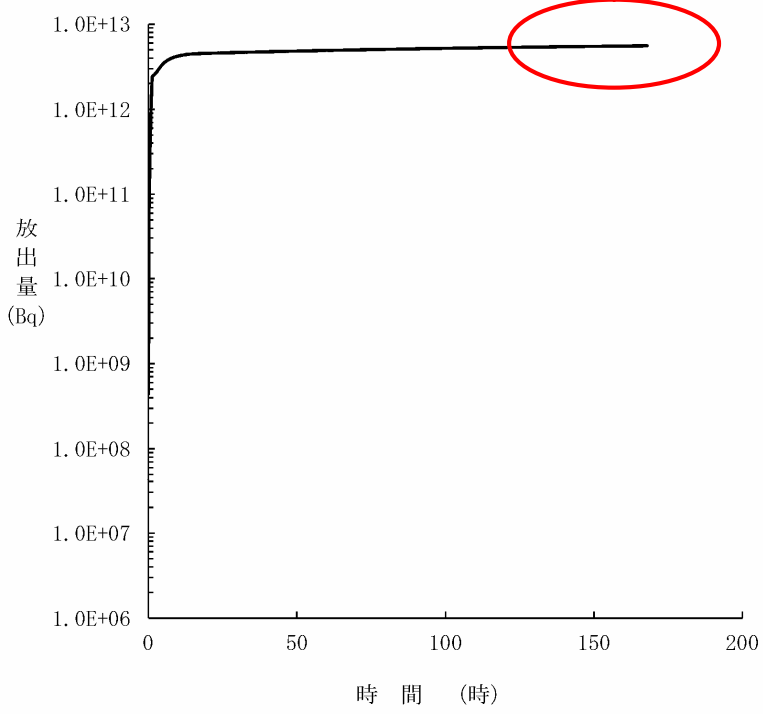
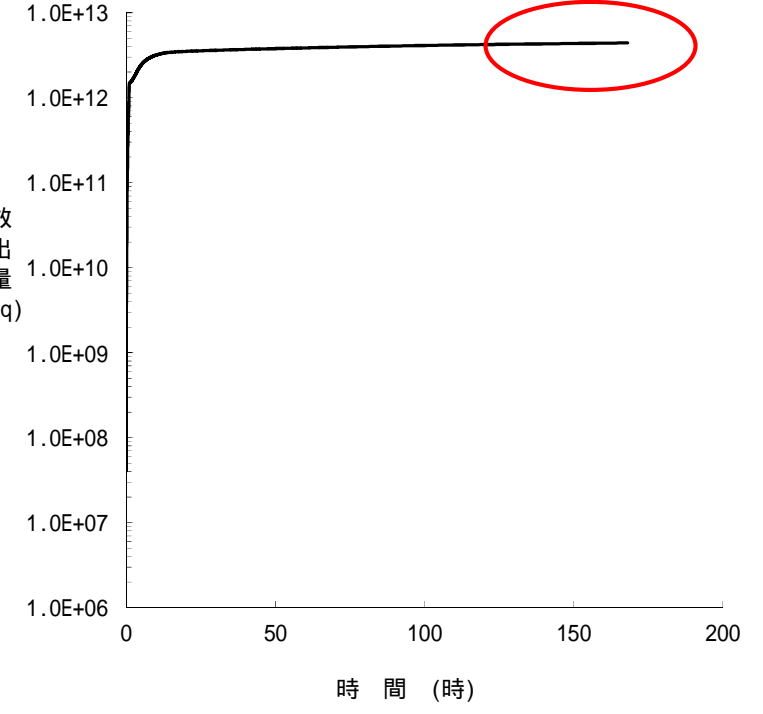
付録 8 : 常設電動注入ポンプ、格納容器再循環ユニット他の設備比較 (解析条件) の影響

川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉	備 考
<p>原子炉格納容器圧力の推移</p> <p>図 3.1.1.8 原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p>原子炉格納容器圧力の推移</p> <p>図 3.1.1.9 原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p><b>原子炉格納容器圧力の推移</b>                  川内 1 / 2号炉と玄海 3 / 4号炉の格納容器再循環ユニットの除熱特性が異なることで、原子炉格納容器圧力の最高値を迎えるタイミングが異なる。ただし、川内 1 / 2号炉及び玄海 3 / 4号炉ともに常設電動注入ポンプ及び格納容器再循環ユニットの容量は事象収束に十分な容量を確保している。</p>
<p>原子炉格納容器内温度の推移</p> <p>図 3.1.1.9 原子炉格納容器内温度の推移</p>	<p>原子炉格納容器内温度の推移</p> <p>図 3.1.1.10 原子炉格納容器内温度の推移</p>	<p><b>原子炉格納容器内温度の推移</b>                  川内 1 / 2号炉と玄海 3 / 4号炉の格納容器再循環ユニットの除熱特性が異なることで、原子炉格納容器内温度の最高値を迎えるタイミングが異なる。ただし、川内 1 / 2号炉及び玄海 3 / 4号炉ともに常設電動注入ポンプ及び格納容器再循環ユニットの容量は事象収束に十分な容量を確保している。</p>

付録 8 : 常設電動注入ポンプ、格納容器再循環ユニット他の設備比較 (解析条件) の影響

川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉	備 考
		<p><b>原子炉格納容器圧力の推移</b>                      短期的な挙動については川内 1 / 2号炉と玄海 3 / 4号炉とで大きな差異なし。なお、川内 1 / 2号炉及び玄海 3 / 4号炉ともに常設電動注入ポンプ及び格納容器再循環ユニットの容量は事象収束に十分な容量を確保している。</p>
		<p><b>原子炉格納容器内温度の推移</b>                      短期的な挙動については川内 1 / 2号炉と玄海 3 / 4号炉とで大きな差異なし。なお、川内 1 / 2号炉及び玄海 3 / 4号炉ともに常設電動注入ポンプ及び格納容器再循環ユニットの容量は事象収束に十分な容量を確保している。</p>
<p>図 3.1.1.10 原子炉格納容器圧力の推移 ( ~ 4 時間 )</p>	<p>図 3.1.1.11 原子炉格納容器圧力の推移 ( ~ 4 時間 )</p>	

付録 8 : 常設電動注入ポンプ、格納容器再循環ユニット他の設備比較 (解析条件) の影響

川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉	備 考
 <p data-bbox="409 1360 934 1396">図3.1.1.27 Cs-137積算放出放射エネルギーの推移</p>	 <p data-bbox="1478 1369 2003 1404">図3.1.1.28 Cs-137積算放出放射エネルギーの推移</p>	<p data-bbox="2279 598 2828 730">Cs-137積算放出放射エネルギーの推移 炉心内蓄積量、アニュラス負圧達成時間、エアロゾルの沈着効果等の相違により、評価結果が異なる。</p>

付録8：常設電動注入ポンプ、格納容器再循環ユニット他の設備比較（解析条件）の影響

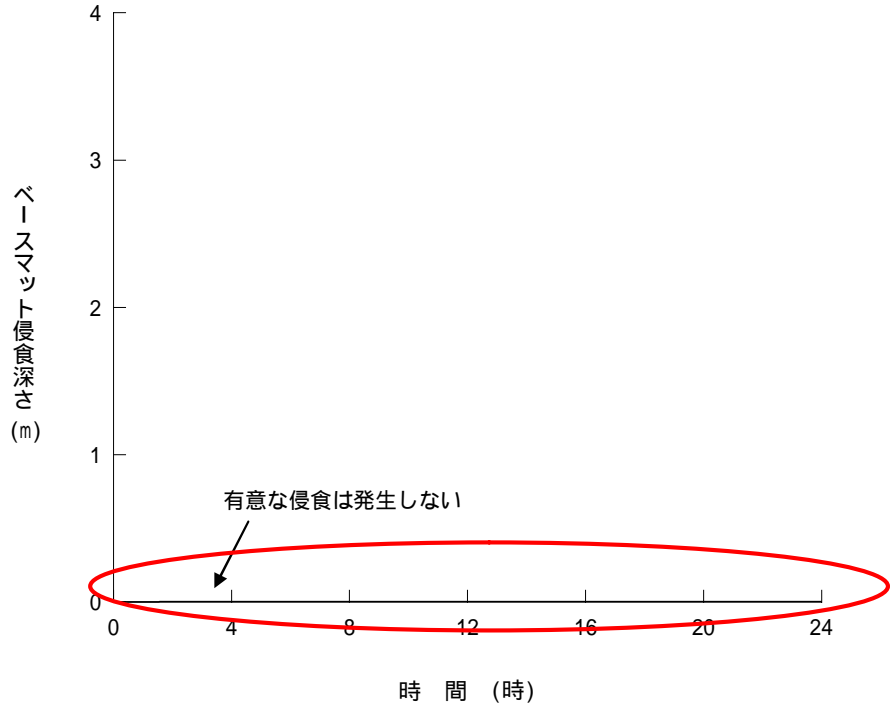
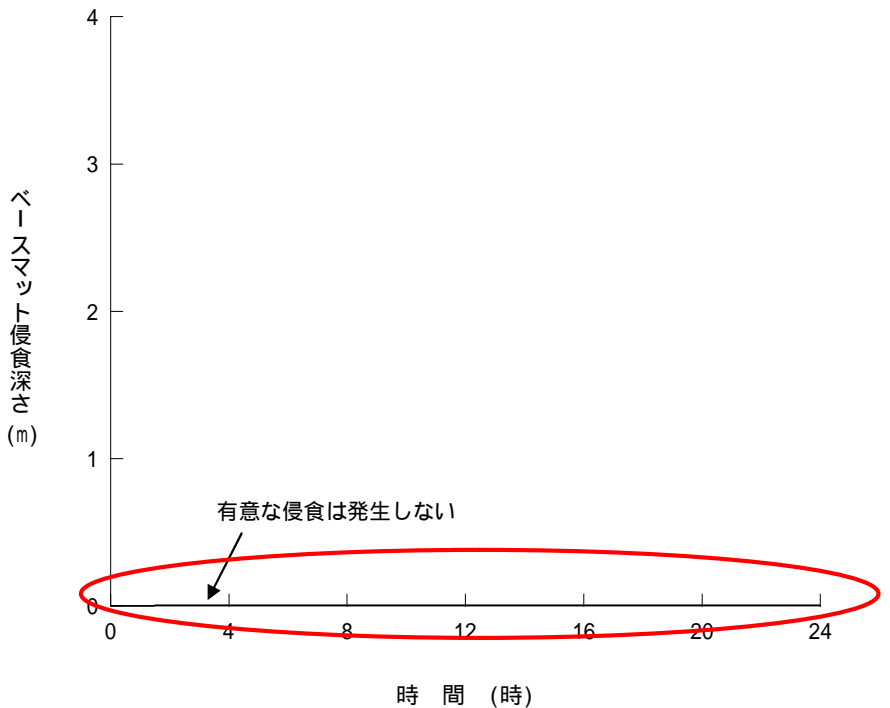
川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉	備 考
<p style="text-align: center;">単位：Bq (GROSS値)</p> <p style="text-align: center;">大 気 へ</p> <p style="text-align: center;">Cs-137放出量 約<math>5.6 \times 10^{12}</math>Bq</p> <p style="text-align: center;">アニュラス空気浄化設備 (フィルタ効率：99%) (負圧達成時間：78分)</p> <p style="text-align: center;">アニュラス部以外</p> <p style="text-align: center;">アニュラス</p> <p style="text-align: center;">↑97%      3%</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器からの漏えい：0.16%/day</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器内のCs-137</p> <p style="text-align: center;">(NUREG-1465に基づく放出割合)</p> <p style="text-align: center;">長時間運転した場合のCs-137の 炉心内蓄積量 約<math>3.3 \times 10^{17}</math>Bq</p> <p style="text-align: center;">・常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイによる低減 SRP6.5.2の評価式に基づく除去速度 ・原子炉格納容器内での沈着による低減 重力沈降速度を用いた評価式に基づく除去速度に基づき低減</p> <p style="text-align: center;">図3.1.1.28 Cs-137の大気放出過程</p>	<p style="text-align: center;">単位：Bq (GROSS値)</p> <p style="text-align: center;">大 気 へ</p> <p style="text-align: center;">Cs-137放出量 約<math>4.5 \times 10^{12}</math>Bq</p> <p style="text-align: center;">アニュラス空気浄化設備 (フィルタ効率：99%) (負圧達成時間：62分)</p> <p style="text-align: center;">アニュラス部以外</p> <p style="text-align: center;">アニュラス</p> <p style="text-align: center;">↑97%      3%</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器からの漏えい：0.16%/day</p> <p style="text-align: center;">原子炉格納容器内のCs-137</p> <p style="text-align: center;">(NUREG-1465に基づく放出割合)</p> <p style="text-align: center;">長時間運転した場合のCs-137の 炉心内蓄積量 約<math>3.5 \times 10^{17}</math>Bq</p> <p style="text-align: center;">・常設電動注入ポンプを用いた代替格納容器スプレイによる低減 SRP6.5.2の評価式に基づく除去速度 ・原子炉格納容器内での沈着による低減 重力沈降速度を用いた評価式に基づく除去速度に基づき低減</p> <p style="text-align: center;">図3.1.1.29 Cs-137の大気放出過程</p>	<p>Cs-137積算放出放射エネルギーの推移 炉心内蓄積量、アニュラス負圧達成時間、エアロゾルの沈着効果等の相違により、評価結果が異なる。</p>



付録 8 : 常設電動注入ポンプ、格納容器再循環ユニット他の設備比較 (解析条件) の影響

川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉	備 考
<p>図3.1.2.7 原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p>図3.1.2.8 原子炉格納容器圧力の推移</p>	<p>原子炉格納容器圧力の推移 川内 1 / 2号炉と玄海 3 / 4号炉の格納容器再循環ユニットの除熱特性が異なることで、原子炉格納容器圧力の最高値を迎えるタイミングが異なる。ただし、川内 1 / 2号炉及び玄海 3 / 4号炉ともに常設電動注入ポンプ及び格納容器再循環ユニットの容量は事象収束に十分な容量を確保している。</p>
<p>図3.1.2.8 原子炉格納容器内温度の推移</p>	<p>図3.1.2.9 原子炉格納容器内温度の推移</p>	<p>原子炉格納容器内温度の推移 川内 1 / 2号炉と玄海 3 / 4号炉の格納容器再循環ユニットの除熱特性が異なることで、原子炉格納容器内温度の最高値を迎えるタイミングが異なる。ただし、川内 1 / 2号炉及び玄海 3 / 4号炉ともに常設電動注入ポンプ及び格納容器再循環ユニットの容量は事象収束に十分な容量を確保している。</p>

付録 8 : 常設電動注入ポンプ、格納容器再循環ユニット他の設備比較 (解析条件) の影響

川内原子力発電所 1 / 2 号炉	玄海原子力発電所 3 / 4 号炉	備 考
 <p data-bbox="379 1365 875 1402">図 3.5.2 ベースマット侵食深さの推移</p>	 <p data-bbox="1484 1386 1979 1423">図 3.5.2 ベースマット侵食深さの推移</p>	<p data-bbox="2267 693 2828 798"> <u>ベースマット侵食深さの推移</u>                      川内 1 / 2 号炉と玄海 3 / 4 号炉とで大きな差異なし。                 </p>

付録 8 : 常設電動注入ポンプ、格納容器再循環ユニット他の設備比較 (解析条件) の影響

添付

原子炉格納容器内の自然沈着について

原子炉格納容器内におけるエアロゾルの自然沈着については、NUPECによる検討「平成9年度 NUREG-1465のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価」(平成10年3月)において、エアロゾルの重力沈着速度を用いたモデルが検討されている。

このモデルの概要を以下に示す。

原子炉格納容器内での重力沈降速度を $k_g$ とすると、原子炉格納容器内のFPの沈着による減少率は原子炉格納容器内が一様に混合されているものとし、以下の式から求められる。

$$\lambda_d = k_g \frac{A_f}{V_g}$$

$\lambda_d$  : 自然沈着率 (1/s)  
 $k_g$  : 重力沈降速度 (m/s)  
 $A_f$  : 原子炉格納容器床面積 (m<sup>2</sup>)  
 $V_g$  : 原子炉格納容器自由体積 (m<sup>3</sup>)

よって、下表のとおり、原子炉格納容器自由体積に対する原子炉格納容器床面積の比率が大きくなる玄海3/4号炉の方が自然沈着率は大きくなる。

	川内1/2号炉	玄海3/4号炉
原子炉格納容器床面積 ( $A_f$ )	1,250m <sup>2</sup>	1,450m <sup>2</sup>
原子炉格納容器自由体積 ( $V_g$ )	80,100m <sup>3</sup>	72,900m <sup>3</sup>
比率 ( $A_f/V_g$ )	約0.016	約0.020

付録9：格納容器再循環ユニットの設備比較（解析条件）の影響

	川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉
配置イメージ図 添 1.5.2-83		
相違点	<p>ダクト開放機構あり 再循環ユニットダクトはCV最下階の圧力ヘッダ室まで開口部がないことから、開口部の水没対策としてダクト開放機構（開放設定温度 110℃）を設けている。</p>	<p>ダクト開放機構なし 再循環ユニットダクトはフロア毎に開口部があり、開口部の水没が生じないことから、ダクト開放機構を設けていない。</p>

図1 格納容器再循環ユニット設備の相違

付録9：格納容器再循環ユニットの設備比較（解析条件）の影響

「全交流動力電源喪失（RCP シール LOCA が発生する場合）」有効性評価の結果比較

評価項目	判断基準	川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉	備考
燃料被覆管の 最高温度	1,200 以下	初期値（約 380 ）以下	初期値（約 390 ）以下	初期定常状態における燃料被覆管温度の相違。
燃料被覆管の 酸化量	酸化反応が著しくなる 前の被覆管厚さの 15%以下	当該温度条件では、酸化反 応は著しくならない。	同左	
原子炉冷却材圧力バウ ンダリにかかる圧力	最高使用圧力の 1.2 倍 （ 20.59MPa[gage] ）	約 16.2MPa[gage]	約 16.3MPa[gage]	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力を評 価する際に考慮する 1 次系において生じる圧力 損失等の相違。
原子炉格納容器 圧力	川内 1 / 2号炉： 0.245MPa[gage] 玄海 3 / 4号炉： 0.392MPa[gage]	約 0.178MPa[gage]	約 0.130MPa[gage]	川内 1 / 2号炉については、格納容器再循環ユ ニットダクトにダクト開放機構が設置されてお り、原子炉格納容器内温度が 110 に到達した段 階でダクト開放機構が開放され、除熱が開始さ れる。玄海 3 / 4号炉については、ダクト開放 機構が設置されていないことから、移動式大容 量ポンプ車による格納容器再循環ユニットへの 冷却水通水が完了していれば、除熱特性が確認 されている 100 より除熱が開始される。玄海 3 / 4号炉の評価においては、100 に到達した時 点から格納容器内自然対流冷却が開始するもの としている。
原子炉格納容器 内温度	川内 1 / 2号炉： 127 玄海 3 / 4号炉： 144	約 110	約 100	
安定停止状態	原子炉が安定停止状態 に導かれる時点	約 4 時間後 （ 高温の停止状態 ）	約 8 時間後 （ 高温の停止状態 ）	1 次系圧力、温度及び 1 次系保有水量が維持で きる時間を評価していることから、川内 1 / 2 号炉と玄海 3 / 4号炉で評価結果の差異が生じ る。

：川内 1 / 2号炉は SCV、玄海 3 / 4号炉は PCCV。

付録9：格納容器再循環ユニットの設備比較（解析条件）の影響

川内原子力発電所 1 / 2号炉	玄海原子力発電所 3 / 4号炉	備 考
		<p>原子炉格納容器圧力の長期間の推移 ダクト開放機構の有無により、川内 1 / 2号炉では原子炉格納容器内温度が110 となった段階で格納容器再循環ユニットの除熱が開始され、玄海 3 / 4号炉においては100 となった段階で格納容器再循環ユニットの除熱が開始されるように評価を実施している。このため、原子炉格納容器圧力の挙動に少し差が生じている。</p>
<p>図2.2.26 原子炉格納容器圧力の長期間の推移（RCPシールLOCAが発生する場合）</p>	<p>図 2.2.27 原子炉格納容器圧力の長期間の推移 （RCP シール LOCA が発生する場合）</p>	<p>原子炉格納容器内温度の長期間の推移 ダクト開放機構の有無により、川内 1 / 2号炉では原子炉格納容器内温度が110 となった段階で格納容器再循環ユニットの除熱が開始され、玄海 3 / 4号炉においては100 となった段階で格納容器再循環ユニットの除熱が開始されるように評価を実施している。このため、原子炉格納容器内温度の挙動に少し差が生じている。</p>
<p>図2.2.27 原子炉格納容器内温度の長期間の推移（RCPシールLOCAが発生する場合）</p>	<p>図 2.2.28 原子炉格納容器内温度の長期間の推移 （RCP シール LOCA が発生する場合）</p>	

参考1：高圧注入ポンプ（充てん／高圧注入ポンプ）最小注入特性

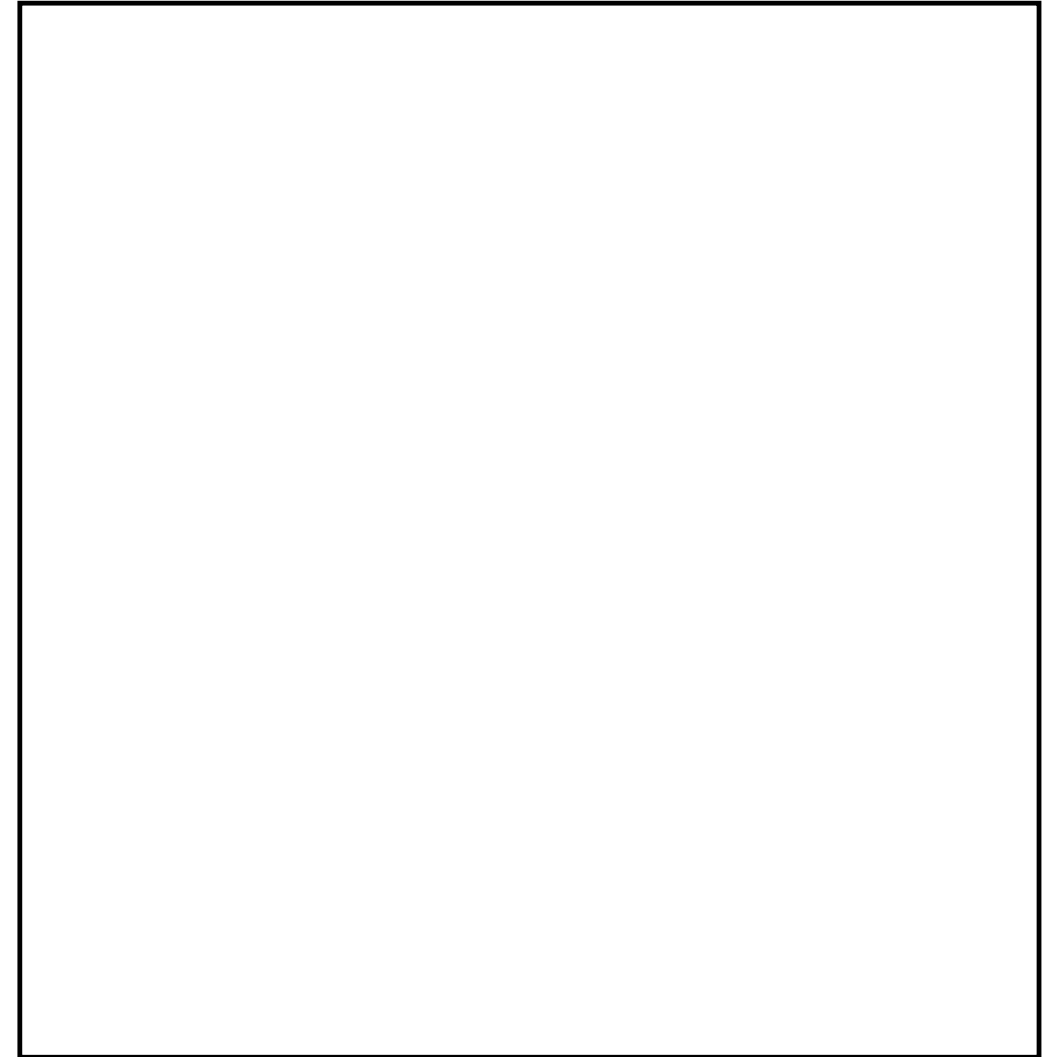
川内原子力発電所 1 / 2号炉

玄海原子力発電所 3 / 4号炉



第1図 充てん/高圧注入ポンプの最小注入流量（2台運転時）

□内は商業機密に属するものですので公開できません



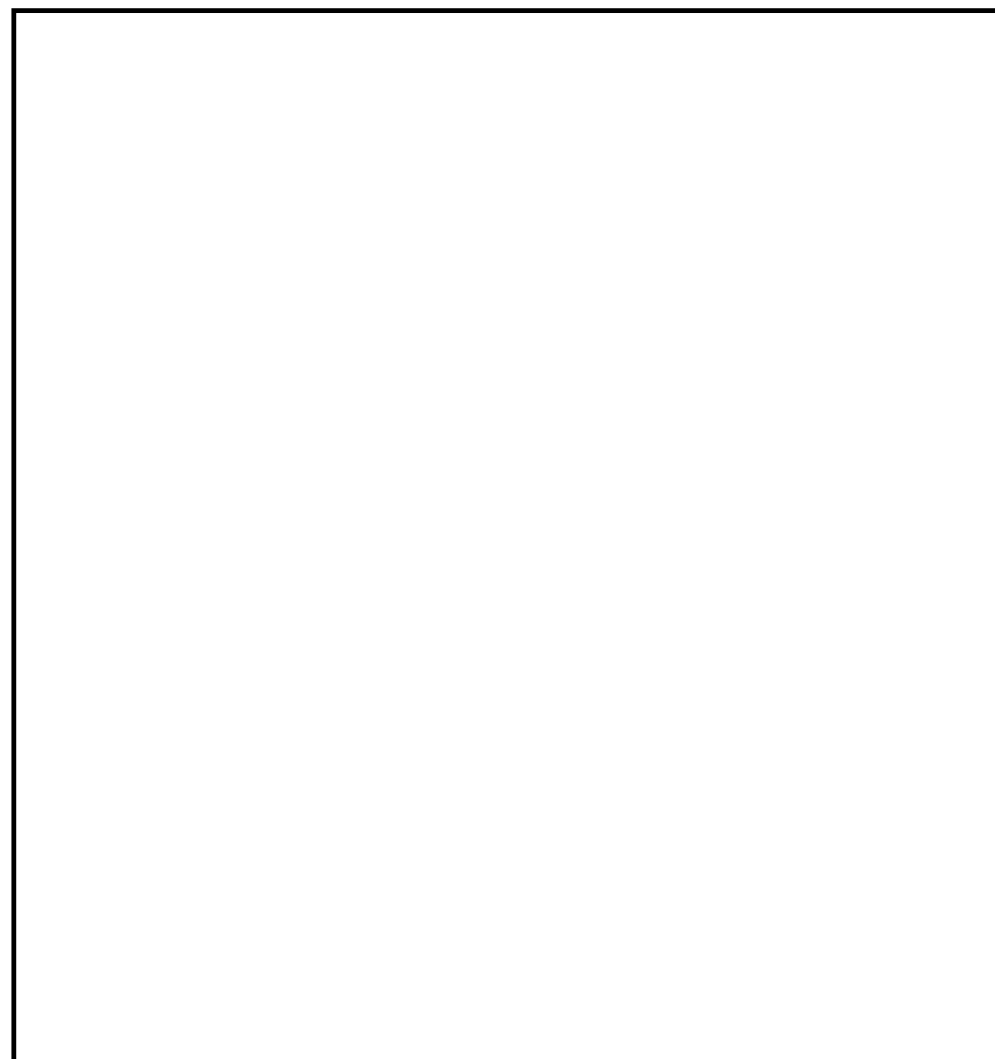
第1図 高圧注入ポンプの最小注入流量（2台運転時）

□内は商業機密に属するものですので公開できません

参考2：余熱除去ポンプ最小注入特性

川内原子力発電所 1 / 2 号炉

玄海原子力発電所 3 / 4 号炉



第 1 図 余熱除去ポンプの最小注入流量（2 台運転時）

第 1 図 余熱除去ポンプの最小注入流量（2 台運転時）

□ 内は商業機密に属するものですので公開できません

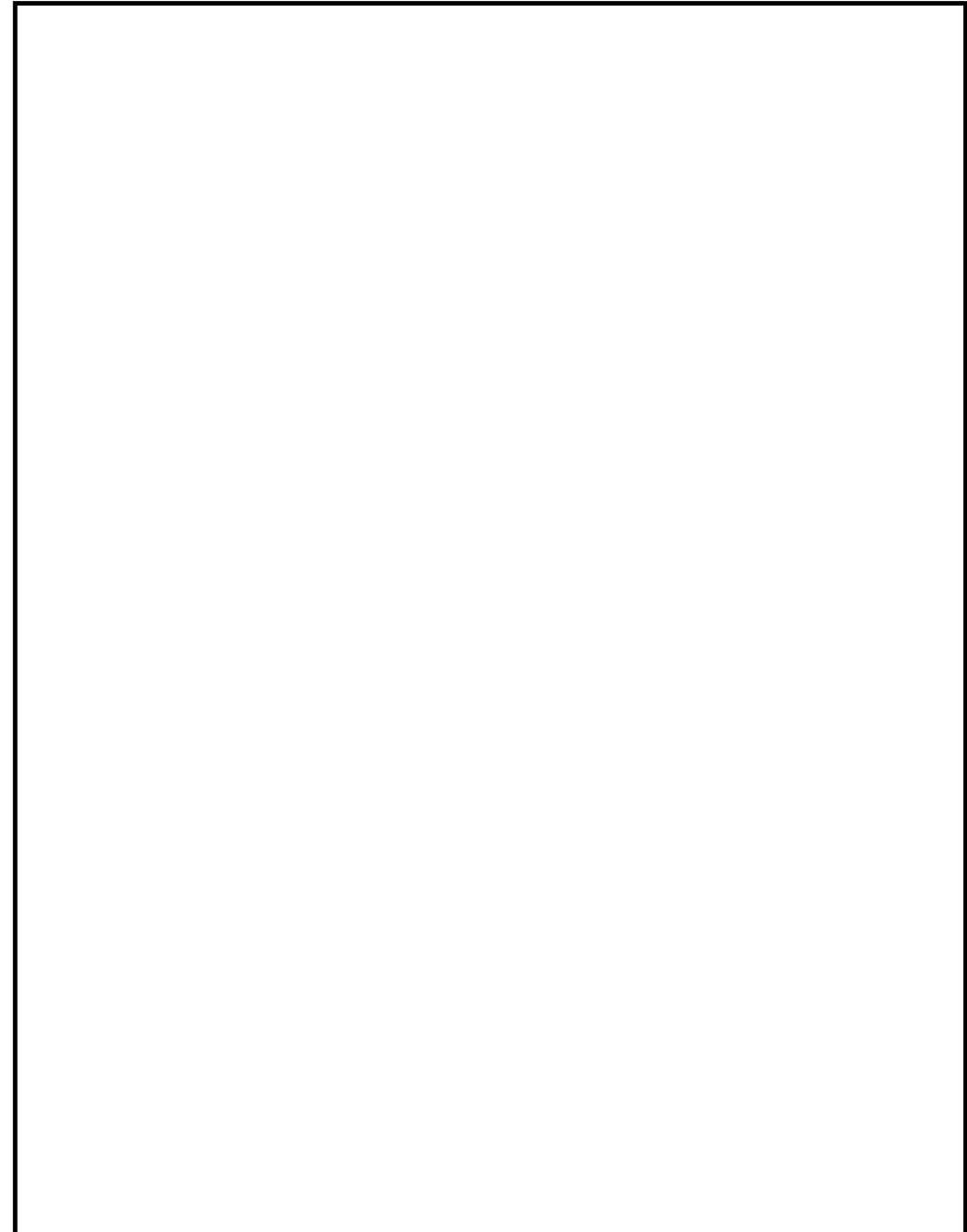
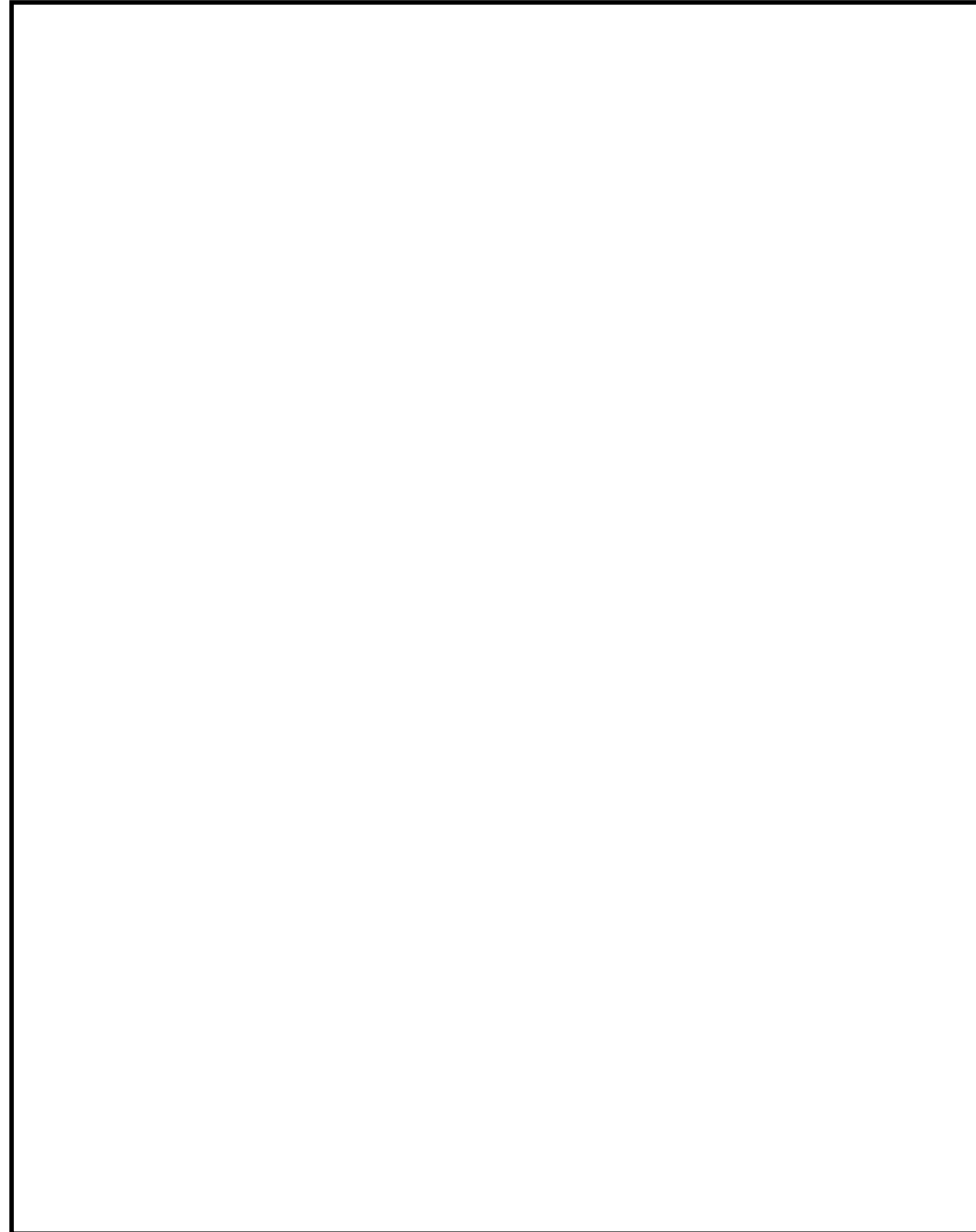
□ 内は商業機密に属するものですので公開できません



参考3：高圧注入ポンプ（充てん／高圧注入ポンプ）及び余熱除去ポンプ最大注入特性

川内原子力発電所 1 / 2 号炉

玄海原子力発電所 3 / 4 号炉



第1図 安全注入特性（最大注入特性）  
（充てん／高圧注入ポンプ2台及び余熱除去ポンプ2台）

第1図 安全注入特性（最大注入特性）  
（高圧注入ポンプ2台及び余熱除去ポンプ2台）

内は商業機密に属するものですので公開できません

内は商業機密に属するものですので公開できません

参考4：「原子炉停止機能喪失」におけるドップラ特性

川内原子力発電所 1 / 2号炉

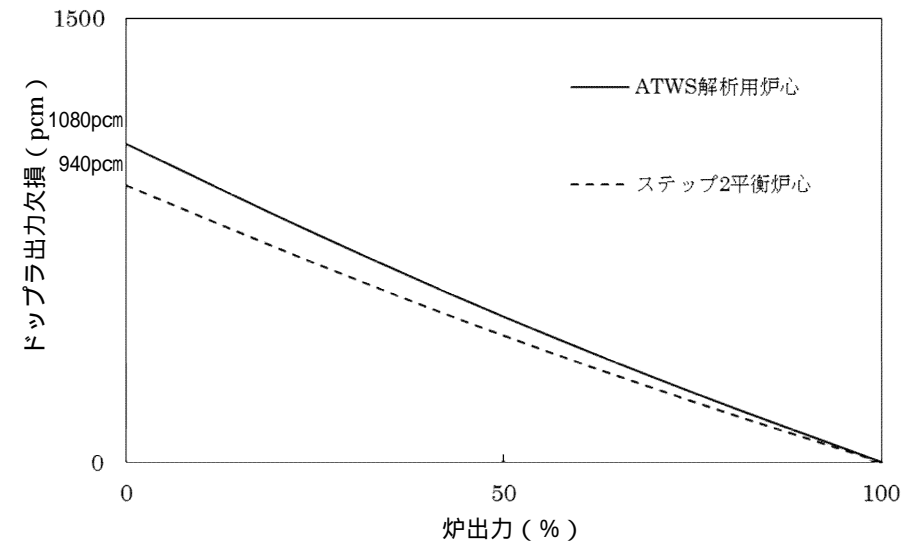


図 ドップラ出力欠損  
(ウラン燃料平衡炉心を代表するドップラ特性)

玄海原子力発電所 3 / 4号炉

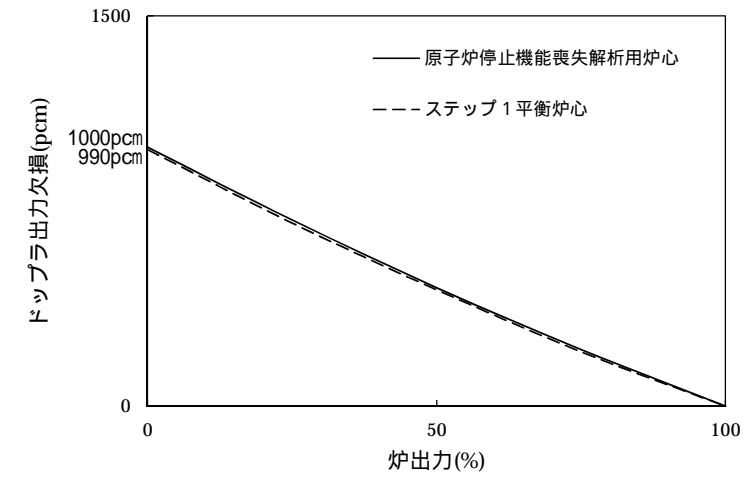


図 ドップラ出力欠損  
(ウラン燃料平衡炉心のドップラ特性)

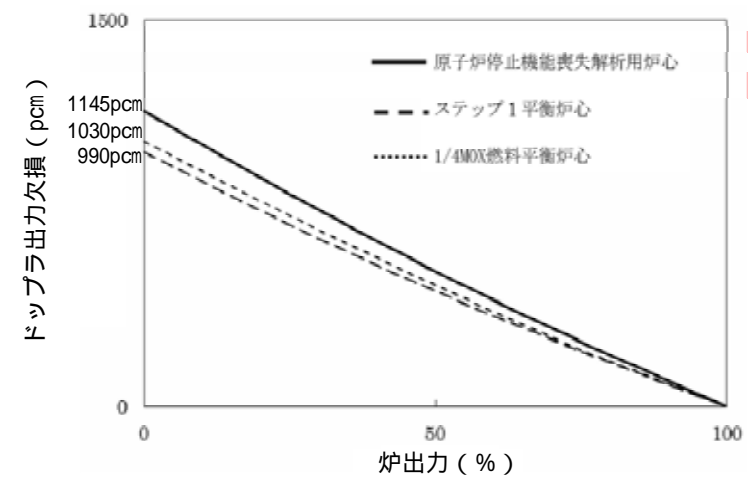


図 ドップラ出力欠損  
(ウラン燃料平衡炉心とMOX燃料平衡炉心を代表するドップラ特性)

## 解析に使用する初期定常運転条件の定常誤差について

重大事故等対策の有効性評価に係る解析に使用する初期定常運転条件として、下表に示すとおり、定格値に対し、定常誤差を考慮している。

表 解析に使用する初期定常運転条件について

	定 格 値	定常誤差
炉 心 熱 出 力	3,411MWt	± 2%
1 次 系 圧 力	15.41MPa [gage]	± 0.21MPa
1 次 冷 却 材 平 均 温 度	307.1	± 2.2

これらの定常誤差は、下記に示すような誤差に基づいて求められたものである。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、炉心熱出力、1次系圧力、1次冷却材平均温度の初期値として定格値を用いる。

## ( 1 ) 炉心熱出力

	原子炉熱出力の測定精度 (定格値に対して)	原子炉熱出力計算 に及ぼす誤差
給水温度	± 0.5 %	± 0.3 % *
給水圧力	± 5 %	
蒸気圧力	± 2 %	
給水流量	± 1.25 %	± 1.25%
余 裕		± 0.45%
		合 計 ± 2.0 %

## \* エンタルピ誤差

給水エンタルピ誤差	± 5.2kJ/kg
蒸気エンタルピ誤差	± 1.4kJ/kg
蒸気エンタルピと給水エンタルピの差	1822kJ/kg

$$\text{エンタルピ誤差} = \frac{\sqrt{5.2^2 + 1.4^2}}{1822} \times 100\% \approx 0.3\%$$

なお、炉心熱出力に係る定常誤差として、原子炉熱出力計算に及ぼす誤差に余裕を考慮して2%を用いているが、炉心熱出力(3,411MW)に対して1次冷却材ポンプによる入熱(約16MW)及び抽出水による熱損失等(約4MW)を考慮した原子炉熱出力(3,423MW)はほぼ同じであり、その影響は軽微である。

( 2 ) 1次系圧力

加圧器圧力制御系の誤差  $\pm 2\%$

スパン6.5MPa ( 測定レンジ11.0 ~ 17.5MPa[gage] )

誤差  $\pm 2\%$  に対して  $6.5\text{MPa} \times (\pm 0.02) = \pm 0.13\text{MPa}$

解析では、この誤差に余裕をみて  $\pm 0.21\text{MPa}$  としている。

( 3 ) 1次冷却材平均温度

定常状態として制御棒が停止している状態を考えると、1次冷却材平均温度の誤差は制御棒制御系 ( 制御棒引き抜き、挿入のバイステーブルまで ) の誤差と不感帯の和となる。

制御棒制御系	$\pm 1.1$
不感帯	$\pm 0.9$
余 裕	$\pm 0.2$
合 計	$\pm 2.2$

## 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

### 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等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条件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<sup>1</sup>を対象に実施した「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」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く、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機能が喪失する事故」では、多様化自動作動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機能が喪失する事故」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、ウラン燃料を装荷した炉心において、炉心サイクル寿命中の変化、取替炉心のばらつき及び解析コードの不確かさを考慮し、有効性評価結果を厳しくするようMTC 初期値を設定した。これにより、炉心運用の影響も考慮した原子炉停止機能喪失

<sup>1</sup> 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、多様化自動作動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。

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機能が喪失する事故」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 <sup>2</sup>	原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力の最高値
最適評価条件	最確値 <sup>*1</sup>	最確値	仮定しない	約 18.4MPa[gage]
ケース 1	-13pcm /	最確値	仮定しない	約 18.7MPa[gage]
ケース 2	最確値 <sup>*1</sup>	最確値+20%	仮定しない	約 18.4MPa[gage]
ケース 3	最確値 <sup>*1</sup>	最確値	仮定する	約 18.4MPa[gage]

\* 1 : 約 - 28pcm / (平衡炉心評価値であり核的不確かさ含まず)

<sup>2</sup> 初期定常誤差は、炉心熱出力 ( 2 % )、1 次冷却材平均温度 ( 2.2 ) 及び 1 次系圧力 ( 0.21MPa ) である。

## 重大事故等対策の有効性評価に用いた崩壊熱の設定について

### 1. 重大事故等有効性評価に用いた崩壊熱について

玄海原子力発電所 3 号炉 (48GWd/t+MOX) 及び 4 号炉 (48GWd/t) における重大事故等有効性評価に用いた炉心崩壊熱は、使用する燃料の燃料仕様を考慮したものとしている。具体的な取扱いは以下の通り。

### 2. 崩壊熱評価手法

核分裂生成物 (FP) 崩壊熱については「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)」において使用が認められている日本原子力学会推奨値 (不確定性 (3 A) 込み) を用い、アクチニド崩壊熱に関しては十分実績のある ORIGEN2 コード評価値 (不確定性 (20%) 込み) を用いている。

### 3. 評価用崩壊熱の設定について (ウラン炉心)

玄海原子力発電所 3、4 号炉における重大事故等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の平均的な崩壊熱を表す炉心平均評価用崩壊熱を設定している。それぞれの設定方法を以下に示す。

#### (1) 高温点評価用崩壊熱

##### ウラン燃料崩壊熱

- ・燃料濃縮度 ... 3.0wt%<sup>1</sup> (集合体燃焼度制限 48GWd/t 対応燃料)  
4.0wt%<sup>1</sup> (集合体燃焼度制限 55GWd/t 対応燃料)
- ・線出力密度 ... 17.1kW/m<sup>2</sup>
- ・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)
- ・評価燃焼度 ... 62GWd/t (集合体燃焼度制限 48GWd/t 対応燃料)  
71GWd/t (集合体燃焼度制限 55GWd/t 対応燃料)  
(高温点評価で使用することを想定し、最も崩壊熱が厳しくなる燃料ペレット燃焼度制限に達するとして設定)

1 濃縮度は低い方が、以下の効果により崩壊熱が大きくなることから、48GWd/t、55GWd/t 対応燃料のそれぞれに対して、設計拡張事象解析用崩壊熱の適用範囲の下限濃縮度 (「PWR の安全解析用崩壊熱について」MHI-NES-1010 改 4 平成 25 年 7 月 三菱重工業 参照) として設定。

- ・U238 のインベントリが多いことから、U238 の中性子捕獲によりアクチニド核種が生成されやすい。
- ・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。

2 高温点評価用崩壊熱の算出にあたっては、炉心平均線出力密度である 17.1kW/m



を用いているが、高温点評価にあたっては、設計基準事象の場合の取り扱いと同様、当該崩壊熱を評価対象となる燃料棒、燃料集合体の出力で規格化した崩壊熱を使用している。(以下、高温点評価用崩壊熱に関しては同様。)

#### 高温点評価用崩壊熱曲線の設定

で求めたウラン燃料の崩壊熱計算結果を図1に示す。重大事故等有効性評価では、設計基準事象で想定した $1 \times 10^4$ 秒以降の冷却期間も評価対象となるため、設計基準事象で設定した崩壊熱曲線より長い冷却期間を対象として設定する必要がある。そこで、重大事故等有効性評価に用いる解析用崩壊熱曲線は、 $1 \times 10^4$ 秒までは設計基準事象解析用崩壊熱と同一とし、 $1 \times 10^4$ 秒を超える冷却期間については、上記で評価したベースとする崩壊熱に対し、考慮されていない崩壊熱への寄与分として、燃料集合体構造材放射化発熱、燃料製造公差の崩壊熱への影響、及びプラント・燃料仕様の差異による崩壊熱増分を包含するよう1.05を乗じ、これらの包絡値をウラン炉心の重大事故等有効性評価の高温点評価用崩壊熱として設定した。高温点評価用崩壊熱を図1の実線に示す。

### (2) 炉心平均崩壊熱

#### ウラン燃料崩壊熱

- ・燃料濃縮度 ... 4.1wt% (集合体燃焼度制限 48GWd/t 対応燃料)  
4.8wt% (集合体燃焼度制限 55GWd/t 対応燃料)
- ・線出力密度 ... 17.9kW/m
- ・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)
- ・評価燃焼度 ... 16,32,48GWd/t (集合体燃焼度制限 48GWd/t 対応燃料)  
18,37,55GWd/t (集合体燃焼度制限 55GWd/t 対応燃料)

均等3バッチ取替を想定し、3回照射燃料は全て集合体最高燃焼度制限に達するものとして、各バッチの代表燃焼度を設定

#### 炉心平均崩壊熱曲線の設定

で求めたウラン燃料崩壊熱を図2に示す。燃料濃縮度毎のウラン炉心の平均崩壊熱(照射回数毎の崩壊熱を平均したものを)を図3に示す。これらの崩壊熱に対し、更に前述の算出過程で考慮されていない崩壊熱寄与分として、燃料集合体構造材及び炉内構造物放射化発熱を包含するよう1.02を乗じたものを、炉心平均評価用崩壊熱として設定した。炉心平均評価用崩壊熱を図3の実線に示す。

### (3) ウラン燃料の評価用崩壊熱設定の考え方

集合体燃焼度制限 48GWd/t 対応燃料と集合体燃焼度制限 55GWd/t 対応燃料の崩壊熱は、図1~図3に示すとおりほぼ同等であり、これらの崩壊熱の差が有効性評価に与える影響は有意ではないことから、ウラン燃料の評価用崩壊熱の設定にあたっては、

集合体燃焼度制限 48GWd/t 対応燃料に加えて、集合体燃焼度制限 55GWd/t 対応燃料の崩壊熱まで考慮して設定することとした。

#### 4. 評価用崩壊熱の設定について (MOX 炉心)

玄海原子力発電所 3、4 号炉における重大事故等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、炉心の平均的な崩壊熱を表す炉心平均評価用崩壊熱を設定している。それぞれの設定方法を以下に示す。

##### (1) 高温点評価用崩壊熱

###### ウラン燃料崩壊熱

ウラン燃料崩壊熱については、3.(1) ウラン燃料崩壊熱と同一である。

###### MOX 燃料崩壊熱

MOX 燃料の Pu 組成は、再処理されるウラン燃料の初期濃縮度、取出燃焼度、冷却期間等により異なるため、安全審査等においては、代表的ないくつかの取出燃料から得られる Pu 組成を考慮している。このうち、高温点評価用崩壊熱の評価では、現実には発生しないと考えられるが、4.1wt%濃縮ウラン相当の反応度をもつ組成の中で、最も崩壊熱が大きい低 Pu 組成よりも Pu-f 割合が低く、評価上中性子束が上昇しアクチノイド核種の高次化がより進むため低 Pu 組成より崩壊熱が大きくなる通常外 Pu 組成 (Pu-f 割合が 55wt%となるような Pu 組成) を用い、さらに崩壊熱に寄与の大きな Am-241 を 5 年保管相当に増加させた組成を使用した。

- ・ Pu 含有率 ... 13.0wt% (Pu-f 富化度 : 6.9wt%)
- ・ Pu 組成 ... 通常外 Pu 組成 : Pu-238/Pu-239/Pu-240/Pu-241/Pu-242/Am-241  
= 4.1/45.4/25.3/7.5/13.0/4.7wt%
- ・ 線出力密度... 17.1kW/m
- ・ 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)
- ・ 評価燃焼度... 62GWd/t

高温点評価で使用することを想定し、最も崩壊熱が厳しくなる燃料ペレット燃焼度制限に達するとして設定

##### 高温点評価用崩壊熱曲線の設定

で求めたウラン燃料崩壊熱と、で求めた MOX 燃料崩壊熱を図 4 に示す。重大事故等有効性評価では、設計基準事象で想定した  $1 \times 10^4$  秒以降の冷却期間も評価対象となるため、設計基準事象で設定した崩壊熱曲線より長い冷却期間を対象として設定する必要がある。そこで、重大事故等有効性評価に用いる解析用崩壊熱曲線は、 $1 \times 10^4$  秒までは設計基準事象解析用崩壊熱と同一とし、 $1 \times 10^4$  秒を超える冷却期間については、上記で評価したベースとする崩壊熱に対し、考慮されていない崩壊熱への寄与分として、燃料集合体構造材放射化発熱、燃料製造公差の崩壊熱への影響、及びプラント・燃料仕様の差異による崩壊熱増分を包含するよう 1.05 を乗じ、

これらの包絡値を MOX 燃料とウラン燃料が混在した炉心の重大事故等有効性評価の高温点評価用崩壊熱として設定した。高温点評価用崩壊熱を図 4 の実線に示す。

## (2) 炉心平均崩壊熱

### ウラン燃料崩壊熱

- ・燃料濃縮度 ... 4.1wt% (集合体燃焼度制限 48GWd/t 対応燃料)
- ・線出力密度 ... 17.9kW/m
- ・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)
- ・評価燃焼度 ... 16,32,48GWd/t (集合体燃焼度制限 48GWd/t 対応燃料)

均等 3 バッチ取替を想定し、3 回照射燃料は全て集合体最高燃焼度制限に達するものとして、各バッチの代表燃焼度を設定

### MOX 燃料崩壊熱

安全審査等において考慮されている Pu 組成うち、炉心平均評価用崩壊熱の評価では、4.1wt%濃縮ウラン相当の反応度をもつ組成の中で最も崩壊熱が大きい低 Pu 組成を使用した。評価条件を以下に示す。

- ・Pu 含有率 ... 10.9wt% (Pu-f 富化度 : 7.0wt%)
- ・Pu 組成 ... 低 Pu 組成 : Pu-238/Pu-239/Pu-240/Pu-241/Pu-242/Am-241  
= 2.1/54.5/25.0/9.3/6.4/2.7wt%

- ・線出力密度 ... 17.9kW/m
- ・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)
- ・評価燃焼度 ... 15,30,45GWd/t

均等 3 バッチ取替を想定し、3 回照射燃料は全て集合体最高燃焼度制限に達するものとして、各バッチの代表燃焼度を設定

### 炉心平均崩壊熱曲線の設定

で求めたウラン燃料崩壊熱を図 5 に、で求めた MOX 燃料崩壊熱を図 6 に示す。ウラン燃料の崩壊熱の平均(照射回数毎の崩壊熱を平均したもの)したウラン炉心の平均崩壊熱と、図 6 に示す MOX 燃料の崩壊熱を平均(照射回数毎の崩壊熱を平均したもの)し、続いて MOX 燃料の装荷規模を実際に想定される約 25%として(ウラン燃料 : MOX 燃料 = 145 体 : 48 体)平均した MOX 炉心の平均崩壊熱を図 7 の点線及び破線で示す。これらの崩壊熱の包絡値に対し、更に前述の算出過程で考慮されていない崩壊熱寄与分として、燃料集合体構造材及び炉内構造物放射化発熱を包含するよう 1.02 を乗じたものを、MOX 炉心の炉心平均評価用崩壊熱として設定した。炉心平均評価用崩壊熱を図 7 の実線に示す。

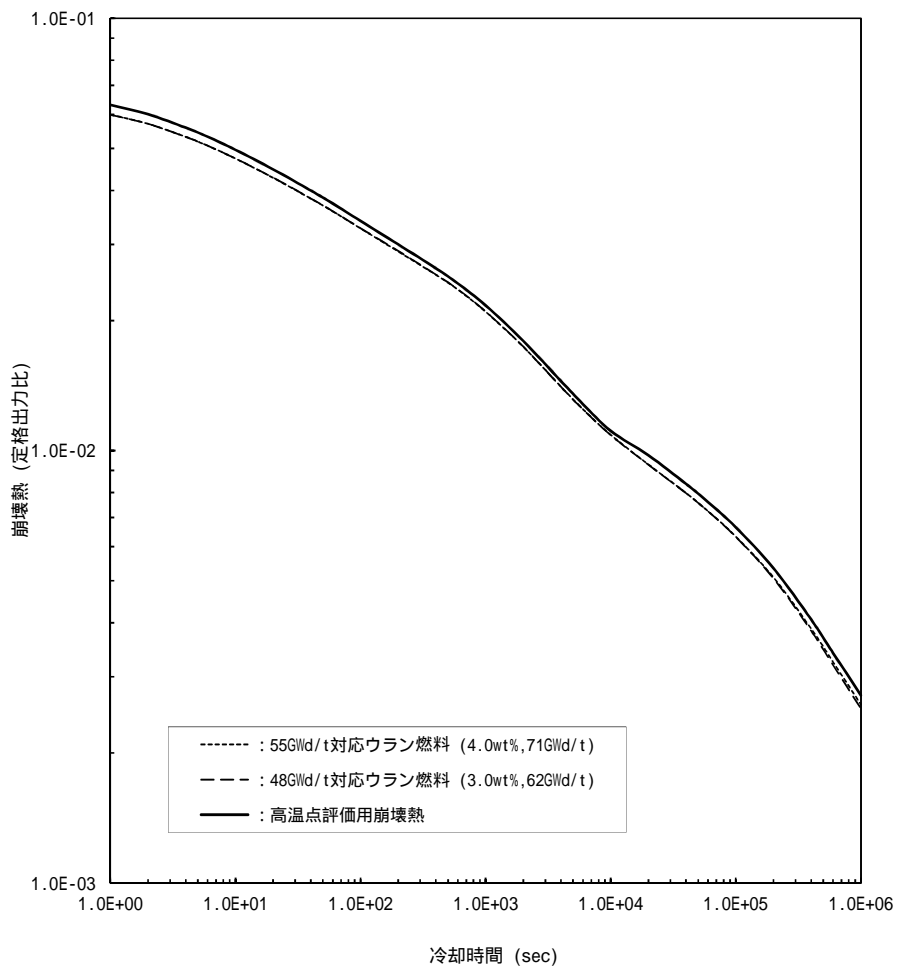


図1 ウラン炉心の高温点評価用崩壊熱

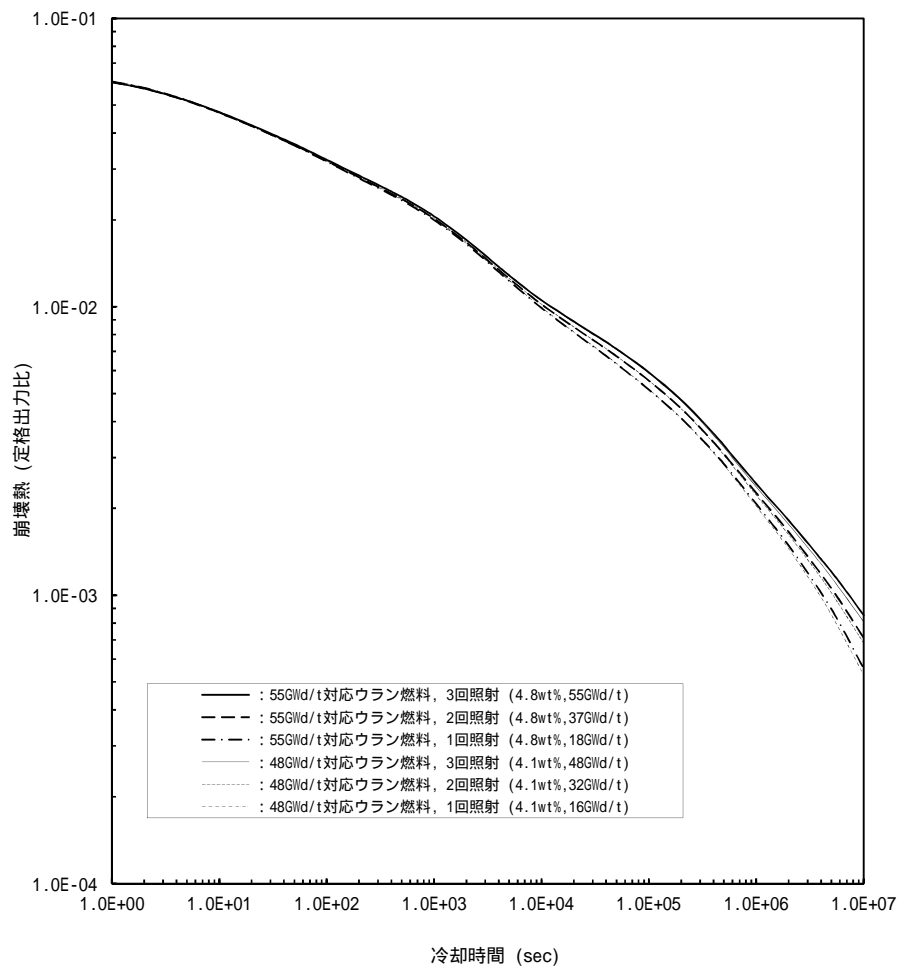


図2 ウラン燃料 照射回数毎の崩壊熱計算結果

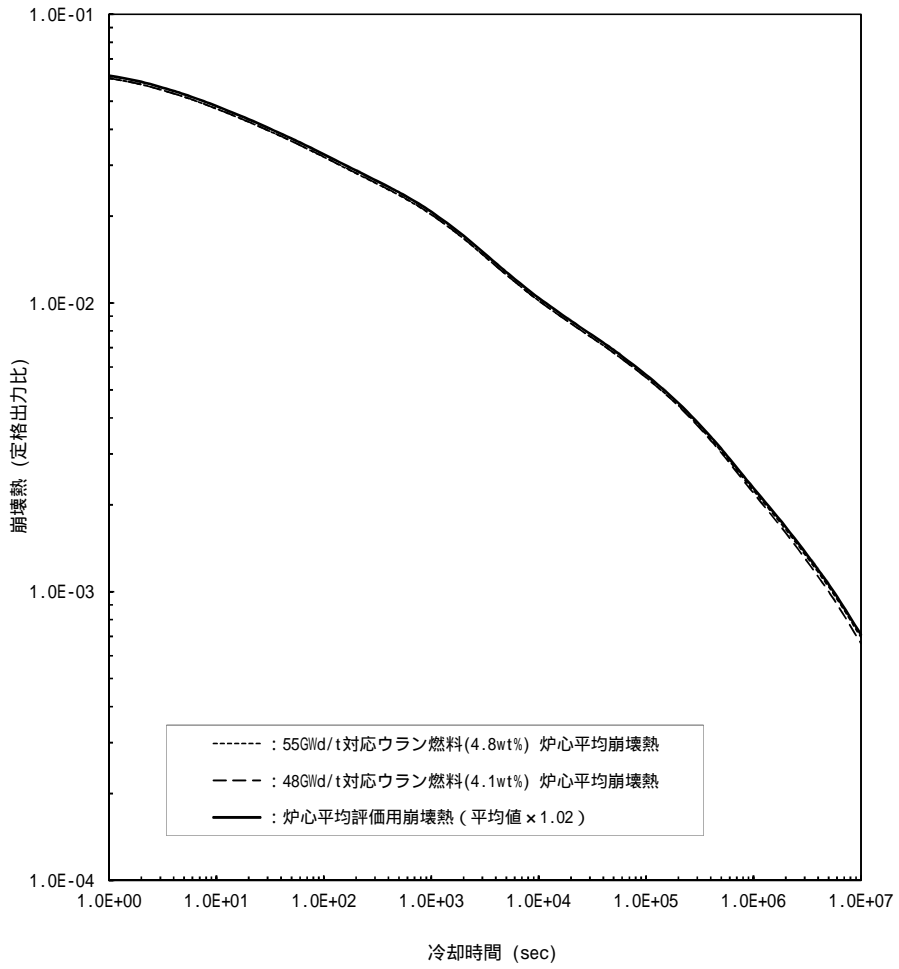


図3 ウラン炉心の炉心平均評価用崩壊熱

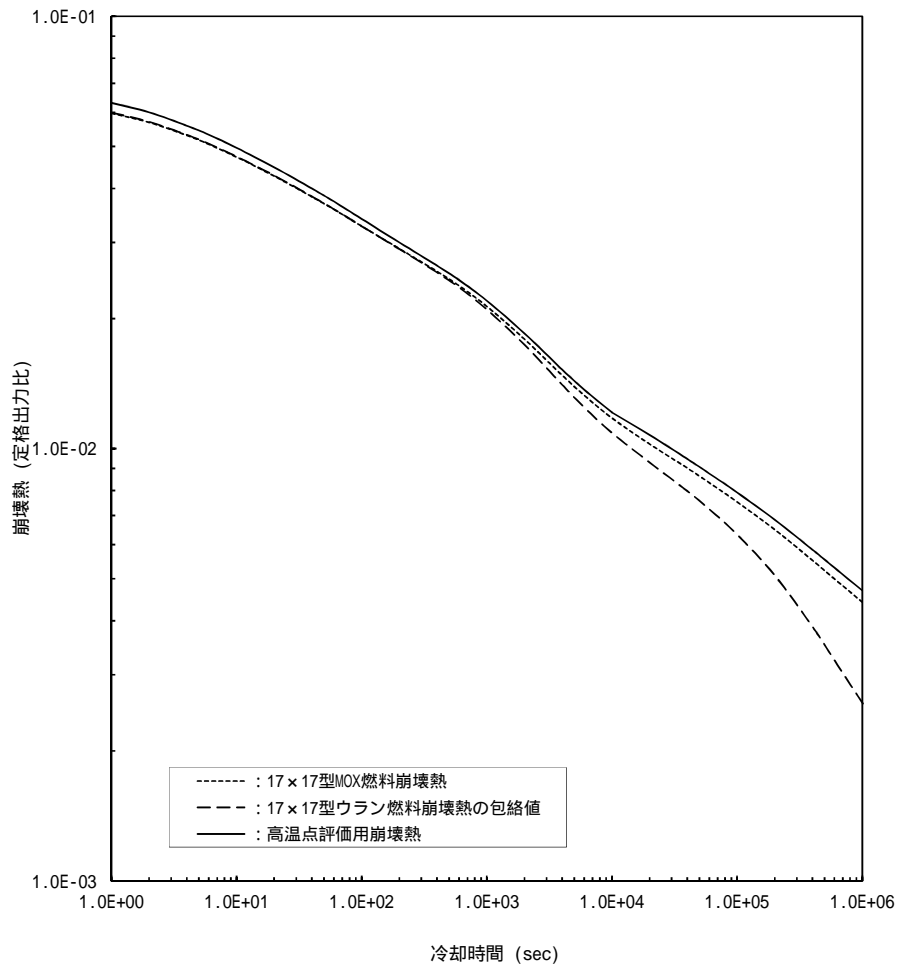


図4 MOX炉心の高温点評価用崩壊熱

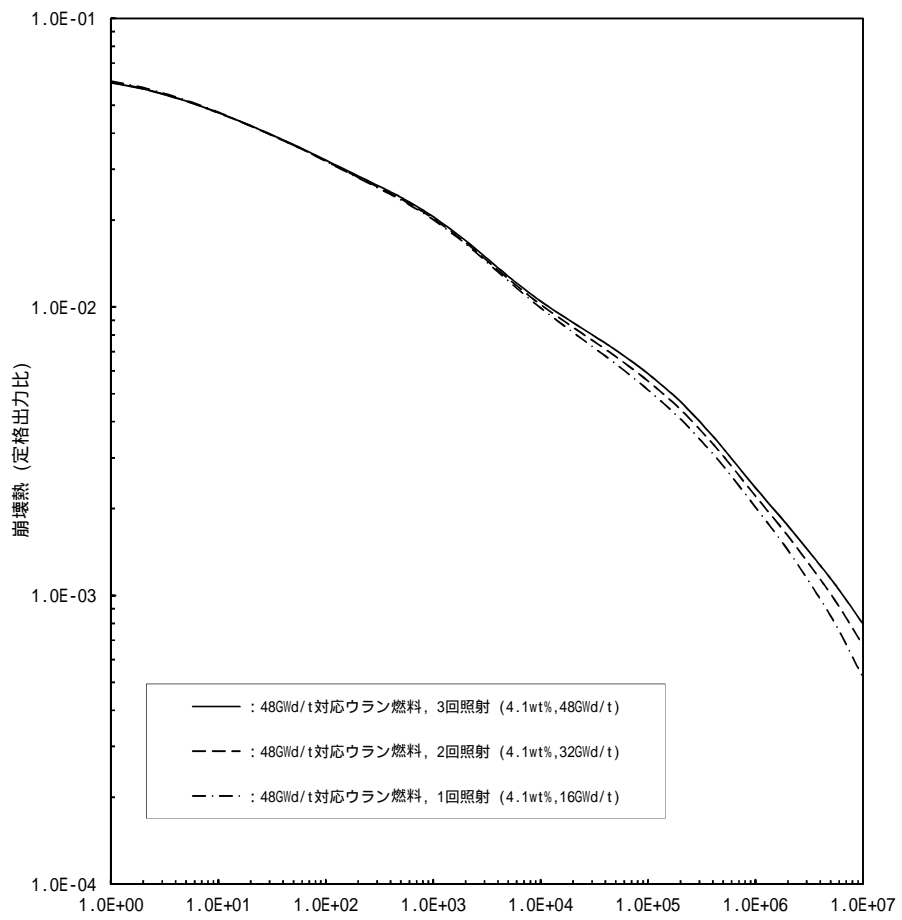


図5 ウラン燃料 照射回数毎の崩壊熱計算結果



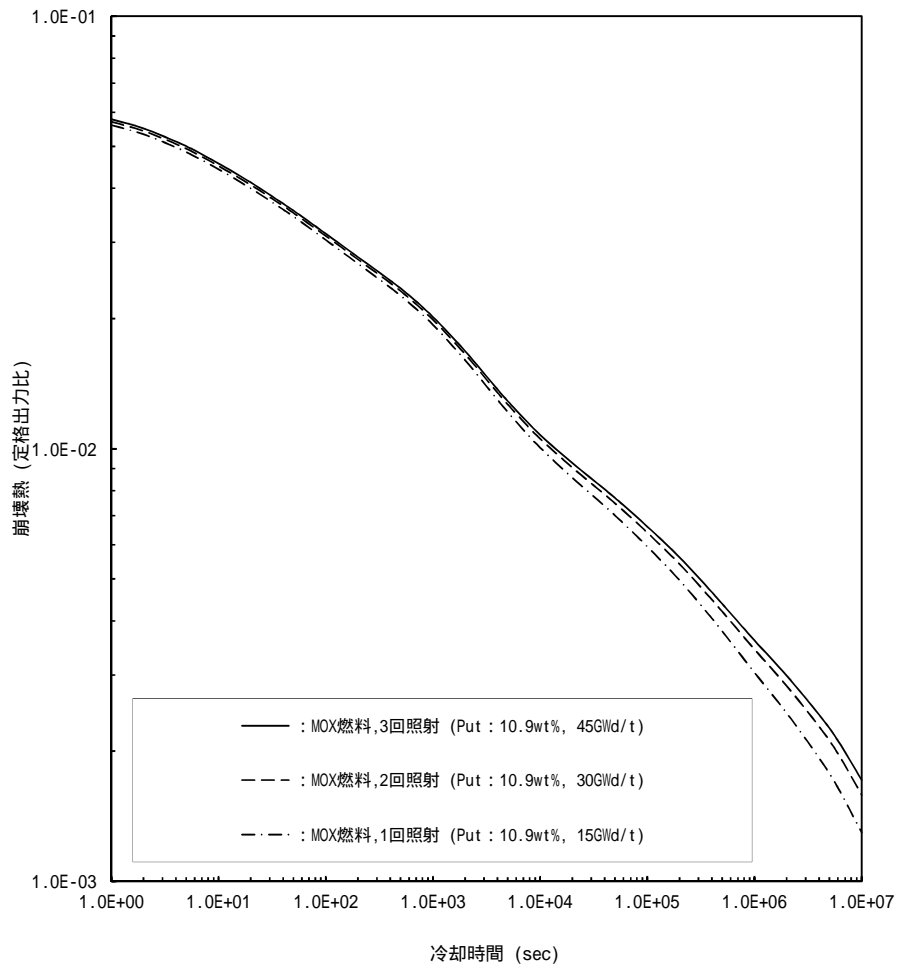


図6 MOX燃料 照射回数毎の崩壊熱計算結果

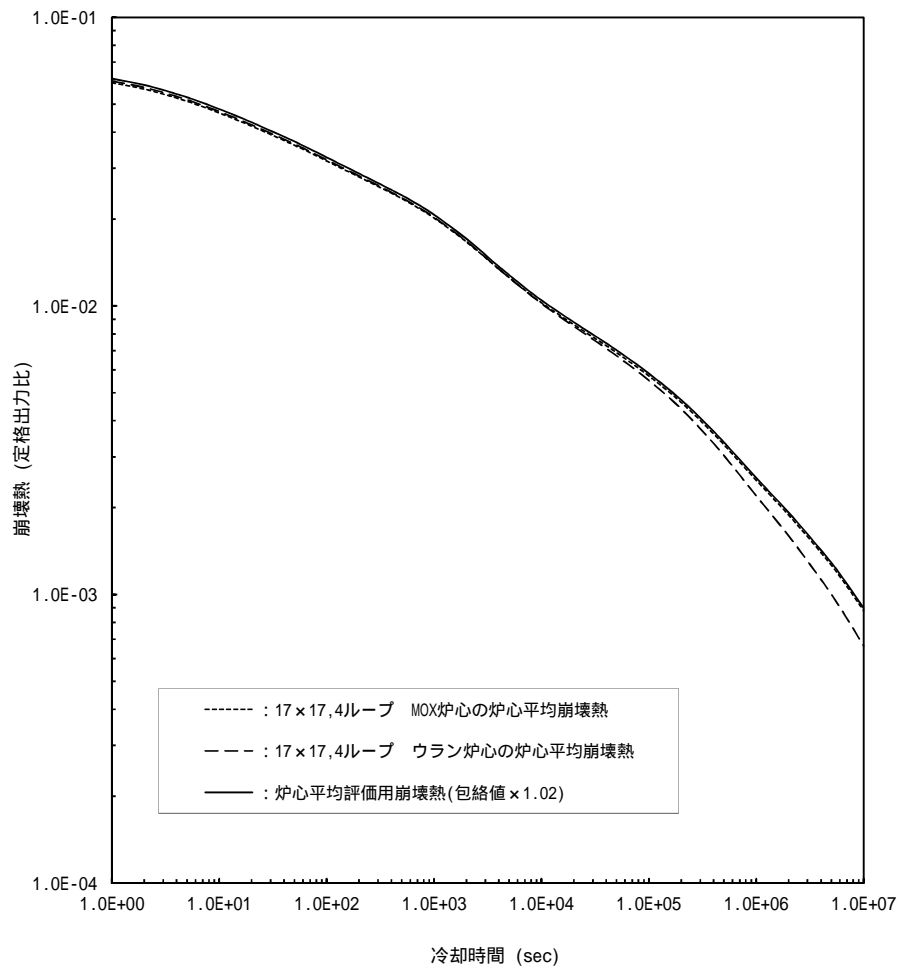


図7 MOX炉心の炉心平均評価用崩壊熱

## 安全解析用崩壊熱に用いる MOX 燃料の燃焼度について

MOX 燃料の集合体最高燃焼度は 45GWd/t と制限されており、実機ではこれらを満足するように炉心設計を実施し、また運転中も炉心管理により制限内に入っていることを確認している。

一方、安全解析用崩壊熱としては、燃焼度が高いほど崩壊熱が高くなることから、冷却性に関して保守性を保つように適切に設定する必要がある。

崩壊熱評価に用いる MOX 燃料の燃焼度については、以下に示すように設置許可申請書記載数値である最高燃焼度 45GWd/t とすることで保守性を有した評価を行うこととしている。

MOX 燃料は取替炉心毎に 16 体新燃料として装荷され、それらが 3 サイクル照射された後取り出される。すなわち、1 炉心取出分の燃料には、3 回照射、2 回照射、1 回照射の MOX 燃料が 16 体あり、それぞれ各領域の燃焼度を保守的に設定する必要がある。

安全解析用崩壊熱に使用する MOX 燃料の燃焼度は 3 回照射燃料を集合体最高燃焼度 45GWd/t に規格化し、2 回照射燃料、1 回照射燃料はそれぞれ最高燃焼度の 2/3(30GWd/t)、1/3(15GWd/t)とする。この方式によれば、1 炉心取出分のウラン燃料平均燃焼度は 30GWd/t となり、表 1 に示す炉心解析結果を十分包絡している。

表 1 領域別燃焼度炉心解析結果

	MOX 燃料	
	体数	平均燃焼度
1 回照射燃料	16 体	11.2GWd/t
2 回照射燃料	16 体	28.0GWd/t
3 回照射燃料	16 体	42.1GWd/t
平均	48 体	27.1GWd/t

## 玄海3 / 4号炉 有効性評価に使用している崩壊熱について

### 1. 装荷燃料と崩壊熱の特徴

玄海3号炉はウラン燃料とMOX燃料が装荷されており、玄海4号炉はウラン燃料が装荷されている。

ウラン炉心とMOX炉心の崩壊熱（原子炉停止後の積算量）の差異は、図1に示すとおり、事故後約2時間（短期間）はウラン炉心 > MOX炉心となっており、ウラン炉心の方が事象進展上厳しい方向となるが、その差は軽微であり、事象進展は双方ほぼ同じである。一方、事故後約2時間後以降（長期間）はウラン炉心 < MOX炉心となりMOX炉心の方が厳しくなるが、その差は高々2%（事故後24時間）であることから、事象進展は同等と考えられる。

### 2. 各事象に使用する崩壊熱

有効性評価にあたっては、重大事故等対策の有効性を確認する観点から、以下のとおり重大事故等対策の実施が早期であり、事象進展が同等または保守的と考えられる事象についてはウラン炉心の崩壊熱を適用するが、事象進展が長期にわたり、崩壊熱の差が事象進展に現れると考えられる事象については、MOX炉心の崩壊熱を適用している。

#### （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（表1：～）

- （a） 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、格納容器バイパスについては、運転員等の操作開始タイミングは事故後1時間程度であり、対策の有効性を確認する観点からはウラン炉心の崩壊熱を使用しても問題ないと考えられることから、ウラン炉心の崩壊熱を適用している。

なお、操作開始以降は、事故後約24時間以内で概ね重大事故等対策は完了していること、ウラン燃料とMOX燃料の崩壊熱の差は小さいことから、ウラン炉心の崩壊熱を使用しても、対策の有効性を確認する観点から、事象進展は同等であると考えられる。

- （b） 原子炉格納容器の除熱機能喪失は、事故後長期間経過後運転員等の操作開始する事象であり、対策の有効性を確認する観点から、長期間の評価で崩壊熱が大きくなるMOX炉心の崩壊熱を適用している。

#### （2）運転中の原子炉における重大事故（表1：～）

- （a） 雰囲気気圧力・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は、事故後1

時間程度で対策を開始するが、ウラン炉心とMOX炉心の崩壊熱の差は小さいことから事象進展は同等と考えられること、事象進展が長期にわたることから、対策の有効性を確認する観点から長期間の評価で崩壊熱が大きくなるMOX炉心の崩壊熱を適用している

(b) 雰囲気気圧力・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は、事故後3時間程度で対策を開始し、事象進展が長期にわたることから、対策の有効性を確認する観点から長期間の評価で崩壊熱が大きくなるMOX炉心の崩壊熱を適用している。

(c) 水素燃焼事象（ ）は、Zr - 水反応が生じる事故後2時間程度までの事象進展挙動が重要となることから、対策の有効性を確認する観点から崩壊熱の大きいウラン炉心の崩壊熱を適用している。

(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（表1： 、 ）  
想定事故ごとに表1に示すが、SFPIに装荷される燃料を対象としている。

(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（表1： ~ ）  
事故シーケンスごとに表1に示すが、長期冷却後の燃料が評価対象のため、MOX炉心の崩壊熱を適用している。

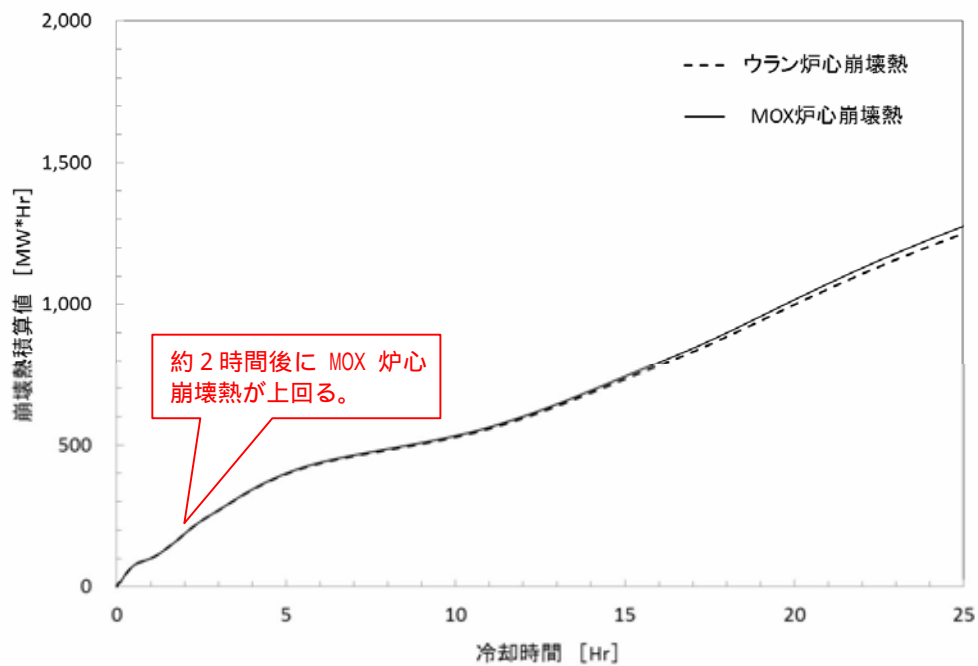


図1 崩壊熱（積算値）の比較（1 / 2）

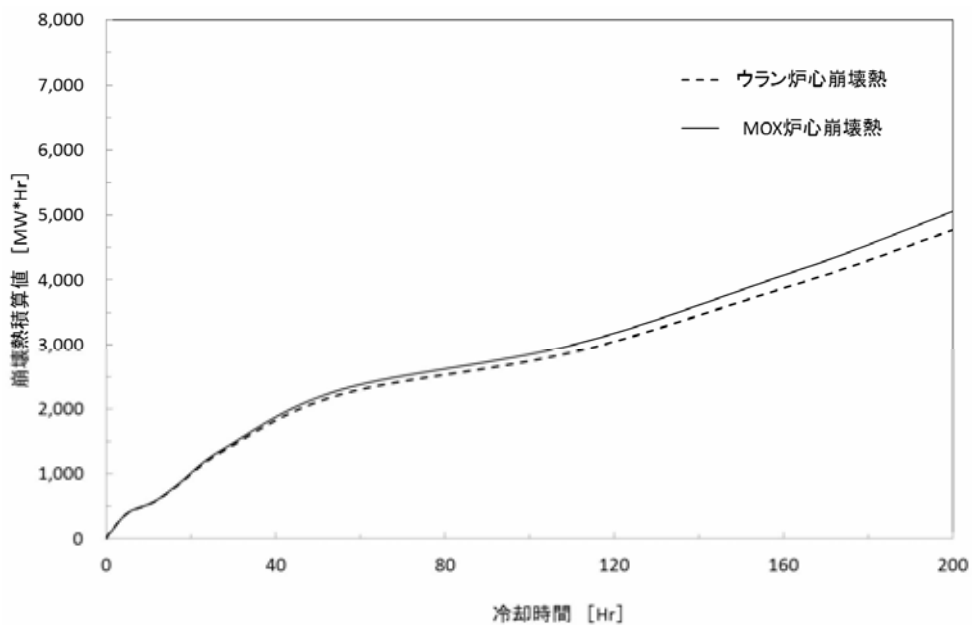


図1 崩壊熱（積算値）の比較（2 / 2）

表1 玄海3/4号炉 有効性評価に使用している崩壊熱について(1/2)

事故シーケンスグループ等		重要事故シーケンス等	重大事故等対策	対策開始	対策完了	崩壊熱	崩壊熱の適用理由
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	フィードアンドブリード	30min	218min	ウラン	操作開始時間が30分程度と早い事象の中での評価であるため、ウラン炉心の崩壊熱を適用。なお、対策完了が2時間を超過するが、事象進展に与える影響は小さい。
	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	2次系強制冷却代替炉心注水格納容器内自然対流冷却	30min	24h	ウラン	約30分で2次系強制冷却を行うことにより、事象は収束に向かうことから、ウラン炉心の崩壊熱を適用。なお、対策完了が2時間を超過するが、事象進展に与える影響は小さい。
		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	30min	25h	ウラン	約30分で2次系強制冷却を行うことにより、事象は収束に向かうことから、ウラン炉心の崩壊熱を適用。なお、対策完了が2時間を超過するが、事象進展に与える影響は小さい。
	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次系強制冷却代替炉心注水	30min	24h	ウラン	の「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」に同じ。
	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	格納容器内自然対流冷却	8.9h	同左	MOX	事象発生から約9時間後に対策を開始することから、MOX炉心の崩壊熱を適用。
	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	多様化自動作動設備			ウラン	事象が早期に収束するため、ウラン炉心の崩壊熱を適用。
	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(4インチ破断)	2次系強制冷却低圧注入	11min	31min	ウラン	事象発生から約11分で2次系強制冷却を行うことにより、事象は収束に向かうことから、ウラン炉心の崩壊熱を適用。
	ECCS再循環機能喪失	大破断LOCA時に高圧再循環機能及び低圧再循環機能が喪失する事故	代替再循環格納容器スプレイ再循環	47min	同左	ウラン	再循環失敗後、代替再循環により炉心を冠水(約50分)することから、ウラン炉心の崩壊熱を適用。
	格納容器バイパス	インターフェイスシステムLOCA	クールダウンアンドリサーキュレーション	25min	63min	ウラン	事象発生後1時間以内で2次系強制冷却等を行い、事象は収束に向かうためウラン炉心の崩壊熱を適用。
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		クールダウンアンドリサーキュレーション	18min	2.3h	ウラン	事象発生後1時間以内で2次系強制冷却等を行い、事象は収束に向かうためウラン炉心の崩壊熱を適用。なお、対策完了が2時間を超過するが、事象進展に与える影響は小さい。	

表1 玄海3/4号炉 有効性評価に使用している崩壊熱について(2/2)

事故シーケンスグループ等		重要事故シーケンス等	重大事故等対策	対策開始	対策完了	崩壊熱	崩壊熱の適用理由
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	代替格納容器スプレイ 格納容器内自然対流冷却	52min	24h	MOX	事象進展が長期にわたることから、MOX 炉心の崩壊熱を適用。なお、対策開始時間が2時間前となるが、事象進展に与える影響は小さい。
	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	1次系強制減圧 代替格納容器スプレイ 格納容器内自然対流冷却	3.3h	24h	MOX	事象発生から約3時間後に対策を開始すること、事象進展が長期にわたることから、MOX 炉心の崩壊熱を適用。
	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	3.3h	3.3h	MOX	事象発生から約3時間後に対策を開始することから、MOX 炉心の崩壊熱を適用。
	原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用	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再循環機能が喪失する事故	代替格納容器スプレイ 格納容器内自然対流冷却	52min	24h	MOX	に同じ。
	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	静的触媒式水素再結合装置	-	-	ウラン	Zr-水反応が生じる事象発生から約2時間までの事象進展が重要であることから、ウラン炉心の崩壊熱を適用。
	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 格納容器内自然対流冷却	52min	24h	MOX	に同じ。
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	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	使用済燃料ピットへの注水	5.3h	5.3h	右欄	3号炉：ウラン燃料、MOX 燃料考慮。 4号炉：ウラン燃料考慮
	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	使用済燃料ピットへの注水	5.3h	5.3h	右欄	同上
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	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	充てんポンプによる炉心注水	72h+ 50min	同左	MOX	長期冷却(72時間)後の燃料が評価対象であることから、MOX 炉心の崩壊熱を適用。
	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	常設電動注入ポンプによる炉心注水	72h+ 50min	同左	MOX	同上
	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	72h+ 22min	同左	MOX	同上
	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	希釈停止操作	-	-	-	崩壊熱を使用していない。



## 有効性評価における LOCA 時の破断位置及び口径設定の考え方について

重大事故等対策の有効性評価において LOCA 事象を想定する場合の破断位置及び口径設定の考え方については、以下のとおりである。

## 1. 炉心の著しい損傷の防止対策

## 破断位置

炉心の著しい損傷の防止対策の有効性評価における LOCA 事象（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）では、原子炉設置変更許可申請書添付十章「設計基準事故」の安全解析の知見を踏まえ、以下の理由から低温側配管破断を想定している（図 1 参照）。

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 次冷却材ポンプが存在するため、炉心露出後の ECCS 注水による再冠水時の ECCS 注水の抵抗が大きくなり、炉心の冠水が遅くなる。

破断ループに接続された ECCS 注入系には期待できないことから、炉心注水が減少するため、炉心冷却能力が低下する。

「原子炉格納容器の除熱機能喪失」については、原子炉格納容器の内圧上昇の観点から厳しい事象であるが、本事象では、ECCS による炉心注水及び高圧再循環運転に成功しており、破断位置による差異は小さいものの、炉心冷却能力の観点に加え、長期的には蒸気発生器 2 次側保有水の保有する熱量も含めて原子炉格納容器内に放出されることから、原子炉格納容器の内圧上昇が厳しくなる傾向となる。

## 破断口径

配管の両端破断を想定することで、原子炉からの 1 次冷却材喪失が大きくなり、炉心冷却性が厳しくなる。ただし、「ECCS 注水機能喪失」では高圧注入機能が喪失した場合に、時間余裕及び要求される設備容量の観点で厳しくなる中破断 LOCA のスプリット破断を想定している。

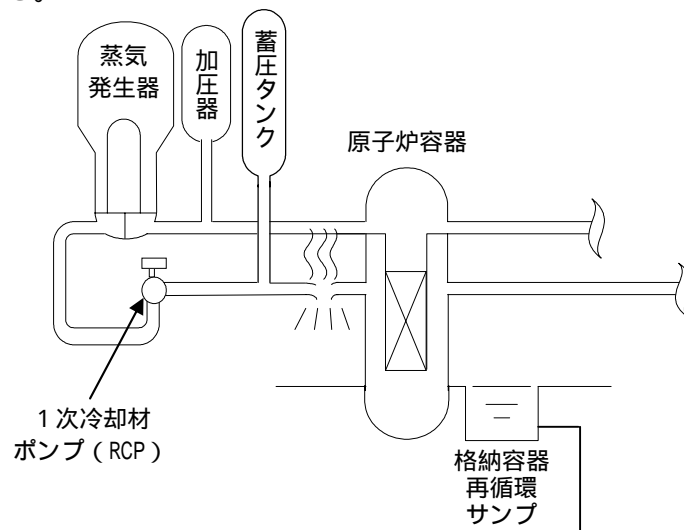


図 1 低温側配管破断の概要図

## 2. 原子炉格納容器の破損の防止対策

### 破断位置

原子炉格納容器の破損の防止対策の有効性評価における LOCA 事象（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、水素燃焼）では、炉心の著しい損傷の防止対策のように ECCS 注水機能に期待しておらず、以下の理由から高温側配管破断を想定している（図2参照）。

ECCS 注入に期待していないこと、また、静的機器となる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から、炉心冠水及び期待する ECCS 系統数の影響がなくなる。したがって、高温側配管を想定する場合に、早期に炉心からの蒸気が系外に放出されるため、事象進展が早く、炉心溶融、原子炉容器破損などの主要事象の発生時刻が早まり、厳しい破断想定となる。

### 破断口径

配管の両端破断を想定することで、原子炉格納容器へのエネルギー放出量が大きくなるため、原子炉格納容器圧力・温度の観点で厳しくなる。

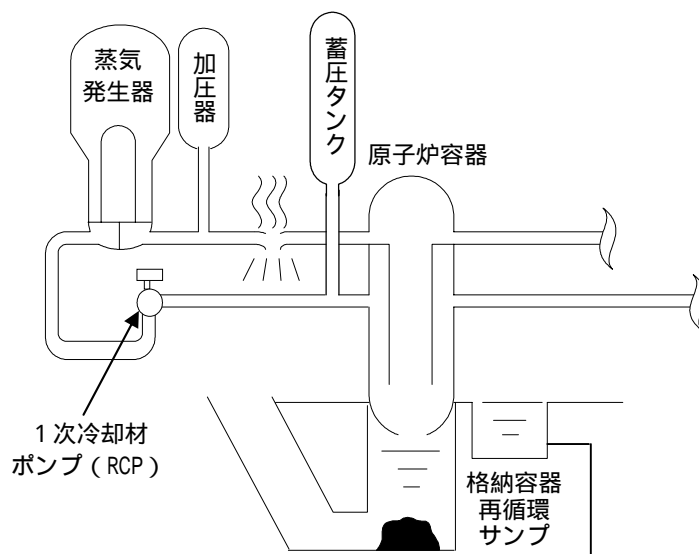


図2 高温側配管破断の概要図

## 解析に使用する反応度添加曲線について

有効性評価で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1燃料(48GWd/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1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<sup>(1)</sup>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小さくなる。安全解析に使用する添加反応度は、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。

---

<sup>(1)</sup> 通常運転時からキセノン振動を強制的に励起させ、実際には生じ得ないほど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。

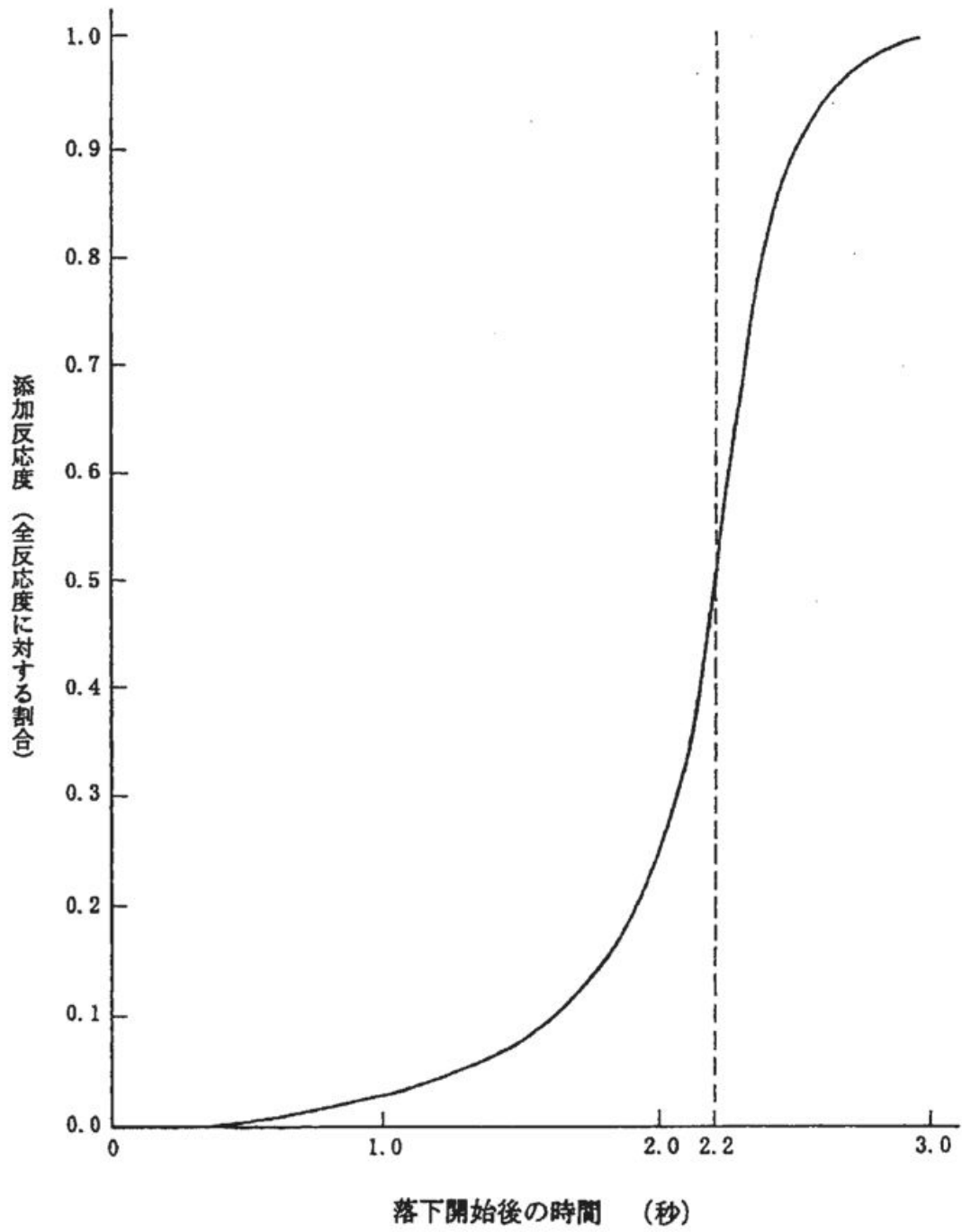


図1 トリップ時の制御棒クラスタ挿入による反応度添加曲線

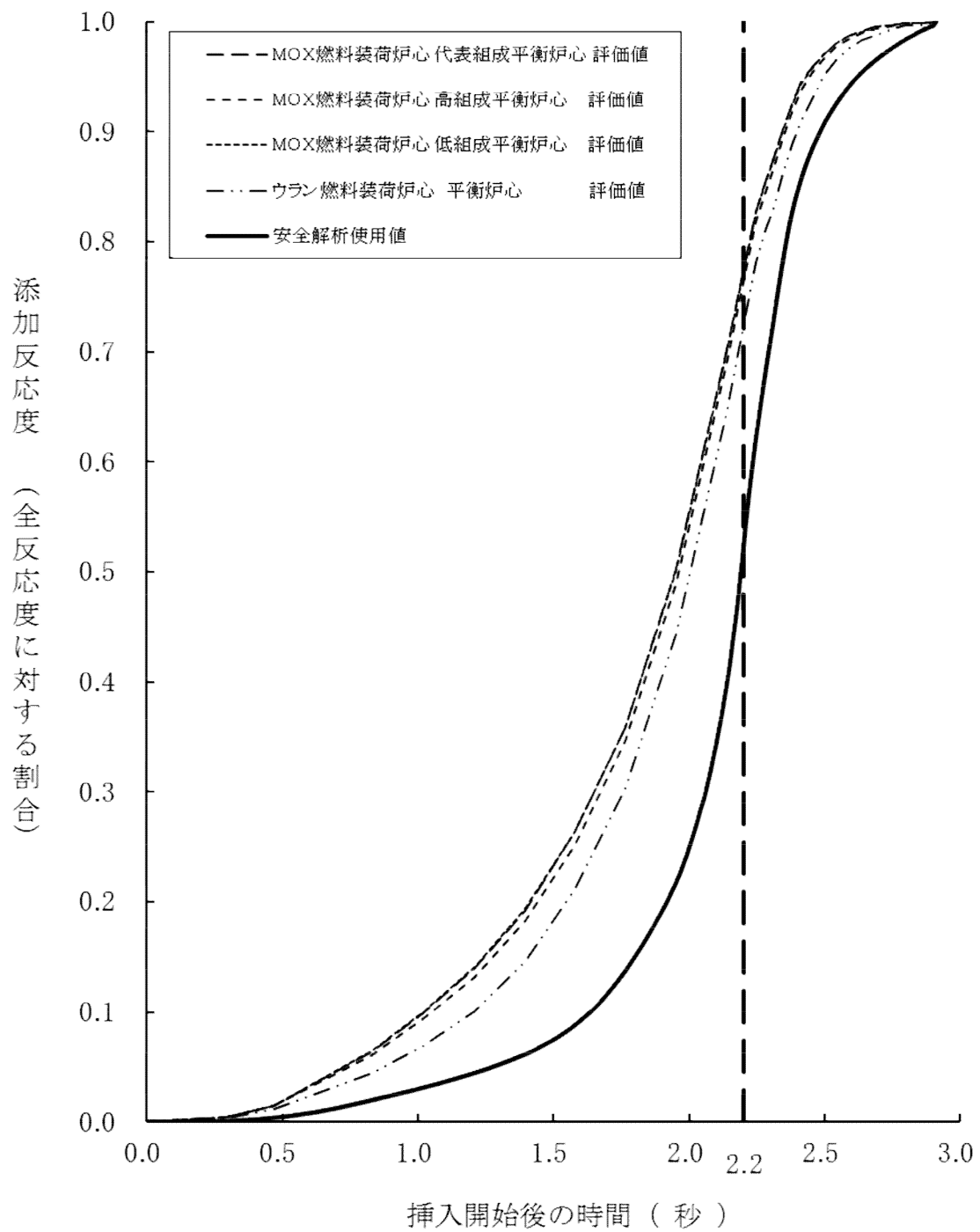


図2 トリップ時の制御棒クラススタ挿入による反応度添加曲線

## 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：□	開開始圧力が高めに実機設定圧 <sup>1</sup> の□倍としている。 全開圧力が高めに実機設定圧 <sup>1</sup> 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：□	開開始圧力が高めに実機設定圧 <sup>1</sup> の□倍としている。 全開圧力が高めに実機設定圧 <sup>1</sup> 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

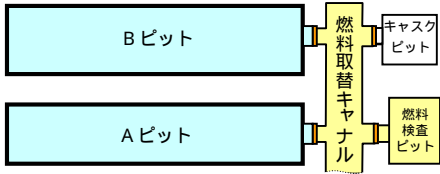
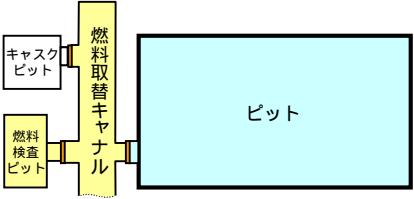
弁	作動設定値(MPa[gage])
加圧器安全弁	17.16
主蒸気安全弁	第 1 弁：8.17
	第 2 弁：8.37
	第 3 弁：8.58

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。

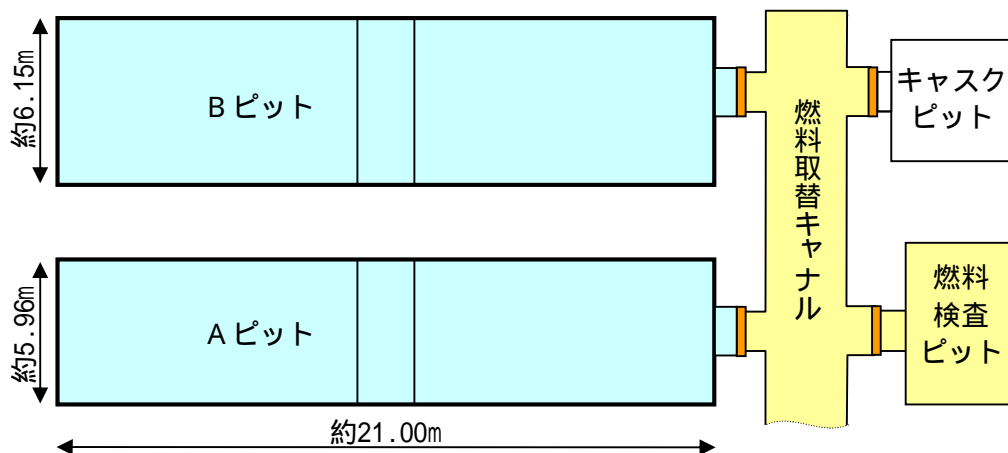
## 使用済燃料ピットの水位低下及び遮へいに関する評価条件について

## 1. 玄海3号炉と玄海4号炉の使用済燃料ピット関連設備の相違について

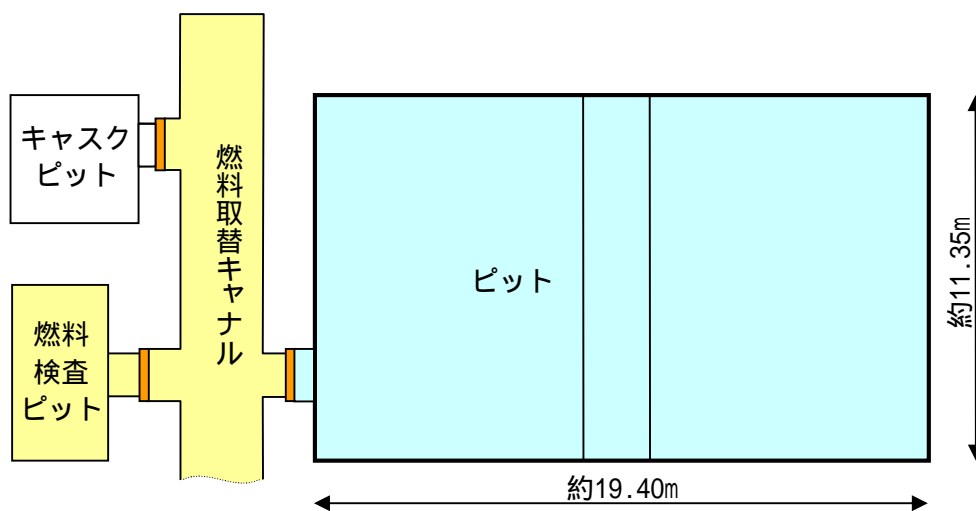
玄海3号炉SFPと玄海4号炉のSFP関連設備の相違は以下のとおりである。

	玄海3号炉	玄海4号炉
ピット数	<p>2ピット</p> 	<p>1ピット</p> 
水量 (ピットのみ)	<p>2667.3m<sup>3</sup> (Aピット: 1315.7m<sup>3</sup>、Bピット: 1351.6m<sup>3</sup>)</p>	<p>2154.6m<sup>3</sup></p>
1、2号との 共用化	未済	済
貯蔵燃料 (燃焼度)	<p>玄海3号炉用燃料 ウラン燃料(48GWd/t) MOX燃料(45GWd/t)</p>	<p>玄海4号炉用燃料 ウラン燃料(48GWd/t) 玄海1、2号炉用燃料 ウラン燃料(55GWd/t)</p>
ラック容量	<p>1,050体 (Aピット: 504体、Bピット: 546体)</p>	<p>1,504体 (1、2号炉用燃料の上限: 560体)</p>
ピット水張り	<p>通常運転中... <span style="background-color: #e0ffff; border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 10px;"></span> 部</p> <p>定検中... <span style="background-color: #e0ffff; border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 10px;"></span> 及び <span style="background-color: #ffff00; border: 1px solid black; display: inline-block; width: 20px; height: 10px;"></span> 部(ゲート取外し)</p>	

## 2. 使用済燃料ピット概要図



玄海3号炉 使用済燃料ピット概略図



玄海4号炉 使用済燃料ピット概略図

通常運転時は、使用済燃料ピットのAピット及びBピット(上図の  箇所)は、それぞれ分離されている。

定検中は、上図の  箇所に水張りを行うため、使用済燃料ピットが燃料取替チャンネルを介して接続される。



### 3. 使用済燃料ピットの崩壊熱及びピット水量

定検中

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、ピット・燃料取替チャンネル・燃料検査ピットは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。

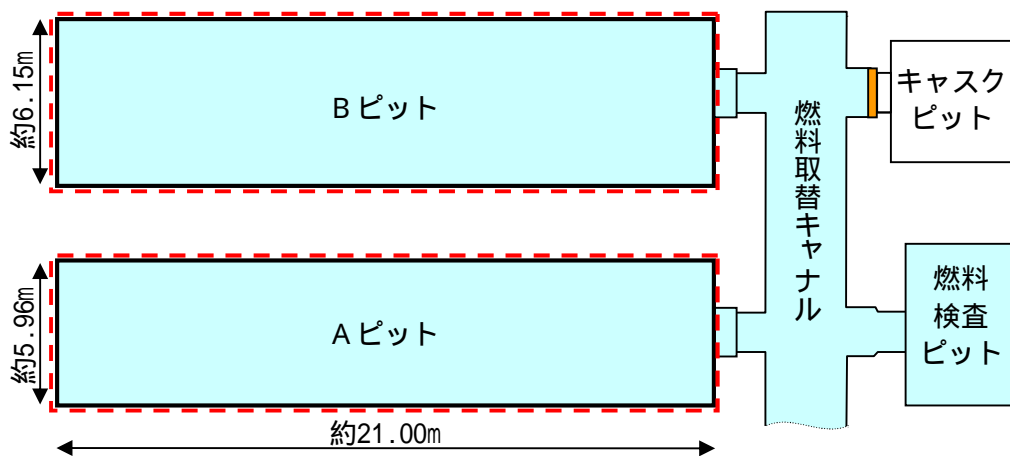
項目	有効性評価にて使用した設定値		設定の考え方
崩壊熱 <sup>1</sup>	玄海3号炉	12.139MW	Aピット、Bピットそれぞれ貯蔵容量満杯に保管された場合のA、Bピット合計の崩壊熱を考慮 【原子炉から一時的に取り出された1回、2回及び3回照射燃料全てを使用済燃料ピットに保管し、燃料取出期間を8.5日とした場合の崩壊熱】
	玄海4号炉	10.496MW	ピットに貯蔵容量満杯に保管された場合の崩壊熱を考慮
ピット水量 <sup>2</sup>	玄海3号炉	2667.3m <sup>3</sup>	Aピット、Bピット、燃料取替チャンネル及び燃料検査ピットが接続された状態であるが、補給までの余裕時間が短くなる観点からA、Bピットのみを考慮
		2332.3m <sup>3</sup>	
	玄海4号炉	2154.6m <sup>3</sup>	
		1864.3m <sup>3</sup>	

1：崩壊熱の評価条件

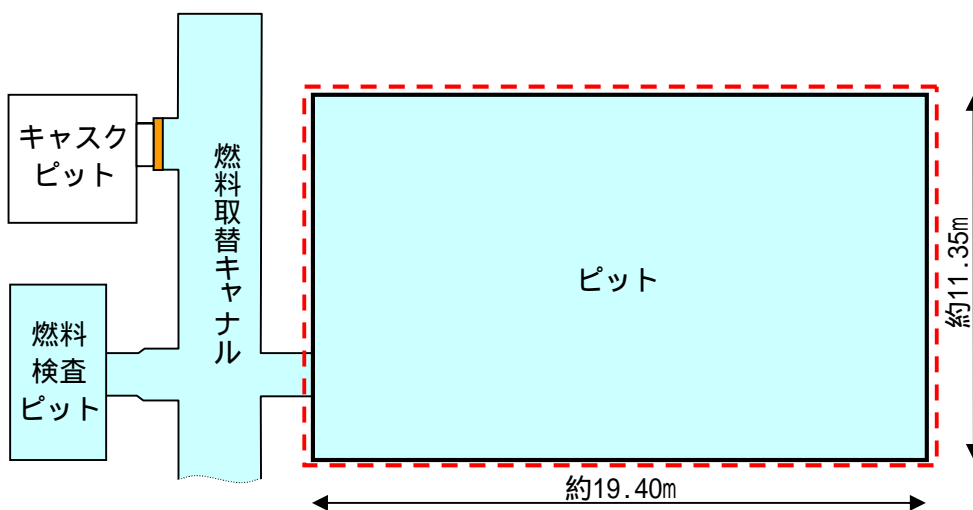
2：上段が想定事故1のピット水量、下段が想定事故2のピット水量を示す。

	玄海3号炉	玄海4号炉
燃料条件	ウラン燃料 最高燃焼度：48GWd/t UO <sub>2</sub> 濃縮度：4.1wt%  MOX燃料 最高燃焼度：45GWd/t MOX 濃縮度：4.1wt%	ウラン燃料 最高燃焼度：48GWd/t UO <sub>2</sub> 濃縮度：4.1wt%  共用燃料（1、2号） ウラン燃料 最高燃焼度：55GWd/t UO <sub>2</sub> 濃縮度：4.8wt%
貯蔵方式	MOX支配貯蔵	標準取出し方式
貯蔵体数	1,057体 <sup>3</sup>	1,521体 <sup>3</sup>

3：1/3炉心ずつ取出すことを仮定しているため、実際のラック数より多い体数を評価条件としている。



玄海3号炉 使用済燃料ピット概略図



玄海4号炉 使用済燃料ピット概略図

: 水張り範囲
  : 想定した水量の範囲

通常運転中

通常運転中は、ピット・燃料取替チャンネル・燃料検査ピットはゲートで仕切られており、接続されていない状態である。

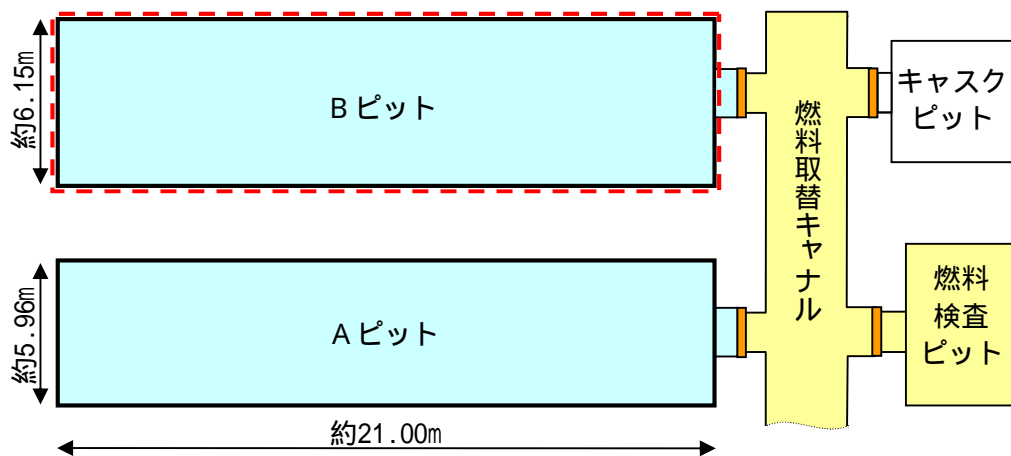
このため、有効性評価における条件を以下のとおり想定する。

項目	有効性評価にて使用した設定値		設定の考え方
崩壊熱 <sup>1</sup>	玄海 3号炉	4.604MW (Bピット：3.460MW)	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Bピットの崩壊熱を設定 【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】 (Aピットに比べてBピットの方が厳しい結果となる)
	玄海 4号炉	3.597MW	崩壊熱の高い燃料を優先的に貯蔵した場合の崩壊熱を設定
ピット 水量 <sup>2</sup>	玄海 3号炉	1351.6m <sup>3</sup> (Bピット)	上記のBピットの水量を設定
		1181.5m <sup>3</sup> (Bピット)	
	玄海 4号炉	2154.6m <sup>3</sup>	ピットのみ水量を設定
		1864.3m <sup>3</sup>	

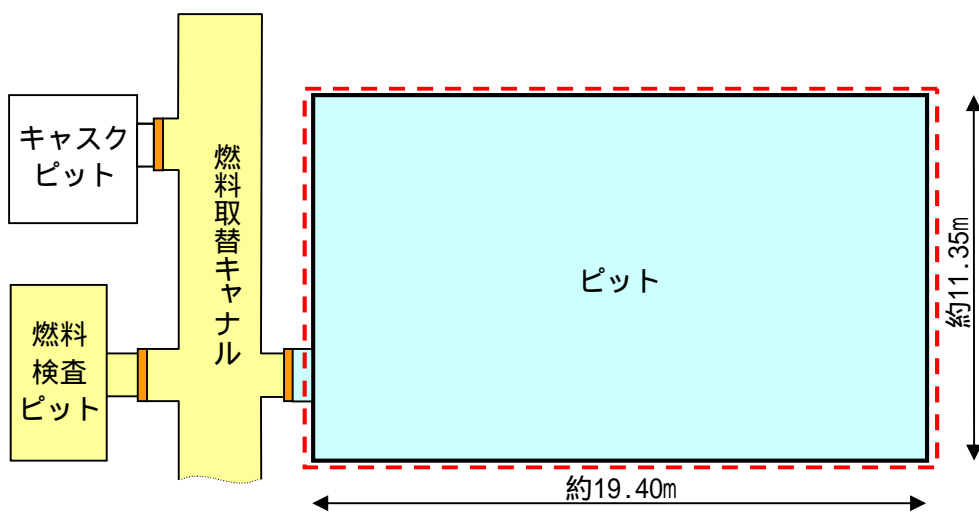
1：崩壊熱の評価条件

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。

	玄海3号炉	玄海4号炉
燃料条件	ウラン燃料 最高燃焼度：48GWd/t UO <sub>2</sub> 濃縮度：4.1wt%  MOX燃料 最高燃焼度：45GWd/t MOX 濃縮度：4.1wt%	ウラン燃料 最高燃焼度：48GWd/t UO <sub>2</sub> 濃縮度：4.1wt%  共用燃料(1、2号) ウラン燃料 最高燃焼度：55GWd/t UO <sub>2</sub> 濃縮度：4.8wt%
貯蔵方式	MOX支配貯蔵	標準取出し方式
貯蔵体数	1,057体	1,521体



玄海3号炉 使用済燃料ピット概略図



玄海4号炉 使用済燃料ピット概略図

□ : 水張り範囲 □ : 想定した水量の範囲

4. 「水遮へい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

「水遮へい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

玄海3、4号炉のSFPに貯蔵されている使用済燃料には、玄海3、4号炉用高燃焼度ステップ1ウラン燃料(最高燃焼度 48,000MWd/t)及び玄海3号炉用MOX燃料(最高燃焼度 45,000MWd/t)及び、玄海4号炉SFPに貯蔵されている玄海1、2号炉用高燃焼度ステップ2ウラン燃料(最高燃焼度 55,000MWd/t)があるが、本評価において用いている使用済燃料の線源強度は、これら全ての燃料集合体を包含するよう、一律に、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いる。本線源強度は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。

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

ここで、

D(E) : 線量率 (mSv/h)

S(E) : 線源強度 (MeV/(cm<sup>3</sup>・s))

K(E) : 線量率の換算係数

$$((\text{mSv/h}) / (\text{MeV}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})))$$

B(E) : ビルドアップファクタ

$$B(E) = A \cdot e^{(-1 \cdot b)} + (1 - A) \cdot e^{(-2 \cdot b)}$$

A、<sub>1</sub>、<sub>2</sub>は定数

r : 線源から計算点までの距離 (cm)

V : 線源体積 (cm<sup>3</sup>)

b : 減衰距離

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

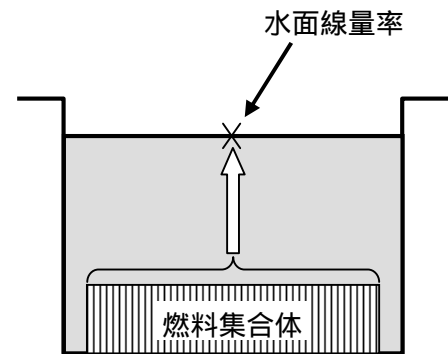
$\mu_i$  : 物質iの線減衰係数 (cm<sup>-1</sup>)

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

$(\mu / \rho)_i$  : 物質iの質量減衰係数 (cm<sup>2</sup>/g)

$\rho_i$  : 物質iの密度 (g/cm<sup>3</sup>)

$t_i$  : 物質iの透過距離 (cm)



SFPの水面線量率  
= 燃料集合体1体あたりの線源強度  
× SFPの最大貯蔵体数

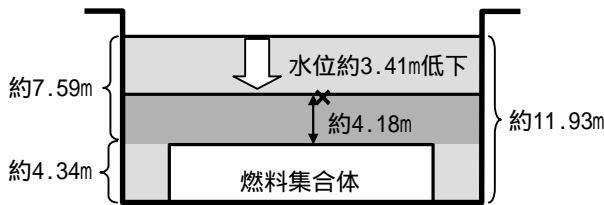
5 . 放射線の遮へいが維持される水位について

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

( 1 ) 玄海 3 号炉

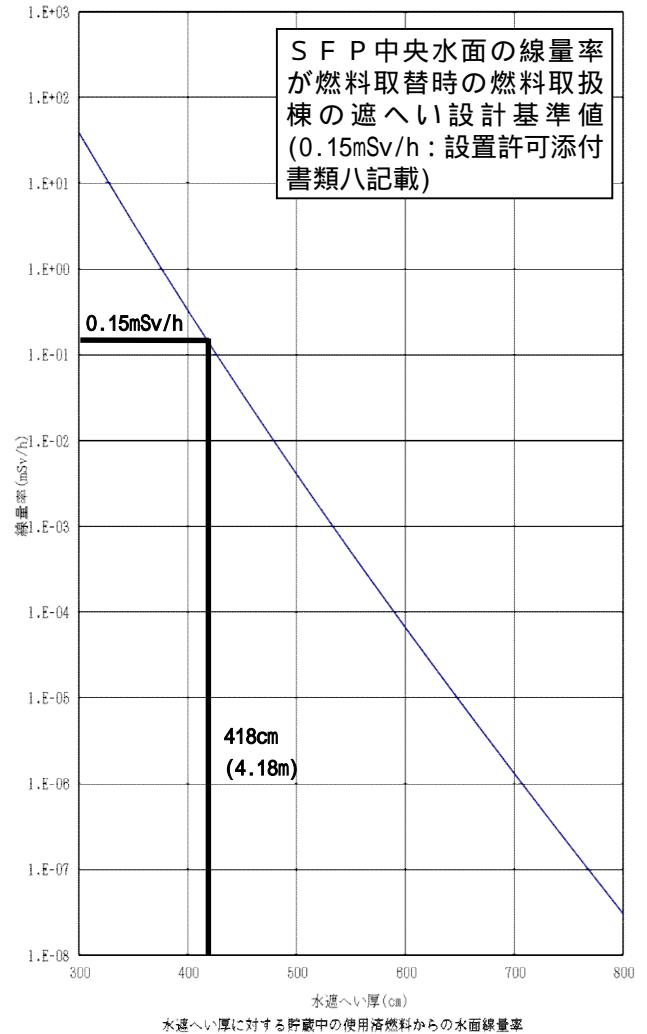
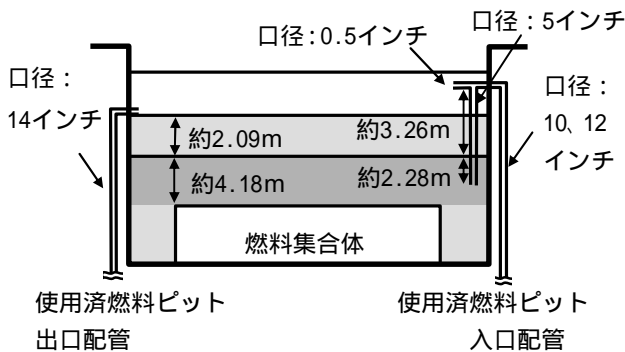
1 ) 想定事故 1

- a. SFP 保有水高さ  
燃料集合体より上の水の高さ = 約 7.59m
- b. 必要遮へい厚  
下記グラフから約 4.18m 以上
- c. 許容水位低下量  
a - b = 約 3.41m 安全側に 3.4m 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. 必要遮へい厚  
下記グラフから約 4.18m 以上
- c. 許容水位低下量  
a - b = 約 2.09m 安全側に 2.0m とする。



水温52、燃料有効部からの評価値。

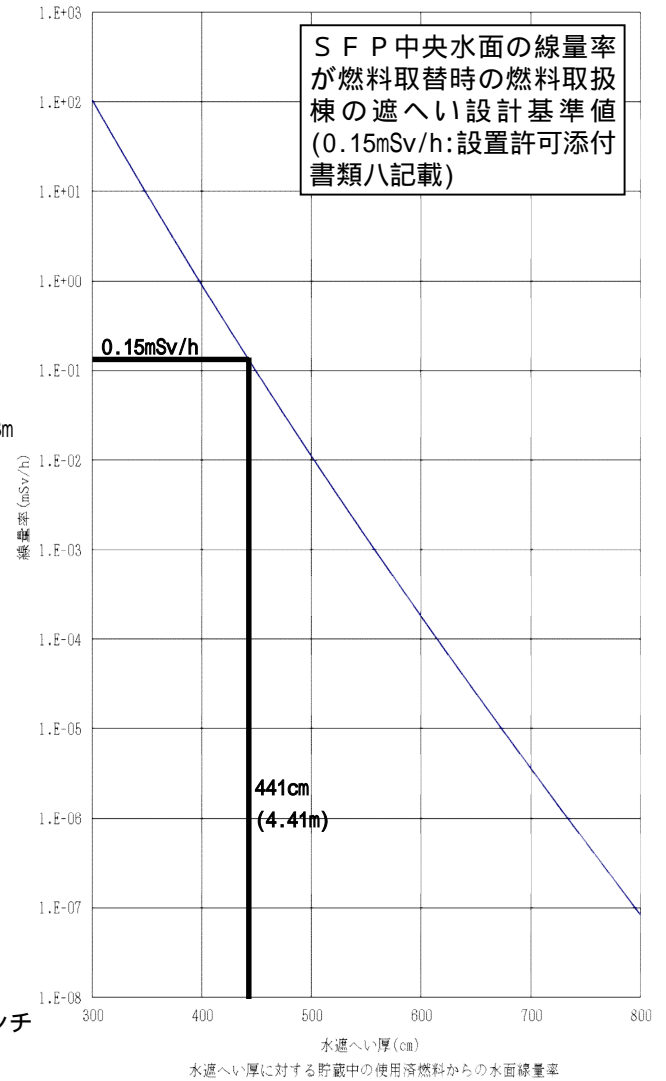
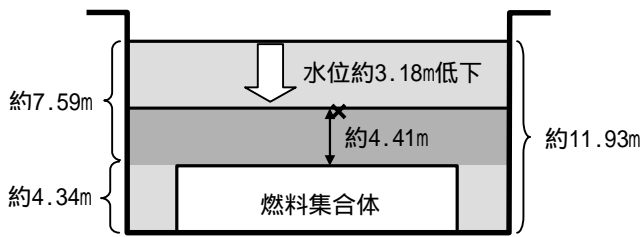
100 の水を考慮した場合、必要水厚は、約11cm増加するが、本評価では、燃料有効部から[ ]余裕を見込んだ燃料上部ノズル部からの必要水厚として評価していること、上部ノズル・プレナム等の遮へいを考慮していないことから、評価上の余裕に包含される。

[ ] 部は商業機密につき、公開できません。

(2) 玄海4号炉

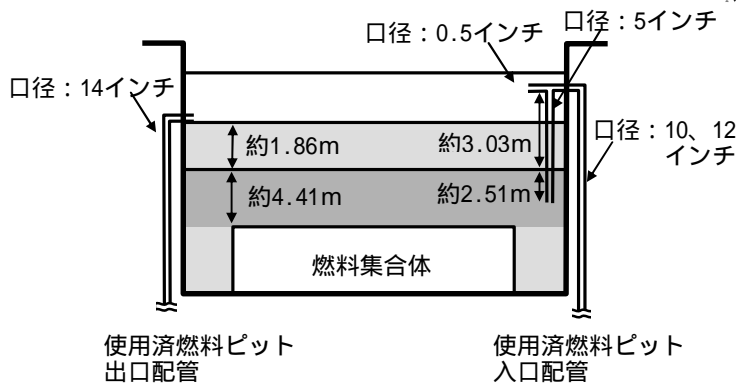
1) 想定事故1

- a. SFP 保有水高さ  
燃料集合体より上の水の高さ  
= 約 7.59m
- b. 必要遮へい厚  
下記グラフから約 4.41m以上
- c. 許容水位低下量  
a - b = 約 3.18m  
安全側に 3.1m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. 必要遮へい厚  
下記グラフから約 4.41m以上
- c. 許容水位低下量  
a - b = 約 1.86m  
安全側に 1.8m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12cm増加するが、本評価では、燃料有効部から[ ]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・プレナム等の遮へいを考慮していないことから、評価上の余裕に含まれる。

[ ] 部は商業機密につき、公開できません。

6. 玄海3号炉 燃料取出スキーム

定期検査中等で原子炉から使用済燃料ピットに燃料を移動している場合

玄海3号からの発生分					
取出燃料	冷却期間	ウラン燃料		MOX燃料	
		燃料数	崩壊熱(MW)	燃料数	崩壊熱(MW)
45サイクル冷却済燃料	45 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.030
44サイクル冷却済燃料	44 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.030
43サイクル冷却済燃料	43 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.031
42サイクル冷却済燃料	42 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.031
41サイクル冷却済燃料	41 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.031
40サイクル冷却済燃料	40 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.033
39サイクル冷却済燃料	39 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.033
38サイクル冷却済燃料	38 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.034
37サイクル冷却済燃料	37 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.034
36サイクル冷却済燃料	36 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.034
35サイクル冷却済燃料	35 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.035
34サイクル冷却済燃料	34 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.035
33サイクル冷却済燃料	33 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.036
32サイクル冷却済燃料	32 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.036
31サイクル冷却済燃料	31 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.036
30サイクル冷却済燃料	30 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.037
29サイクル冷却済燃料	29 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.037
28サイクル冷却済燃料	28 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.038
27サイクル冷却済燃料	27 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.038
26サイクル冷却済燃料	26 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.038
25サイクル冷却済燃料	25 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.040
24サイクル冷却済燃料	24 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.040
23サイクル冷却済燃料	23 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.041
22サイクル冷却済燃料	22 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.041
21サイクル冷却済燃料	21 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.041
20サイクル冷却済燃料	20 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.042
19サイクル冷却済燃料	19 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.042
18サイクル冷却済燃料	18 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.042
17サイクル冷却済燃料	17 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.043
16サイクル冷却済燃料	16 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.043
15サイクル冷却済燃料	15 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.043
14サイクル冷却済燃料	14 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.044
13サイクル冷却済燃料	13 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.044
12サイクル冷却済燃料	12 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.044
11サイクル冷却済燃料	11 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.045
10サイクル冷却済燃料	10 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.045
9サイクル冷却済燃料	9 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.047
8サイクル冷却済燃料	8 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.047
7サイクル冷却済燃料	7 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.048
6サイクル冷却済燃料	6 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.050
5サイクル冷却済燃料	5 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.052
4サイクル冷却済燃料	4 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.057
3サイクル冷却済燃料	3 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	48 <sup>-2</sup>	0.090	16 <sup>-1</sup>	0.066
2サイクル冷却済燃料	2 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	48 <sup>-2</sup>	0.141	16 <sup>-1</sup>	0.093
1サイクル冷却済燃料	1 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	48 <sup>-2</sup>	0.267	16 <sup>-1</sup>	0.181
定検時取出燃料 3	8.5日	49 <sup>-3</sup>	2.352	16 <sup>-1</sup>	1.112
定検時取出燃料 2	8.5日	48 <sup>-2</sup>	2.165	16 <sup>-1</sup>	1.064
定検時取出燃料 1	8.5日	48 <sup>-2</sup>	1.992	16 <sup>-1</sup>	0.948
小計	-	-	7.007	-	5.132
崩壊熱合計 (MW)	-	崩壊熱: 12.139MW			-

原子炉に燃料がある場合

玄海3号からの発生分					
取出燃料	冷却期間	ウラン燃料		MOX燃料	
		燃料数	崩壊熱(MW)	燃料数	崩壊熱(MW)
45サイクル冷却済燃料	45 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.030
44サイクル冷却済燃料	44 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.030
43サイクル冷却済燃料	43 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.031
42サイクル冷却済燃料	42 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.031
41サイクル冷却済燃料	41 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.031
40サイクル冷却済燃料	40 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.033
39サイクル冷却済燃料	39 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.033
38サイクル冷却済燃料	38 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.034
37サイクル冷却済燃料	37 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.034
36サイクル冷却済燃料	36 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.034
35サイクル冷却済燃料	35 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.035
34サイクル冷却済燃料	34 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.035
33サイクル冷却済燃料	33 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.036
32サイクル冷却済燃料	32 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.036
31サイクル冷却済燃料	31 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.036
30サイクル冷却済燃料	30 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.037
29サイクル冷却済燃料	29 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.037
28サイクル冷却済燃料	28 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.038
27サイクル冷却済燃料	27 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.038
26サイクル冷却済燃料	26 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.038
25サイクル冷却済燃料	25 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.040
24サイクル冷却済燃料	24 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.040
23サイクル冷却済燃料	23 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.041
22サイクル冷却済燃料	22 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.041
21サイクル冷却済燃料	21 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.041
20サイクル冷却済燃料	20 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.042
19サイクル冷却済燃料	19 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.042
18サイクル冷却済燃料	18 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.042
17サイクル冷却済燃料	17 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.043
16サイクル冷却済燃料	16 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.043
15サイクル冷却済燃料	15 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.043
14サイクル冷却済燃料	14 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.044
13サイクル冷却済燃料	13 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.044
12サイクル冷却済燃料	12 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.044
11サイクル冷却済燃料	11 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.045
10サイクル冷却済燃料	10 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.045
9サイクル冷却済燃料	9 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.047
8サイクル冷却済燃料	8 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.047
7サイクル冷却済燃料	7 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.048
6サイクル冷却済燃料	6 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.050
5サイクル冷却済燃料	5 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.052
4サイクル冷却済燃料	4 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	-	-	16 <sup>-1</sup>	0.056
3サイクル冷却済燃料	3 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	48 <sup>-2</sup>	0.087	16 <sup>-1</sup>	0.065
2サイクル冷却済燃料	2 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	48 <sup>-2</sup>	0.137	16 <sup>-1</sup>	0.091
1サイクル冷却済燃料	1 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	48 <sup>-2</sup>	0.256	16 <sup>-1</sup>	0.173
定検時取出燃料 3	30日	49 <sup>-3</sup>	1.344	16 <sup>-1</sup>	0.784
定検時取出燃料 2	-	-	-	-	-
定検時取出燃料 1	-	-	-	-	-
小計	-	-	1.824	-	2.780
崩壊熱合計 (MW)	-	崩壊熱: 4.604MW			-

\*1: 最大 MOX 燃料装荷体数 (48 体) の 1/3      \*2: 玄海3号炉 1/3 炉心 (64 体) - 16 体      \*3: 玄海3号炉全炉心 = 193 体のため最も崩壊熱の高い燃料が多くなるよう設定



7. 玄海4号炉 燃料取出スキーム

定期検査中等で原子炉から使用済燃料ピットに燃料を移動している場合

取出燃料	玄海4号からの発生分		
	冷却期間	燃料数	崩壊熱 (MW)
12サイクル冷却済燃料	12 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	64 <sup>*1</sup>	0.048
11サイクル冷却済燃料	11 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	64 <sup>*1</sup>	0.049
10サイクル冷却済燃料	10 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	64 <sup>*1</sup>	0.051
9サイクル冷却済燃料	9 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	64 <sup>*1</sup>	0.053
8サイクル冷却済燃料	8 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	64 <sup>*1</sup>	0.056
7サイクル冷却済燃料	7 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	64 <sup>*1</sup>	0.059
6サイクル冷却済燃料	6 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	64 <sup>*1</sup>	0.065
5サイクル冷却済燃料	5 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	64 <sup>*1</sup>	0.073
4サイクル冷却済燃料	4 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	64 <sup>*1</sup>	0.087
3サイクル冷却済燃料	3 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	64 <sup>*1</sup>	0.119
2サイクル冷却済燃料	2 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	64 <sup>*1</sup>	0.188
1サイクル冷却済燃料	1 × (13ヶ月 + 30日) + 8.5日	64 <sup>*1</sup>	0.356
定検時取出燃料 3	8.5日	65 <sup>*2</sup>	3.121
定検時取出燃料 2	8.5日	64 <sup>*1</sup>	2.886
定検時取出燃料 1	8.5日	64 <sup>*1</sup>	2.655
小計	-	-	9.866

取出燃料	玄海1号からの発生分		
	冷却期間	燃料数	崩壊熱 (MW)
7サイクル冷却済燃料	7 × (13ヶ月 + 30日) + 3年	40 <sup>*3</sup>	0.034
6サイクル冷却済燃料	6 × (13ヶ月 + 30日) + 3年	40 <sup>*3</sup>	0.035
5サイクル冷却済燃料	5 × (13ヶ月 + 30日) + 3年	40 <sup>*3</sup>	0.037
4サイクル冷却済燃料	4 × (13ヶ月 + 30日) + 3年	40 <sup>*3</sup>	0.040
3サイクル冷却済燃料	3 × (13ヶ月 + 30日) + 3年	40 <sup>*3</sup>	0.043
2サイクル冷却済燃料	2 × (13ヶ月 + 30日) + 3年	40 <sup>*3</sup>	0.050
1サイクル冷却済燃料	1 × (13ヶ月 + 30日) + 3年	40 <sup>*3</sup>	0.060
0サイクル冷却済燃料	3年	40 <sup>*3</sup>	0.086
小計	-	-	0.385

取出燃料	玄海2号からの発生分		
	冷却期間	燃料数	崩壊熱 (MW)
5サイクル冷却済燃料	5 × (13ヶ月 + 30日) + 5年	40 <sup>*3</sup>	0.034
4サイクル冷却済燃料	4 × (13ヶ月 + 30日) + 5年	40 <sup>*3</sup>	0.036
3サイクル冷却済燃料	3 × (13ヶ月 + 30日) + 5年	40 <sup>*3</sup>	0.037
2サイクル冷却済燃料	2 × (13ヶ月 + 30日) + 5年	40 <sup>*3</sup>	0.041
1サイクル冷却済燃料	1 × (13ヶ月 + 30日) + 5年	40 <sup>*3</sup>	0.045
0サイクル冷却済燃料	5年	40 <sup>*3</sup>	0.052
小計	-	-	0.245

崩壊熱合計 (MW)	崩壊熱 : 10.496MW
------------	----------------

原子炉に燃料がある場合

取出燃料	玄海4号からの発生分		
	冷却期間	燃料数	崩壊熱 (MW)
12サイクル冷却済燃料	12 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	64 <sup>*1</sup>	0.048
11サイクル冷却済燃料	11 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	64 <sup>*1</sup>	0.049
10サイクル冷却済燃料	10 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	64 <sup>*1</sup>	0.051
9サイクル冷却済燃料	9 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	64 <sup>*1</sup>	0.053
8サイクル冷却済燃料	8 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	64 <sup>*1</sup>	0.056
7サイクル冷却済燃料	7 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	64 <sup>*1</sup>	0.059
6サイクル冷却済燃料	6 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	64 <sup>*1</sup>	0.065
5サイクル冷却済燃料	5 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	64 <sup>*1</sup>	0.073
4サイクル冷却済燃料	4 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	64 <sup>*1</sup>	0.087
3サイクル冷却済燃料	3 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	64 <sup>*1</sup>	0.116
2サイクル冷却済燃料	2 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	64 <sup>*1</sup>	0.184
1サイクル冷却済燃料	1 × (13ヶ月 + 30日) + 30日	64 <sup>*1</sup>	0.342
定検時取出燃料 3	30日	65 <sup>*2</sup>	1.784
定検時取出燃料 2	-	-	-
定検時取出燃料 1	-	-	-
小計	-	-	2.967

取出燃料	玄海1号からの発生分		
	冷却期間	燃料数	崩壊熱 (MW)
7サイクル冷却済燃料	7 × (13ヶ月 + 30日) + 3年	40 <sup>*3</sup>	0.034
6サイクル冷却済燃料	6 × (13ヶ月 + 30日) + 3年	40 <sup>*3</sup>	0.035
5サイクル冷却済燃料	5 × (13ヶ月 + 30日) + 3年	40 <sup>*3</sup>	0.037
4サイクル冷却済燃料	4 × (13ヶ月 + 30日) + 3年	40 <sup>*3</sup>	0.040
3サイクル冷却済燃料	3 × (13ヶ月 + 30日) + 3年	40 <sup>*3</sup>	0.043
2サイクル冷却済燃料	2 × (13ヶ月 + 30日) + 3年	40 <sup>*3</sup>	0.050
1サイクル冷却済燃料	1 × (13ヶ月 + 30日) + 3年	40 <sup>*3</sup>	0.060
0サイクル冷却済燃料	3年	40 <sup>*3</sup>	0.086
小計	-	-	0.385

取出燃料	玄海2号からの発生分		
	冷却期間	燃料数	崩壊熱 (MW)
5サイクル冷却済燃料	5 × (13ヶ月 + 30日) + 5年	40 <sup>*3</sup>	0.034
4サイクル冷却済燃料	4 × (13ヶ月 + 30日) + 5年	40 <sup>*3</sup>	0.036
3サイクル冷却済燃料	3 × (13ヶ月 + 30日) + 5年	40 <sup>*3</sup>	0.037
2サイクル冷却済燃料	2 × (13ヶ月 + 30日) + 5年	40 <sup>*3</sup>	0.041
1サイクル冷却済燃料	1 × (13ヶ月 + 30日) + 5年	40 <sup>*3</sup>	0.045
0サイクル冷却済燃料	5年	40 <sup>*3</sup>	0.052
小計	-	-	0.245

崩壊熱合計 (MW)	崩壊熱 : 3.597MW
------------	---------------

\*1 : 玄海4号炉1/3炉心

\*2 : 玄海4号炉全炉心 = 193体のため最も崩壊熱の高い燃料が多くなるよう設定

\*3 : 玄海1、2号炉1/3炉心

(参考) 事象発生時のSFPの水溫設定について

使用済燃料ピットの水位低下時間評価における初期水溫は、実測値を踏まえ設定したものである。以下に、至近の燃料取出し完了後のSFPの水溫の実測値を示す。

[玄海3号炉]

[単位: ]

定検回数 (年月日)	10回 (H18.12.27)	11回 (H20.5.12)	12回 (H21.9.9)	13回 (H23.1.11)
項目				
A使用済燃料ピット	33.2	34.7	37.4	23.6
B使用済燃料ピット	34.0	35.3	37.1	23.8

[玄海4号炉]

[単位: ]

定検回数 (年月日)	8回 (H20.1.16)	9回 (H21.5.26)	10回 (H22.9.14)	11回 (H24.1.11)
項目				
使用済燃料ピット	30.3	35.5	40.5	27.8

「運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故」の評価における炉心崩壊熱設定の考え方について

### 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）及び全交流動力電源喪失

「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」の評価においては、ミッドループ運転中の水位を初期条件としており、炉心崩壊熱の初期条件についても、原子炉停止から1次冷却材水抜き完了までの時間として考えられる最短時間に余裕を考慮した時間（原子炉停止後72時間時点）における崩壊熱としている<sup>\*1</sup>。

\*1：川内1/2号炉では、1次系水位は1次冷却材水抜き完了後のミッドループ水位、炉心崩壊熱は1次冷却材水抜き「開始」までの時間を想定し、保守的な条件の組合せで評価。

定期検査工程においてミッドループ運転期間前の水抜き期間中は、1次系水位としてはミッドループ運転期間よりも高い（1次系保有水量が多い）ものの、炉心崩壊熱は高い期間となるが、それを踏まえても上記の設定（水位と炉心崩壊熱の組合せ）に代表性があることを以下のとおり確認している。

なお、上記の設定に加え、炉心崩壊熱としてミッドループ運転開始時点（玄海3/4号炉における至近4定期検査の水抜き完了の実績時間：約86.5時間（最短）、約144時間（平均））を上回る炉心崩壊熱を用いていること、また保守的な高温点評価用の炉心崩壊熱を用いていることなどから、大きな保守性を有する評価となっている。

#### 【概算方法】

炉心崩壊熱及び1次系初期保有水量について以下のとおり想定し、炉心露出までの時間が1次冷却材の水抜き開始（炉停止後55時間）から水抜き完了（炉停止後72時間）までの期間のうち最も厳しくなる時点を概算する。

#### 【概算条件】

炉停止後時間に対応する炉心崩壊熱及び1次系初期保有水量は、以下の2点を結ぶ直線で近似する。

	炉停止後 55 時間 (1次系満水)	炉停止後 72 時間 (ミッドループ水位)
炉心崩壊熱	23.9MWt	22.8MWt
1次系初期保有水量	329t	133t

また、炉心露出に至る可能性がある1次系保有水量は96t<sup>\*2</sup>とする。

\*2：炉心注水操作開始の操作時間余裕確認のために実施した常設電動注入ポンプによる炉心注水を実施しない場合の感度解析結果。

### 【評価結果】

事象発生から炉心露出までの時間を図 1 に示すが、1次冷却材の水抜き開始（炉停止後 55 時間）から完了（炉停止後 72 時間）までのいずれの時間を想定しても、水抜き完了時点において事象発生から炉心露出までの時間が最も短くなっている。このことから、「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」において、水抜き完了時点（炉停止後 72 時間）の条件で評価を行うことは妥当と判断している。

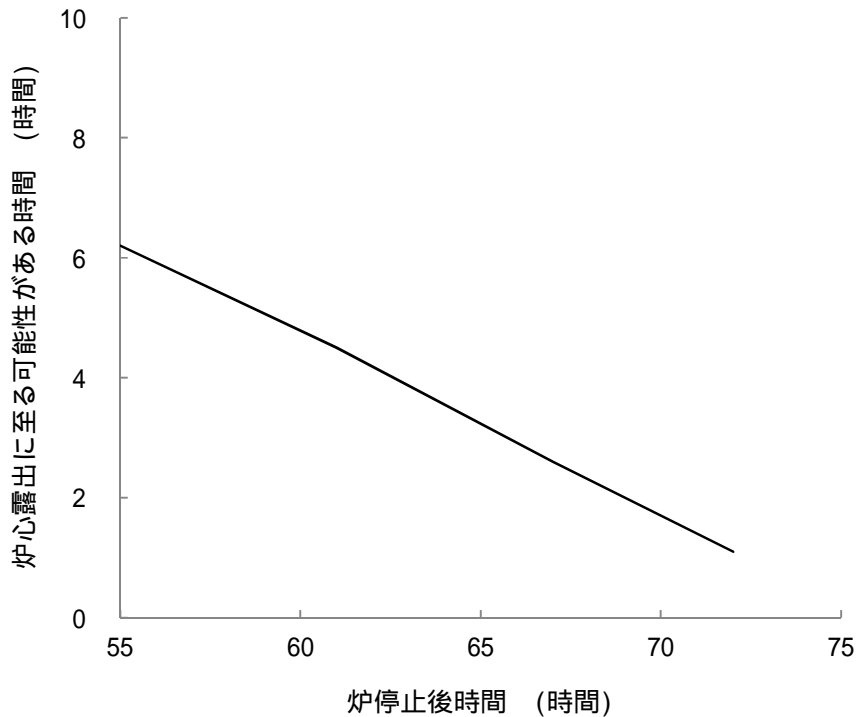


図 1 炉停止後時間と炉心露出に至る可能性がある時間の関係

## 2. 原子炉冷却材の流出

1. と同様の炉心崩壊熱及び1次系初期保有水量の条件で、事象発生から炉心露出までの時間（流出開始から余熱除去系の機能喪失までの時間にその後の蒸散による炉心露出まで時間を加算したもの）を図2に示すが、1次冷却材の水抜き開始（炉停止後55時間）から完了（炉停止後72時間）までのいずれの時間を想定しても、水抜き完了時点において事象発生から炉心露出までの時間が最も短くなっている。このことから、「原子炉冷却材の流出」においても、水抜き完了時点（炉停止後72時間）の条件で評価を行うことは妥当と判断している。

なお、評価全体の保守性については上記1.と同じ扱いとなっている。

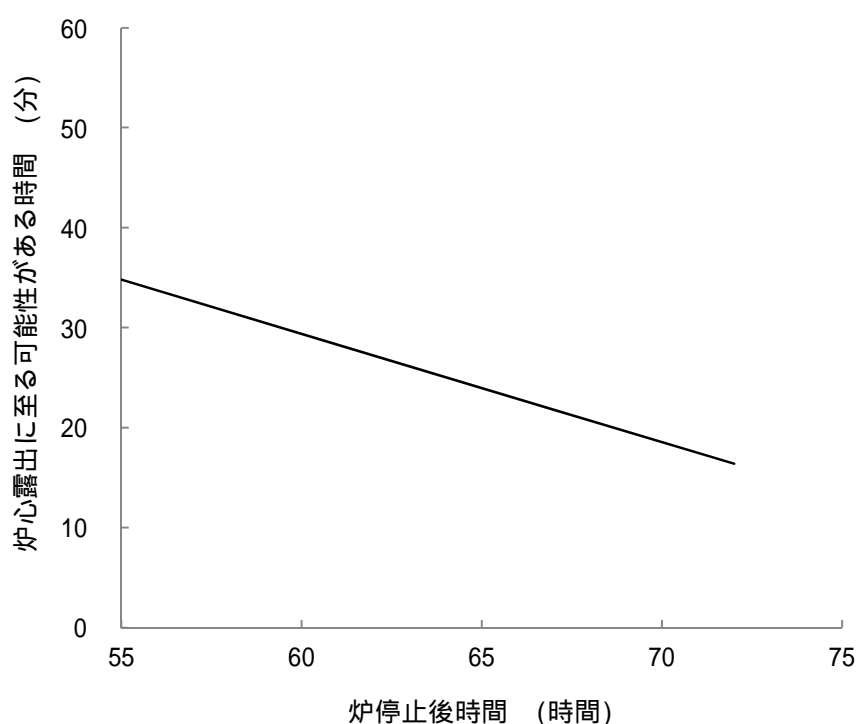
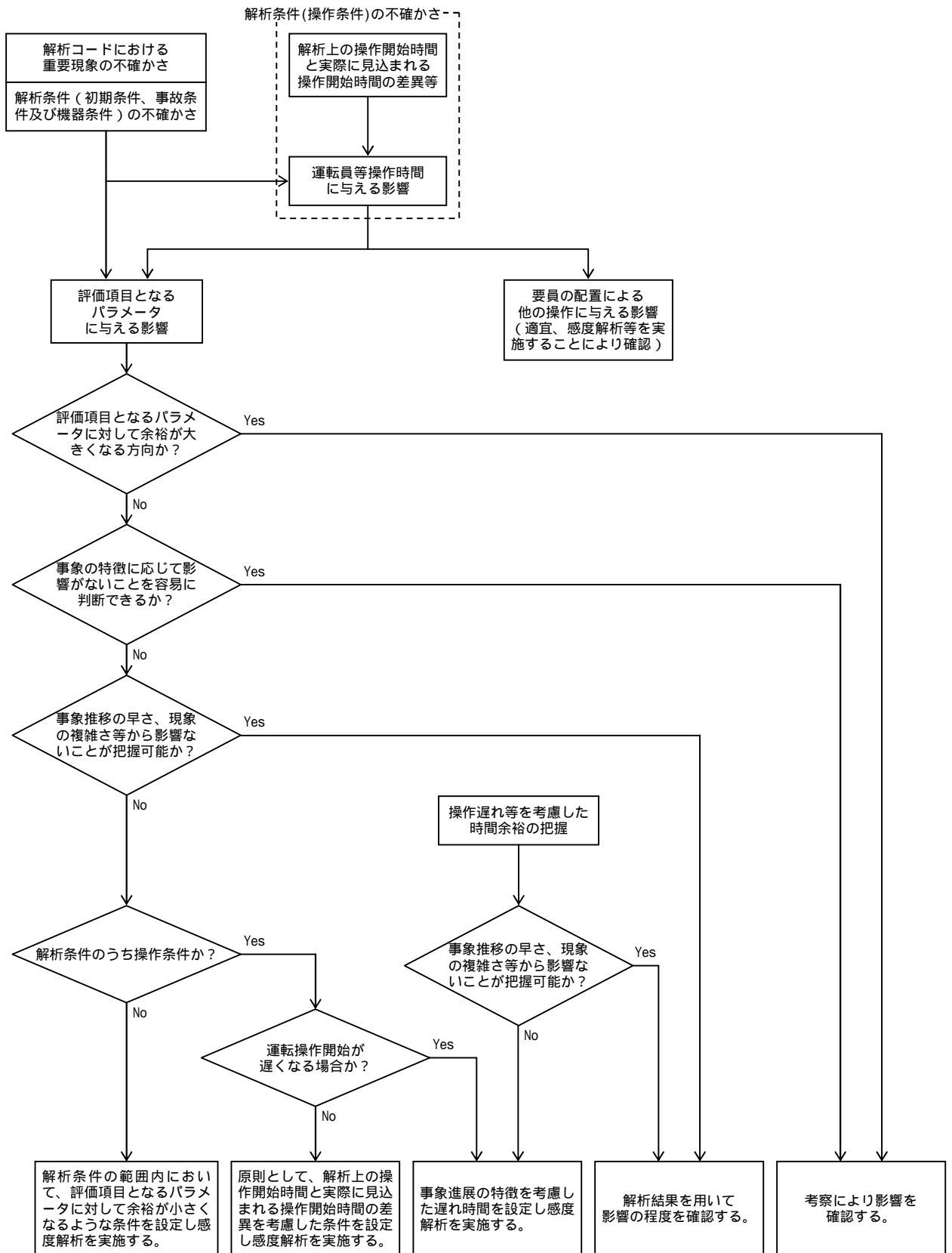


図2 炉停止後時間と炉心露出に至る可能性がある時間の関係

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フロー



## 全交流動力電源喪失時と L O C A 事象が重畳する場合の対応操作について

### 1. 1 次冷却材漏えい規模の判断について

全交流動力電源喪失時に L O C A が重畳して発生した場合、大容量空冷式発電機から給電された常設電動注入ポンプの使用方法は、炉心損傷防止のため炉心注入に使用する場合と、炉心損傷を避けられないとして原子炉格納容器の健全性確保のため格納容器スプレイに使用する場合があります。

常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイを選択する場合は、炉心の損傷が避けられないケースであり、確実に原子炉格納容器の閉じ込め機能を確保することで、放射性物質の環境への放出を防止する。また、炉心損傷が避けられる可能性があるケースでは、炉心の損傷を極力防止するために常設電動注入ポンプの注入先を炉心注入とする。炉心注入を行っている間に炉心出口温度と格納容器内高レンジエリアモニタにより炉心損傷を確認すれば、注入先を格納容器スプレイに切り替える。

炉心損傷が避けられるか否かは、L O C A の破断サイズによって決まり破断サイズが大きい L O C A、つまり「漏えい規模が大きい L O C A」の場合は、炉心の損傷は避けられないと考えている。破断サイズは 1 次系圧力の低下速度によって、おおよその把握が可能である。このため、常設電動注入ポンプを格納容器スプレイに使用するか、炉心注入に使用するかの判断には、1 次系圧力の低下速度によって決まる蓄圧タンクの動作時間を用いることとし「10 分以内に 1 次系圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下」した場合は、常設電動注入ポンプを格納容器スプレイに用いることとする。

全交流動力電源喪失時の 1 次冷却材漏えい規模の判断については、事象判別を行っている 10 分以内に、1 次系圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下すれば「漏えい規模が大きい L O C A」であると判断することとしている。

仮に、事象判別中に遅れて 1 次冷却材漏えいが発生した場合は、安定していた 1 次系圧力が低下し「加圧器圧力低安全注入」警報が発信した時点を開始点として、10 分以内に漏えい規模の判断を行うこととなる。

なお、補足 1、補足 2 に「10 分以内に 1 次系圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下する」ことを常設電動注入ポンプの注入先選択の判断基準とすることの妥当性を示す。

### 2. 対応手順について

運転基準緊急処置編（第二部）「全交流動力電源喪失」には、全交流動力電源喪失時に L O C A 事象が重畳した場合の処置として、以下の 2 つの対応手順を定めている。

なお、ディーゼル発電機や外部電源の回復操作を継続して行い、電源の回復に成功すれば E C C S を作動させ、炉心損傷防止や原子炉格納容器の破損防止のための処置を行う。

#### (1) 「漏えい規模が大きい L O C A」と判断した場合

溶融炉心・コンクリート相互作用の発生を確実に防止し、原子炉格納容器の健全性を維持する

ため、常設電動注入ポンプの注入先を原子炉格納容器へのスプレイ側へ準備し、準備が完了次第スプレイ注入を実施する。

常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイと並行して自己冷却機能をもつB充てんポンプによる炉心注入の準備を行い、炉心損傷進展を緩和するために炉心注入を開始する。

(2) 「漏えいなし」または「漏えい規模が大きいLOCAではない」と判断した場合

炉心損傷を防止するため、補助給水系の健全性を確認した後、主蒸気逃がし弁現場手動操作による蒸気発生器での強制冷却にて1次系の圧力を低下させながら、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注入ライン側へ準備し、常設電動注入ポンプによる注入が可能となれば炉心注入を実施する。炉心注入開始後も炉心の状態を監視し、炉心損傷と判断すれば、炉心注入からスプレイ注入への切替えを実施する。

切替えについては解析上、炉心損傷後30分までに常設電動注入ポンプによる原子炉格納容器へのスプレイ注入を開始すれば、原子炉格納容器の損傷を避けられることが分かっている。実際の切り替え操作に要する時間は、約5分程度であり、炉心注入開始後に炉心損傷に至った場合においても原子炉格納容器の損傷防止は図られる。(常設電動注入ポンプの系統構成を補足3、概略系統図を補足4に示す。)

なお、常設電動注入ポンプによる炉心注入準備が完了すれば、自己冷却機能をもつB充てんポンプによる炉心注入準備を行い、炉心損傷後の炉心損傷進展を緩和するための炉心注入に備える。

補助給水機能喪失時は、蒸気発生器2次側保有水確保の観点より強制冷却を実施しないため、1次系の圧力が下がらず、常設電動注入ポンプによる炉心注入は実施できない。このことから、自己冷却機能をもつB充てんポンプによる炉心注入準備を行い、準備が完了すれば炉心注入を開始する。



( 補足 1 )

10 分以内に 1 次系圧力が蓄圧注入タンク作動圧力まで低下する場合の破断サイズについて

1 次系漏えい規模 ( 漏えい規模が大きい LOCA であるか否か ) の判断にあたって、運転員が事象の判別を行っている 10 分以内に 1 次系圧力が蓄圧注入の作動する圧力まで低下するか否かを確認し、10 分以内に 1 次系圧力が蓄圧注入タンク作動圧力まで低下した場合は「漏えい規模が大きい LOCA」であると判断することとしている。

10 分以内に 1 次系圧力が蓄圧注入タンク作動圧力まで低下する場合の破断サイズについて以下に示す。

漏えい規模による 1 次系圧力と 2 次系圧力の挙動について、ECCS 注水機能喪失事象 ( 2、4、6 インチ破断 ) の圧力挙動 ( 図 1 ~ 図 6 ) を例に説明する。

漏えい規模が小さい 2 インチ破断については、図 1 及び図 2 に示すとおり、1 次冷却材の漏えい量が小さいことから、当初 1 次系圧力は大きく低下するが、その後、1 次系圧力は 2 次系圧力に追従して変動する傾向となり、2 次系強制冷却を開始し、2 次系圧力が低下するのに追従して、1 次系圧力も低下していく傾向となる。

一方、漏えい規模が、4 インチ破断、6 インチ破断と大きくなるにつれ、1 次冷却材の漏えい量が大きくなり、図 3 から図 6 に示すとおり、1 次系圧力は 2 次系圧力に追従することなく、先行して低下していく傾向となる。

図 5 及び図 6 から運転員が事象の判別を行っている 10 分以内に 1 次系圧力が 2 次系圧力に追従することなく先行して低下傾向を示し、蓄圧注入の作動する圧力まで低下する場合は 6 インチ相当程度以上の破断が生じているといえる。

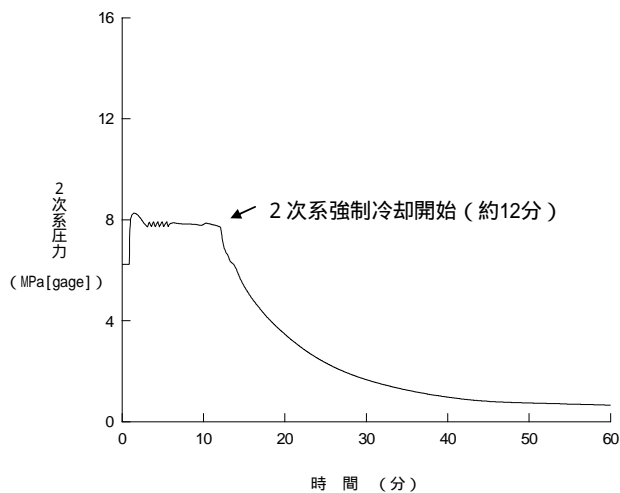


図1 2次系圧力(2インチ破断)

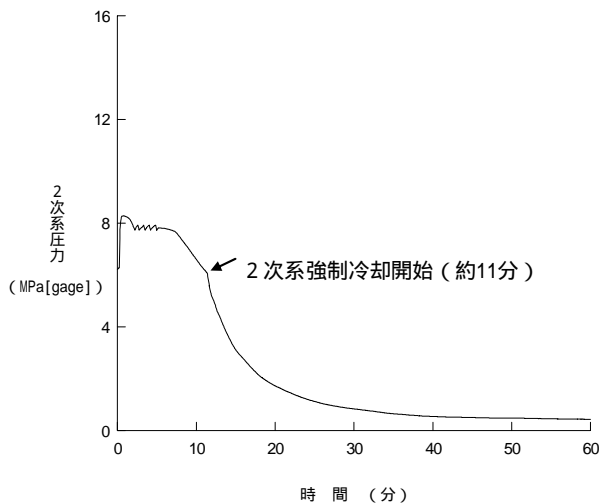


図3 2次系圧力(4インチ破断)

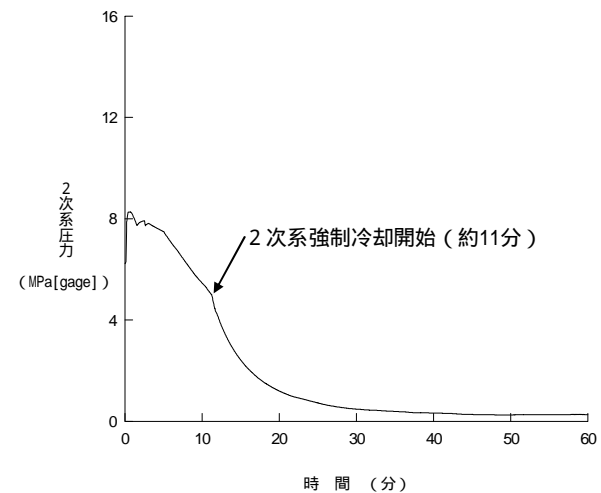


図5 2次系圧力(6インチ破断)

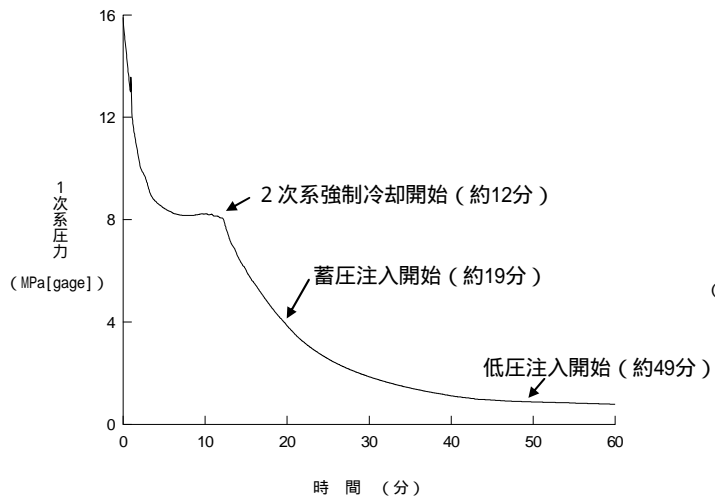


図2 1次系圧力(2インチ破断)

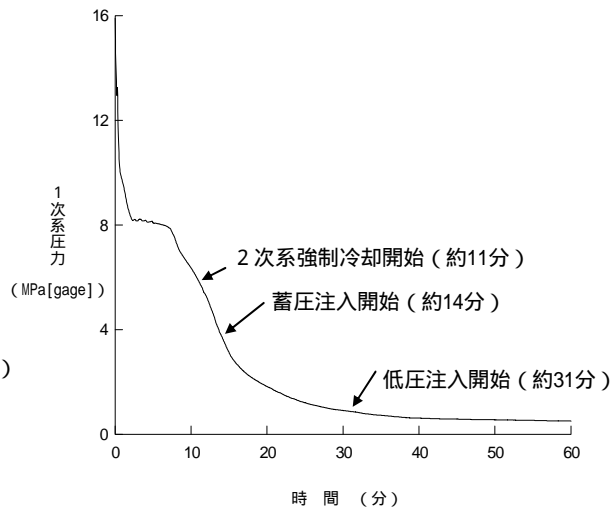


図4 1次系圧力(4インチ破断)

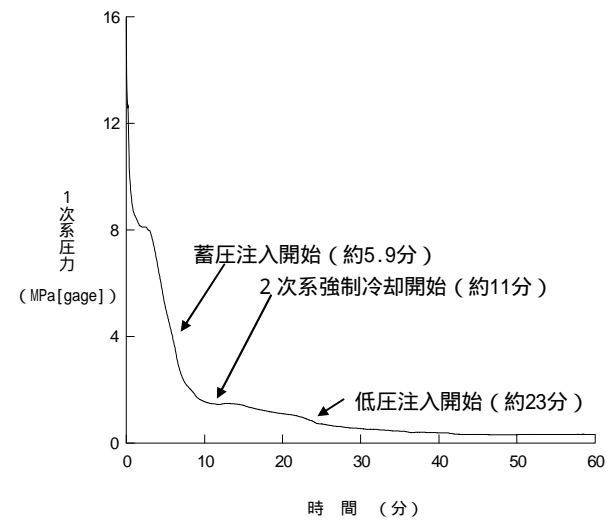


図6 1次系圧力(6インチ破断)

(補足2)

## 全交流動力電源喪失時の破断規模に応じた炉心冷却性についての考察

### 1. 破断規模：1 インチ相当 (RCP シール LOCA 相当)

破断規模 1 インチ相当は、全交流動力電源喪失 + RCP シール LOCA 相当の破断規模である。この破断規模の場合には、全交流動力電源喪失 + RCP シール LOCA の有効性評価で示している通り、常設電動注入ポンプによる炉心注水により長期的な炉心冷却確保が可能である。よって、この場合には常設電動注入ポンプは炉心注水機能として使用することが適切である。

### 2. 破断規模：4 インチ相当

4 インチ相当の破断規模の場合には、以下の(1)、(2)に示す理由により、長期的な炉心冷却確保が困難である可能性があると考えられる。

#### (1) 常設電動注入ポンプの容量の観点

破断規模が 1 インチ相当と比較して 4 インチ相当では約 16 倍であり、全交流動力電源喪失時に期待している常設電動注入ポンプの容量 (30m<sup>3</sup>/h) では十分な炉心冷却が確保できない可能性が高い。

#### (2) ECCS 注水機能喪失事象 (4 インチ破断) 解析結果からの考察

期待される緩和機能として、2 次系強制冷却及び常設電動注入ポンプによる炉心注水が挙げられるが、全交流動力電源喪失時にはこれらの機能を達成するためには現場操作が必要であり、早期の実施が期待できない。

たとえ、2 次系強制冷却による 1 次系冷却により 1 次系が低圧状態に到達したとしても、常設電動注入ポンプによる炉心注水開始には現場での準備が必要となるため、炉心注水開始が間に合わない可能性がある。

以上より、この破断規模では、常設電動注入ポンプによる炉心注水を試み、その後、炉心損傷の兆候が認められた場合はその時点で CV スプレイ機能に切替えることが適切である。炉心注水機能、CV スプレイ機能の切替は、弁操作等のみで短時間で可能であることから、炉心損傷が認められた後でも十分にその後の対応が可能である。

### 3. 破断規模：6 インチ相当

6 インチ相当の破断規模の場合には、以下の(1)、(2)に示す理由により、炉心溶解に至る可能性があると考えられる。

#### (1) 常設電動注入ポンプの容量の観点

破断規模が 1 インチ相当と比較して 6 インチ相当では約 36 倍、4 インチ相当と比較して約 2 倍であり、全交流動力電源喪失時に期待している常設電動注入ポンプの容量 (30m<sup>3</sup>/h) では十分な炉心冷却の確保がより困難となる可能性が高い。

#### (2) ECCS 注水機能喪失事象 (6 インチ破断) 解析結果からの考察

全交流動力電源喪失時に炉心溶解を防止する手段としては、2 次系強制冷却及び常設電動注入ポンプによる炉心注水が挙げられるが、全交流動力電源喪失時にこれらの手段を適用するためには現場操作が必要であり、早期の炉心注水が実施できない。

6 インチ破断の場合、1 次系圧力の低下が早く、2 次系強制冷却の開始前に蓄圧

注入が開始されるため、ECCS 注水機能喪失事象と同様に一時的に炉心冷却は維持されることになると考えられる。しかしながら、早期の炉心注水に期待できないこと、破断規模が大きく破断流量が4インチ相当等と比して大きくなると考えられ1次系保有水量の減少も早くなると考えられることから、常設電動注入ポンプによる炉心注水開始までに炉心溶融に至る可能性があると考えられる。

以上より、破断規模が6インチを超える場合には、確実に格納容器の健全性を確保する観点から、炉心損傷後の対応を見越して、常設電動注入ポンプをCVスプレー機能として使用することが適切である。

(参考) ECCS 注水機能喪失事象における破断規模と蓄圧注入開始の関係

	2インチ <sup>(注)</sup>	4インチ <sup>(注)</sup>	6インチ
蓄圧注入 作動開始	事象発生後 約19分	事象発生後 約14分	事象発生後 約5.9分

注) 全交流電源喪失発生時には、ECCS 注水機能喪失事象に比べると2次系強制冷却開始が遅くなることから、蓄圧注入動作は遅くなる傾向となることが考えられる。

### 常設電動注入ポンプの系統構成について

常設電動注入ポンプは、通常時、系統から分離されているため、全交流動力電源喪失時に運転員並びに保守対応要員が系統への接続及び系統構成を行う必要がある。以下に操作の概要を示すととも概略系統図を補足 4 に示す。

運転員等は、現場で常設電動注入ポンプの系統構成を開始する。

保守対応要員は、現場で常設電動注入ポンプのディスタンスピースの取替えを行う。

運転員等は、中央制御室で A 格納容器スプレイライン外隔離弁及び B 余熱除去冷却器出口外隔離弁の動作確認を実施する。

運転員等は、中央制御室で注入先に応じた弁の操作を行う。炉心注入の場合は B 余熱除去冷却器出口外隔離弁、格納容器スプレイ注入の場合は A 格納容器スプレイライン外隔離弁を開とする。

運転員等は、中央制御室で常設電動注入ポンプを起動し、代替注入ラインに設置された流量計等により注入が開始されたことを確認する。

常設電動注入ポンプによる代替炉心注入を開始した後に、事象進展により炉心損傷の徴候が現れた場合は、中央制御室の電動弁操作により格納容器スプレイへ切り替える。

なお、以前は上記 の操作において、注入先( 炉心又はスプレイ )の弁を現場手動弁で切替ることで対応していたが、切替操作時間の短縮と現場と中央制御室の連絡が上手くとれない場合でも対応が可能なように中央制御室での電動弁による操作に見直しを行っている。

( 図 - 1 参照 )

また、上記に加え の操作を追加し、A 格納容器スプレイライン外隔離弁及び B 余熱除去冷却器出口外隔離弁の動作確認を行うことで、注入先の切替えを確実なものにする。

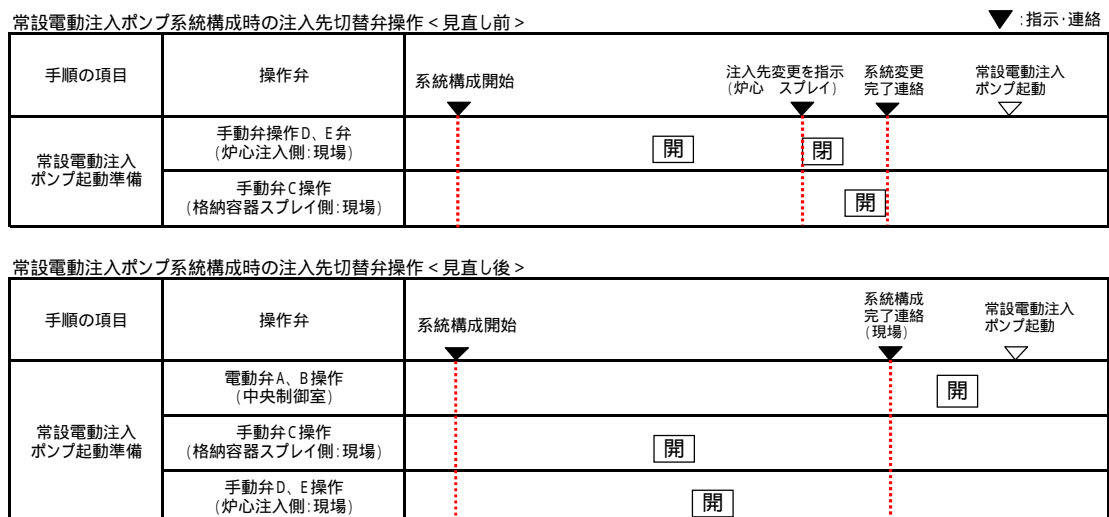
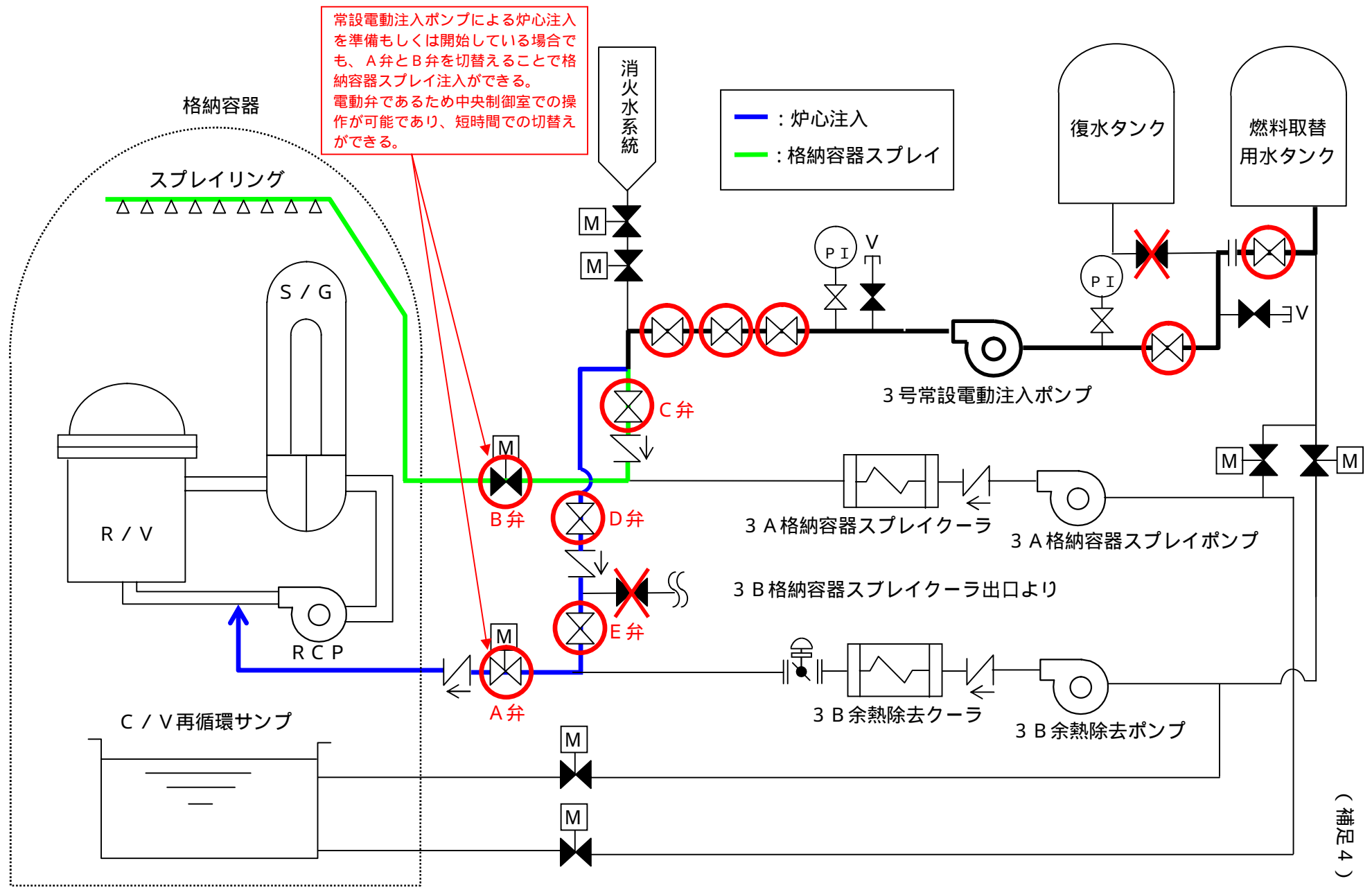


図 1 常設電動注入ポンプ系統構成の運用変更



(補足4)

3号常設電動注入ポンプ系統図(概略)

### 3. 重大事故

#### 3.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

##### 3.1.1 格納容器過圧破損

##### 3.1.1.1 格納容器破損モードの特徴、格納容器破損防止対策

###### (1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に至る可能性のある PDS は、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、SED、TED、TEW、AEW、SLW、SEW 及び AED である。

###### (2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」では、原子炉の出力運転中に原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能や ECCS 再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、緩和措置がとられない場合には、原子炉格納容器内へ流出した高温の 1 次冷却材及び溶融炉心の崩壊熱等の熱に伴い発生した水蒸気、金属 - 水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、原子炉格納容器の破損に至る。

したがって、本格納容器破損モードでは、原子炉格納容器雰囲気を冷却及び除熱し、原子炉格納容器圧力の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。また、非凝縮性ガスの発生を抑制するとともに、継続的に発生する水素を処理する。長期的には、最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

###### (3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、A、B 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等を整備する。

また、溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う水素等の非凝縮性

ガスの発生を抑制する観点及び原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心により原子炉格納容器雰囲気が過熱状態となることを防止する観点から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策等を整備する。さらに、継続的に発生する水素を処理するため、静的触媒式水素再結合装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備としてイグナイタを設置する。これらの対策の概略系統図を図 3.1.1.1 に、対応手順の概要を図 3.1.1.2 に示すとともに、重大事故等対策の概要を以下に示す。また、重大事故等対策における設備と手順の関係を表 3.1.1.1 に示す。

本格納容器破損モードのうち、「3.1.1.2(1) 有効性評価の方法」に示す評価事故シーケンスにおける 3 号炉及び 4 号炉同時の重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員で構成され、合計 52 名である。

具体的には、運転員（当直員）は、運転操作指揮を行う当直課長及び当直副長の 2 名、号炉間連絡及び運転操作助勢を行う当直主任及び運転員の 2 名、運転操作対応を行う運転員 8 名である。発電所構内に常駐している要員のうち、重大事故等対策要員（初動）は、運転対応要員 8 名及び保守対応要員 12 名、通報連絡等を行う緊急時対策本部要員（指揮者等）は 4 名である。重大事故発生後 30 分以内に参集できる重大事故等対策要員（初動後）は、保守対応要員 16 名である。この必要な要員と作業項目について図 3.1.1.3 に示す。また、評価事故シーケンス以外の事故シーケンスについては、作業項目を評価事故シーケンスと比較し、必要な要員数を確認した結果、52 名で対処可能である。

#### a. 事象の発生及び対応処置

LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉トリップ信号、ECCS 作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ及びタービントリップ、ECCS 及び格納容器スプレイの自動作動を確認する。

その後、格納容器スプレイ機能、ECCS 再循環機能等の安全機能の喪失が重畳した場合には、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。

事象の発生及び対応処置の判断に必要な計装設備は、出力領域中性子束等である。

#### b. 事象進展の判断及び対応準備

中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容



量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水タンク（ピット）への供給、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、使用済燃料ピット水位計（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。

1次冷却材圧力の低下等により、1次冷却材漏えいの判断を行うとともに、事象判別を行っている10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することによる、漏えい規模が大きいLOCAの発生有無、補助給水流量の低下による補助給水機能喪失の有無により事象進展の判断を行う。

全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きいLOCAでない又は漏えいがない場合の対応操作として、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。また、漏えい規模が大きいLOCAへの進展の可能性を考慮して、常設電動注入ポンプの準備完了後にB充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。なお、漏えい規模が大きいLOCAが発生した場合は、常設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとするとともにB充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。

全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きいLOCAでない場合は、常設電動注入ポンプにより代替炉心注水を行うが、10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きいLOCAに進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行うとともに、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。漏えい規模が大きいLOCAでない場合でも、炉心出口温度計指示350以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示 $1 \times 10^5$  mSv/h以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。また、炉心損傷後の常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ実施時においても、炉心損傷の進展防止及び緩和のために、B充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。

事象進展の判断に必要な計装設備は、1次冷却材圧力等である。

（添付資料2.2.3、3.1.1.1）

#### c. アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動

全交流動力電源喪失時、アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び被ばく低減のため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダンパへの代替空気供給操作を行い、大容量空冷式発電機等

により電源供給された後にアニュラス空気浄化ファンを起動する。  
また、中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系の起動操作を行う。

d．補助給水系機能維持の判断

補助給水ポンプ起動及び補助給水流量が確立されていることを確認する。また、全交流動力電源喪失時、漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合に、補助給水機能が喪失していると判断される場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、原子炉容器破損時点で 1 次冷却材圧力を 2.0MPa[gage]以下まで減圧するための加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧を行う。なお、加圧器逃がし弁の使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）の準備を行う。

補助給水系機能維持の判断に必要な計装設備は、補助給水流量等である。

e．イグナイタの起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備

原子炉容器内等において、事象進展に応じて水素が生成される可能性があるため、炉心出口温度が 350 に到達した場合、又は ECCS 作動信号の発信を伴う 1 次冷却材喪失時に全ての高圧注入機能が喪失した場合に、イグナイタを起動するとともに可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備を行う。また、全交流動力電源喪失時には、準備完了後、大容量空冷式発電機等より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。

f．炉心損傷の判断

炉心出口温度計指示 350 以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示  $1 \times 10^5$  mSv/h 以上により、炉心損傷と判断する。なお、炉心損傷の判断基準である炉心出口温度 350 は、炉心が直接蒸気を過熱している可能性が高いと考えられる温度として、加圧器安全弁の設定圧力を考慮した 1 次系の最大飽和蒸気温度から設定した値であり、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） $1 \times 10^5$  mSv/h は、炉心溶融時の原子炉格納容器内線量率の評価結果を踏まえて設定した値である。

炉心損傷の判断に必要な計装設備は、格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）等である。

（添付資料 3.1.1.2）

g . 静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ作動状況確認

静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度上昇により確認する。また、イグナイタ作動にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度上昇により確認する。

(設置許可基準等への適合性について(重大事故等対処設備)補足説明資料 52-7、52-9)

h . 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ

格納容器スプレイ注入機能が喪失している場合に、1次冷却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心落下に伴う溶融炉心・コンクリート相互作用抑制のための大容量空冷式発電機等からの給電及び常設電動注入ポンプの準備が整い次第、代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心冷却については、B充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水の準備が整い次第、炉心への注水を行う。また、代替格納容器スプレイを継続するため、燃料取替用水タンク(ピット)水位計の指示が16%以下となれば、復水タンク(ピット)との連絡を行い、復水タンク(ピット)に補給することにより代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプ水位(広域)指示が75%以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器内圧力計指示が、原子炉格納容器の最高使用圧力である392kPa[gage]まで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイに必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

i . 水素濃度監視

ジルコニウム - 水反応等により生成される水素による原子炉格納容器内の水素濃度を確認するため、格納容器水素濃度計測装置等の準備が整い次第運転し、格納容器内水素濃度の測定を開始する。

また、アニュラス部に漏えいした水素によるアニュラス部の水素濃度を確認するために、炉心損傷判断後、アニュラス水素濃度計測装置によりアニュラス内の水素濃度の測定を開始する。

j . 格納容器内自然対流冷却

A、B格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、原子炉格納容器雰囲気自然対流により除熱する。

また、全交流動力電源喪失等が起因となり原子炉補機冷却水系が使用できない場合には、移動式大容量ポンプ車によりA、B格納容

器再循環ユニットに冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気自然対流により除熱する。ただし、炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に待機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から24時間以内に除熱を開始できるように作業を行う。

格納容器内自然対流冷却の確認に必要な計装設備は、格納容器圧力等である。

### 3.1.1.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

#### (1) 有効性評価の方法

PDS の選定結果については、「1.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれる PDS のうち、破断規模の大きい「A\*\*」が原子炉格納容器内への1次冷却材の流出流量が多いことから圧力上昇の観点で厳しく、また、ECCS 又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内に水の持ち込みがない「\*\*D」が圧力上昇抑制効果に期待できない点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しい PDS は、破断規模が大きく、ECCS 注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する「AED」である。

この PDS には、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・中破断 LOCA 時に高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

これらの事故シーケンスのうち評価事故シーケンスは、中破断 LOCA に比べ破断口径が大きく、原子炉格納容器圧力の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」である。

また、本評価事故シーケンスにおいては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び A、B 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。

さらに、本評価事故シーケンスは、炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質が多くなる。したがって、本評価事故シーケンスにおいて、Cs-137 の放出量評価を実施し、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を確認する。

本評価事故シーケンスにおいて、雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）に係る重要現象は以下のとおりである。

- a . 炉心における重要現象
  - ・崩壊熱
  - ・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
  - ・沸騰・ボイド率変化
  - ・気液分離・対向流
- b . 原子炉容器、1次系、加圧器及び蒸気発生器における重要現象
  - ・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション
  - ・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達
  - ・炉心損傷後の原子炉容器破損、溶融
  - ・炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP（核分裂生成物）挙動
- c . 原子炉格納容器における重要現象
  - ・区画間・区画内の流動
  - ・構造材との熱伝達及び内部熱伝導
  - ・格納容器スプレイ冷却
  - ・格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却
  - ・水素濃度変化
  - ・炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料 - 冷却材相互作用
  - ・炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱
  - ・炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱
  - ・炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生
  - ・炉心損傷後の原子炉格納容器内FP（核分裂生成物）挙動

本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能な、原子炉系、原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有する総合解析コード MAAP により、原子炉格納容器圧力、原子炉格納容器内温度等の過渡応答を求める。

なお、MAAP コードについては、LOCA 直後の原子炉格納容器内温度のような短期間に発生する現象を精緻に取り扱う場合には適してい

ないため、事象初期の挙動については設計基準事故の評価結果を参照する。具体的には、原子炉格納容器内温度については、「原子炉格納容器内圧力、雰囲気等の異常な変化」の「原子炉冷却材喪失」の評価結果を参照する。

(添付資料 3.1.1.3、3.1.1.4、3.1.1.5)

さらに、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、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

## (2) 有効性評価（事象進展解析）の条件

本評価事故シーケンスに対する初期条件も含めた主要な解析条件を表 3.1.1.2 に示す。また、主要な解析条件について、本評価事故シーケンス特有の解析条件を以下に示す。

(添付資料 3.1.1.6)

### a . 事故条件

#### (a) 起回事象

起回事象として、大破断 LOCA が発生するものとする。原子炉冷却材圧力バウンダリの破断位置は高温側配管とし、また、破断口径は、高温側配管の口径である約 0.74m (29inch) の完全両端破断とする。

#### (b) 安全機能の喪失に対する仮定

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ものとし、さらに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ものとする。

#### (c) 外部電源

外部電源はないものとする。

安全機能の喪失に対する仮定に基づき、外部電源なしを想定する。

#### (d) 水素の発生

水素の発生については、ジルコニウム - 水反応を考慮するものとする。なお、MAAP コードでは水の放射線分解等による水素発生は考慮していないため、「(4) 有効性評価の結果」にてその影響を評価する。

### b . 重大事故等対策に関連する機器条件

#### (a) タービン動補助給水ポンプ

タービン動補助給水ポンプ 1 台が自動起動し、解析上は事象

発生 60 秒後に 4 基の蒸気発生器に合計  $200\text{m}^3/\text{h}$  の流量で注水するものとする。

(b) 蓄圧タンク

蓄圧注入系のパラメータとして、初期保持圧力については、炉心への注水を遅くするために最低保持圧力を用いるものとする。また、初期保有水量については、炉心への注水量を少なくするために最小保有水量を用いるものとする。

蓄圧タンクの保持圧力（最低保持圧力）

$4.04\text{MPa}[\text{gage}]$

蓄圧タンクの保有水量（最小保有水量）

$26.9\text{m}^3$ （1 基当たり）

(c) 常設電動注入ポンプ

原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、常設電動注入ポンプを使用するものとする。

原子炉格納容器圧力及び温度上昇抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量は、標準値として  $130\text{m}^3/\text{h}$  を設定するものとする。

(d) 静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ

原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しないが、静的触媒式水素再結合装置による水素処理に伴う発熱反応が原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を「(4) 有効性評価の結果」にて考慮するものとする。

c. 重大事故等対策に関連する操作条件

運転員等操作に関する条件として、「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」に示す分類に従って以下のとおり設定する。

(a) 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」の d. に従い、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、炉心溶融開始から 30 分後に開始するものとする。また、格納容器内自然対流冷却開始に伴い、事象発生から 24 時間後に停止するものとする。

(b) 移動式大容量ポンプ車を用いた A、B 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は、「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」の e. に従い、現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して、事象発生から 24 時間後に開始するものとする。

(3) 有効性評価 (Cs-137 の放出量評価) の条件

a . 事象発生直前まで、定格出力の 102% で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を 1 / 3 ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考えて、最高 30,000 時間とする。

(添付資料 3.1.1.7)

b . 原子炉格納容器内に放出される Cs-137 の量は、炉心損傷に至る事故シーケンスを基にした代表的なソースタームである NUREG-1465 に示された原子炉格納容器内への放出割合に基づき、炉心全体の内蔵量に対して 75% の割合で放出されるものとする。本評価においては、下記 c . の原子炉格納容器内での除去効果も含めて、MAAP コードによる解析結果に比べて、Cs-137 の環境への放出量の観点で保守的となる条件設定としている。

(添付資料 3.1.1.8、3.1.1.9)

c . 原子炉格納容器内に放出された Cs-137 は、実験等から得られた適切なモデルに基づき、原子炉格納容器等への沈着効果及びスプレイ水による除去効果を見込むものとする。

(添付資料 3.1.1.10、3.1.1.11)

d . 時間経過とともに Cs-137 の環境への放出率が小さくなることを踏まえ、評価期間は 7 日間とする。なお、事故後 7 日以降の影響についても評価するものとする。

e . 原子炉格納容器からの漏えい率は、MAAP コードの結果である原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、評価期間中一定の 0.16% / d を用いるものとする。なお、事故後 7 日以降の漏えい率は、原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を見込んだ値として、0.125% / d を用いるものとする。

(添付資料 3.1.1.12)

f . 原子炉格納容器からの漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその 97% が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り 3% はアニュラス部以外で生じるものとする。

g . アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの効率は、設計上期待できる値として 99% を用いるものとする。

(添付資料 3.1.1.13)

h . アニュラス部の負圧達成時間は、事象発生後、全交流動力電源喪失を想定したアニュラス空気浄化設備の起動遅れ時間及び起動後の負圧達成までの時間を考慮し、評価上 62 分とする。その間、原子炉格納容器からアニュラス部に漏えいしてきた Cs-137 はその



まま全量環境へ放出されるものとし、アニュラス空気浄化設備のフィルタ効果は無視するものとする。

・常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量は、原子炉格納容器内に放出される放射性物質の除去に必要なスプレイ流量を考慮し、設計上期待できる値として  $140\text{m}^3/\text{h}$  を設定するものとする。

#### (4) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展を図 3.1.1.4 及び図 3.1.1.5 図に、1次系圧力、原子炉容器内水位等の1次系パラメータの変化を図 3.1.1.6 から図 3.1.1.8 に、原子炉格納容器圧力、温度等の原子炉格納容器パラメータの変化を図 3.1.1.9 から図 3.1.1.13 に示す。

##### a. 事象進展

事象発生後、全交流動力電源喪失に伴い1次冷却材ポンプの母線電圧が低下することにより「1次冷却材ポンプ電源電圧低」信号のトリップ限界値に到達し、原子炉は自動停止する。また、大破断 LOCA の発生に加えて低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失することから原子炉容器内水位が低下し、事象発生の約 22 分後に炉心溶融に至る。

(添付資料 3.1.1.5)

さらに、格納容器スプレイ注入機能も喪失することから、炉心溶融開始から 30 分後となる事象発生の約 52 分後に常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを開始することにより、原子炉格納容器内を冷却し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する。

その後、原子炉容器内水位がなくなることにより、事象発生の約 1.4 時間後に原子炉容器破損に至り、溶融炉心が原子炉下部キャビティに流出する。その後、事象発生の約 2.6 時間後に原子炉容器からの溶融炉心流出が停止することに伴い、原子炉格納容器圧力の上昇が緩やかになり、原子炉格納容器圧力は事象発生の約 15 時間後に低下に転じる。

また、事象発生の 24 時間後に移動式大容量ポンプ車を用いた A、B 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を開始することにより、原子炉格納容器内の水蒸気が凝縮され、原子炉格納容器内温度は事象発生の約 26 時間後に低下に転じる。

(添付資料 3.1.1.14)

b. 評価項目等

原子炉格納容器圧力は、図 3.1.1.9 に示すとおり、代替格納容器スプレイにより事象発生約 15 時間後に最高値約 0.444MPa[gage]となり、以降は低下傾向となることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍 (0.784MPa[gage]) を下回る。

原子炉格納容器内温度は、図 3.1.1.10 に示すとおり、格納容器内自然対流冷却により事象発生約 26 時間後に最高値約 144 となり、以降は低下傾向となることから、原子炉格納容器バウンダリにかかる温度は、200 を下回る。

大破断 LOCA が発生し低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失することにより、事象発生約 1.4 時間後に原子炉容器破損に至るが、その時点での 1 次系圧力は、図 3.1.1.6 に示すとおり、約 0.21MPa[gage] であり、原子炉容器破損まで 1 次系圧力は 2.0MPa[gage] 以下に低減される。

「1.2.2(2) 有効性を確認するための評価項目の設定」の e、h に示す評価項目については、本評価事故シーケンスと「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスが同一であることから、有効性評価の結果は、それぞれ「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用」及び「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」に示す。また、f に示す評価項目については、格納容器スプレイが作動することにより本評価事故シーケンスよりも水蒸気が凝縮することで水素濃度が高くなるとともに、全炉心内ジルコニウム量の 75% が水と反応して水素が発生することを想定した「3.4 水素燃焼」に示す。

原子炉格納容器内の水素分圧 (絶対圧) は、図 3.1.1.13 に示すとおり、全圧約 0.5MPa[abs] に対して 0.01MPa[abs] 程度である。また、全炉心内ジルコニウム量の 75% が水と反応することにより発生する水素と、水の放射線分解等により発生する水素を、静的触媒式水素再結合装置により処理した場合の発熱量は、炉心崩壊熱の約 2% と小さい。したがって、水素の蓄積を考慮しても原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度は原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍 (0.784MPa[gage]) 及び 200 を下回る。

(添付資料 3.1.1.15、3.1.1.16)

また、図 3.1.1.11 及び図 3.1.1.12 に示すとおり、事象発生から約 2.6 時間後に溶融炉心の全量が原子炉下部キャビティに落下

するが、代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却により、図 3.1.1.9 及び図 3.1.1.10 に示すとおり、48 時間時点においても原子炉格納容器圧力及び温度は低下傾向を示し、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心及び原子炉格納容器雰囲気は安定して除熱される。また、その後も格納容器内自然対流冷却を継続することにより、安定状態を維持できる。

(添付資料 3.1.1.17、3.1.1.18)

本評価事故シーケンスは、事象初期から原子炉格納容器内に蒸気が放出されることにより事象進展中の原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質量は多くなるが、事象発生から 7 日後までの Cs-137 の総放出量は約 4.5TBq であり、図 3.1.1.30 に示すとおり、アニュラス空気浄化設備を起動し、フィルタによる除去を行うことにより、100TBq を十分下回る。また、その大気放出過程を図 3.1.1.31 に示す。

事象発生から 7 日以降、Cs-137 の放出が継続した場合の影響評価を行ったところ、事象発生後 30 日 (約 4.8TBq) 及び 100 日 (約 4.8TBq) においても総放出量の増加は軽微であり、100TBq を下回っている。

(添付資料 3.1.1.19)

### 3.1.1.3 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、要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作である常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いた A、B 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により、原子炉格納容器圧力を低下させることが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、炉心熔融開始を起点に操作を行う常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイとし、事象発生後 24 時間後に操作を行う移動式大容量ポンプ車を用いた A、B 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及び事象発生後 60 分後に操作を行うアニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス空気浄化ファンの起動についても、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の差異による不確かさの影響を確認する。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象は、「1.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間が 30 秒程度早くなる等、炉心溶融開始が早くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が早くなる。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、HDR 実験解析等の検証結果により、原子炉格納容器圧力を 1 割程度高く、原子炉格納容器内温度を十数 高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなるが、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、原子炉容器下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいが、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかしながら、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与

える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料 - 冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用による圧力スパイクに与える感度は小さい。また、圧力スパイクに伴い変動する原子炉格納容器圧力を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の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及び溶融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、溶融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組合せを考慮した感度解析を実施した。

図 3.1.1.14 及び図 3.1.1.15 に示すとおり、約 16cm のコンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生とこれに伴う反応熱が増加することにより、原子炉格納容器圧力及び温度は一時的に上昇する。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

Cs-137 の放出量評価の観点では、原子炉格納容器からの漏えい率について、MAAP コードの結果である原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を考慮して設定した値を用いている。また、ソースタームについては、MAAP コードの評価結果ではなく、NUREG-1465 に基づき設定しているが、これらパラメータを起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(添付資料 3.1.1.20)

#### b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形の不確かさとして、炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間は 30 秒程度早くなるが、早くなる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動、構造材との熱伝達及び内部熱伝導の不確かさとして、HDR 実験解析等の検証結果により、原子炉格納容器圧力を 1 割程度高く、原子炉格納容器内

温度を十数 高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションの不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、早くなる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達の不確かさとして、溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故の再現性が確認されている。また、原子炉容器下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融の不確かさとして、原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかしながら、早くなる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料 - 冷却材相互作用の不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用による圧力スパイクに与える感度は小さい。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の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及び溶融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、溶融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組合せを考慮した感度解析を実施した。

図 3.1.1.14 図及び図 3.1.1.15 に示すとおり、約 16cm のコンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生とこれに伴う反応熱が増加することにより、原子炉格納容器圧力及び温度は一時的に上昇するものの、原子炉下部キャビティ水により溶融炉心が冷却されるため、コンクリート侵食は停止し、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度上昇は一時的なものであり、十分小さい。また、コンクリート侵食等に伴う水素発生量の増加は長期的に原子炉格納容器圧力の上昇要因となるが、感度解析においても水素の

追加発生に伴う原子炉格納容器内の水素濃度上昇はドライ条件換算で1 vol%程度である。このため、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍(0.784MPa[gage])及び200に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料 3.1.1.21)

Cs-137の放出量評価の観点では、原子炉格納容器からの漏えい率について、MAAPコードの結果である原子炉格納容器圧力に応じた漏えい率に余裕を考慮して設定した値を用いている。また、ソースタームについては、MAAPコードの評価結果ではなく、NUREG-1465に基づき設定しているため、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料 3.1.1.20)

## (2) 解析条件の不確かさの影響評価

### a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、表 3.1.1.2 に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に当たっては、原則、評価項目に対する余裕が小さくなるような設定としていることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積、ヒートシンク、1次冷却材の流出流量並びに標準値として設定している常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量及びA、B格納容器再循環ユニットの除熱特性に関する影響評価の結果を以下に示す。

#### (a) 運転員等操作時間に与える影響

炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、炉心溶融開始が遅くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が遅くなる。さらに、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少し、また、最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件として設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも大きくなり、

原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

1次冷却材の流出流量の変動として地震による Excess LOCA の発生を考慮した場合、流出流量の増加により事象進展は変動し、炉心溶融開始等が早くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレいの開始が早くなる。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の変動を考慮し、最確条件の代替格納容器スプレイ流量を用いた場合、解析条件として設定している流量よりも多くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなる。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

A、B格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合には除熱性能が低くなるため、原子炉格納容器圧力の上昇が早くなる。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

(添付資料 3.1.1.20)

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱、原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクの変動を考慮し、最確条件の崩壊熱を用いた場合、解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少し、また、最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件として設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和される。このため、評価項目に対する余裕は大きくなる。

1次冷却材の流出流量の変動として地震による Excess LOCA の発生を考慮した場合、流出流量の増加により事象進展が変動することから、炉心や原子炉格納容器への影響を確認する観点



で、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。なお、いずれのケースも常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間は LOCA の発生を操作の起点として現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮した事象発生の約 52 分後とした。その結果、図 3.1.1.16 から図 3.1.1.21 に示すとおり、各ケースともに原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは大破断 LOCA の場合と同じであり、また、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用に伴う原子炉格納容器圧力の上昇はあるが、原子炉格納容器圧力は最高使用圧力の 2 倍 (0.784MPa[gage]) を下回っているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

- ・ 1 次冷却材高温側配管 全ループ破断
- ・ 1 次冷却材低温側配管 全ループ破断
- ・ 原子炉容器下端における破損 (開口面積：高温側配管両端破断相当)

(添付資料 3.1.1.22)

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の変動を考慮し、最確条件の代替格納容器スプレイ流量を用いた場合、解析条件として設定している流量よりも多くなることから、流量の違いが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する観点で代替格納容器スプレイ流量を設計値とした場合の感度解析を実施した。その結果、図 3.1.1.22 及び図 3.1.1.23 に示すとおり、事象発生から約 52 分後の代替格納容器スプレイ開始以降、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和され、評価項目に対する余裕は大きくなる。

(添付資料 3.1.1.23)

A、B 格納容器再循環ユニットの除熱特性の変動を考慮し、最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性を用いた場合、解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、除熱特性の違いが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する観点で A、B 格納容器再循環ユニットの除熱特性を 4 号炉の設計値 (1 基当たりの除熱特性：100 ~ 約 168、約 6.7MW ~ 約 12.3MW) とした場合の感度解析を実施した。その結果、図 3.1.1.24 及び図 3.1.1.25 に示すとおり、事象発生から 24 時間後の A、B 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以降、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制され、評価項目に対する余裕は大きくなる。また、原

原子炉格納容器内に水素が存在する場合には、除熱性能が低くなるため、水素濃度を考慮した場合の感度解析を実施した。その結果、図 3.1.1.26 及び図 3.1.1.27 に示すとおり、原子炉格納容器圧力及び温度はわずかに高く推移するものの、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍 (0.784MPa[gage]) 及び 200 に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(添付資料 2.4.9、3.1.1.20、3.1.1.24)

#### b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作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。

##### (a) 要員の配置による他の操作に与える影響

図 3.1.1.3 に示すとおり、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

移動式大容量ポンプ車を用いた A、B 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は、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

アニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス空気浄化ファンの起動は、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

(添付資料 3.1.1.20)

##### (b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心溶融開始から 30 分後を起点とする常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイは、1 次冷却材の流出流量等の不確かさにより炉心溶融開始が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、原子炉格納容器の減温、減圧が早くなることから評価項目に対する余裕が大きくなるが、1 次冷却材の流出流量の不確かさとして「a. (b) 評価項目となるパラメータに与える影響」において、事象発生から約 52 分で操作開始する場合の影響を確認しており、評

価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、炉心崩壊熱等の不確かさにより炉心溶融開始が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、崩壊熱の減少と操作遅れ時間の程度により評価項目に対する余裕が小さくなることが考えられるが、「(3) 操作時間余裕の把握」において、代替格納容器スプレイが遅れた場合の操作時間余裕を事象発生から 60 分後に代替格納容器スプレイを開始した場合の感度解析により確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

移動式大容量ポンプ車を用いた A、B 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は、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の差異により操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、原子炉格納容器圧力及び温度の低減効果の大きい代替格納容器スプレイを早く停止することとなるため、原子炉格納容器の減温、減圧が遅くなるが、「2.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失」において、より炉心崩壊熱の大きい約 8.9 時間後からの格納容器内自然対流冷却を行う場合の成立性を確認しており、原子炉格納容器圧力及び温度の観点では大きな影響はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

アンユラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアンユラス空気浄化ファンの起動については、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の差異により操作開始時間が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、アンユラス負圧達成までの時間が短くなり、放出放射エネルギーが減少する。このため、評価項目に対する余裕が大きくなる。

(添付資料 3.1.1.20)

### (3) 操作時間余裕の把握

操作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。

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始時間に対する時間余裕を確認するため、代替格納容器スプレイの開始を約 8 分遅く、事象発生の 60 分後に開始する場合の感度解析を実施した。その結果、図 3.1.1.28 及び図 3.1.1.29 に示すとおり、代替格納容器スプレイ開始が約 8 分遅くなった場合でも、原子炉格納容器圧力

及び温度はそれぞれ原子炉格納容器最高使用圧力の2倍(0.784MPa[gage])及び200に対して十分余裕がある。このため、操作時間余裕として事象発生から60分程度は確保できる。

(添付資料3.1.1.25)

移動式大容量ポンプ車を用いたA、B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操作時間余裕としては、解析上は事象発生の24時間後に格納容器内自然対流冷却を開始するとともに代替格納容器スプレイを停止することとしているが、移動式大容量ポンプ車の準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要がある。このため、代替格納容器スプレイ開始後から連続して、代替格納容器スプレイの停止条件である、原子炉格納容器内水量4,000m<sup>3</sup>となるまで代替格納容器スプレイを行うものとして概算した。その結果、操作時間余裕として20分程度は確保できる。

(添付資料3.1.1.26)

アニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給によるアニュラス空気浄化ファンの起動の時間余裕を確認するため、操作開始が10分から20分遅れた場合の感度解析を実施した。その結果、操作開始が10分から20分程度遅れた場合、Cs-137の放出量は10~30%程度増加するが、評価項目に対して余裕は確保できるため、操作時間余裕として事象発生から80分程度は確保できる。

(添付資料3.1.1.20、3.1.1.27)

#### (4) まとめ

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た。その結果、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等を考慮した場合においても、運転員等による常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び移動式大容量ポンプ車を用いたA、B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により、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うこと等により、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、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において、操作時間に対して一定の時間余裕がある。また、要員の配置による他の操作に与える影響はない。

#### 3.1.1.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」において、3号炉及び4号炉同時の重大事故等対策に必要な初動の要員は、「3.1.1.1（3）格納容器破損防止対策」に示すとおり52名である。このため、「6.2 重大事故等対策に必要な要員の評価結果」に示す運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員52名で対処可能である。

(2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」において、必要な水源、燃料及び電源は、「6.1(2) 資源の評価条件」の条件にて評価を行い、その結果を以下に示す。

a．水源

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイについては、事象発生約52分後から24時間までの合計約23.2時間にわたり、定格値である $150\text{m}^3/\text{h}$ での代替格納容器スプレイを想定して、約 $3,480\text{m}^3$ の水量が必要となる。

これに対し、水源として、燃料取替用水タンク（ピット）は、約 $1,960\text{m}^3$ の使用が可能である。また、事象発生約12時間後までに復水タンク（ピット）との連絡操作を行うとともに、復水タンク（ピット）補給用水中ポンプにより、淡水（八田浦貯水池）又は海水を復水タンク（ピット）経由で燃料取替用水タンク（ピット）に補給することで代替格納容器スプレイを継続することが可能である。

その後、事象発生約24時間後までに、移動式大容量ポンプ車を用いたA、B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を開始することにより、燃料取替用水タンク（ピット）及び復水タンク（ピット）への補給は不要である。

（添付資料3.1.1.28）

b．燃料

大容量空冷式発電機による電源供給については、事象発生直後から全負荷での運転を想定して、7日間の運転継続に約 $230.2\text{k}\ell$ の重油が必要となる。

また、移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却、復水タンク（ピット）への補給、使用済燃料ピットへの注水及び使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムについては、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約 $46.5\text{k}\ell$ の重

油が必要となる。復水タンク（ピット）への補給については、使用済燃料ピットへの注水に必要な重油に包絡される。

さらに、代替緊急時対策所用発電機による電源供給については、事象発生直後からの運転を想定して、7日間の運転継続に約 7.8kℓ の重油が必要となる。

7日間の運転継続に必要な燃料は、重油約 284.5kℓ となるが、「6.1(2) 資源の評価条件」に示すとおり、燃料油貯蔵タンク及び大容量空冷式発電機用燃料タンクの重油量約 376kℓ にて供給可能である。

（添付資料 3.1.1.28）

#### c . 電源

大容量空冷式発電機の電源負荷については、重大事故等対策に必要な負荷及びその他負荷として約 440kW〔440kW〕の負荷が必要となるが、大容量空冷式発電機の給電容量約 3,200kW にて電源供給が可能である。

〔 〕内は 4 号炉を示す。

（添付資料 3.1.1.28）

#### 3.1.1.5 結 論

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」では、原子炉冷却材圧力バウンダリを構成する配管の破断、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能や ECCS 再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉格納容器内へ流出した高温の 1 次冷却材及び熔融炉心の崩壊熱等の熱に伴い発生した水蒸気、金属 - 水反応等によって発生した非凝縮性ガスの蓄積により、原子炉格納容器圧力が緩慢に上昇し、その結果、原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に対する格納容器破損防止対策としては、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、A、B 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等を考慮する。

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の評価事故シーケンス「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」に全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を実施した。

上記の事故が発生した場合においても、運転員等操作による常設電

動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、A、B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等を行うことにより、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱が可能である。

その結果、原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力及び温度、放射性物質の総放出量、原子炉容器破損時の1次系圧力、原子炉格納容器内の水素蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力は、評価項目を満足するとともに、長期的には原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の安定状態を維持できる。

また、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・機械的荷重については「3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用」において、原子炉格納容器の水素濃度については「3.4 水素燃焼」において、溶融炉心によるコンクリート侵食については「3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用」において、評価項目を満足していることを確認している。

解析コード及び解析条件の不確かさについて、操作への影響を含めて確認した結果、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間余裕について確認した結果、操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策に必要な要員は、運転員（当直員）、緊急時対策本部要員（指揮者等）及び重大事故等対策要員にて対処可能である。また、必要な水源、燃料及び電源については、全交流動力電源喪失時においても供給可能である。

以上のことから、代替格納容器スプレイ、格納容器内自然対流冷却等の格納容器破損防止対策は、評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき、格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」に対して有効である。

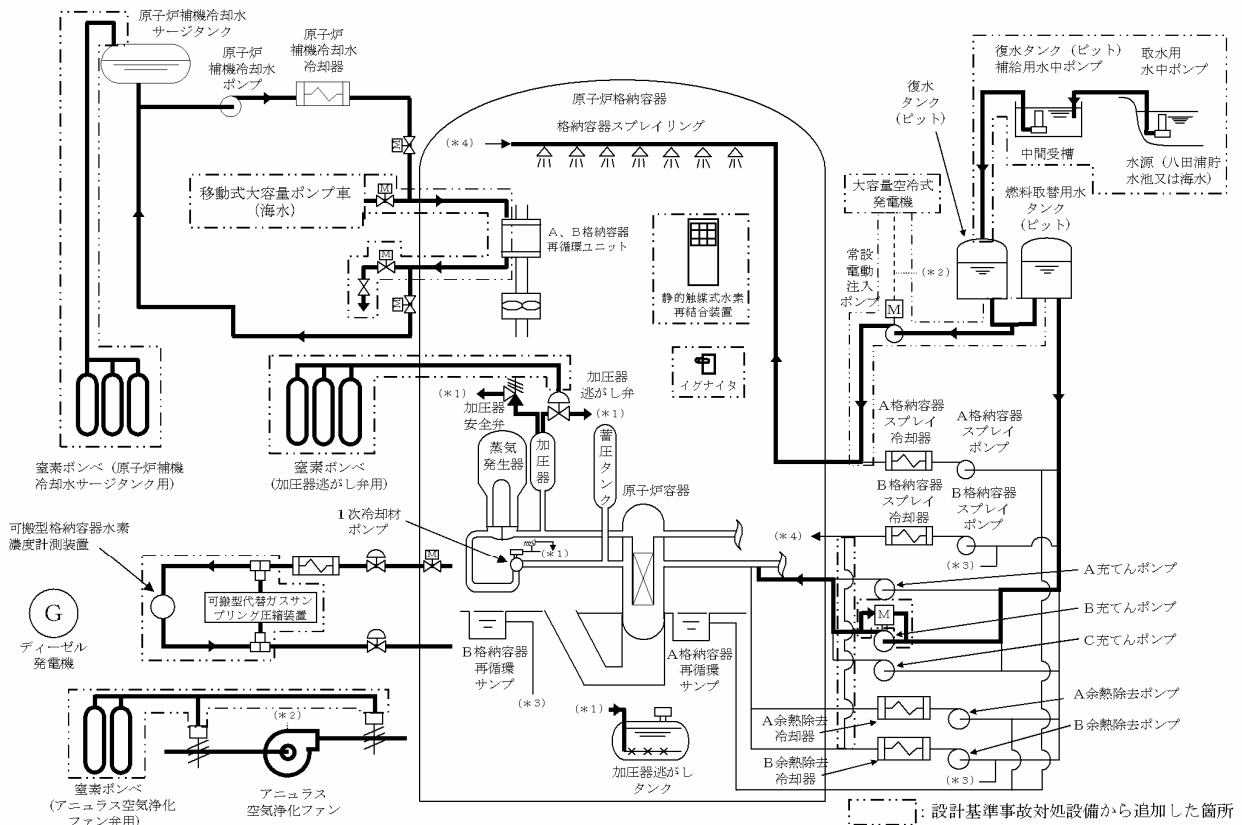


図3.1.1.1 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策の概略系統図



【事象の発生】  
 ・ 過渡事象 ・ 1次冷却材喪失 ・ 全交流動力電源喪失  
 【動作状況確認】  
 ・ 原子炉自動停止 ・ ECCS 作動 ・ 格納容器スプレイ作動  
 【安全機能喪失】  
 ・ ECCS 注水 / 再循環機能喪失 ・ 格納容器スプレイ / 再循環機能喪失  
 ・ 補助給水機能喪失 等

凡例  
 □ : 操作・確認  
 ○ : プラント状態  
 ◇ : 判断  
 - - - : 準備が出来次第実施

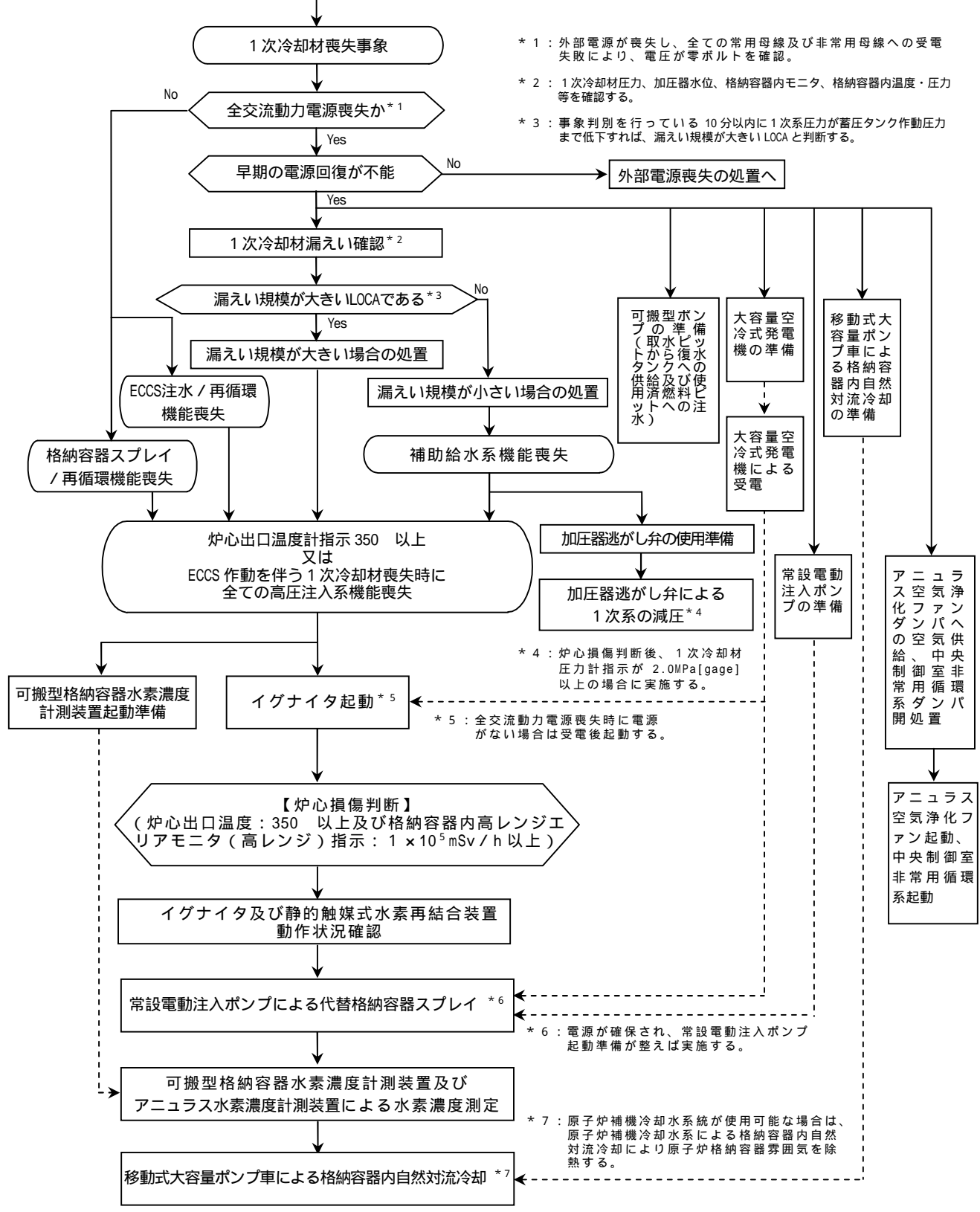


図 3.1.1.2 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の対応手順の概要（格納容器破損モード）

必要な要員と作業項目		経過時間(分)										経過時間(時間)					備考				
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【 】は他作業後 移動してきた要員	3号	4号	手順の内容	経過時間(分)										経過時間(時間)						
					10	20	30	40	50	60	70	80	90	100	2	3	4	5			
状況判断	運転員	1	1	原子炉トリップ・タービントリップ確認 主蒸気隔離操作 タービン動補助給水ポンプ運転・補助給水流量確認 全交流動力電源喪失確認 (中央制御室)	10分																約5時間 中央制御室非常用循環系 による被ばく低減操作開始
電源確保作業	運転員 B	1	1	現地移動/所内電源母線受電準備(遮断器操作) (現場操作)																	実施後移動
	重大事故等対策要員(初動) 保守対応要員	1	1	現地移動/大容量空冷式発電機起動確認 (現場確認)																	適宜確認
常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ準備	運転員 C、D	4	4	現地移動/常設電動注入ポンプ系統構成 (現場操作)																実施後移動	
	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員 E、F	2	2	現地移動/常設電動注入ポンプ準備 (ディスタンスピース取替え)(現場操作)																	実施後移動
被ばく低減操作	重大事故等対策要員(初動) 保守対応要員	1	1	現地移動/アニュラス空気浄化ファンタンバ空気供給操作 (現場操作)																実施後移動	
	【2】			現地移動/中央制御室非常用循環系タンバ開閉置 (現場操作)																実施後移動	
B 充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水準備	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員 G、H	2	2	現地移動/B 充てんポンプ(自己冷却)系統構成・注水操作 (現場操作)																実施後移動	
	重大事故等対策要員(初動) 保守対応要員	2	2	現地移動/B 充てんポンプ(自己冷却)準備 (ディスタンスピース取替え)(現場操作)																実施後移動	
使用済燃料ビット周辺線量率計等準備	重大事故等対策要員(初動) 保守対応要員	【1】	【1】	現地移動/使用済燃料ビット周辺線量率計等設置 (現場操作)																実施後移動	
水素濃度監視	運転員 B	【1】	【1】	現地移動/可搬型格納容器水素濃度計測装置系統構成 (中央制御室操作)																実施後移動	
	重大事故等対策要員(初動) 運転対応要員 E、F	【2】	【2】	現地移動/可搬型格納容器水素濃度計測装置系統構成・起動 (現場操作)																実施後移動	
	重大事故等対策要員(初動) 保守対応要員	【4】		現地移動/可搬型格納容器水素濃度計測装置系統構成・起動 (現場操作)																実施後移動	
中央制御室操作	運転員 A	1	1	大容量空冷式発電機からの給電操作 蓄電池室排気ファン起動 * 1 イグナイタ起動 * 1 静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ作動状況確認 常設電動注入ポンプ系統構成 B 充てんポンプ(自己冷却)系統構成 常設電動注入ポンプ起動操作 アニュラス空気浄化ファン起動操作 * 2 B 充てんポンプ(自己冷却)起動操作 * 1 1 次冷却材ポンプシール戻り隔離弁等閉止 中央制御室非常用循環系起動操作 (中央制御室操作)	15分	5分	5分													適宜監視	
可搬型計測器による計測	重大事故等対策要員(初動) 保守対応要員	【1】	【1】	現地移動/可搬型計測器接続 (現場操作)																適宜確認	

・各操作・作業の必要時間算定については、実際の現場移動時間及び作業時間を確認した上で算出している。(一部、未配備の機器については想定時間により算出)  
 ・緊急時対策本部要員(指揮者等)は4名であり、全体指揮、通報連絡等を行う。

☒ 汚染防護服(タイベック・ゴム手袋等)、全面マスク、ポケット線量計着用  
 ☒ 全面マスク、ポケット線量計着用  
 ☐ 放射線防護具着用なし

図 3.1.1.3 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」の作業と所要時間(1/2)  
 (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喪失する事故)

必要な要員と作業項目			経過時間(時間)												備考
手順の項目	要員(名) (作業に必要な要員数) 【】は他作業後移動してきた要員		経過時間(時間)												
	3号	4号	2	4	6	8	10	12	14	16	18	20	22	24	26
大容量空冷式発電機対応	2		大容量空冷式発電機用燃料タンクへの燃料補給												
復水タンク(ピット)への供給	[5] +7	[5] +7	取水用中ポンプ、復水タンク(ピット)補給用中ポンプ、中間受槽、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の運搬												復水タンク(ピット)への補給作業は、復水タンク(ピット)が枯渇する時間(約14時間)までに対応可能である
	[6]	[6]	取水用中ポンプ、水中ポンプ用発電機、可搬型ホース等の設置												
	[1]	[1]	給水、取水用中ポンプ運転監視、水中ポンプ用発電機への燃料補給												
	[6]	[6]	復水タンク(ピット)補給用中ポンプ、水中ポンプ用発電機、中間受槽、可搬型ホース等の設置												
	[2]	[2]	給水、復水タンク(ピット)補給用中ポンプ監視、水中ポンプ用発電機への燃料補給、復水タンク(ピット)水位監視												
使用済燃料ピットへの注水確保	[9]	[9]	使用済燃料ピット補給用中ポンプ、可搬型ホース等の設置、系統構成												
可搬型使用済燃料ピット計測装置設置	[2]	[2]	使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム(発電機)等の運搬												有効性評価上考慮せず
	[2]	[2]	使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム(発電機)等の設置												
	[2]	[2]	使用済燃料ピット監視装置用空気供給システムの監視、使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム(発電機)への燃料補給												
移動式大容量ポンプ車準備	[7]	[7]	移動式大容量ポンプ車の設置(水中ポンプの設置含む)												移動式大容量ポンプ車による格納容器再循環自然対流冷却は、有効性評価で仮定している時間(約24時間)までに対応可能である
	[6]	[6]	移動式大容量ポンプ車可搬型ホース等の運搬、設置												
	[9]	[9]	可搬型ホース接続												
	[2]	[2]	海水系統-原子炉補機冷却水系統ディスタンスピース取替え												
	[2]	[2]	可搬型温度計測装置(格納容器再循環ユニット入口温度/出口温度(SA)用)取付け												
	[2]	[2]	給水、移動式大容量ポンプ車監視、燃料補給												
	[3]	[3]	A、B格納容器再循環ユニット及び必要補機への海水通水系統構成(現場)												
	[1]	[1]	A、B格納容器再循環ユニット及び必要補機への海水通水系統構成(中央制御室)												
燃料取替用水タンク(ピット)への給水確保	[1]	[1]	燃料取替用水タンク(ピット)-復水タンク(ピット)連絡系統構成												
水素濃度監視	[1]	[1]	移動式大容量ポンプ車によるガスサンプリング冷却器への海水通水準備・通水												
	[2]	[2]	ガスサンプリング冷却器用海水屋外排出ラインの接続												

□ 汚染防護服(タイベック・コム手袋等)、全面マスク、ポケット線量計着用

図 3.1.1.3 「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」の作業と所要時間(2/2)  
(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喪失する事故)

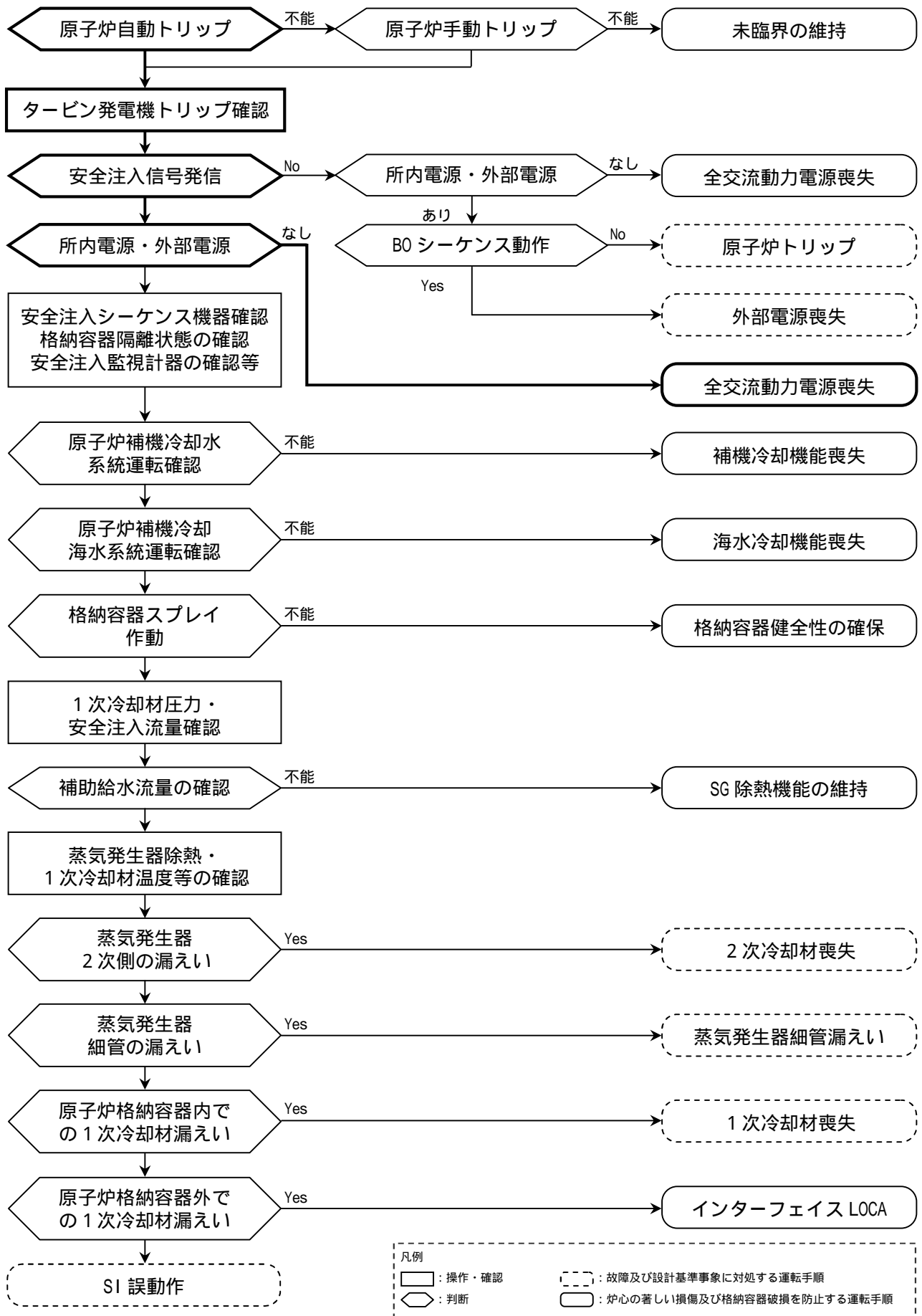


図 3.1.1.4 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」  
の事象進展（事象判別プロセス）

（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喪失する事故）

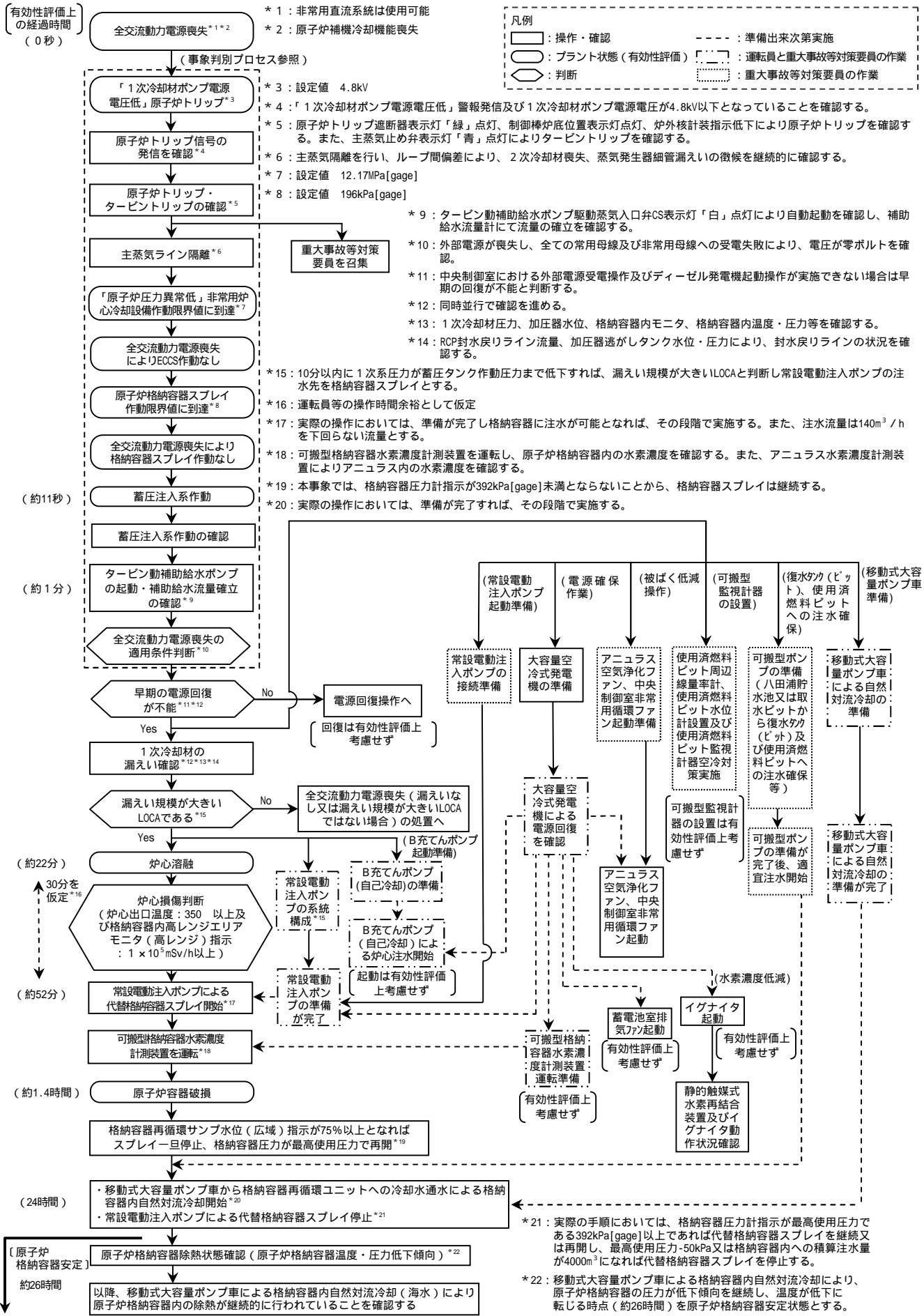


図 3.1.1.5 「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧破損)」の事象進展 (大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能喪失する事故)

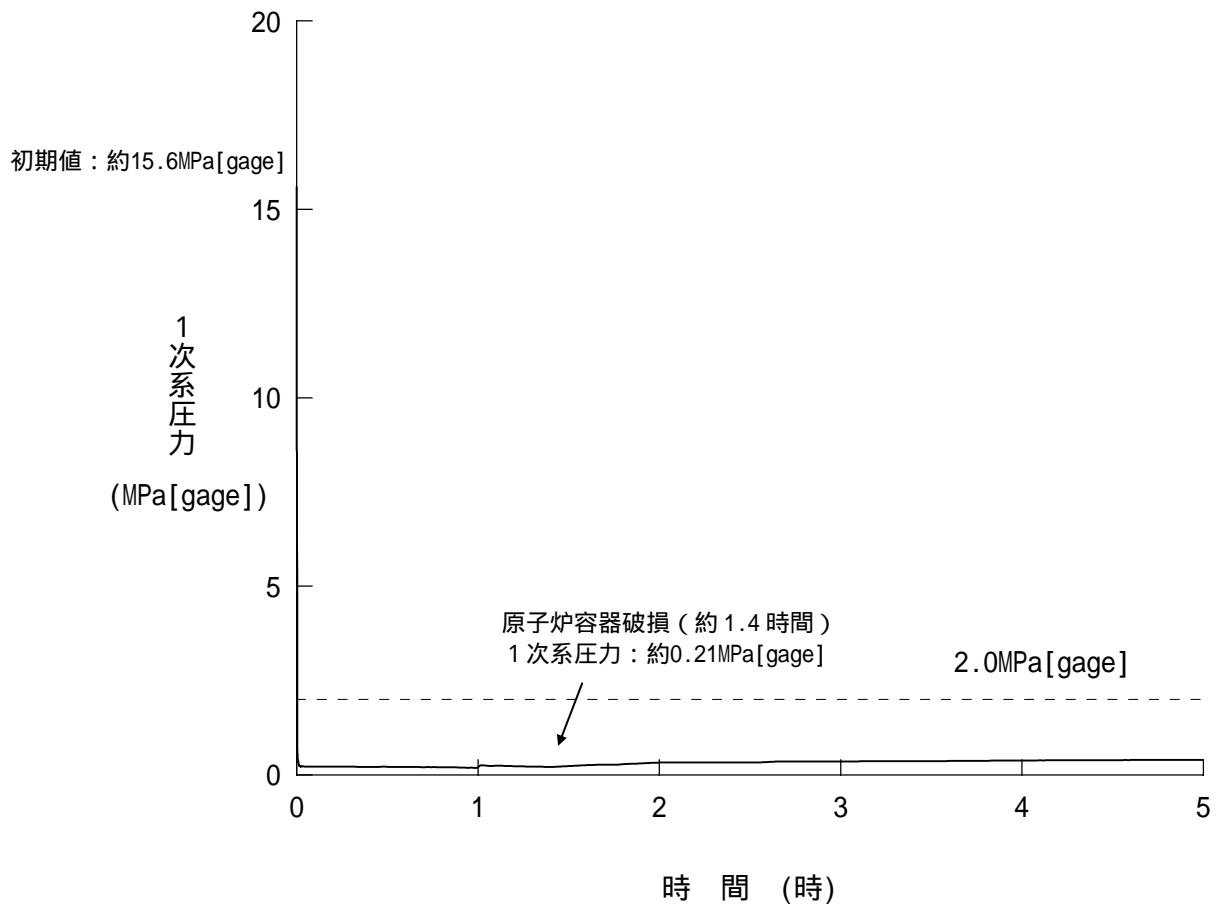
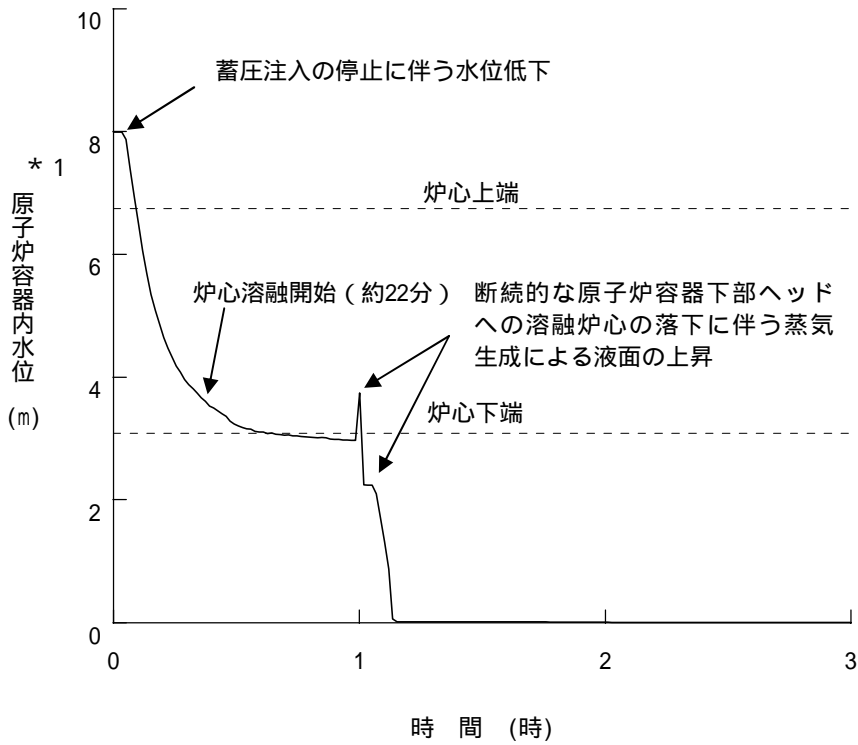


図 3.1.1.6 1次系圧力の推移



\* 1 : 原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡水位を表示

図 3.1.1.7 原子炉容器内水位の推移

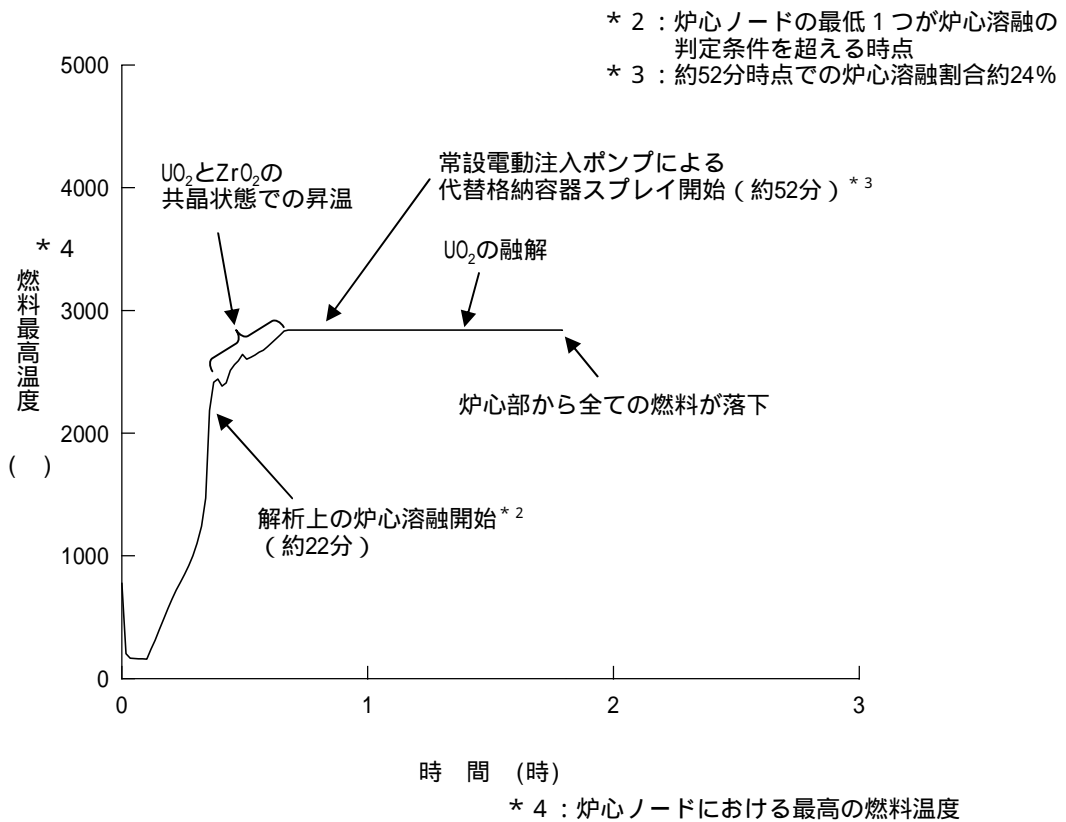


図 3.1.1.8 燃料最高温度の推移

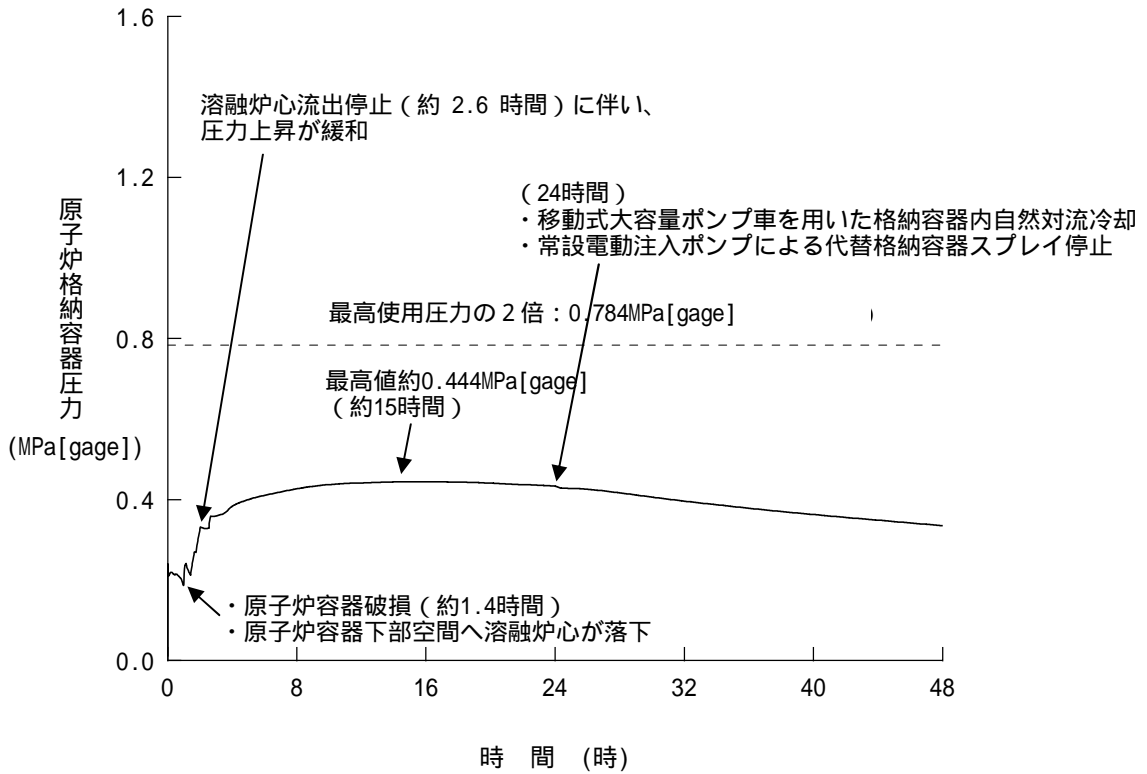


図 3.1.1.9 原子炉格納容器圧力の推移

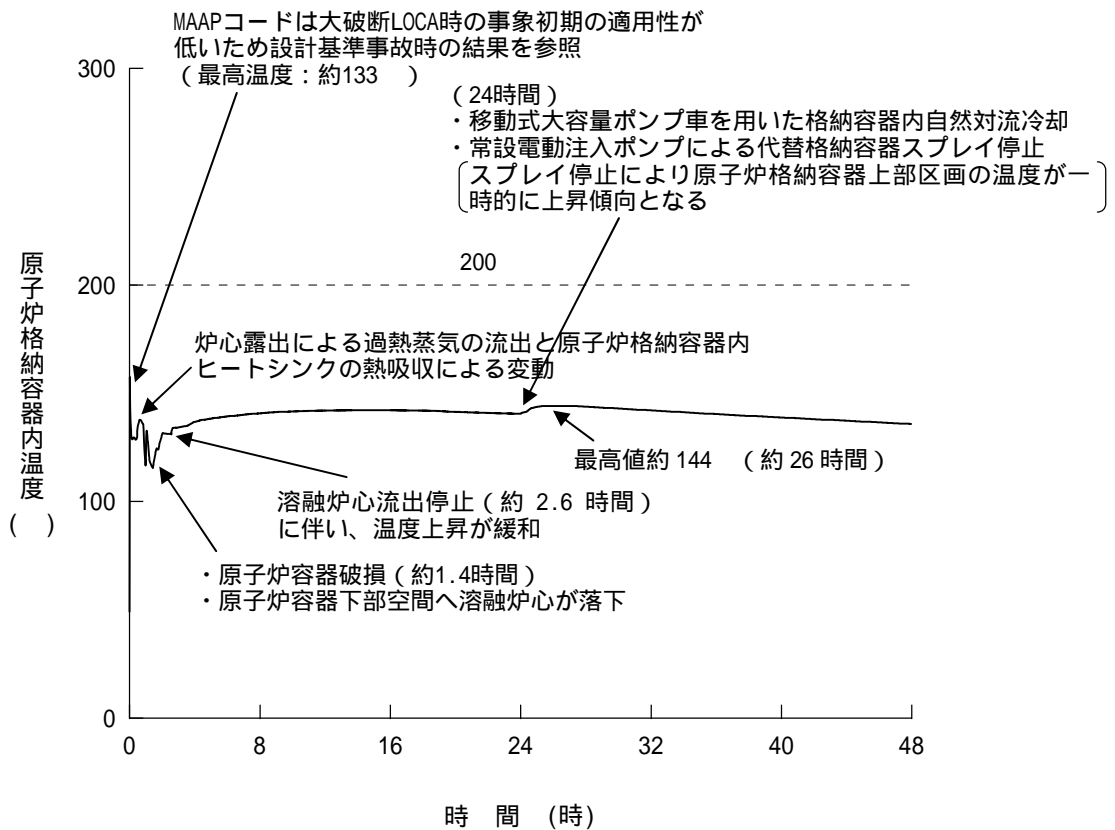


図 3.1.1.10 原子炉格納容器内温度の推移



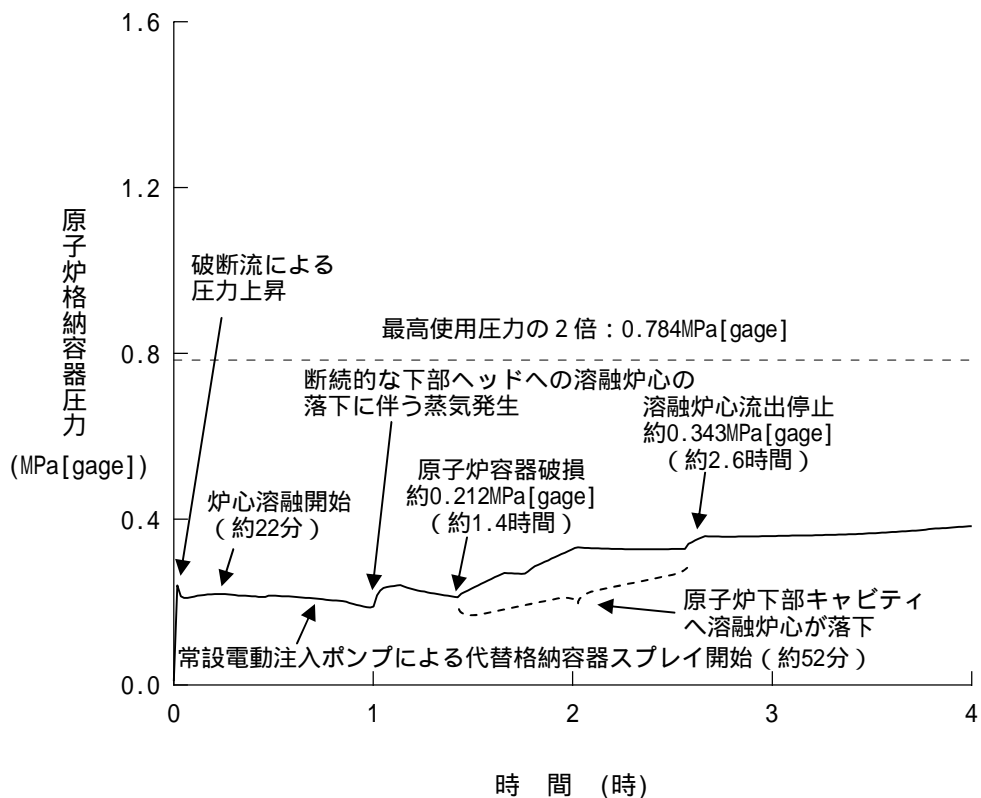


図 3.1.1.11 原子炉格納容器圧力の推移 ( ~ 4 時間 )

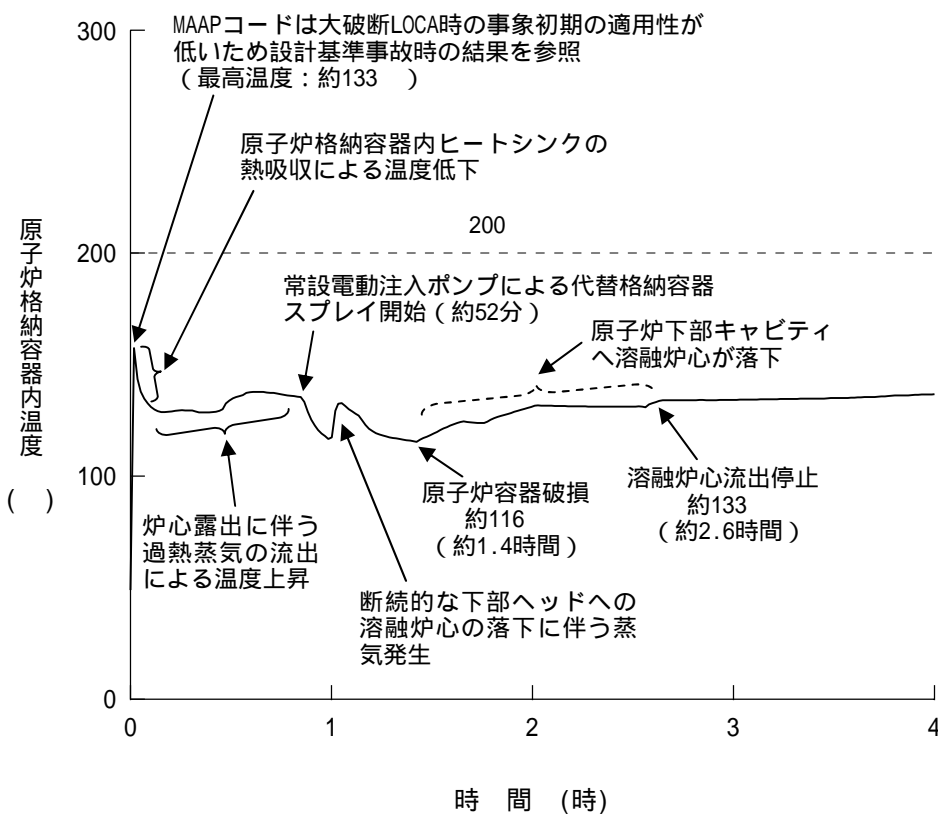


図 3.1.1.12 原子炉格納容器内温度の推移 ( ~ 4 時間 )

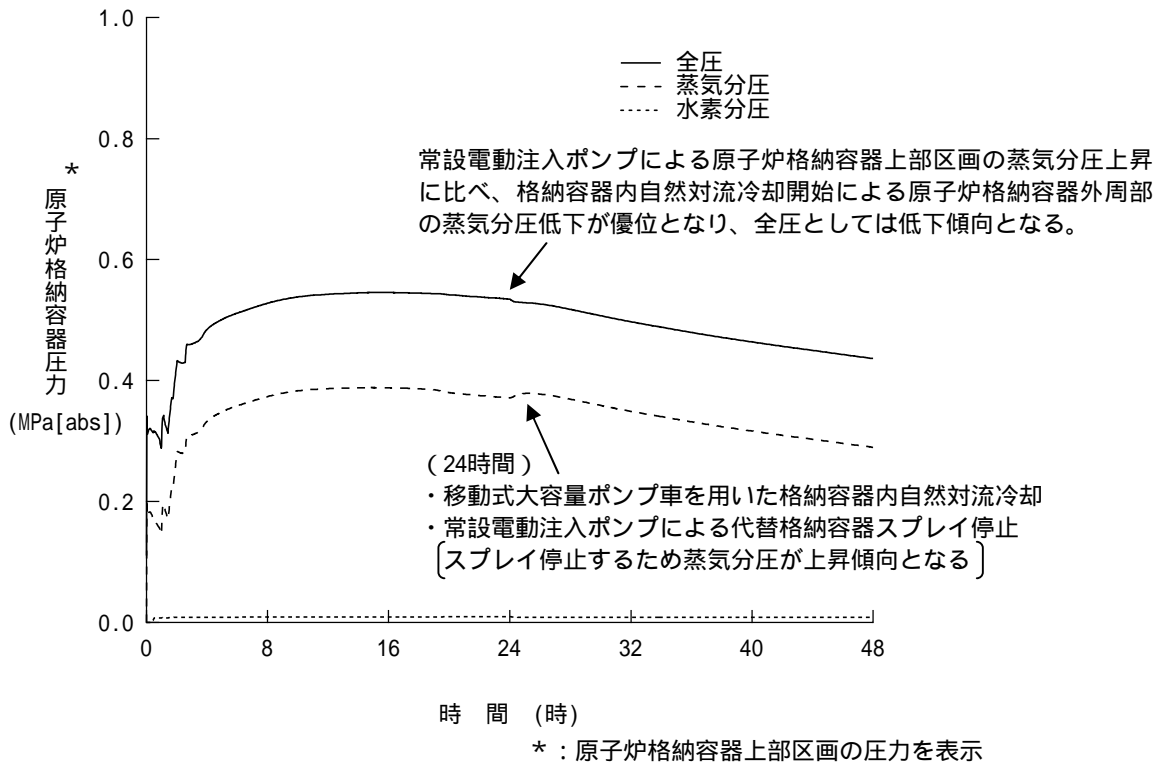


図 3.1.1.13 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧 (絶対圧) の推移

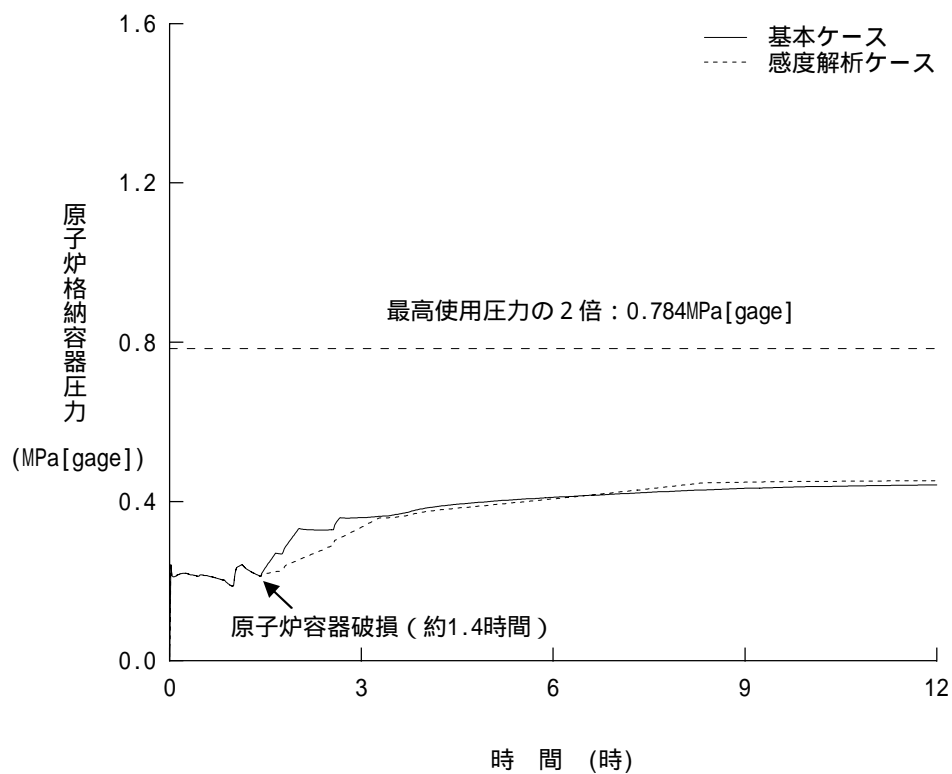


図 3.1.1.14 原子炉格納容器圧力の推移 (溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)

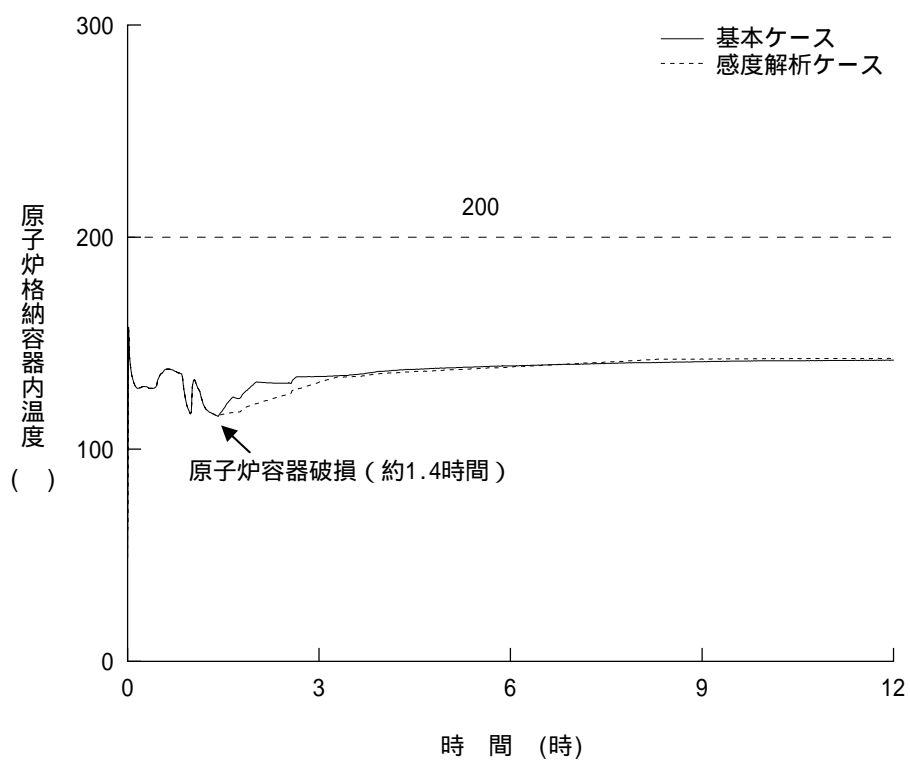


図 3.1.1.15 原子炉格納容器内温度の推移 (溶融炉心・コンクリート相互作用による影響確認)

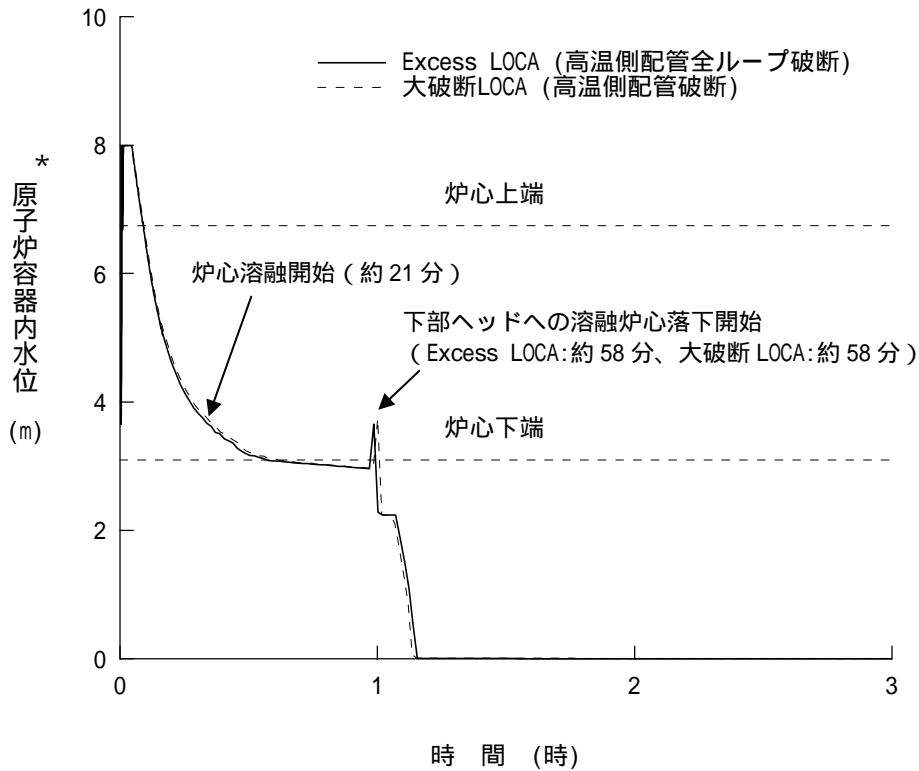


図 3.1.1.16 原子炉容器内水位の推移  
 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)

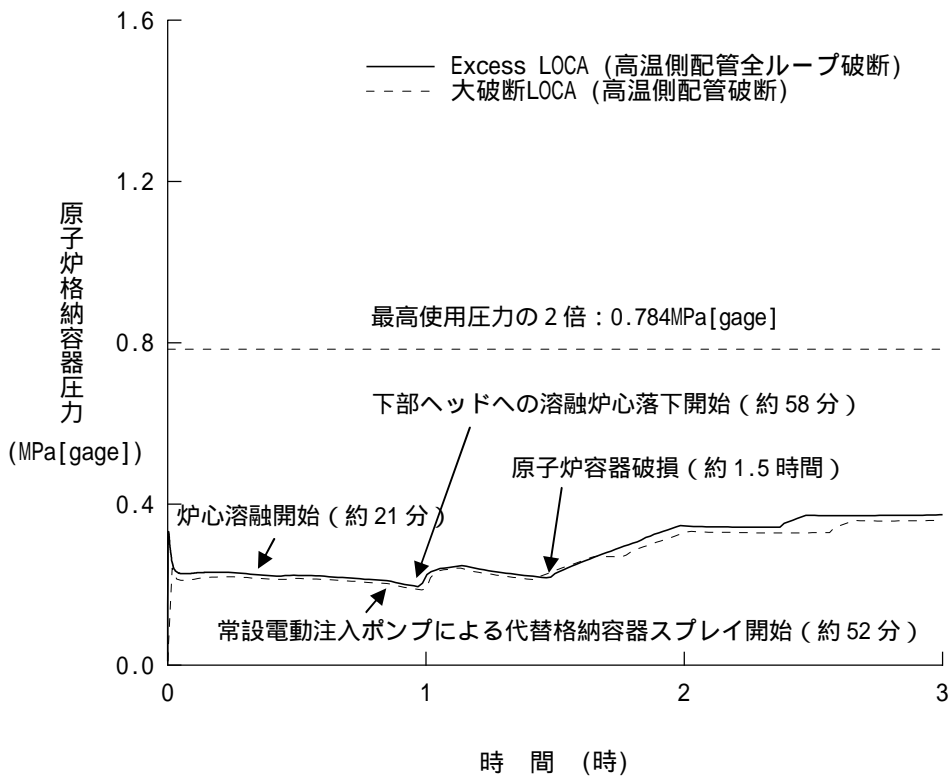


図 3.1.1.17 原子炉格納容器圧力の推移  
 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)

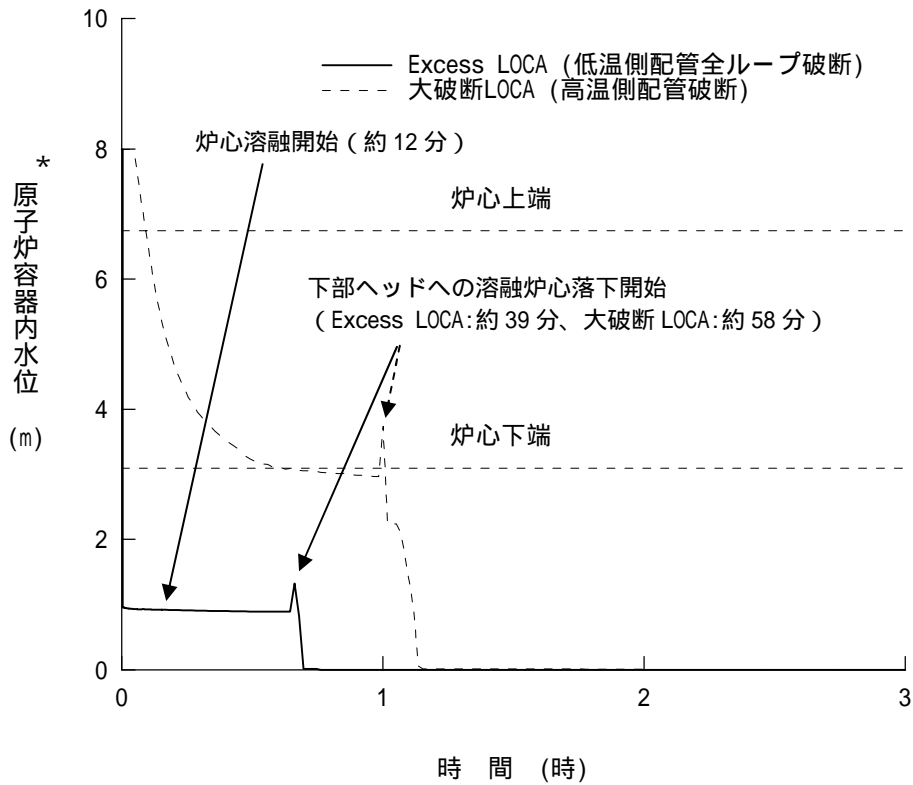


図 3.1.1.18 原子炉容器内水位の推移  
 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)

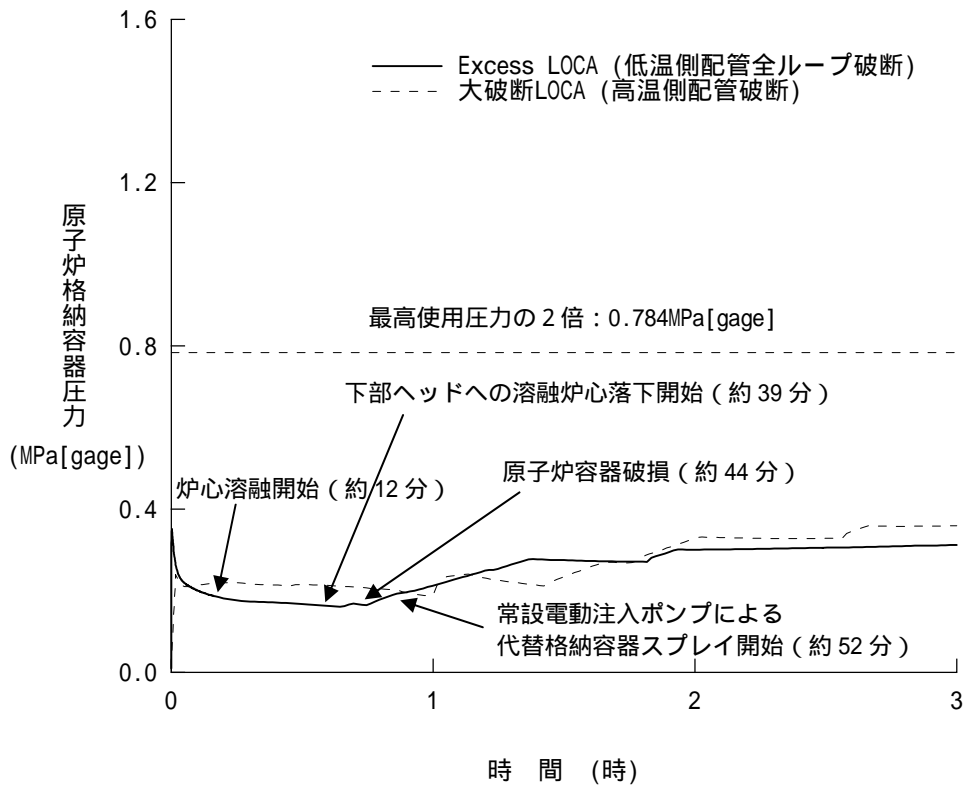
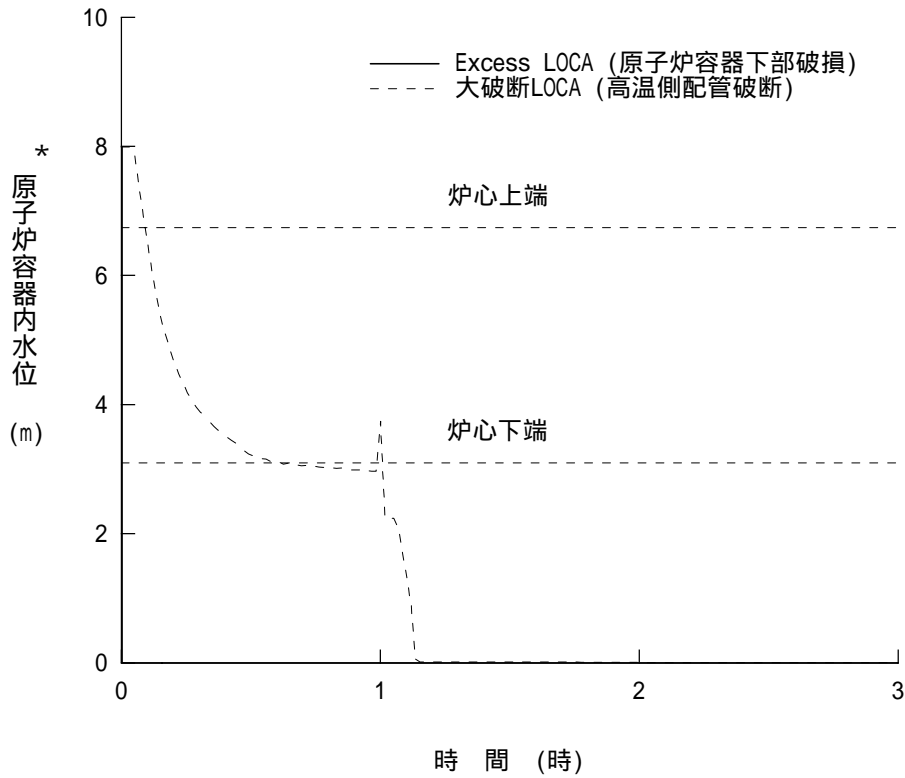


図 3.1.1.19 原子炉格納容器圧力の推移  
 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)



\* : 原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡水位を表示

図 3.1.1.20 原子炉容器内水位の推移  
(原子炉容器下端における破損時の影響確認)

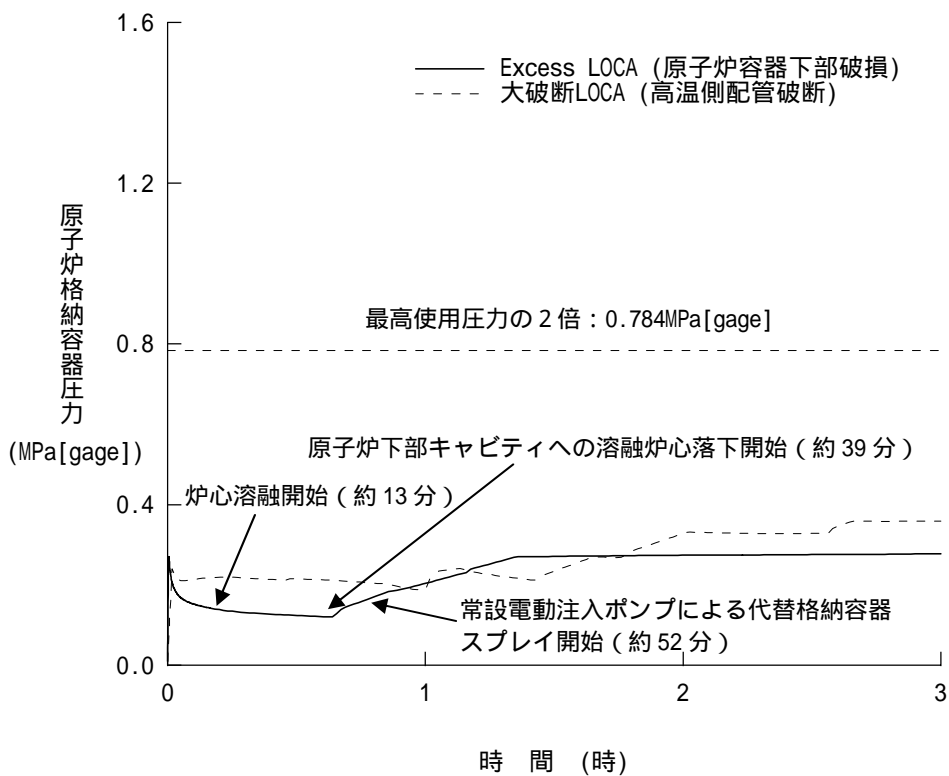


図 3.1.1.21 原子炉格納容器圧力の推移  
(原子炉容器下端における破損時の影響確認)

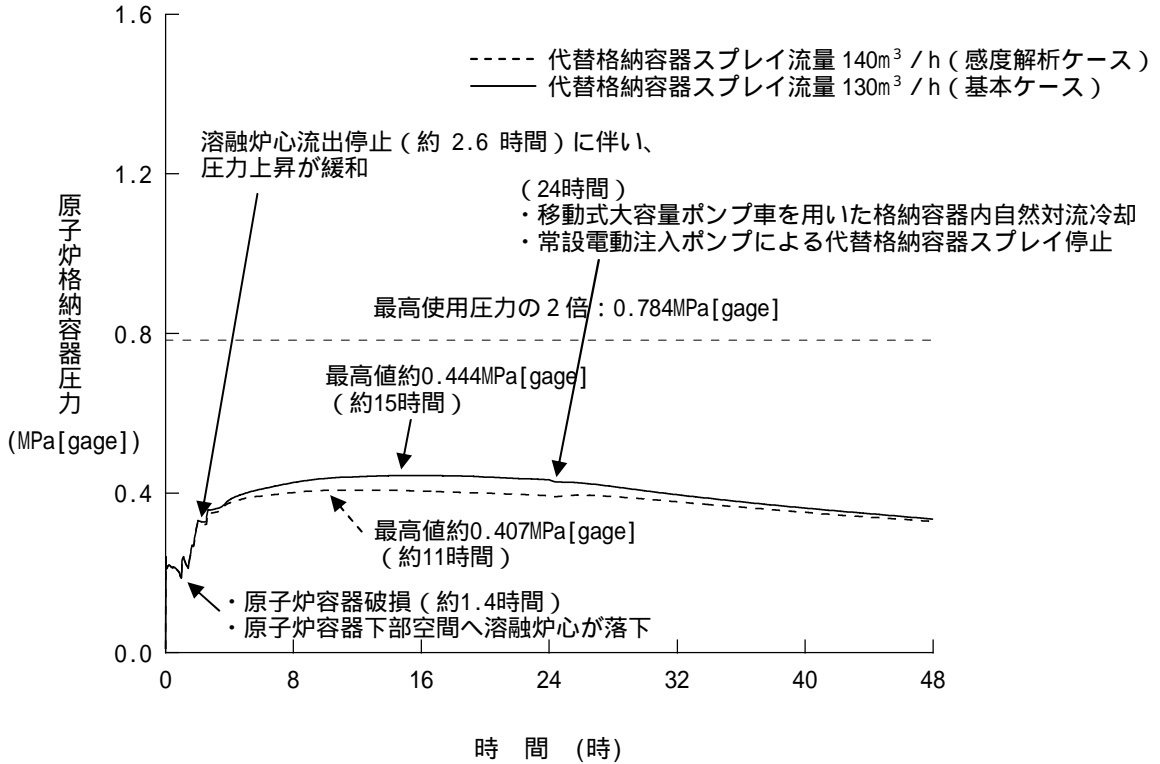


図 3.1.1.22 原子炉格納容器圧力の推移

(常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の影響確認)

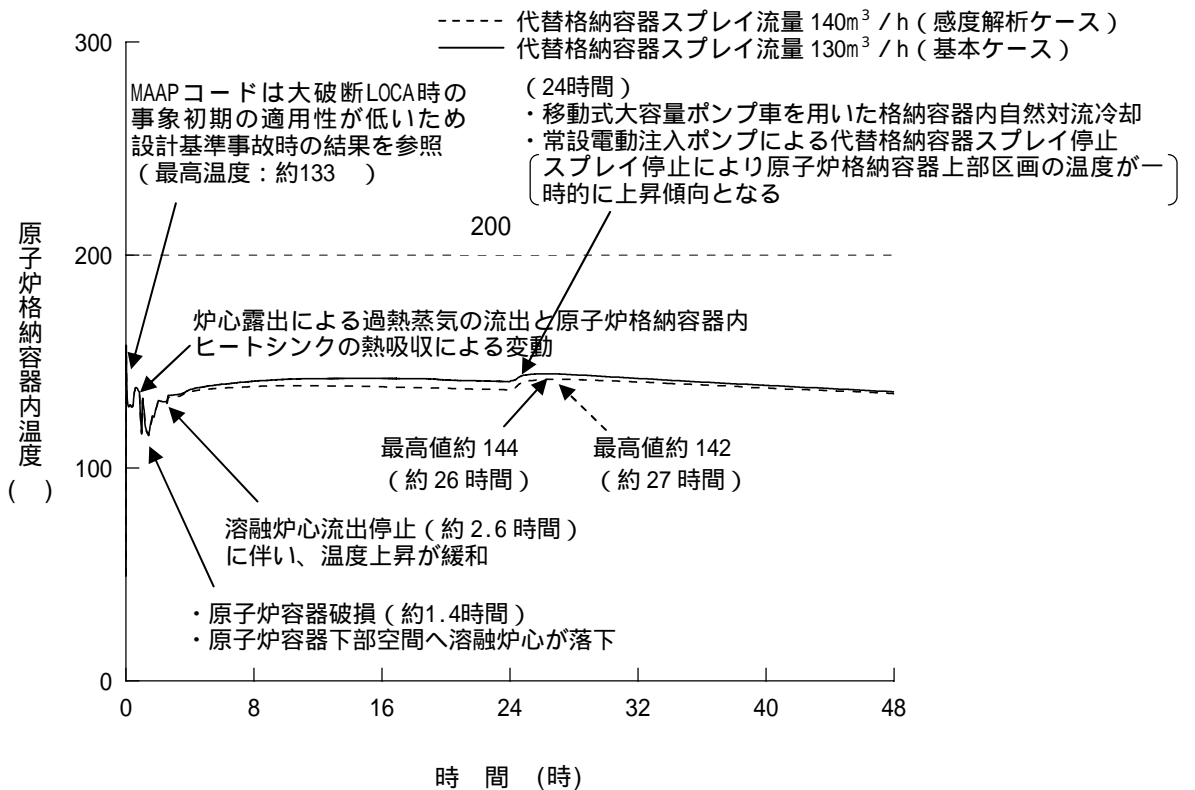


図 3.1.1.23 原子炉格納容器内温度の推移

(常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の影響確認)

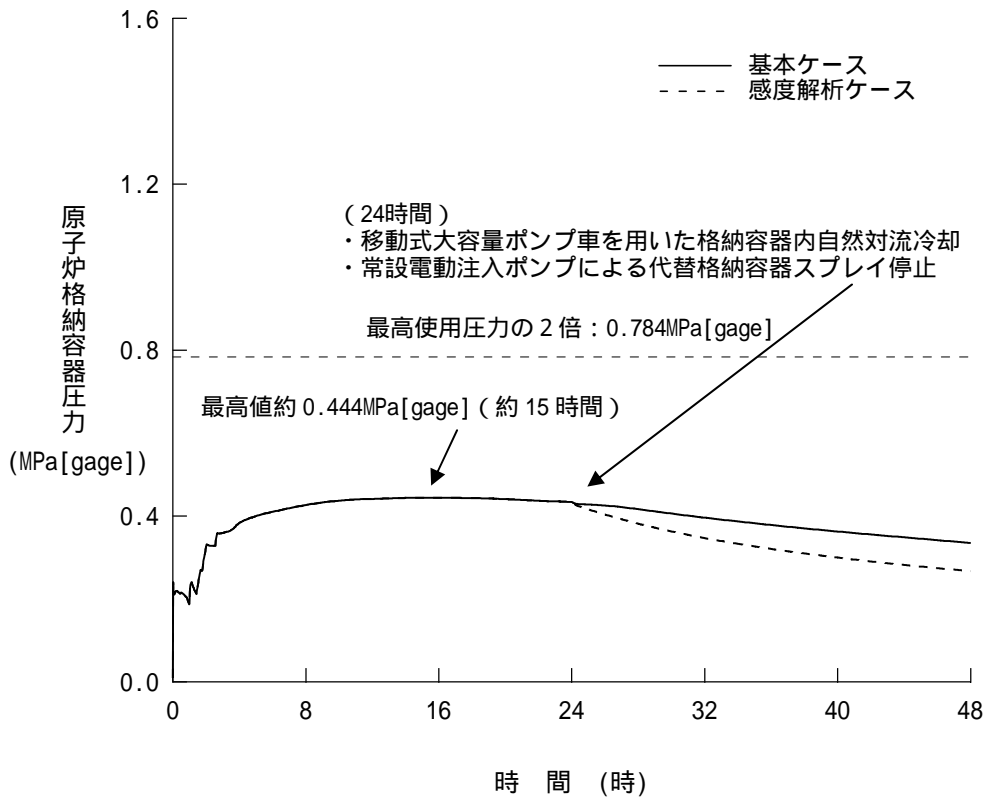


図 3.1.1.24 原子炉格納容器圧力の推移  
(格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)

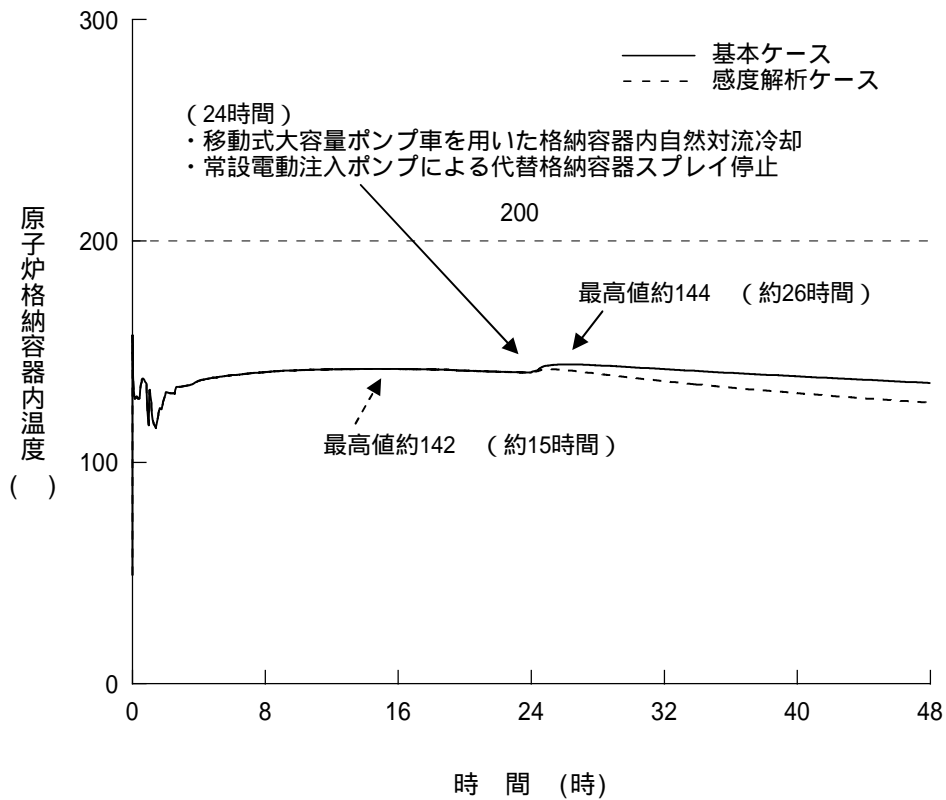


図 3.1.1.25 原子炉格納容器内温度の推移  
(格納容器再循環ユニット除熱特性の影響確認)



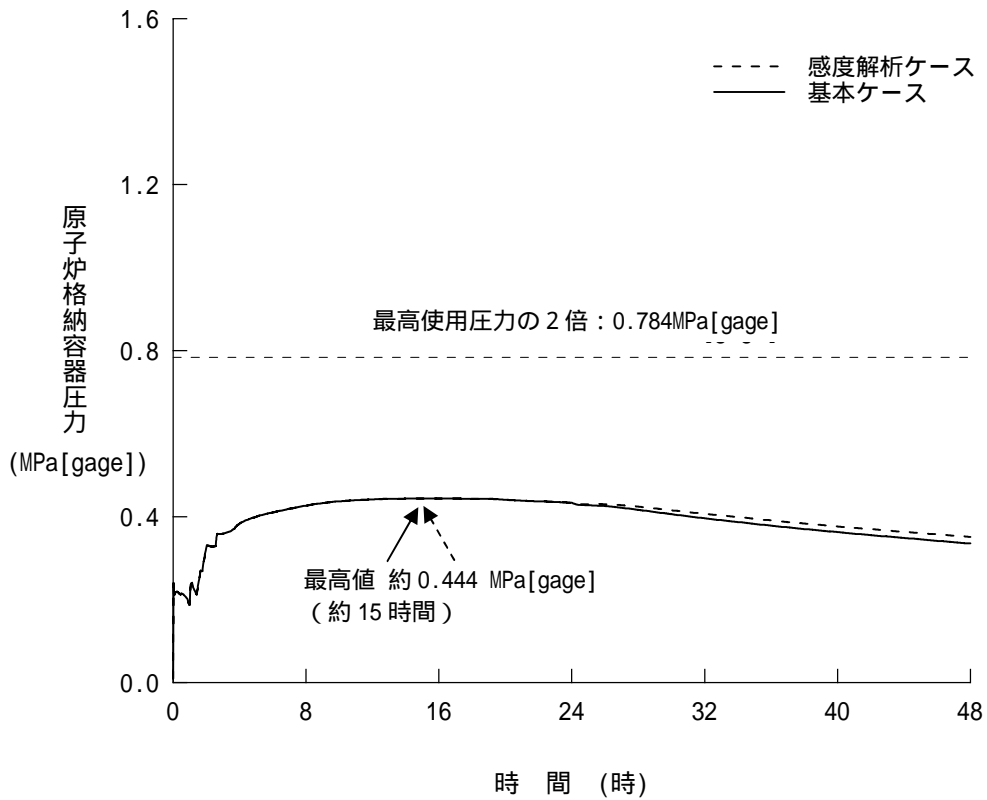


図 3.1.1.26 原子炉格納容器圧力の推移  
 (格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素影響確認)  
 (ドライ換算 13vol%水素が存在する場合)

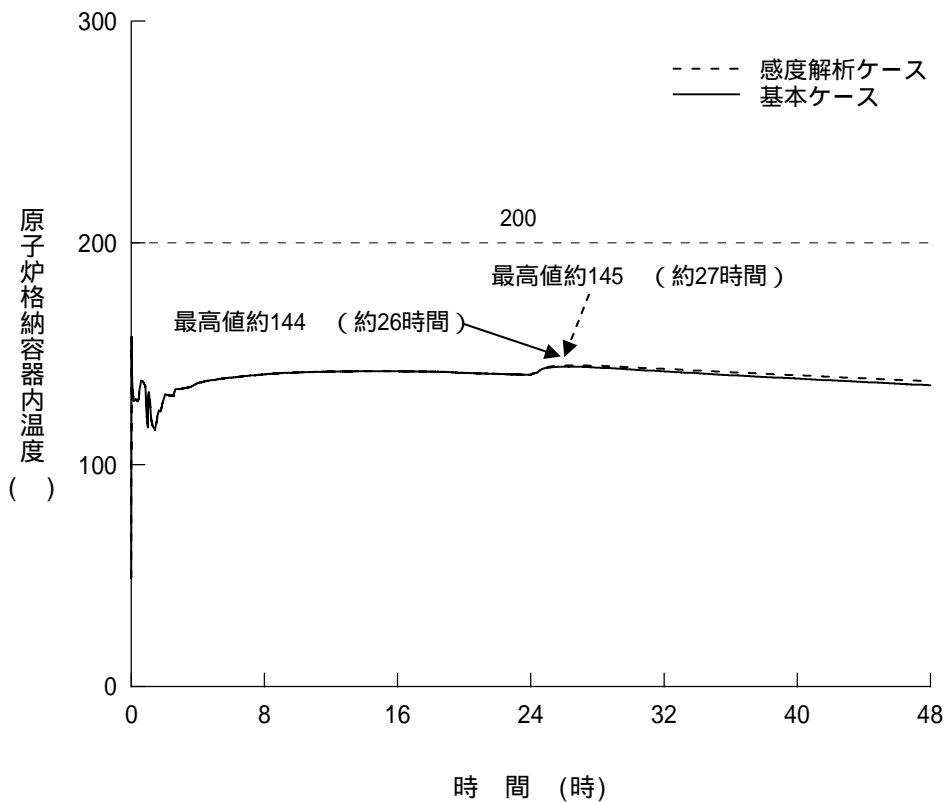


図 3.1.1.27 原子炉格納容器内温度の推移  
 (格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素影響確認)  
 (ドライ換算 13vol%水素が存在する場合)

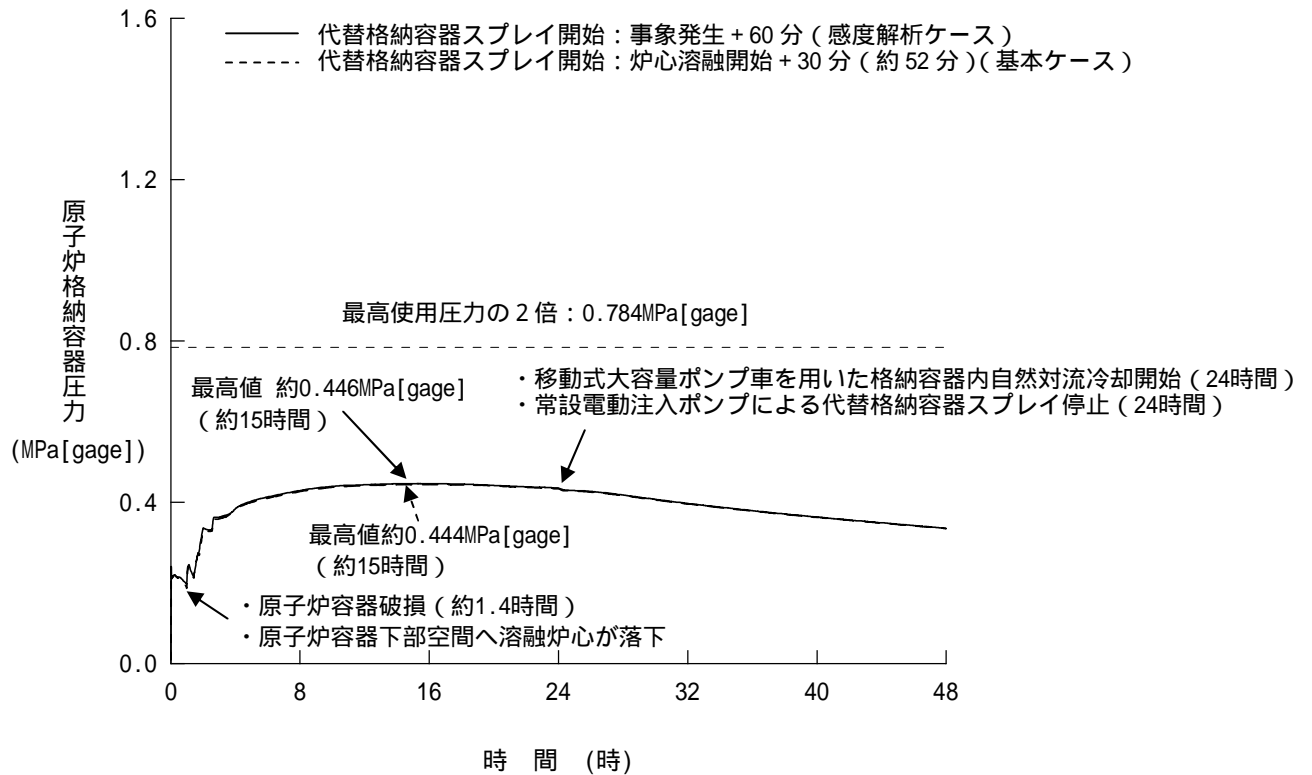


図 3.1.1.28 原子炉格納容器圧力の推移  
(代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)

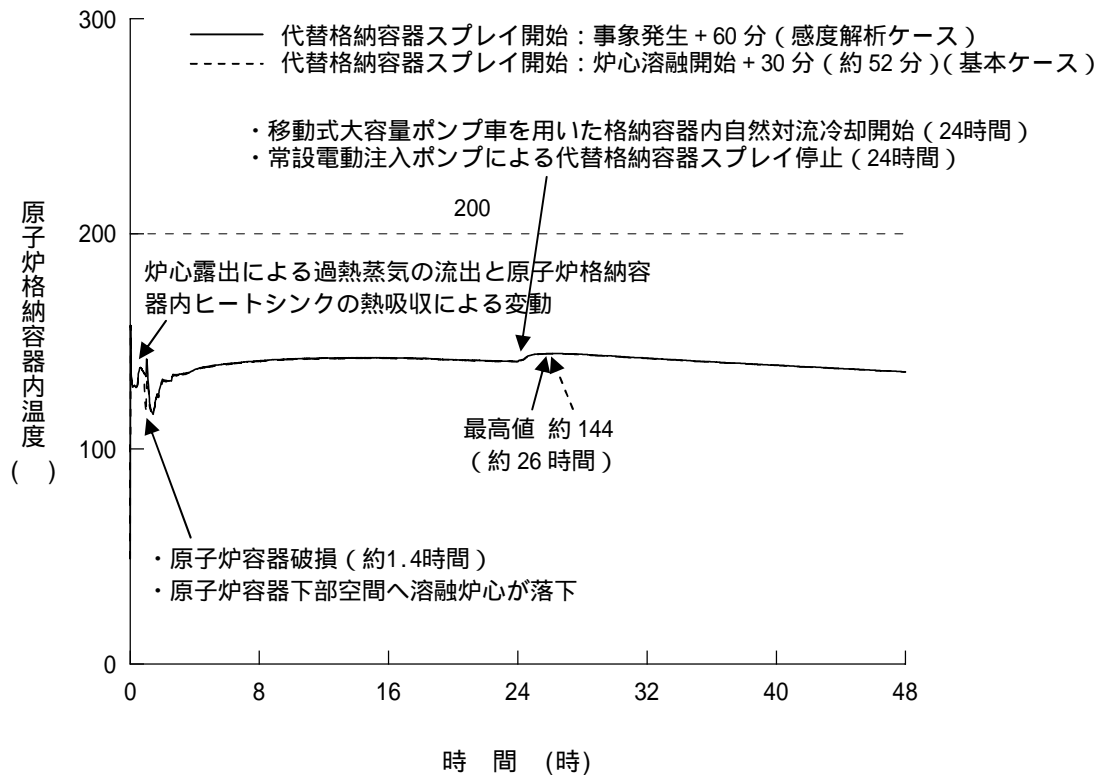


図 3.1.1.29 原子炉格納容器内温度の推移  
(代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)

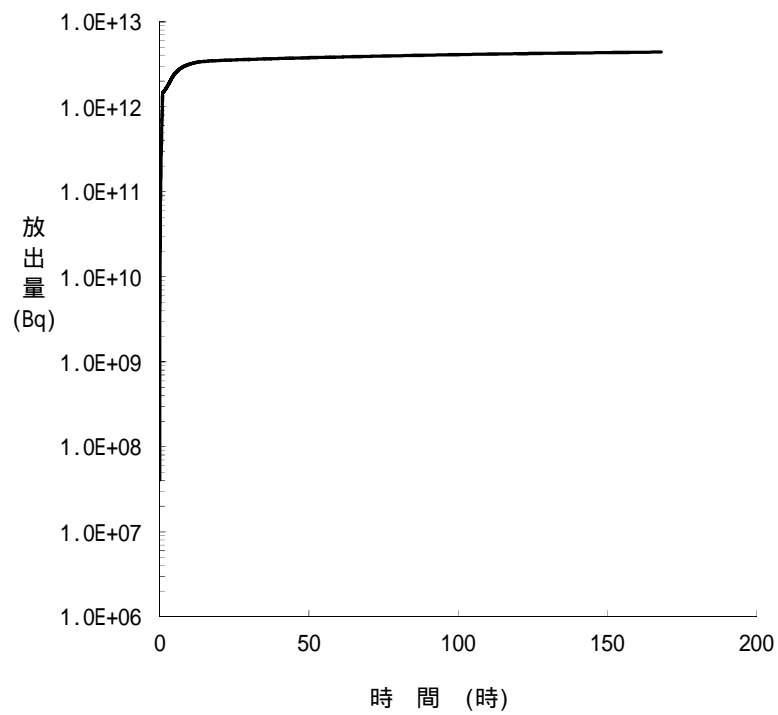


図3.1.1.30 Cs-137積算放出放射量の推移

単位：Bq (GROSS値)

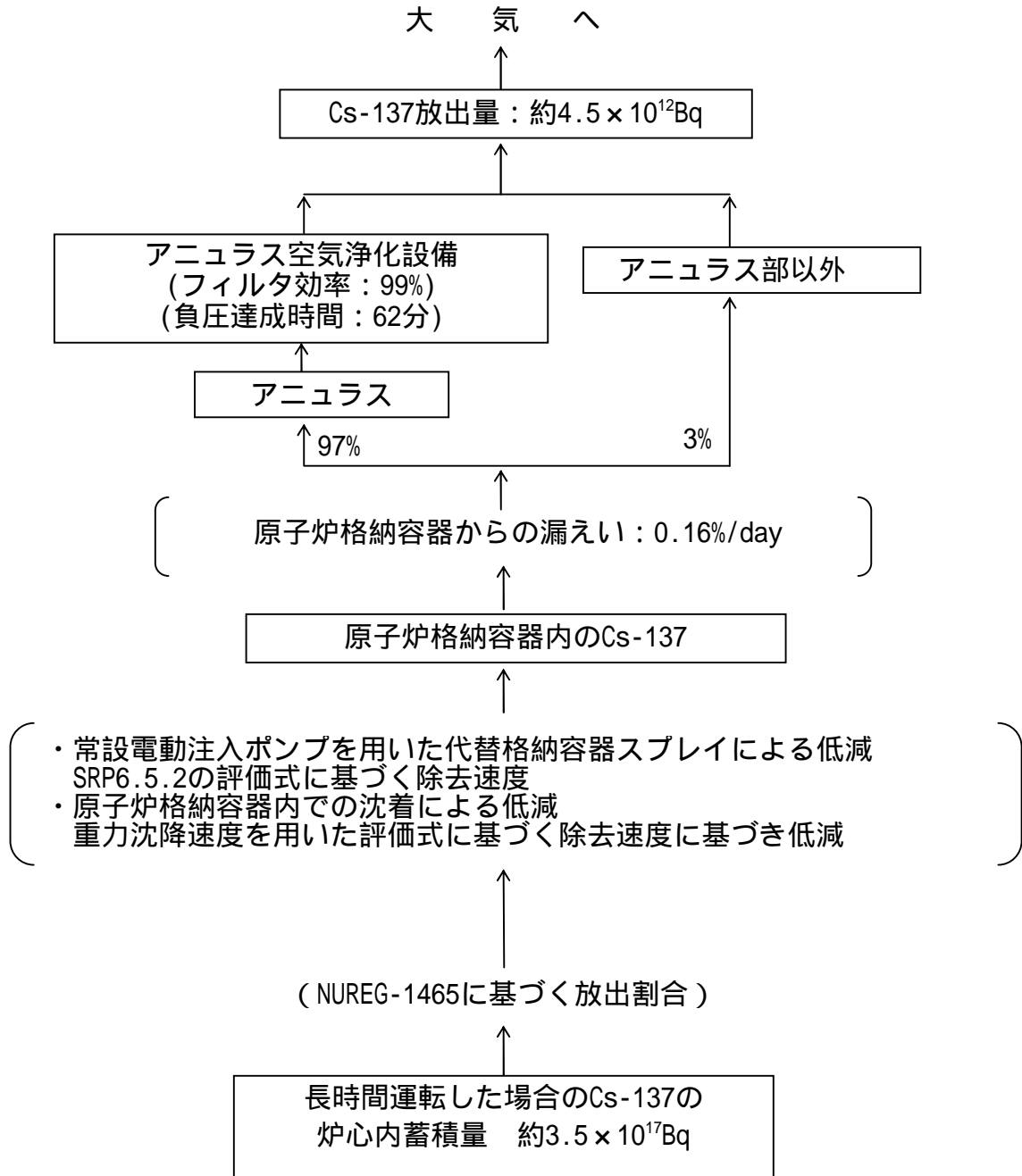


図3.1.1.31 Cs-137の大気放出過程

表 3.1.1.1 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について（1 / 5）

判断及び操作	手順	重大事故等対策設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事象の発生及び対応処置	LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失が発生し、原子炉トリップ信号、ECCS 作動信号等が発信すれば、原子炉トリップ及びタービントリップ、ECCS 及び格納容器スプレイの自動作動を確認する。 その後、格納容器スプレイ機能、ECCS 再循環機能等の安全機能の喪失が重畳した場合には、全交流動力電源喪失の手順又は喪失した安全機能に対応した手順へ移行する。	蓄電池（安全防護系用）	-	出力領域中性子束 中間領域中性子束 中性子源領域中性子束
事象進展の判断及び対応準備 (1 / 2)	中央制御室からの操作による非常用母線の電源回復に失敗した場合は、早期の電源回復不能と判断する。この対応操作として、大容量空冷式発電機による電源確保、常設電動注入ポンプ起動準備、被ばく低減操作、復水タンク（ピット）への供給、使用済燃料ピットへの注水確保、使用済燃料ピット周辺線量率計の設置、使用済燃料ピット水位計（広域）〔使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム含む〕の設置及び移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の準備を行う。 1次冷却材圧力の低下等により、1次冷却材漏えいの判断を行うとともに、事象判別を行っている10分以内に1次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することによる、漏えい規模が大きいLOCAの発生有無、補助給水流量の低下による補助給水機能喪失の有無により事象進展の判断を行う。 全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きいLOCAでない又は漏えいがない場合の対応操作として、常設電動注入ポンプの注入先を炉心注水とする。また、漏えい規模が大きいLOCAへの進展の可能性を考慮して、常設電動注入ポンプの準備完了後にB充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。なお、漏えい規模が大きいLOCAが発生した場合は、常設電動注入ポンプの注入先を格納容器スプレイとするとともにB充てんポンプ（自己冷却）の準備を行う。	大容量空冷式発電機 常設電動注入ポンプ 【B充てんポンプ（自己冷却）】 燃料油貯蔵タンク 大容量空冷式発電機用燃料タンク 大容量空冷式発電機用給油ポンプ 蓄圧タンク タービン動補助給水ポンプ 復水タンク（ピット）	移動式大容量ポンプ車 取水用水中ポンプ 水中ポンプ用発電機 復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ 使用済燃料ピット補給用水中ポンプ 中間受槽 タンクローリ	1次冷却材高温側温度（広域） 1次冷却材圧力 加圧器水位 格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM用格納容器圧力 格納容器再循環サンプ水位（広域） 格納容器再循環サンプ水位（狭域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ） 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水タンク（ピット）水位

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対策設備  
：外部電源等が復旧するまでは、以降の負荷に対して必要

表 3.1.1.1 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について（2 / 5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
事象進展の判断及び対応準備 (2 / 2)	<p>全交流動力電源喪失時に漏えい規模が大きい LOCA でない場合は、常設電動注入ポンプにより代替炉心注水を行うが、10 分以内に 1 次冷却材圧力が蓄圧タンク作動圧力まで低下することにより漏えい規模が大きい LOCA に進展した場合、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行うとともに、B 充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。</p> <p>漏えい規模が大きい LOCA でない場合でも、炉心出口温度計指示 350 以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示 <math>1 \times 10^5</math> mSv/h 以上により炉心損傷と判断すれば、注水先を切り替えることにより常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイを行う。また、炉心損傷後の常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ実施時においても、炉心損傷の進展防止及び緩和のために、B 充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水を行う。</p>	-	-	-
アニュラス空気浄化系及び中央制御室非常用循環系の起動	<p>全交流動力電源喪失時、アニュラス部に水素が滞留することを防止するため及び被ばく低減のため、事前に現場にてアニュラス空気浄化系ダンパへの代替空気供給操作を行い、大容量空冷式発電機等により電源供給された後にアニュラス空気浄化ファンを起動する。</p> <p>中央制御室の作業環境確保のため、現場にて中央制御室非常用循環系ダンパの開処置を行い、中央制御室非常用循環系の起動操作を行う。</p>	<p>アニュラス空気浄化ファン アニュラス空気浄化フィルタユニット 中央制御室空調ファン 中央制御室循環ファン 中央制御室非常用循環ファン 中央制御室非常用循環フィルタユニット</p>	窒素ポンベ（アニュラス空気浄化ファン併用）	-

表 3.1.1.1 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について（3 / 5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
補助給水系機能維持の判断	補助給水ポンプ起動及び補助給水流量が確立されていることを確認する。また、全交流動力電源喪失時、漏えい規模が大きい LOCA でない又は漏えいがない場合に、補助給水機能が喪失していると判断される場合は、加圧器逃がし弁の使用準備として窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）による駆動用空気の供給を行い、炉心損傷判断後、原子炉容器破損時点で1次冷却材圧力を 2.0MPa[gage]以下まで減圧するための加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を行う。なお、加圧器逃がし弁の使用準備において、直流電源が喪失している場合には、可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）の準備を行う。	タービン動補助給水ポンプ 復水タンク（ピット） 【加圧器逃がし弁】	【可搬型バッテリー（加圧器逃がし弁用）】 【窒素ポンベ（加圧器逃がし弁用）】	【1次冷却材圧力】 蒸気発生器広域水位 蒸気発生器狭域水位 補助給水流量 復水タンク（ピット）水位
イグナイタの起動及び可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備	原子炉容器内等において、事象進展に応じて水素が生成される可能性があるため、炉心出口温度が 350 に到達した場合、又は ECCS 作動信号の発信を伴う1次冷却材喪失時に全ての高圧注入機能が喪失した場合に、イグナイタを起動するとともに可搬型格納容器水素濃度計測装置等の運転準備を行う。また、全交流動力電源喪失時には、準備完了後、大容量空冷式発電機等より受電すれば、速やかにイグナイタを起動する。	【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】	【可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ】 【可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置】	【1次冷却材高温側温度（広域）】 【高圧注入ポンプ流量】 【可搬型格納容器水素濃度計測装置】
炉心損傷の判断	炉心出口温度計指示 350 以上及び格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）指示 $1 \times 10^5$ mSv/h 以上により、炉心損傷と判断する。	-	-	1次冷却材高温側温度（広域） 格納容器内高レンジエリアモニタ（低レンジ） 格納容器内高レンジエリアモニタ（高レンジ）
静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ作動状況確認	静的触媒式水素再結合装置にて原子炉格納容器内の水素が処理されていることを、静的触媒式水素再結合装置動作監視装置の温度上昇により確認する。 イグナイタ作動にて原子炉格納容器内の水素が燃焼し処理されていることを、電気式水素燃焼装置動作監視装置の温度上昇により確認する。	【静的触媒式水素再結合装置】 【静的触媒式水素再結合装置動作監視装置】 【電気式水素燃焼装置】 【電気式水素燃焼装置動作監視装置】	-	-

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

表 3.1.1.1 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について（4 / 5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ	<p>格納容器スプレイ注入機能が喪失している場合に、1次冷却材漏えいに伴う原子炉格納容器圧力上昇の抑制及び炉心損傷後の溶融炉心落下に伴う溶融炉心・コンクリート相互作用抑制のための大容量空冷式発電機等からの給電及び常設電動注入ポンプの準備が整い次第、代替格納容器スプレイを開始する。なお、炉心冷却については、B 充てんポンプ（自己冷却）による代替炉心注水の準備が整い次第、炉心への注水を行う。</p> <p>代替格納容器スプレイを継続するため、燃料取替用水タンク（ピット）水位計の指示が 16%以下となれば、復水タンク（ピット）との連絡を行い、復水タンク（ピット）に補給することにより代替格納容器スプレイを継続する。その後、格納容器再循環サンプ水位（広域）指示が 75%以上となれば、代替格納容器スプレイを一旦停止する。一旦停止後に、格納容器内圧力計指示が、原子炉格納容器の最高使用圧力である 392kPa[gage]まで上昇すれば代替格納容器スプレイを再開する。</p>	<p>常設電動注入ポンプ</p> <p>【B 充てんポンプ（自己冷却）】</p> <p>燃料取替用水タンク（ピット）</p> <p>復水タンク（ピット）</p> <p>燃料油貯蔵タンク</p>	<p>取水用水中ポンプ</p> <p>水中ポンプ用発電機</p> <p>復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ</p> <p>中間受槽</p> <p>タンクローリ</p>	<p>AM 用消火水積算流量</p> <p>格納容器内温度</p> <p>格納容器内温度（SA）</p> <p>格納容器圧力</p> <p>AM 用格納容器圧力</p> <p>格納容器再循環サンプ水位（広域）</p> <p>格納容器再循環サンプ水位（狭域）</p> <p>原子炉格納容器水位</p> <p>原子炉下部キャビティ水位</p> <p>燃料取替用水タンク（ピット）水位</p> <p>復水タンク（ピット）水位</p>
水素濃度監視	<p>ジルコニウム - 水反応等により生成される水素による原子炉格納容器内の水素濃度を確認するため、格納容器水素濃度計測装置等の準備が整い次第運転し、格納容器内水素濃度の測定を開始する。</p> <p>アニュラス部に漏えいした水素によるアニュラス部の水素濃度を確認するために、炉心損傷判断後、アニュラス水素濃度計測装置によりアニュラス内の水素濃度の測定を開始する。</p>	<p>【燃料油貯蔵タンク】</p>	<p>【可搬型ガスサンプリング冷却器用冷却ポンプ】</p> <p>【可搬型代替ガスサンプリング圧縮装置】</p> <p>【移動式大容量ポンプ車】</p> <p>【タンクローリ】</p>	<p>【可搬型格納容器水素濃度計測装置】</p> <p>【アニュラス水素濃度計測装置】</p>

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備



表 3.1.1.1 「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」の重大事故等対策について（5 / 5）

判断及び操作	手順	重大事故等対処設備		
		常設設備	可搬設備	計装設備
格納容器内自然対流冷却	A、B 格納容器再循環ユニットに原子炉補機冷却水を通水し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。 全交流動力電源喪失等が起因となり原子炉補機冷却水系が使用できない場合には、移動式大容量ポンプ車により A、B 格納容器再循環ユニットに冷却水を供給し、原子炉格納容器雰囲気を自然対流により除熱する。 炉心溶融により屋外の放射線量が高い場合は、屋内に待機しモニタ指示を確認しながら、事象発生から 24 時間以内に除熱を開始できるように作業を行う。	A、B 格納容器再循環ユニット 【 A、B 原子炉補機冷却水ポンプ】 【 原子炉補機冷却水サージタンク】 【 A 原子炉補機冷却水冷却器】 【 A、B 海水ポンプ】 燃料油貯蔵タンク	【 窒素ポンベ（原子炉補機冷却水サージタンク用）】 移動式大容量ポンプ車 タンクローリ	格納容器内温度 格納容器内温度（SA） 格納容器圧力 AM 用格納容器圧力 【 原子炉補機冷却水サージタンク水位】 可搬型温度計測装置（格納容器再循環ユニット入口温度 / 出口温度（SA）用）

【 】は有効性評価上期待しない重大事故等対処設備

表 3.1.1.2 主要解析条件 ( 雰囲気圧力・温度による静的負荷 ( 格納容器過圧破損 )) ( 1 / 3 )

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
解析コード	MAAP	本評価事故シーケンスの重要現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるコード。	
初期条件	炉心熱出力 ( 初期 )	100% ( 3,411MWt ) × 1.02	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと、崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなり、炉心水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギー並びに原子炉格納容器圧力及び温度の観点から厳しい設定。
	1次系圧力 ( 初期 )	15.41 + 0.21MPa [gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次系圧力が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。
	1次冷却材平均温度 ( 初期 )	307.1 + 2.2	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材平均温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。
	炉心崩壊熱	FP : 日本原子力学会推奨値 アクチニド : ORIGEN2 ( サイクル末期を仮定 )	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと、高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱は3号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮して設定。
	原子炉格納容器自由体積	72,900m <sup>3</sup>	評価結果を厳しくするように、原子炉格納容器自由体積の設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなることから厳しい設定。
	ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 小さめの値	評価結果を厳しくするように、ヒートシンクの設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。ヒートシンクが小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなることから厳しい設定。

表 3.1.1.2 主要解析条件 ( 雰囲気圧力・温度による静的負荷 ( 格納容器過圧破損 )) ( 2 / 3 )

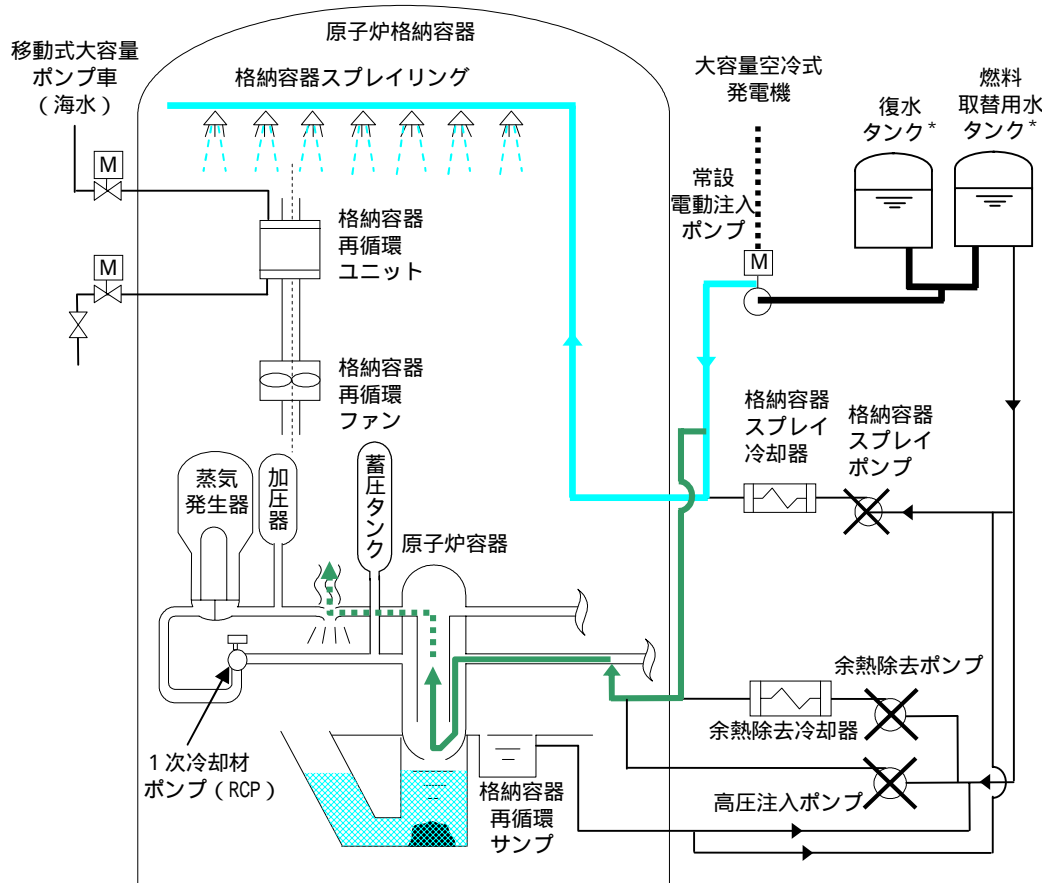
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象 ( 破断位置、破断口径 )	大破断 LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：配管口径約 0.74m ( 29inch ) の完全両端破断
	安全機能の喪失に対する 仮定	低圧注入機能、高圧注入機能 及び 格納容器スプレイ注入機能喪失
		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 外部電源喪失時に非常用所内 交流動力電源喪失</li> <li>・ 原子炉補機冷却機能喪失</li> </ul>
	外部電源	外部電源なし
	水素の発生	ジルコニウム - 水反応を 考慮

表 3.1.1.2 主要解析条件 ( 雰囲気圧力・温度による静的負荷 ( 格納容器過圧破損 )) ( 3 / 3 )

項目	主要解析条件	条件設定の考え方	
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉トリップ信号	1次冷却材ポンプ電源電圧低 ( 定格値の 65% ) ( 応答時間 1.5 秒 )	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生 60 秒後に注水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。
		200m <sup>3</sup> / h / 4 SG	タービン動補助給水ポンプの設計値から、ミニフロー流量を除いた値により 4 基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage] ( 最低保持圧力 )	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	蓄圧タンク保有水量	26.9m <sup>3</sup> / 基 ( 4 基 ) ( 最小保有水量 )	炉心への注水量を少なくする最小の水量とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。
	常設電動注入ポンプ	130m <sup>3</sup> / h	標準値として設定。 原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、常設電動注入ポンプを使用するものとする。
	格納容器再循環ユニット	2 基 1 基当たりの除熱特性 ( 100 ~ 約 168 、約 4.1MW ~ 約 11.2MW )	A、B 格納容器再循環ユニット除熱特性の標準値として設定。
静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。	
重大事故等対策に関連する操作条件	常設電動注入ポンプ起動	炉心溶融開始から 30 分後	運転員等操作時間として、「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」の d . に従い、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して 30 分を想定して設定。
	常設電動注入ポンプ停止	事象発生から 24 時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
	A、B 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	事象発生から 24 時間後	運転員等操作時間として、「1.3(5) 運転員等の操作時間に対する仮定」の e . に従い、格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して 24 時間を想定して設定。

## 代替格納容器スプレイ注水（原子炉下部キャビティ水張り）を優先する理由

雰囲気圧力・温度による静的負荷（過圧破損）【大破断LOCA + ECCS注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗】



\*：4号機は「ピット」

### 代替炉心注水より代替格納容器スプレイ注水を優先する理由

炉心損傷時は、格納容器破損防止対策の確実な実施が必要

代替格納容器スプレイ注水することにより、原子炉下部キャビティに水張りをを行うとともに、原子炉格納容器の圧力上昇を抑えることができる。

代替炉心注水することにより、低温側配管に注入された注入水は炉心で崩壊熱を除去した後、蒸気となり高温側配管の破断口より放出されるため、原子炉格納容器の気層部へとどまり原子炉下部キャビティの水張りに寄与しにくいと考えられる。

以上のことより、大破断LOCAが発生しECCSが注入できない場合は、常設電動注入ポンプによる代替炉心注水は行わず、常設電動注入ポンプを使用した代替格納容器スプレイ注水により原子炉下部キャビティへの水張りをを行い、確実に原子炉格納容器の健全性を確保する手段を選定している。

← 代替格納容器スプレイ注水  
← 代替炉心注水

## 炉心損傷の判断基準の設定根拠等について

## 1. 炉心損傷の判断基準の設定根拠等について

炉心損傷の判断基準「炉心出口温度350、及び格納容器内高レンジエリアモニタ  $1 \times 10^5$  mSv/h」の設定根拠、検出器種類等は、以下のとおりである。

	炉心出口温度	格納容器内高レンジエリアモニタ
設定根拠	加圧器安全弁の設定圧力から考慮される1次系の最大飽和蒸気温度が約350であり、この温度を超える過熱状態の温度が計測された場合は、炉心が直接蒸気を過熱している可能性が高いと考えられることを踏まえて設定している。	格納容器内高レンジエリアモニタ $1 \times 10^5$ mSv/hについては、当社のアクシデントマネジメント整備時に実施したシビアアクシデント解析結果を踏まえて設定している。(添付1)
検出器種類	熱電対	電離箱
測定範囲	40 ~ 650	$10^3 \sim 10^8$ mSv/h
個数	50個	2個
設置箇所	原子炉圧力容器内上部炉心構造物(添付2)	原子炉格納容器内 EL26.25m(添付3)

## 2. 炉心露出時と炉心損傷時の原子炉格納容器内線量率の変化について

「大破断LOCA + ECCS注入失敗 + 格納容器スプレイ失敗」事象発生時は、炉心露出(約6分)から炉心溶融(約22分)に至る約16分間で、原子炉格納容器内線量率は100倍程度急激に増加し、速やかに上記判断基準を超過することから運転員は適切に炉心損傷を判断することができ、解析で想定している時間よりも早期に代替格納容器スプレイは開始される。

原子炉格納容器内線量率の増加率の根拠は以下のとおりである。

原子炉格納容器内線量率は、主に原子炉格納容器内に放出された希ガスの放射能濃度に比例する。

炉心露出時は、設置許可添付書類十章の設計基準事故時被ばく評価の知見から、燃料バーストにより燃料ギャップ中の希ガスとして、炉心内蓄積量の1%相当量が原子炉格納容器内に放出される。

炉心溶融する時点では炉心内蓄積量のほぼ全量が原子炉格納容器内に放出される。

## 炉心溶融開始時の原子炉格納容器内線量率

(アクシデントマネジメント整備時に実施したシビアアクシデント解析結果)

事故シーケンス	線量率 (mSv/h) <sup>*1</sup>
大破断LOCA + ECCS再循環失敗	$2.2 \times 10^6$
中破断LOCA + ECCS注入失敗 + 格納容器スプレイ失敗	$3.3 \times 10^6$
小破断LOCA + ECCS再循環失敗 + 格納容器スプレイ再循環失敗	$2.6 \times 10^5$
全交流動力電源喪失 + 補助給水失敗	$6.1 \times 10^4$ <sup>*2</sup>

\* 1 : 破断口のサイズや非常用炉心冷却系 (ECCS) の有無等の相違によりCV内に放出される核分裂生成物 (FP) の量が異なるため、CV内の線量率は異なってくる。例えば、ECCS注入失敗とECCS再循環失敗では、ECCSの注入ができない方が、早期に炉心溶融に至るため、FPが減衰されずに原子炉格納容器内に出ていくため、線量率が高くなりやすい。一方、1次系の開口部が大きい場合、開口部が小さい事象に比べて水蒸気や放射性物質の流出量が大きく、炉心から放出された放射性物質は、原子炉格納容器へ放出されやすくなるため、線量率が高くなりやすい。

また、ECCS注入失敗とECCS再循環失敗ではECCS注入失敗の方が炉心溶融開始のタイミングが早く、FPの放射性崩壊による減衰が異なる。

\* 2 : 炉心溶融開始後、原子炉格納容器内の線量率が急激に増加することから炉心損傷の判断基準「格納容器内高レンジエリアモニタ  $1 \times 10^5$  mSv/h」に到達する。

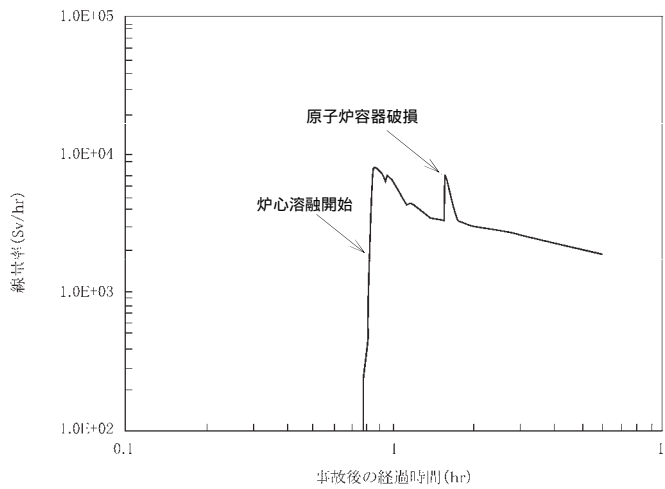


図1 原子炉格納容器内の線量率  
(大破断LOCA+ECCS再循環失敗)

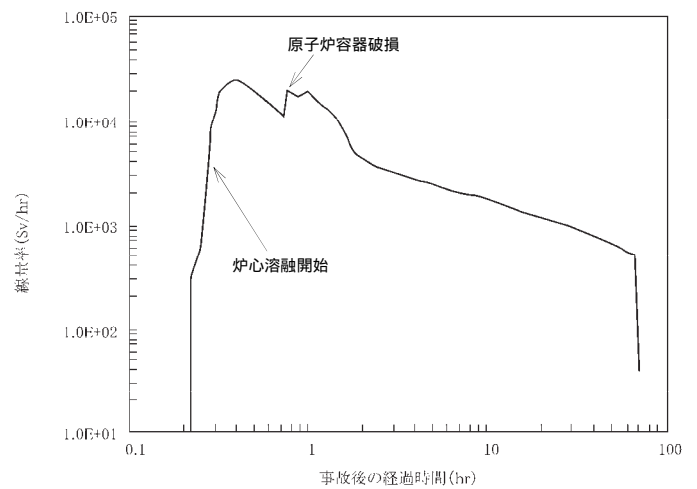


図2 原子炉格納容器内の線量率  
(中破断LOCA+ECCS注入失敗+格納容器スプレイ失敗)

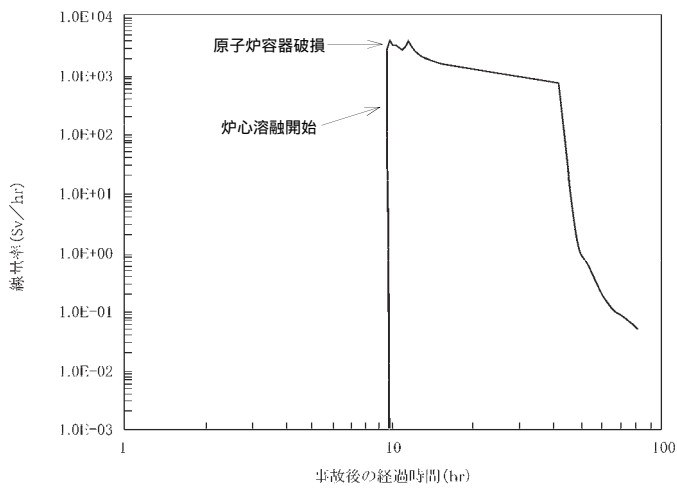


図3 原子炉格納容器内の線量率  
(小破断LOCA+ECCS再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗)

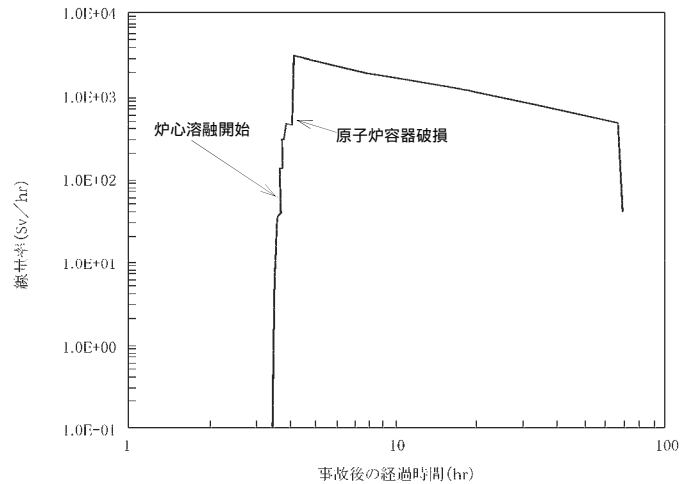
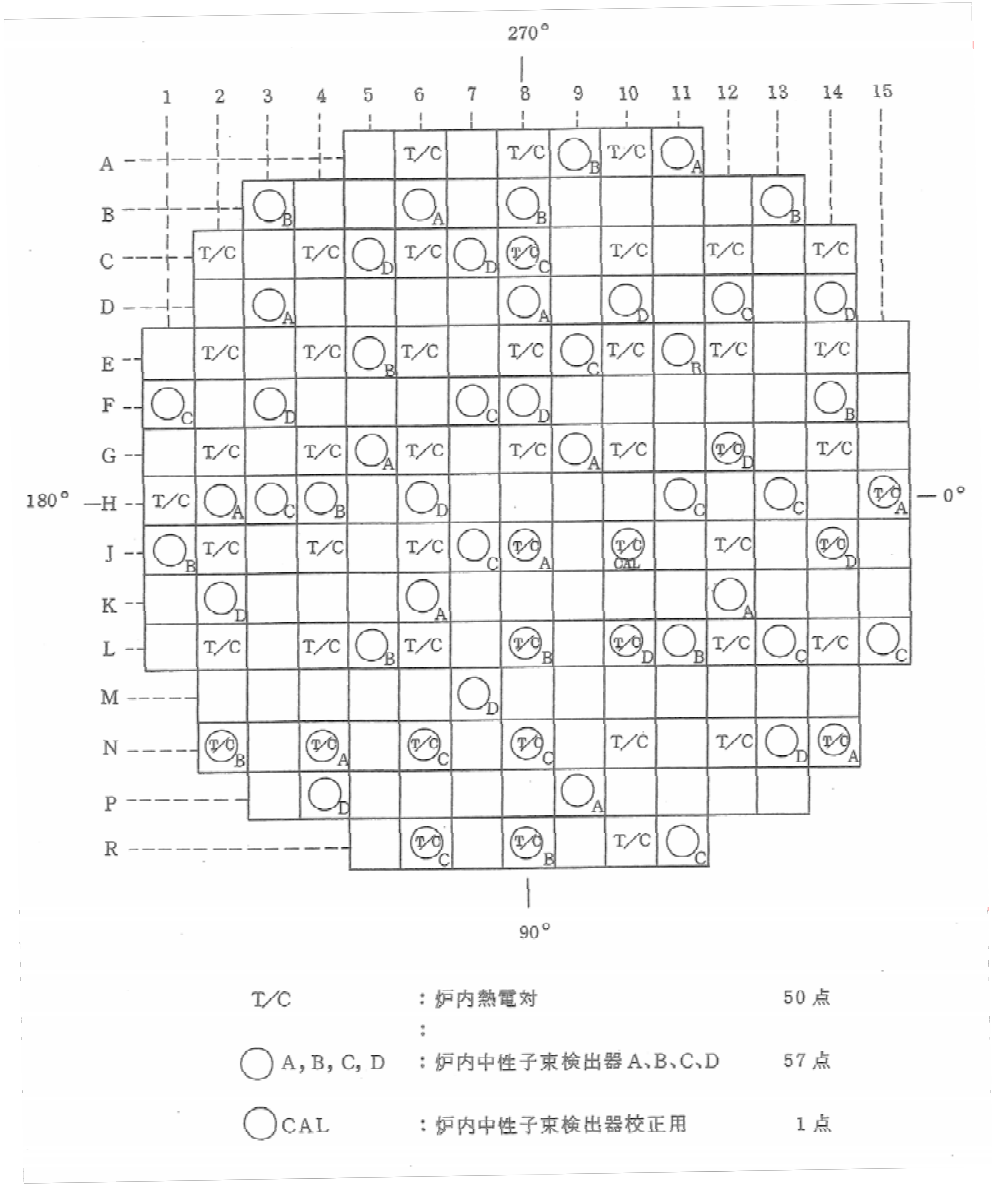


図4 原子炉格納容器内の線量率  
(全交流動力電源喪失+補助給水失敗)



炉心出口温度検出器の設置箇所



格納容器内高レンジエリアモニタの設置箇所



内は商業機密に属するものですので公開できません

MAAP コードの大破断 LOCA への適用性について  
(雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損))

MAAP\* コードを大破断 LOCA に起因する事象に適用するに際して、事象初期の流動変化の激しい状況下での適用性が低く、具体的には事故発生直後の被覆管温度挙動、原子炉水位、原子炉格納容器内温度の予測には適していない。

したがって、大破断 LOCA 直後のこれらパラメータの評価においては、設計基準事故(以下「DBA」という。)で実施された大破断 LOCA 解析の結果を参照すべきものと考えられる。(別紙 1、別紙 2 参照)

大破断 LOCA 発生直後であっても、MAAP コードは原子炉 1 次系からの破断流を臨界流モデルで適切に模擬し、また、原子炉 1 次系及び 2 次系、原子炉格納容器内の質量・エネルギーバランスを考慮できることから、原子炉格納容器圧力の変化を適切に扱うことができる。(別紙 3 参照)

また、事象が進展して原子炉及び原子炉格納容器の流動変化が相対的に緩やかになると、例えば、崩壊熱による炉心水位の低下、炉心露出に伴う被覆管温度及び燃料溶融挙動、原子炉格納容器圧力及び温度の評価は、支配則が質量・エネルギーバランスとなることから、適切に模擬することができる。

したがって、MAAP コードが適用される事象のうち、格納容器破損防止対策への適用に当たっては、事象初期の燃料被覆管温度、原子炉水位及び原子炉格納容器内温度の評価においては DBA を引用する必要があるものの、事象初期を含む原子炉格納容器圧力の時間変化、原子炉の流動が緩やかになって以降の原子炉及び原子炉格納容器の物理パラメータの評価は適切に行える。

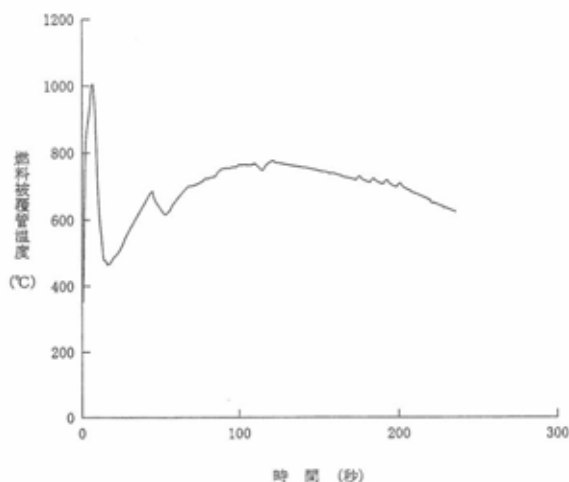
\* : EPRI によって開発されたコード

## 大破断 LOCA 事象初期の燃料被覆管最高温度及び炉心水位について



一方、大破断 LOCA の事象が進展するにつれて原子炉内の流動は相対的に緩やかになり、ECCS 作動がなければ、崩壊熱による冷却材の蒸散に伴い炉心全体が露出してヒートアップする。この挙動は質量及びエネルギー保存を解くことで適切に模擬され、また、コードの気泡水位モデル及び炉心熱伝達モデルによりヒートアップ挙動も適切に評価される。

したがって、大破断 LOCA 初期の高温燃料棒のヒートアップの挙動及び炉心水位に限り、DBA の大破断 LOCA の評価結果を参照すべきものと考えられる。DBA の評価結果を下图に示す。



	SA	DBA
非常用ディーゼル発電機	不作動	2台
高压注入	不作動	2系列
低压注入	不作動	1系列 <sup>*1</sup>
蓄圧注入	4基 <sup>*2</sup>	3基 <sup>*3</sup>
格納容器スプレイ	不作動	2系列
プロードダウン PCT <sup>*4</sup>		約 1,006
再冠水 PCT <sup>*4</sup>		約 800
炉心再冠水開始時間 <sup>*4</sup>		約 38 秒
燃料被覆管の酸化量 <sup>*5</sup>		約 1 %

\* 1 : 単一故障として低圧注入系 1 系列の不動作を仮定。

\* 2 : 高温側配管破断を仮定していることから、蓄圧タンク 4 基とも見込んでいる。

\* 3 : 低温側配管破断を仮定していることから、破断ループに接続する蓄圧タンク 1 基を見込まず、3 基を見込んでいる。

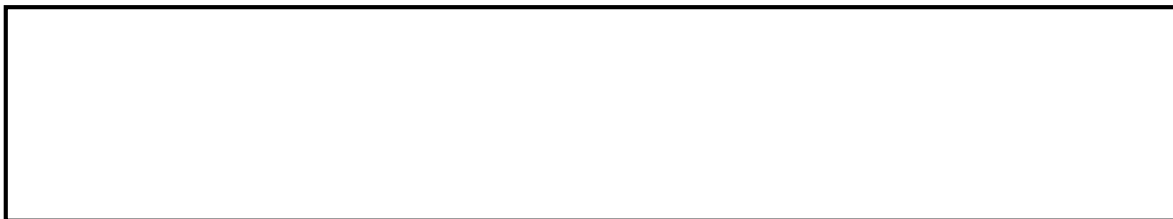
\* 4 : 蒸気発生器伝熱管飽和率 : 0 %

\* 5 : 蒸気発生器伝熱管飽和率 : 10 %

なお、原子炉格納容器応答の観点からは、MAAP コードは、大破断 LOCA 初期に過熱蒸気が原子炉格納容器内に伝播する精度上の問題はあものの、原子炉から原子炉格納容器に放出される質量・エネルギー流量、ならびに原子炉格納容器内での構造物（ヒートシンク）及び冷却設備（格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニット）による除熱を適切にモデル化している。したがって、DBA / 大破断 LOCA と同様に事象初期の原子炉格納容器圧力の上昇を適切に模擬できる。

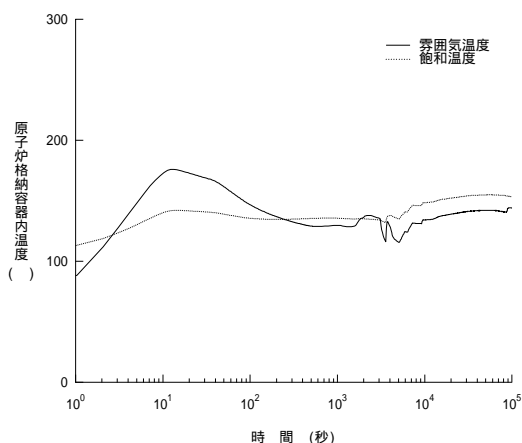
内は商業機密に属するものですので公開できません

大破断 LOCA 事象初期の原子炉格納容器内温度について



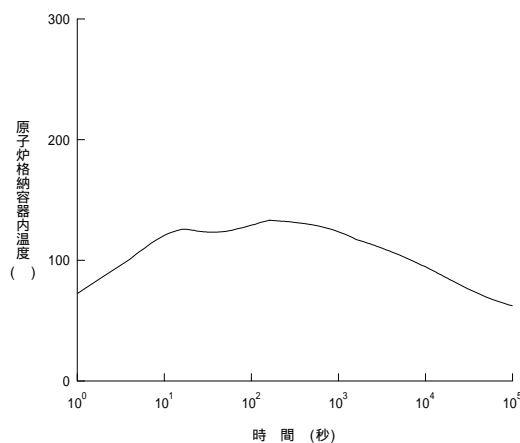
このように、流体輸送の近似のため、1次系から流出する蒸気が、一時的に過熱度を保った状態で原子炉格納容器に伝播することから原子炉格納容器内温度が非現実的に上昇するため、MAAP コードによる原子炉格納容器内温度の評価では、この初期の温度上昇は SA 対策有効性評価の判断では考慮しないこととしている。なお、前述の通り、事象初期の原子炉格納容器圧力の上昇は、臨界流モデルにより1次系からの放出量が適切に模擬され、また、質量及びエネルギー保存式が考慮されていることから、MAAP コードにより適切に模擬されている。

したがって、事象初期の原子炉格納容器内温度は DBA における評価結果を参照すべきと判断している。DBA の評価結果を図 2 に示す。



(a) 大破断 LOCA + ECCS 注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗 (MAAP)

図 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 格納容器過圧破損 (SA) の結果  
 (「格納容器過圧破損 (原子炉格納容器内温度の推移)」を log スケールで表示したもの)



(b) 原子炉冷却材喪失 原子炉格納容器健全性評価用内圧解析 (SATAN-VI / WRELFLOOD / COCO)

図 2 原子炉格納容器健全性評価 (DBA) の結果 (設置変更許可添付書類十と同じ)

	SA	DBA
非常用ディーゼル発電機	不作動	2台
高圧注入	不作動	2系列
低圧注入	不作動	2系列
蓄圧注入	4基 <sup>*1</sup>	4基 <sup>*2</sup>
格納容器スプレイ	不作動	1系列 <sup>*3</sup>
CV 最高温度 (時間)	-	約 133 (約 162 秒)
再循環時間	-	約 27 分
CV スプレイ作動時間	-	約 154 秒

\* 1 : 高温側配管破断を仮定していることから、蓄圧タンク 4 基とも見込んでいる。  
 \* 2 : 蒸気発生器出口側配管破断を仮定していることから、蓄圧タンク 4 基とも見込んでいる。  
 \* 3 : 単一故障として格納容器スプレイ系 1 系列の不動作を仮定。

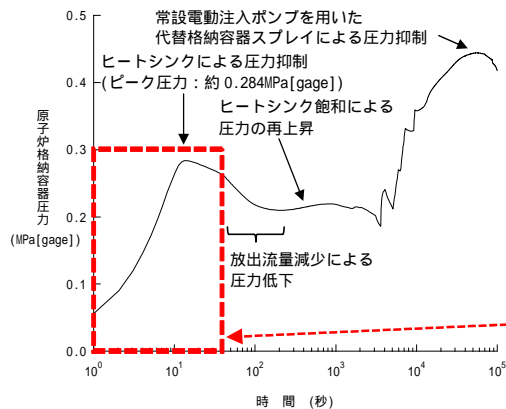
内は商業機密に属するものですので公開できません

大破断 LOCA 事象初期の原子炉格納容器圧力について

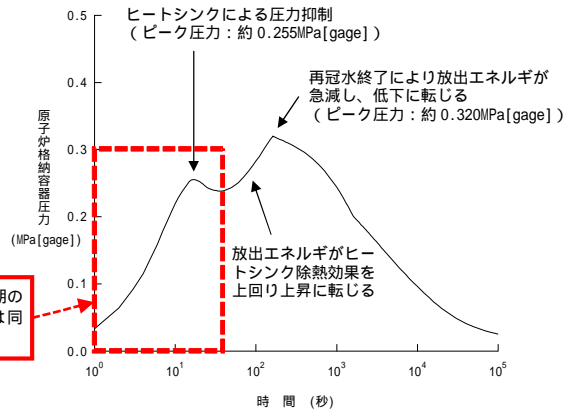


MAAP コードでは、炉心、減圧後の蒸気発生器 2 次側及び構造材からの熱供給を模擬する。これが原子炉の 1 次冷却材に伝達され、破断流を含む 1 次冷却材の熱流動が前述の保存式に従い計算される。これらモデルにより、PWR の LOCA を特徴づける初期のプロードダウンから再冠水期間の原子炉から原子炉格納容器への熱輸送は評価される。

MAAP コードによる「大破断 LOCA + ECCS 注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗」事象の解析結果と DBA コードによる原子炉格納容器健全性（大破断 LOCA）解析結果を図 1、図 2 に示す。両事象では、ECCS の成功有無、格納容器スプレイの成功有無の差異のため、原子炉格納容器圧力の挙動に違いが見られるものの、大破断 LOCA 発生直後の挙動は同等である。これは、MAAP コードの熱流動モデルの一部に近似的な扱いはあるものの、流動の速い状況下においても原子炉及び原子炉格納容器のエネルギー挙動を適切に模擬し、現行の DBA コードと同程度の評価を行えることを意味している。



(a) 大破断 LOCA + ECCS 注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗 (MAAP)



(b) 原子炉冷却材喪失 原子炉格納容器健全性評価用内圧解析 (SATAN-VI / WRELFLOOD / COCO)

図 1 雰囲気圧力・温度による静的負荷 格納容器過圧破損 (SA) の結果 (「格納容器過圧破損 (原子炉格納容器圧力の推移)」を log スケールで表示したもの)

図 2 原子炉格納容器健全性評価 (DBA) の結果 (設置変更許可添付書類十と同じ)

	SA	DBA
高压注入	不作動	2 系列
低压注入	不作動	2 系列
蓄圧注入	4 基 <sup>*1</sup>	4 基 <sup>*2</sup>
格納容器スプレイ	不作動	1 系列 <sup>*3</sup>

\* 1 : 高温側配管破断を仮定していることから、蓄圧タンク 4 基とも見込んでいる。

\* 2 : 蒸気発生器出口側配管破断を仮定していることから、蓄圧タンク 4 基とも見込んでいる。

\* 3 : 単一故障として格納容器スプレイ系 1 系列の不作動を仮定。

内は商業機密に属するものですので公開できません

## MAAPコードにおける原子炉格納容器モデルについて

MAAPコードにおける原子炉格納容器モデルについては、壁などの物理区画を模擬したノードと吹き抜けや扉などの開口部を模擬したジャンクションを組み合わせて原子炉格納容器、原子炉補助建屋あるいは原子炉建屋等のモデル化を行う。

原子炉格納容器モデルでは、原子炉格納容器内の熱流動、水素挙動、FP及び溶融炉心挙動、溶融炉心・コンクリート相互作用並びに格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却などを考慮している。MAAPコードでの原子炉格納容器モデルのノード分割図は、図1のとおりであり、原子炉格納容器の圧力及び温度は、「上部区画」の評価結果を示している。

- 上部区画：原子炉格納容器の上部ドーム部を模擬。
- 原子炉格納容器外周部：ループ室外周部、サンプルを模擬。
- 格納容器再循環ユニット設置区画。
- 下部区画：蒸気発生器室、加圧器室、ループ室を模擬。
- 原子炉下部キャビティ区画：原子炉下部キャビティを模擬。

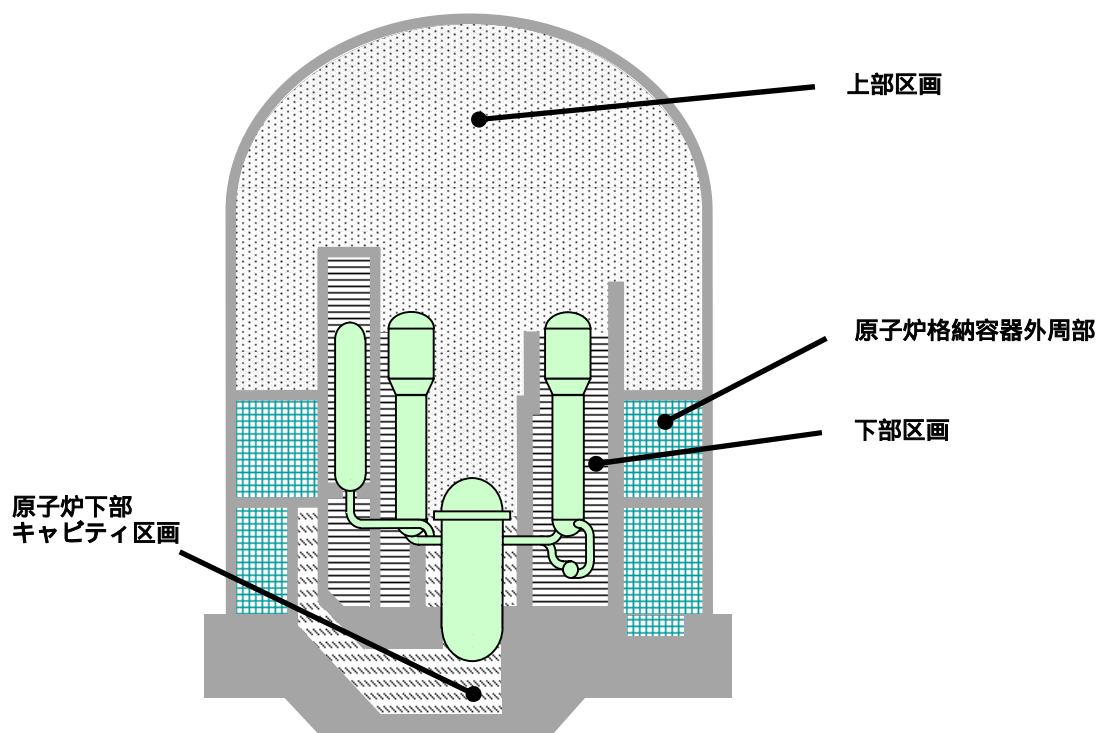
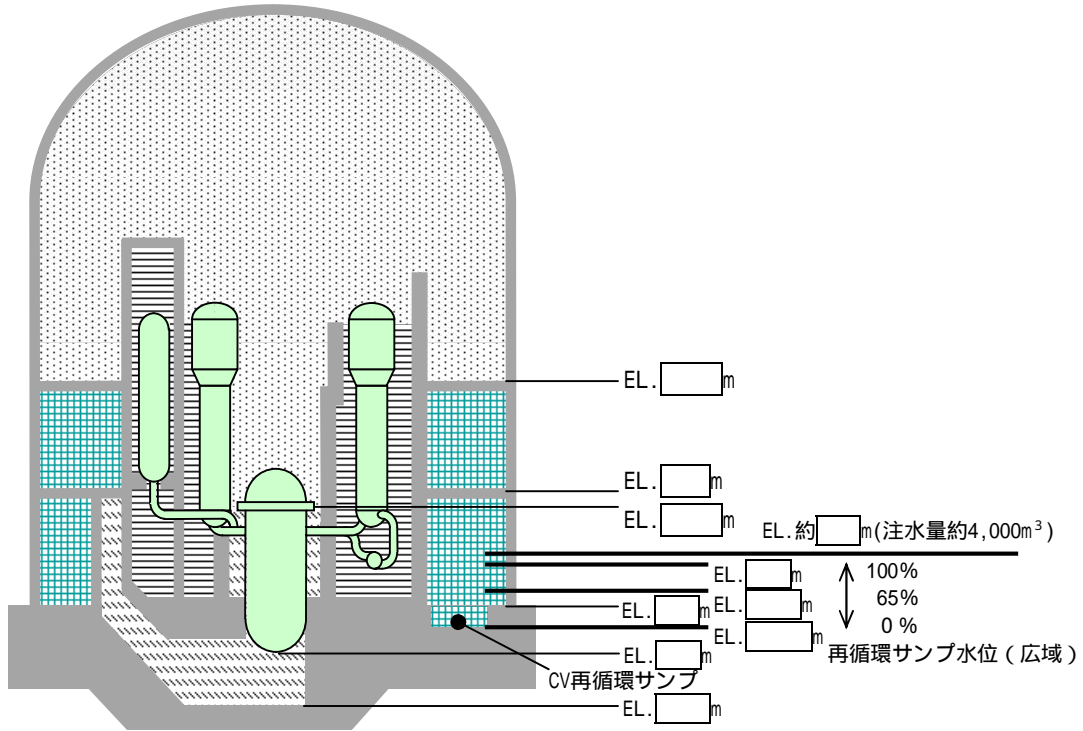
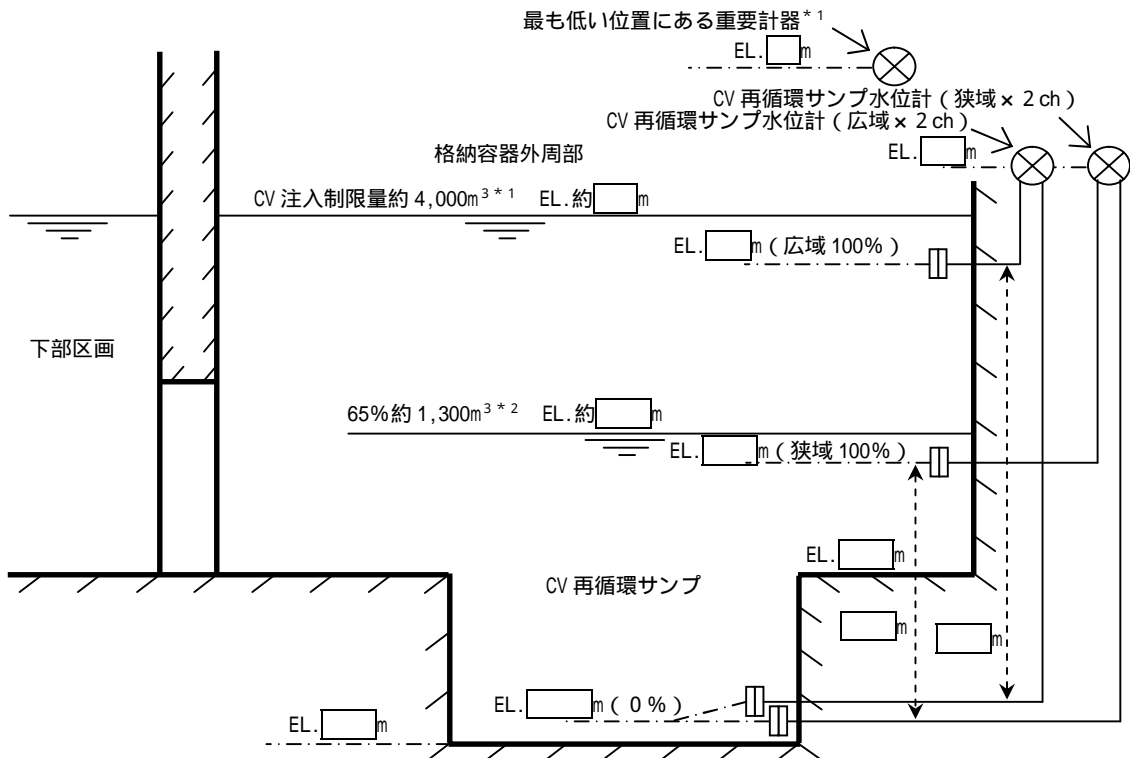


図1 MAAPコードのノード分割図

(参考) 原子炉格納容器への注水量について



参考図 1 原子炉格納容器概要図



- \* 1 : 原子炉格納容器の過圧防止等の目的により注水する場合 4,000m<sup>3</sup>の注水制限を設け、最も低い位置にある重要計器\*1の水没を防止する。なお、この注水量の管理は、燃料取替用水タンク(ピット)からの非常用炉心冷却系及び格納容器スプレイ系注水量等の積算値にて行う。また、更なる監視性向上のため、炉心発熱有効長中心高さ以上に達したことを直接検知する電極式の水位検知器を設置する(EL.約 [ ] m: 原子炉格納容器内への注水制限量約4,000m<sup>3</sup>)
- \* 2 : 高圧・低圧再循環運転への切替を開始する水位

参考図 2 CV再循環サンブ概要図

[ ] 内は商業機密に属するものですので公開できません



## 炉心溶融開始の燃料温度の根拠について

燃料・燃料被覆管挙動の温度依存性については、以下の知見が得られている<sup>[1]</sup>。(図1参照)

1,300 以上で $UO_2$ -ジルカロイ反応により、燃料被覆管の内面が酸化すると共に(U,Zr)合金相ができ燃料被覆管の内面は一部溶解する。

1,850 ~ 1,950 で燃料被覆管金属部分が溶融し、キャンドリング等によって流路閉塞が生じる可能性がある。また、同時に $UO_2$ -Zr(O)反応も生じ $UO_2$ の一部も溶融しはじめる。

$UO_2$ の溶融量は、2,400 で不連続的に急増し、2,400 以上で溶融炉心が形成される。

2,550 になると $UO_2$ - $ZrO_2$ 反応が生じるのでいかなる場合でも部分的な燃料ペレットの溶融は避けられない。

2,700 、2,800 において、それぞれ $ZrO_2$ 、 $UO_2$ の溶融が生じる。

ここで、 では、燃料の一部は溶融するものの、その範囲は燃料ペレットと燃料被覆管境界近傍に限定される。

一方、、 では燃料は溶融状態にあるといえる。そこで、 の温度2,400 (=2,673K)に、余裕を考えてを炉心溶融の判断基準としている。

[1]日本原子力研究所「炉心損傷に関する研究の現状と課題」JAERI-M 82-039、1982年5月

内は商業機密に属するものですので公開できません

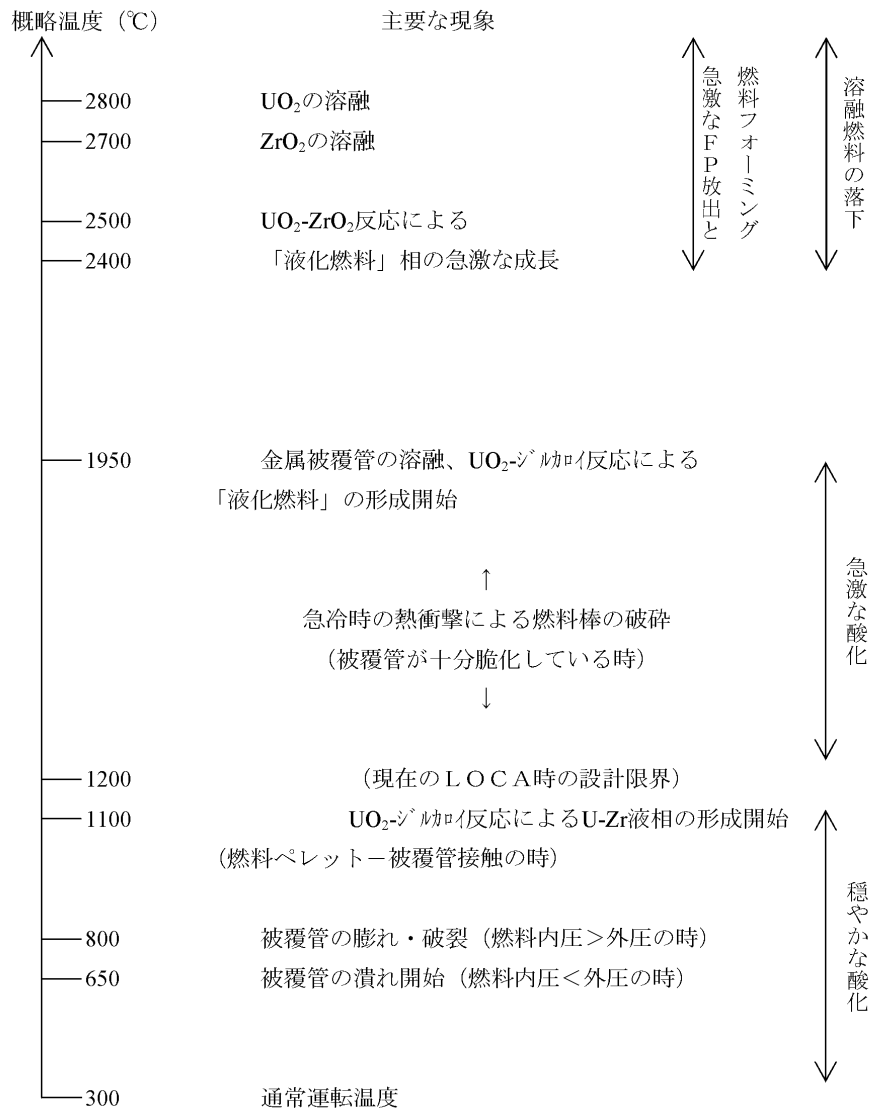


図1 燃料棒の温度応答概略図<sup>[1]</sup>

重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件  
( 雰囲気圧力・温度による静的負荷 ( 格納容器過圧破損 )、原子炉圧力容器外の溶融燃料 -  
冷却材相互作用及び溶融炉心・コンクリート相互作用 )

第 1 表 システム熱水力解析用データ

( 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 )

名 称	数 値	解析上の取り扱い
(1) 原子炉保護設備		
1) 「1次冷却材ポンプ電源電圧低」 原子炉トリップ		
設定点	65%定格点	設計値 (トリップ限界値)
応答時間	1.5 秒	最大値 (設計要求値)
(2) 事象収束に重要な機器・操作関連		
1) 蓄圧タンク		
基数	4 基 (1 ループあたり 1 基)	設計値
保持圧力	4.04MPa[gage]	最低保持圧力
保有水量	26.9m <sup>3</sup> / 基	最小保有水量
2) タービン動補助給水ポンプ		
注水開始 (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)
台数	1 台	設計値
容量	200m <sup>3</sup> / h / 4 SG	最小値 (設計値に余裕を考慮した値)
3) 常設電動注入ポンプ		
開始条件	炉心溶融開始から 30 分後	運転員等操作余裕の考え方
台数	1 台	設計値
容量	130 m <sup>3</sup> / h	標準値
停止条件	事象発生の 24 時間後	運転員等操作余裕の考え方
4) 格納容器再循環ユニット		
開始条件	事象発生の 24 時間後	運転員等操作余裕の考え方
(3) 事故条件		
1) 破断位置	高温側配管	事故想定
2) 破断体様	完全両端破断	事故想定

## Cs-137 の大気への放出量評価

格納容器破損防止対策に係る有効性評価における雰囲気圧力・温度による静的負荷のうち、格納容器過圧の破損モードにおいて想定している、大破断 LOCA 時に ECCS 注入及び格納容器スプレイ注入に失敗するシーケンスを対象として、Cs-137 の放出量を評価した。

本事故シーケンスは炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移することから、環境に放出される放射性物質が多くなる。事象発生の日後までの Cs-137 の総放出量を評価した結果は約 4.5TBq であり、100TBq を下回っている。

表 主要な評価条件表

大項目	中項目	主要条件
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量	評価炉心（別紙参照）	1/4MOX燃料装荷炉心
	炉心熱出力	100% (3,411MWt) × 1.02
	原子炉運転時間	最高30,000時間
	原子炉格納容器に放出される核分裂生成物割合	NUREG-1465に基づいて設定*1
原子炉格納容器内での低減効果	常設電動注入ポンプによるスプレイ除去効果	SRP6.5.2の評価式*2に基づき算出した除去速度により低減
	原子炉格納容器等への沈着効果	重力沈降の評価式に基づき算出した沈着速度により減少
環境への放出	原子炉格納容器からの漏えい割合（アニュラス部/アニュラス部以外）	アニュラス部97%、アニュラス部以外3%
	原子炉格納容器からの漏えい率	0.16% / day(事故期間中一定) 原子炉格納容器圧力(MAAPコードによる解析結果)に応じた漏えい率に余裕を見込んで設定
	アニュラス空気浄化設備フィルタ除去効率及び起動遅れ時間	フィルタ除去効率：99% 起動遅れ時間：60分 (全交流動力電源喪失を想定)

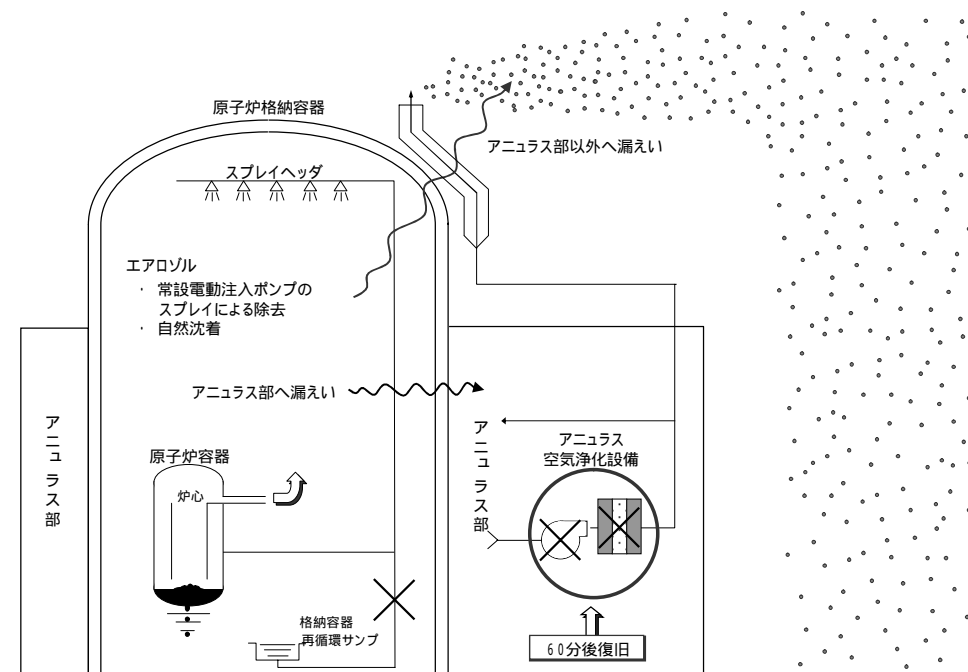
\*1：NUREG-1465 は、当該シーケンスを含む、早期から1次系圧力が低く推移するシーケンスを代表するよう設定されたものであるため、原子炉格納容器への放出割合については、NUREG-1465に基づき設定。（次頁表の Gap Release から Late In-Vessel までのフェーズを考慮）

\*2：スプレイによる Cs-137 の除去速度を以下の式により算出

$$\lambda_s = \frac{3hFE}{2V_s D}$$

s：スプレイ除去速度      h：スプレイ液滴落下高さ  
 Vs：スプレイ領域の体積      F：スプレイ流量  
 E：捕集効率      D：スプレイ液滴直径

PWR を模擬した NUPEC 実験によりスプレイ効率(E/D)を7と設定



評価イメージ図

表 原子炉格納容器への放出割合 ( NUREG-1465 Table3.13 )

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.5	1.3	2.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.35	0.25	0.1
Alkali Metals	0.05	0.25	0.35	0.1
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

\* Values shown are fractions of core inventory.  
 \*\* See Table 3.8 for a listing of the elements in each group  
 \*\*\* Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

事象進展の各フェーズは大きく以下のように整理されている。

- Gap-Release/Early In-Vessel : 燃料被覆管損傷後のギャップからの放出 (Gap-Release) と、燃料の溶融に伴う原子炉容器損傷までの炉心からの放出 (Early In-Vessel) を想定。
- Ex-Vessel/Late In-Vessel : 原子炉容器損傷後、炉外の溶融炉心からの放出 (Ex-Vessel) 及び1次系に沈着した核分裂生成物の放出 (Late In-Vessel) を想定。

表 事故発生直後の炉心内蓄積量\*1

	希ガス類	ヨウ素類	Cs 類	Te 類	Ba 類	Ru 類	Ce 類	La 類
炉心内蓄積量 (Bq)	約 $3.9 \times 10^{19}$	約 $4.0 \times 10^{19}$	約 $1.5 \times 10^{19}$ (約 $3.5 \times 10^{17}$ )*2	約 $2.5 \times 10^{19}$	約 $2.3 \times 10^{19}$	約 $4.7 \times 10^{19}$	約 $8.5 \times 10^{19}$	約 $8.5 \times 10^{19}$

\*1 作業環境線量評価、居住性評価に係る被ばく評価にも使用。

\*2 Cs-137 の炉心内蓄積量。

表 主要な評価条件の設定の考え方

大項目	中項目	主要条件	ガイド の適合状況	設定の考え方
原子炉格納容器に放出される核分裂生成物量	炉心熱出力	100% (3,411MWt) × 1.02	審査ガイド 3.2.1(1)「保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない」	定常誤差を考慮した上限値として設定
	原子炉運転時間	最高 30,000 時間	同上	平衡炉心の最高運転時間を下回らない値として設定
	原子炉格納容器に放出される核分裂生成物割合	NUREG-1465 に基づいて設定	-	早期から 1 次系圧力が低く推移するシーケンスを代表するよう設定された NUREG-1465 の原子炉格納容器への放出割合を設定
原子炉格納容器内での低減効果	常設電動注入ポンプによるスプレイ除去効果	SRP6.5.2 の評価式に基づき算出した除去速度により低減	-	SRP6.5.2 の評価式に基づき算出した除去速度に設定
	原子炉格納容器等への沈着効果	重力沈降の評価式に基づき算出した沈着速度により減少	-	重力沈降の評価式に基づき算出した沈着速度に設定
環境への放出	原子炉格納容器からの漏えい率	0.16% / day	審査ガイド 3.2.1(1)「保守的な仮定及び条件の適用を否定するものではない」	原子炉格納容器内の圧力解析結果 (最高値約 0.444MPa [ gage ] ) に対応した漏えい率 (約 0.143%/day) に余裕を見込んで設定
	原子炉格納容器からの漏えい割合 (アニュラス部/アニュラス部以外)	アニュラス部 97%、アニュラス部以外 3%	同上	SA 時も原子炉格納容器は健全であることから、漏えいは、配管等が貫通しているアニュラス部に集中すると考えられるが、評価上はその 97%が配管等の貫通するアニュラス部に生じ、残り 3%はアニュラス部以外で生じるものと設定
	アニュラス空気浄化設備フィルタ除去効率及び負圧達成時間	フィルタ除去効率：99% 負圧達成時間：62 分 (起動遅れ時間：60 分、起動後負圧達成までの時間 2 分) (全交流動力電源喪失を想定)	-	<ul style="list-style-type: none"> <li>設計上期待できる値を設定</li> <li>選定した事故シーケンスに基づき、SBO + LUHS を想定した起動遅れ時間を見込んだ値</li> <li>起動後負圧達成までの時間は、目標負圧、アニュラス部自由体積及びファン容量等のパラメータより求めた時間 (約 57 秒) に余裕を考慮して設定</li> </ul>

「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」



ウラン炉心<sup>1</sup>及び1/4MOX燃料装荷炉心<sup>2</sup>での炉心内蓄積量の比較

今回、玄海原子力発電所3号炉のCs-137の環境への放出放射エネルギー評価については、1/4MOX燃料装荷炉心を対象炉心とした。これはウラン炉心と1/4MOX燃料装荷炉心を比較した結果、Cs-137の炉心内蓄積量が1/4MOX燃料装荷炉心のほうが多いためである。環境へ放出されるまでの過程及び低減効果については、ウラン炉心でも1/4MOX燃料装荷炉心でも同じであるため、Cs-137の炉心内蓄積量が多い炉心が、結果として、環境への放出放射エネルギーも多くなる。

以下、ウラン炉心及び1/4MOX燃料装荷炉心でのCs-137の炉心内蓄積量の比較を示す。主要解析条件を表1に示す。

表1 主要解析条件

	主要条件	
	ウラン炉心	1/4MOX燃料装荷炉心
炉心熱出力	100% (3,411MWt) × 1.02	
原子炉運転時間	最高 30,000 時間	最高 30,000 時間(ウラン燃料) 最高 30,000 時間(MOX燃料)
炉心内蓄積量	ORIGEN2を用いて算出	

Cs-137の核分裂収率<sup>3</sup>は、プルトニウムは約 $6.7 \times 10^{-2}$ 、ウランは約 $6.3 \times 10^{-2}$ であり、プルトニウムのほうがウランに比べて若干大きいため、ウラン炉心及び1/4MOX燃料装荷炉心のCs-137の炉心内蓄積量を比較した結果、表2に示すとおり、1/4MOX燃料装荷炉心の炉心内蓄積量がウラン炉心の値を上回っている。よって、1/4MOX燃料装荷炉心のほうがCs-137の環境への放出放射エネルギーは多くなる。

表2 ウラン炉心及び1/4MOX燃料装荷炉心での炉心内蓄積量及び環境への放出放射エネルギーの比較

	ウラン炉心	1/4MOX燃料装荷炉心
Cs-137の炉心内蓄積量	約 $3.461 \times 10^{17}$ Bq	約 $3.463 \times 10^{17}$ Bq
Cs-137の環境への放出放射エネルギー	約 $4.409 \times 10^{12}$ Bq	約 $4.412 \times 10^{12}$ Bq

1: 燃料集合体最高燃焼度 48,000MWd/t までのウラン燃料を 100% 装荷した炉心

2: 炉心の約 3/4 に燃料集合体最高燃焼度 48,000MWd/t までのウラン燃料、約 1/4 に燃料集合体最高燃焼度 45,000MWd/t までの MOX 燃料を装荷した炉心

3: 出典: IAEA, Nuclear Data Services, Fission product yields(2013年8月時点)

## MAAPコードとNUREG-1465のソースターム評価結果の比較について

「大破断LOCA + ECCS注入失敗 + スプレイ注入失敗」シーケンスについて、MAAPコードを用いた現実的な評価によるソースターム解析をした評価結果とNUREG-1465のソースタームを適用した評価結果についての比較を表に示す。MAAPコードに内蔵されたエアロゾルの自然沈着等の評価式によるCV内の低減効果は、NUREG-1465のソースタームを適用した評価での低減効果（審査ガイド等に示されたエアロゾルの低減効果）に比べて大きいため、被ばく評価に直接寄与する「原子炉格納容器外への放出割合」については、MAAPコードを用いた現実的な評価よりも保守的な結果となっている。

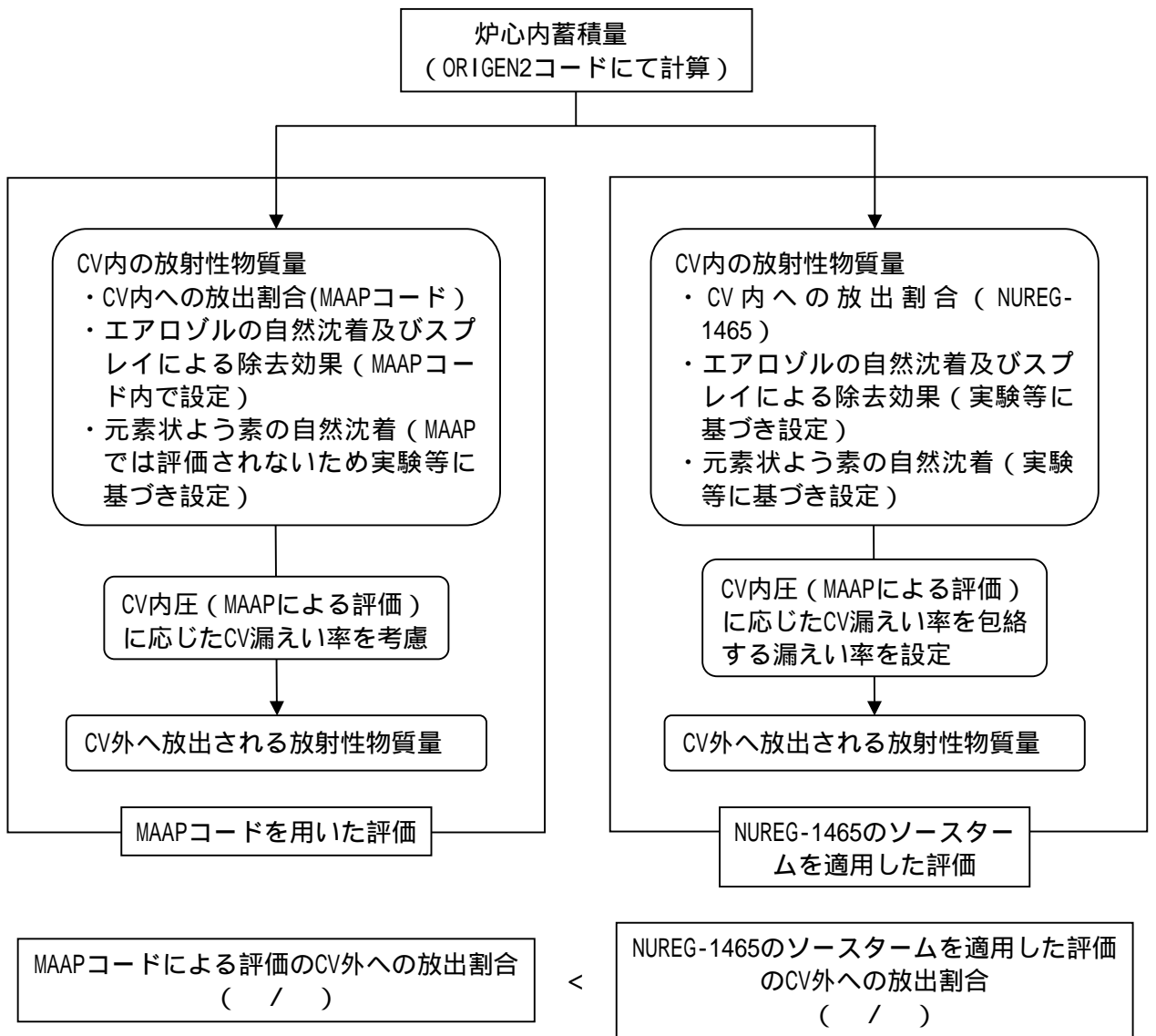
以上より、本評価においてNUREG-1465のソースタームを適用した場合でも、放出量評価に関する保守性を損なうことはないと判断している。

表 MAAPコードによるソースターム解析をした評価結果と  
NUREG-1465のソースタームを適用した評価結果の比較<sup>1</sup>

		希ガス類	ヨウ素類 <sup>2</sup>	Cs類 <sup>2</sup>	Te類	Ba類	Ru類	Ce類	La類
MAAP コード による 評価	CV内への放出割合	$1.0 \times 10^0$	$9.2 \times 10^{-1}$	$9.1 \times 10^{-1}$	$7.9 \times 10^{-1}$	$2.1 \times 10^{-2}$	$2.9 \times 10^{-2}$	$1.8 \times 10^{-3}$	$2.7 \times 10^{-4}$
	CV外への放出割合	$9.2 \times 10^{-3}$	$2.9 \times 10^{-4}$	$1.8 \times 10^{-5}$	$1.5 \times 10^{-5}$	$4.2 \times 10^{-7}$	$5.3 \times 10^{-7}$	$3.4 \times 10^{-8}$	$5.2 \times 10^{-9}$
今回の 評価	CV内への放出割合	$1.0 \times 10^0$	$7.5 \times 10^{-1}$	$7.5 \times 10^{-1}$	$3.1 \times 10^{-1}$	$1.2 \times 10^{-1}$	$5.0 \times 10^{-3}$	$5.5 \times 10^{-3}$	$5.2 \times 10^{-3}$
	CV外への放出割合	$1.1 \times 10^{-2}$	$3.6 \times 10^{-4}$	$2.2 \times 10^{-4}$	$8.6 \times 10^{-5}$	$3.4 \times 10^{-5}$	$1.4 \times 10^{-6}$	$1.6 \times 10^{-6}$	$1.5 \times 10^{-6}$

1 表における割合の数値は、有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値である。

2 Csのように複数の化学形態（CsOH、CsIグループ）を有する核種については、Csの炉心内蓄積量に対するそれぞれの化学形態のグループの放出割合を合計している。



## 原子炉格納容器への放射性物質の放出割合の設定について

原子炉容器からの放射性物質の放出割合については、第1表に示すNUREG-1465の炉心内蓄積量に対する原子炉格納容器への放出割合を基に設定している。

第1表 原子炉格納容器への放出割合 (NUREG-1465 Table3.13)

	Gap Release***	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
各フェーズの継続時間 → Duration (Hours)	0.5	1.3	2.0	10.0
Noble Gases**	0.05	0.95	0	0
Halogens	0.05	0.35	0.25	0.1
Alkali Metals	0.05	0.25	0.35	0.1
Tellurium group	0	0.05	0.25	0.005
Barium, Strontium	0	0.02	0.1	0
Noble Metals	0	0.0025	0.0025	0
Cerium group	0	0.0005	0.005	0
Lanthanides	0	0.0002	0.005	0

\* Values shown are fractions of core inventory.  
 \*\* See Table 3.8 for a listing of the elements in each group  
 \*\*\* Gap release is 3 percent if long-term fuel cooling is maintained.

事象進展の各フェーズは大きく以下のように整理されている。

- Gap-Release/Early In-Vessel

燃料被覆管損傷後のギャップからの放出 (Gap-Release) と、燃料の溶融に伴う原子炉容器損傷までの炉心からの放出 (Early In-Vessel) を想定。

- Ex-Vessel/Late In-Vessel

原子炉容器損傷後、炉外の溶融炉心からの放出 (Ex-Vessel) 及び1次系に沈着した核分裂生成物の放出 (Late In-Vessel) を想定。

## (1) 事象進展について

NUREG-1465のソースターム (以下「更新ソースターム」という。) は、燃料被覆管破損時点より、原子炉容器が破損し溶融炉心が炉外に放出される状態に至るまでを対象としたものであり、第2表のとおり、本評価で想定している事故シーケンス (大LOCA+ECCS注入失敗) と同様のシーケンスについても対象に含まれている。

事象が発生してから炉心が溶融を開始し、原子炉容器が破損する事象進展のタイミングについて、MAAPコードを用いた玄海3/4号機の解析結果とNUREG-1465の想定を比較すると、第3表のとおりとなる。

炉心溶融開始及び原子炉容器破損のタイミングは、ほぼ同じタイミングであり、放射性物質が大量に放出される初期の事象進展に大きな差はない。なお、評価では不確定性等を考慮し、原子炉格納容器からの漏洩率については、圧力解析結果に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値を設定している。

第2表 NUREG-1465で対象としているシーケンス

Table 3.2 PWR Source Term Contributing Sequences

Plant	Sequence	Description	
Surry	AG	LOCA (hot leg), no containment heat removal systems	
	TMLB'	LOOP, no PCS and no AFWS	
	V	Interfacing system LOCA	
	S3B	SBO with RCP seal LOCA	
	S2D-δ	SBLOCA, no ECCS and H <sub>2</sub> combustion	
	S2D-β	SBLOCA with 6" hole in containment	
Zion	S2DCR	LOCA (2"), no ECCS no CSRS	
	S2DCF1	LOCA RCP seal, no ECCS, no containment sprays, no coolers—H <sub>2</sub> burn or DCH fails containment	
	S2DCF2	S2DCF1 except late H <sub>2</sub> or overpressure failure of containment	
	TMLU	Transient, no PCS, no ECCS, no AFWS—DCH fails containment	
Oconee 3	TMLB'	SBO, no active ESF systems	
	SIDCF	LOCA (3"), no ESF systems	
Sequoyah	S3HF1	LOCA RCP, no ECCS, no CSRS with reactor cavity flooded	
	S3HF2	S3HF1 with hot leg induced LOCA	
	3HF3	S3HF1 with dry reactor cavity	
	S3B	LOCA (1/2") with SBO	
	TBA	SBO induces hot leg LOCA—hydrogen burn fails containment	
	ACD	LOCA (hot leg), no ECCS no CS	
	S3B1	SBO delayed 4 RCP seal failures, only steam driven AFW operates	
	S3HF	LOCA (RCP seal), no ECCS, no CSRS	
	S3H	LOCA (RCP seal) no ECC recirculation	
SBO	Station Blackout	LOCA	Loss of Coolant Accident
RCP	Reactor Coolant Pump	DCH	Direct Containment Heating
PCS	Power Conversion System	ESF	Engineered Safety Feature
CS	Containment Spray	CSRS	CS Recirculation System
ATWS	Anticipated Transient Without Scram	LOOP	Loss of Offsite Power

第3表 MAAP コードを用いた解析結果と NUREG-1465 の想定と比較

	燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間
MAAP	～ 約22分	約22分～ 約1.4時間
NUREG-1465	～ 30分	30分～ 1.8時間

## (2) 高燃焼度燃料及びMOX燃料への適用

更新ソースタームは、低燃焼度燃料を対象にしている。そのため、米国において、更新ソースタームを高燃焼度燃料及びMOX燃料に適用する場合の課題に関し、1999年に第461回ACRS(Advisory Committee on Reactor Safeguards)全体会議において議論がなされている。ここでは、ACRSから、高燃焼度燃料及びMOX燃料への適用について判断するためには解析ツールの改良及び実験データの収集が必要とコメントがなされている。これに対し、NRCスタッフは、実質的にソースタームへの影響はないと考えられると説明している。

その後、各放出フェーズの継続時間及び各核種グループの放出割合に与える影響等について専門家パネルでの議論が行われており、その結果がERI/NRC02-202(2002年11月)にまとめられ公開されている。この議論の結果として、以下に示す通り、解決すべき懸案事項が挙げられているものの、高燃焼度燃料及びMOX燃料に対しても更新ソースタームの適用について否定されているものではない。

Finally, there is a general expectation that the physical and chemical forms of the revised source terms as defined in NUREG-1465 are applicable to high burnup and MOX fuels.

(ERI/NRC 02-202 第4章)

専門家パネルの議論の結論として示された、各フェーズの継続時間及び格納容器内への放出割合について、第4表及び第5表に示す(ERI/NRC02-202 Table 3.1及びTable 3.2)。表のカッコ内の数値は、NUREG-1465の値を示している。また、複数の数値が同一の欄に併記されているのは、パネル内で単一の数値が合意されなかった場合における各専門家の推奨値である。各フェーズの継続時間及び被ばくへの寄与が相対的に大きい希ガス、ハロゲン、アルカリ金属のグループの放出割合については、NUREG-1465の数値と概ね同程度とされている。また、その他の核種グループについては、NUREG-1465の数値より大きな放出割合が提示されているケースもあるものの、これらの違いは燃焼度とは無関係の不確定性によるものであることから、低燃焼度燃料と同じ値が適用できるとされている。

なお、米国の規制基準であるRegulatory Guideの1.183においては、NUREG-1465での放出割合の値を集合体平均で55GWd/tまでの燃焼度の燃料まで適用できるものと定められている。

第4表 ERI/NRC 02-202における原子炉格納容器への放出（高燃焼度燃料）

Table 3.1 PWR Releases Into Containment (High Burnup Fuel)<sup>a</sup>

	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.4 (0.5) <sup>1</sup>	1.4 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05; 0.07; 0.07; 0.07; NE <sup>3</sup> (0.05)	0.63, 0.63; 0.63; 0.65; 1.0TR (0.95)	0.3 (0)	0 (0)
Halogens	0.05 (0.05)	0.35; 0.95TR (0.35)	0.25 (0.25)	0.2 (0.1)
Alkali Metals	0.05 (0.05)	0.25; 0.90TR (0.25)	0.35 (0.35)	0.1 (0.1)
Tellurium group	0.005 (0)	0.10; 0.30; 0.30; 0.35, 0.7TR (0.05)	0.40 (0.25)	0.20 (0.005)
Barium, Strontium	0 (0)	0.02; note <sup>4</sup> (0.02)	0.1 (0.1)	0 (0)
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)
Mo, Tc	0	0.15, 0.2; 0.2; 0.2; 0.7TR <sup>2</sup>	0.02; 0.02; 0.2; 0.2; TR	0; 0; 0.05; 0.05, TR
Ru, Rh, Pd	0	0.0025; 0.0025; 0.01, 0.01; 0.02TR	0.0025; 0.02; 0.02; 0.02; TR	0.01; 0.01; 0.01; 0.10, TR
Cerium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)
Ce	0	0.0002, 0.0005; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005, 0.01; 0.01; TR	0
Pu, Zr	0	0.0001; 0.0005; 0.001; 0.002; 0.002TR	0.005, 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Np	0	0.001; 0.01; 0.01; 0.01; 0.02TR	0.005; 0.005; 0.01; 0.01; TR	0
Lanthanides (one group <sup>5</sup> )	0; 0; 0; (0)	0.0005; 0.002; 0.01 (0.0002)	0.005; 0.01; 0.01 (0.005)	0; 0; 0 (0)
La, Eu, Pr, Nb	0; 0	0.0002; 0.02TR	0.005; TR	0; TR
Y, Nd, Am, Cm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Nb	0; 0	0.002; 0.002TR	0.005; TR	0; TR
Pm, Sm	0; 0	0.0002; 0.002TR	0.005; TR	0, TR

<sup>a</sup> Note that it was the panel's understanding that only about 1/3 of the core will be high burnup fuel. This is a significant deviation from the past when accident analyses were performed for cores that were uniformly burned usually to 39 GWd/t

<sup>1</sup> The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).

<sup>2</sup> TR = total release. The practice in France is to assign all releases following the gap release phase to the early in-vessel phase.

<sup>3</sup> NE = No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.

<sup>4</sup> Barium should not be treated the same as Strontium. There is experimental evidence that barium is much more volatile than strontium. VERCORS and HII/VI (ORNL) experiments cited; these show a 50% release from the fuel and a 10% delivery to the containment. Strontium has a 10% release from fuel and 2% to the containment, based upon all data available to date.

<sup>5</sup> Three panel members retained the NUREG-1465 lanthanide grouping, e.g., one group, while two panel members subdivided the group into four subgroups.

第5表 ERI/NRC 02-202における原子炉格納容器への放出（MOX燃料）

Table 3.12 MOX Releases Into Containment<sup>4</sup>

	Gap Release	Early In-Vessel	Ex-Vessel	Late In-Vessel
Duration (Hours)	0.3; 0.4, 0.4; 0.4, 0.4 (0.5) <sup>1</sup>	1.4; 1.4; 1.4; 1.4; 1.5 (1.3)	2.0 (2.0)	10.0 (10.0)
Noble Gases	0.05, 0.05, 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.65; 0.65; 0.75; 0.93; 0.95 TR <sup>2</sup> (0.95)	0, 0.2; 0.3, 0.3; TR (0)	0 (0)
Halogens	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.325; 0.35; 0.35, 0.375; 0.95TR (0.35)	0.15; 0.2; 0.25; 0.25; TR (0.25)	0.2; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.1)
Alkali Metals	0.05; 0.05; 0.05; 0.05; 0.07 (0.05)	0.25; 0.30; 0.30; 0.30; 0.65TR (0.25)	0.25; 0.25; 0.30; 0.30; TR (0.35)	0.10, 0.15; 0.15, 0.15, TR (0.1)
Tellurium group	0; 0; 0; 0.005; 0.005 (0)	0.1; 0.15; 0.3; 0.35; 0.7TR (0.05)	0.4; 0.4; 0.4; 0.4; TR (0.25)	0.1; 0.2; 0.2; 0.2; TR (0.005)
Barium, Strontium	NE <sup>3</sup> , NE, NE; 0, 0 (0)	NE, NE, NE; 0.01; 0.1 (0.02)	NE, NE, NE; 0.1; 0.1 (0.1)	NE, NE, NE; 0; 0.05 (0)
Noble Metals	(0)	(0.0025)	(0.0025)	(0)
Mo, Tc	NE, NE, NE; 0, 0	NE, NE, NE; 0.1; 0.1	NE, NE, NE; 0.01, 0.01	NE, NE, NE; 0.1; 0.1
Ru, Rh, Pd	NE, NE, NE; 0; 0	NE, NE, NE; 0.05; 0.1	NE, NE, NE; 0.01; 0.01	NE, NE, NE; 0.01, 0.01
Cerium group	(0)	(0.0005)	(0.005)	(0)
Ce	NE, NE, NE; 0; 0	NE, NE, NE, NE; 0.01	NE, NE, NE; 0.01; 0.01	NE, NE, NE; NE; 0
Pu, Zr	NE, NE, NE; 0; 0	NE, NE, NE; NE; 0.001	NE, NE, NE; 0.001; 0.001	NE, NE, NE; NE; 0
Np	NE, NE, NE; 0; 0	NE, NE, NE; NE; 0.01	NE, NE, NE; 0.01; 0.02	NE, NE, NE; NE; 0
Lanthanides	NE, NE, NE; 0, 0 (0)	NE, NE, NE; NE; 0.005 (0.0002)	NE, NE, NE, NE, 0.01 (0.005)	NE, NE, NE; NE; 0 (0)

<sup>1</sup> The numbers in parenthesis are those from NUREG-1465, Accident Source Terms for PWR Light-Water Nuclear Power Plants (Table 3.13).

<sup>2</sup> TR = total release. The practice in France is to not divide the source term into early in-vessel, ex-vessel, and late in-vessel phases.

<sup>3</sup> NE = No entry; the panel member concluded that there was insufficient information upon which to base an informed opinion.

<sup>4</sup> The values in Table 3.12 are for releases from the MOX assemblies in the core and not from the LEU assemblies.

その後も更新ソースタームを高燃焼度燃料やMOX燃料に適用する場合の課題に対して検討が行われており、2011年1月には、サンディア国立研究所から報告書（SAND2011-0128）が出されている。

希ガスやハロゲンといった被ばく評価に大きく寄与する核種グループについて、高燃焼度燃料及びMOX燃料の放出割合は、第6表及び第7表に示すとおり、低燃焼度燃料のそれと著しく異なるものではないことが示されている。

このことから、現段階においては、NUREG-1465の高燃焼度燃料やMOX燃料の適用について否定されるものではないと考える。第8表にそれらのデータを整理した。

第6表 SAND2011-0128における原子炉格納容器への放出（高燃焼度燃料）

Table 13. Comparison of PWR high burnup durations and release fractions (bold entries) with those recommended for PWRs in NUREG-1465 (parenthetical entries).

Duration (hours)	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release
	<b>0.22</b> (0.5)	<b>4.5</b> (1.5)	<b>4.8</b> (2.0)	<b>143</b> (10)
<b>Release Fractions of Radionuclide Groups</b>				
Noble Gases (Kr, Xe)	<b>0.017</b> (0.05)	<b>0.94</b> (0.95)	<b>0.011</b> (0)	<b>0.003</b> (0)
Halogens (Br, I)	<b>0.004</b> (0.05)	<b>0.37</b> (0.35)	<b>0.011</b> (0.25)	<b>0.21</b> (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	<b>0.003</b> (0.05)	<b>0.23</b> (0.25)	<b>0.02</b> (0.35)	<b>0.06</b> (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	<b>0.0006</b> (0)	<b>0.004</b> (0.02)	<b>0.003</b> (0.10)	- (-)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	<b>0.004</b> (0)	<b>0.30</b> (0.05)	<b>0.003</b> (0.25)	<b>0.10</b> (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	<b>0.06</b> (0.0025)	<b>0.01</b> (0.0025)	<b>0.03</b> (0)
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	<b>0.006</b> (0.0025)	<b>0.0025</b> (0.0025)	-
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	<b>1.5x10<sup>-6</sup></b> (2x10 <sup>-6</sup> )	<b>1.3x10<sup>-5</sup></b> (0.005)	-
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	<b>1.5x10<sup>-6</sup></b> (5x10 <sup>-6</sup> )	<b>2.4x10<sup>-4</sup></b> (0.005)	-

第7表 SAND2011-0128における原子炉格納容器への放出（MOX燃料）

Table 16. Comparison of proposed source term for an ice-condenser PWR with a 40% MOX core (bold entries) to the NUREG-1465 source term for PWRs (parenthetical entries).

Duration (hours)	Gap Release	In-vessel Release	Ex-vessel Release	Late In-vessel Release
	<b>0.36</b> (0.50)	<b>4.4</b> (1.3)	<b>6.5</b> (2.0)	<b>16</b> (10)
<b>Release Fractions of Radionuclide Groups</b>				
Noble Gases (Kr, Xe)	<b>0.028</b> (0.050)	<b>0.86</b> (0.95)	<b>0.05</b> (0)	<b>0.026</b> (0)
Halogens (Br, I)	<b>0.028</b> (0.050)	<b>0.48</b> (0.35)	<b>0.06</b> (0.25)	<b>0.055</b> (0.10)
Alkali Metals (Rb, Cs)	<b>0.014</b> (0.050)	<b>0.44</b> (0.25)	<b>0.07</b> (0.35)	<b>0.025</b> (0.10)
Alkaline Earths (Sr, Ba)	-	<b>0.0015</b> (0.020)	<b>0.008</b> (0.1)	<b>5x10<sup>-4</sup></b> (0)
Tellurium Group (Te, Se, Sb)	<b>0.014</b> (0)	<b>0.48</b> (0.05)	<b>0.04</b> (0.25)	<b>0.055</b> (0.005)
Molybdenum (Mo, Tc, Nb)	-	<b>0.27</b> (0.0025)	<b>0.0025</b> (0.0025)	<b>0.024</b> (0)
Noble Metals (Ru, Pd, Rh, etc.)	-	<b>0.005</b> (0.0025)	<b>0.0025</b> (0.0025)	<b>3 x10<sup>-4</sup></b> (0)
Lanthanides (Y, La, Sm, Pr, etc.)	-	<b>1.1 x10<sup>-6</sup></b> (0.0002)	<b>3 x10<sup>-6</sup></b> (0.005)	-
Cerium Group (Ce, Pu, Zr, etc.)	-	<b>1.0 x10<sup>-6</sup></b> (0.0005)	<b>5 x10<sup>-6</sup></b> (0.005)	-

第8表 全放出期間での格納容器への放出割合の整理

	NUREG-1465	ERI/NRC 02-202 (高燃焼燃料)	ERI/NRC 02-202 (MOX燃料)	SAND 2011-0128 (高燃焼度燃料)	SAND 2011-0128 (MOX燃料)
希ガス	1.0	1.0	1.0	0.97	0.96
よう素	0.75	0.85	0.82	0.60	0.62
セシウム	0.75	0.75	0.75	0.31	0.55

複数の値が提示されているため、平均値を使用した。



以上のように、解決すべき懸案事項があるものの、現在の知見では、高燃焼度燃料及びMOX燃料に対しても更新ソースタームを否定されているものではないことがRegulatory Guide 1.183、ERI/NRC 02-202及びSandia Reportに示されている。

したがって、玄海3/4号機（燃料集合体の最高燃焼度48GWd/t（MOX炉心））の今回の評価において、NUREG-1465の数値を用いることは適切である。

一方、国内においても、UO<sub>2</sub>燃料とMOX燃料の放射性物質の放出挙動の違いについて研究が実施されており、旧原研のVEGA実験にてCsの挙動について調査がなされている。この実験において、炉心溶融に至るような高温（約3100K）では、燃料ペレットからほぼ全量のCsが放出されるものとしており、また、U燃料とMOX燃料の放出割合は差がないとしている<sup>(3)(4)</sup>。VEGA実験にて得られた、PWR燃料、BWR燃料、MOX燃料（ふげん）に対する燃料ペレットの温度とCs放出割合の関係を第1図に、各ペレットの試験条件を第9表に示す<sup>(4)</sup>

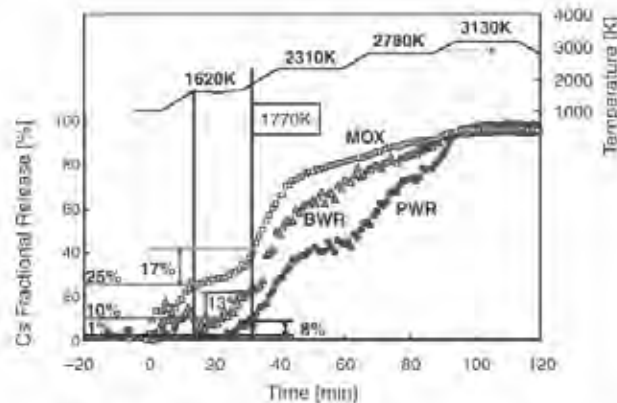


Fig. 3 Fuel temperature and fractional releases of Cs

第1図 各燃料におけるCsの放出挙動

第9表 各燃料ペレットの試験条件

**Table 1** Specifications of three types of fuel

	PWR-UO <sub>2</sub>	BWR-UO <sub>2</sub>	ATR-MOX
Pellet diameter <sup>a</sup> [mm]	8.1	10.4	12.4
Density <sup>a</sup> [% Theoretical Density]	95	97	95
Burnup [GWd/t]	47	56	43
Estimated Pu content after irradiation [wt%]	1.1	1.2	2.9
Linear heat rate (Average) [kW/m]	18	26	28
Estimated pellet temperature <sup>b</sup> [Center/peripheral (Average)] [K]	1000/660	1500/870	1700/900
Fission gas release during reactor irradiation [%]	0.4	12	20

<sup>a</sup>Nominal values as fabricated

<sup>b</sup>Average temperature during irradiation

この結果を見ると、約1800Kまでの低温領域において、Csの放出割合の上昇率がPWR燃料に比べ、BWR燃焼及びMOX燃料は大きいことが分かる。これは、燃料ペレット中心部の結晶粒界気泡中のCsが、比較的低温の燃料ペレット周辺部の開気孔に移動し、Cs放出が始まったためであるとされており、この温度領域のCs放出は、照射中の線出力密度に依存するとしている。試験で用いた各ペレットの平均線出力密度 (Linear heat rate(Average) [kW/m]) については表9のとおりであり、PWR燃料に比べ、MOX燃料及びBWR燃料は高い。このため、低温領域においては、MOX燃料の放出割合がPWR燃料よりも大きくなっている。約1800Kから約2800Kまでの温度領域については、燃料ペレットが泡状化または溶融するため、どの燃料についてもCsの放出割合に大きな差はなく、ほぼ全量のCsが放出される結果となっている。

従って、UO<sub>2</sub>燃料とMOX燃料を比較した場合、低温状態においては、線出力密度の違いによるCs放出割合に差が見られるものの、高温状態においては、Csの放出割合に違いは見られないという結果が示されている。

ここで、PWRにおけるMOX炉心の場合、平均線出力密度はUO<sub>2</sub>燃料もMOX燃料も変わらないため、MOXペレットの温度についてもほぼUO<sub>2</sub>燃料ペレットと同等と考えられることから、条件の近いVEGA実験におけるPWR-UO<sub>2</sub>燃料と近い挙動を示すものと考えられる。従って、VEGA実験の考察からも、MOX燃料とUO<sub>2</sub>燃料を区別して取り扱うことは不要であると判断できる。

一方、NUREG-1465において、燃料が高温となり溶融に至る過程はEarly in-vesselフェーズで表されている。本フェーズにおける燃料からの放出割合については、NUREG/CR-5747<sup>(5)</sup>にて検討がなされている。STCP (Source Term Code Package) による評価値では、このフェーズにおける燃料から原子炉容器へのCsの放出割合については、ほぼ全量が放出されるとしており、VEGA実験とNUREG/CR-5747は整合したものとなっている。なお、NUREG-1465のEarly in-vesselフェーズにおける原子炉格納容器への放出割合は、このNUREG/CR-5747に示される燃料から原子炉容器への放出割合を基に、1次系での沈着等が考慮された値となっている。第10表、第11表にNUREG/CR-5747における燃料から原子炉容器への放出割合を示す。

以上のことから、NUREG-1465に基づいて設定したMOX燃料からの放出割合とVEGA実験におけるMOX燃料から放出割合は同等と考えられる。

第10表 燃料から原子炉容器への放出割合  
(PWR、高圧シーケンス)

Table 5.1 STCP Results for Fraction of Initial Core Inventory Released to Vessel Prior to RPV Failure (FCOR) PWR, High RCS Pressure Sequences

	Surry		Zion		Sequoyah		OCONEE	
	TMLD*	S3D	TMLU	S2OCR/S2DCE	S3HF/S3D	S3D1	TMLD*	TMLD*
NG	0.98	0.98	1.0	0.99	0.97	0.98	0.97	0.99
I	0.98	0.98	1.0	0.99	0.57	0.99	0.97	0.99
Cs	0.98	0.98	1.0	0.99	0.97	0.99	0.97	0.99
Te	0.46	0.3	0.54	0.43	0.64	0.85	0.36	0.3
Sr	7x10 <sup>-4</sup>	5x10 <sup>-4</sup>	2x10 <sup>-2</sup>	4x10 <sup>-4</sup>	6x10 <sup>-4</sup>	8x10 <sup>-4</sup>	5x10 <sup>-4</sup>	7x10 <sup>-4</sup>
Ba	0.013	0.01	0.02	8x10 <sup>-3</sup>	0.01	0.014	0.01	0.013
Ru	10 <sup>-6</sup>	10 <sup>-6</sup>	2x10 <sup>-6</sup>	5x10 <sup>-7</sup>	10 <sup>-6</sup>	2x10 <sup>-6</sup>	10 <sup>-6</sup>	10 <sup>-6</sup>
Ce	0	0	0	0	0	0	0	0
La	10 <sup>-7</sup>	10 <sup>-7</sup>	2x10 <sup>-7</sup>	5x10 <sup>-8</sup>	10 <sup>-7</sup>	10 <sup>-7</sup>	10 <sup>-7</sup>	10 <sup>-7</sup>

第11表 燃料から原子炉容器への放出割合  
(PWR、低圧シーケンス)

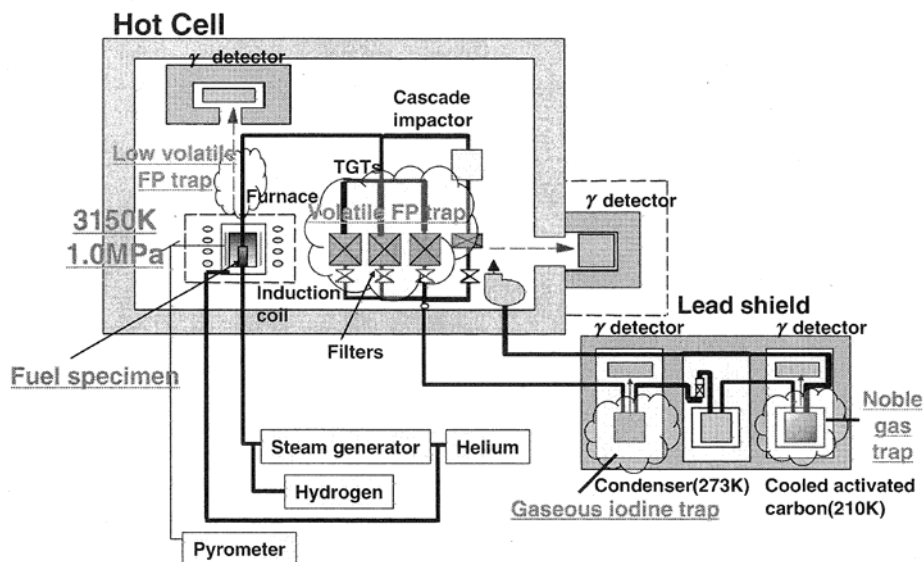
Table 5.2 STCP Results for Fraction of Initial Core Inventory Released to Vessel Prior to RPV Failure (FCOR) PWR, Low RCS Pressure Sequences

	Surry		Sequoyah		OCONEE
	Y	AG	TBA	ACD	S1DCE
NG	1.0	1.0	1.0	1.0	1.0
I	1.0	1.0	0.98	1.0	1.0
Cs	1.0	1.0	0.98	1.0	1.0
Te	0.63	0.66	0.80	0.51	0.35
Sr	1.5x10 <sup>-2</sup>	10 <sup>-2</sup>	2x10 <sup>-2</sup>	10 <sup>-2</sup>	7x10 <sup>-4</sup>
Ba	0.03	0.02	0.04	0.01	0.014
Ru	3x10 <sup>-6</sup>	2x10 <sup>-6</sup>	3x10 <sup>-6</sup>	10 <sup>-6</sup>	~10 <sup>-6</sup>
Ce	0	0	0	0	0
La	2x10 <sup>-7</sup>	2x10 <sup>-7</sup>	3x10 <sup>-7</sup>	10 <sup>-7</sup>	~10 <sup>-7</sup>

- (1) ACCIDENT SOURCE TERMS FOR LIGHT-WATER NUCLEAR POWER PLANTS: HIGH BURNUP AND MIXED OXIDE FUELS, ERI/NRC 02-202, Energy Research Inc, 2002
- (2) D. A. Powers, M.T. Leonard, R. O. Gauntt, R. Y. Lee, M. Salay, Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants Using High-Burnup or MOX Fuel, SAND2011-0128, 2011
- (3) Akihide HIDAKA, Tamotsu KUDO, Jun ISHIKAWA and Toyoshi FUKETA, Radionuclide Release from Mixed-Oxide Fuel under High Temperature at Elevated Pressure and Influence on Source Term, J. Nucl. Sci. and Technol. 42[5] 451-461 (2005)
- (4) Tamotsu KUDO, Mitsuko KIDA, Takehiko NAKAMURA, Fumihisa NAGASE and Toyoshi FUKETA, "Release of Cesium and Poorly Volatile Elements from UO<sub>2</sub> and MOX Fuels under Severe Accident Conditions" J. Nucl. Sci. and Technol. 44[11], 1421-1427(2007)
- (5) H.P. Nourbakhsh, Estimate of Radionuclide Release Characteristics Into Containment Under Severe Accident Conditions, NUREG/CR-5747, USNRC, 1993

## VEGA実験の概要について

## 実験体系



## 燃料の緒元

	MOX (ATR Fugen) VEGA-M1,-M2	UO <sub>2</sub> (PWR) VEGA-3
Pellet diameter (mm)	12.4	8.05
Pellet height (mm)	13	9.7
Theoretical density (%)	95	95
Density (g/cm <sup>3</sup> )	10.96	10.96
Cladding inside diameter (mm)	12.7	8.22
Cladding external diameter (mm)	14.6	9.5
Burn up (GWd/t)	43	47
Fissile Pu enrichment (wt%)	4.83	0
Initial Pu enrichment (wt%)	5.66	0
Pu after irradiation (wt%)	1.7	0.9
Initial <sup>235</sup> U enrichment (wt%)	0.7	4.1
<sup>235</sup> U after irradiation (wt%)	0.2	0.6

## 実験方法

供試体（ペレット）を2773Kから3123Kまで加熱し、放出されたFPを水蒸気/Heで下流側に送って線計測を実施し、FP放出割合を算定。

## 各核種グループの内訳について

NUREG-1465の高燃焼度燃料やMOX燃料の適用については、前述のとおり、現在の知見では、否定されるものではないものの、ERI/NRC02-202及びSAND2011-0128では、高燃焼度燃料及びMOX燃料において、Te類やRu類のように、NUREG-1465に比べて大きな放出割合が提案されている核種グループもある。本評価で用いたモデルでの評価において、各核種グループの放出割合を確認する。

環境に放出される放射性物質について、NUREG-1465に示される各核種グループの内訳としてI-131等価量換算及び線エネルギー0.5MeV換算の値を第12表に示す。I-131等価量はハロゲン（よう素類）が約57%、Cs類が約9%、その他が約34%となっており、線エネルギー0.5MeV換算は希ガス類が約92%、ハロゲン（よう素類）が約7%、Cs類が約1%、その他が1%未満となっている。

第12表(1/2) 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳（I-131等価量換算）

核種グループ	放出放射エネルギー <sup>(注1、2、3)</sup> (Bq)	内訳 (%)
希ガス類	約0.0E+00	0
よう素類	約9.7E+13	57
Cs類	約1.5E+13	9
Te類	約4.6E+12	3
Ba類	約6.9E+12	4
Ru類	約5.9E+11	< 1
Ce類	約2.5E+13	15
La類	約2.1E+13	13
合計	約1.7E+14	100%

(注1) 7日間積算放出量

(注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値

(注3) 玄海3/4号機の1基あたりの放出放射エネルギー

第12表(2/2) 環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳 (線エネルギー0.5MeV換算)

核種グループ	放出放射エネルギー <sup>(注1、2、3)</sup> (Bq)	内訳 (%)
希ガス類	約1.0E+16	92
よう素類	約7.2E+14	7
Cs類	約1.5E+14	1
Te類	約3.1E+13	< 1
Ba類	約1.9E+13	< 1
Ru類	約9.6E+11	< 1
Ce類	約1.4E+12	< 1
La類	約3.8E+12	< 1
合計	約1.1E+16	100

(注1) 7日間積算放出量

(注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値

(注3) 玄海3/4号機の1基あたりの放出放射エネルギー

## 原子炉格納容器内の自然沈着について

原子炉格納容器内におけるエアロゾルの自然沈着については、NUPECによる検討「平成9年度 NUREG-1465のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価」(平成10年3月)(以下「NUPEC報告書」と記す。)において、エアロゾルの重力沈着速度を用いたモデルが検討されている。

このモデルの概要を以下に示す。

CV内での重力沈降速度を $k_g$ とすると、CV内のFPの沈着による減少率はCV内が一様に混合されているものとし、以下の式から求められる。

$$\lambda_d = k_g \frac{A_f}{V_g}$$

$\lambda_d$  : 自然沈着率 (1/s)  
 $k_g$  : 重力沈降速度 (m/s)  
 $A_f$  : CV床面積 (m<sup>2</sup>)  
 $V_g$  : CV自由体積 (m<sup>3</sup>)

ここで、 $k_g$ の算出については、エアロゾルが沈降する際の終端速度を求める式であるストークスの式を適用し、以下のように表される。

$$k_g = \frac{2r_p^2(\rho_p - \rho_g)g}{9\mu_g} \approx \frac{2r_p^2\rho_p g}{9\mu_g}$$

$r_p$  : エアロゾル半径 (m)  
 $\rho_p$  : エアロゾル密度 (kg/m<sup>3</sup>)  
 $\rho_g$  : 気体の密度 (kg/m<sup>3</sup>)  
 $g$  : 重力加速度 (m/s<sup>2</sup>)  
 $\mu_g$  : 気体の粘度 (Pa・s)

各パラメータの値を表1にまとめる。

表1 評価に用いたパラメータ

パラメータ	値	備考
原子炉格納容器床面積 (m <sup>2</sup> )	1450	設計値
原子炉格納容器自由体積 (m <sup>3</sup> )	72900	設計値
エアロゾル半径 (m)	$0.5 \times 10^{-6}$	粒径 1 μmのエアロゾルを想定
エアロゾル密度 (kg/m <sup>3</sup> )	$3.2 \times 10^3$	NUPEC報告書より
気体の密度 (kg/m <sup>3</sup> )		エアロゾル密度と比べ小さいため無視
重力加速度 (m/s <sup>2</sup> )	9.8	理科年表で確認
気体の粘度 (Pa・s)	$1.8 \times 10^{-5}$	NUPEC報告書より

参考：

NUPEC「平成9年度 NUREG-1465のソースタームを用いた放射性物質放出量の評価（平成10年3月）」  
抜粋

(1) 自然沈着

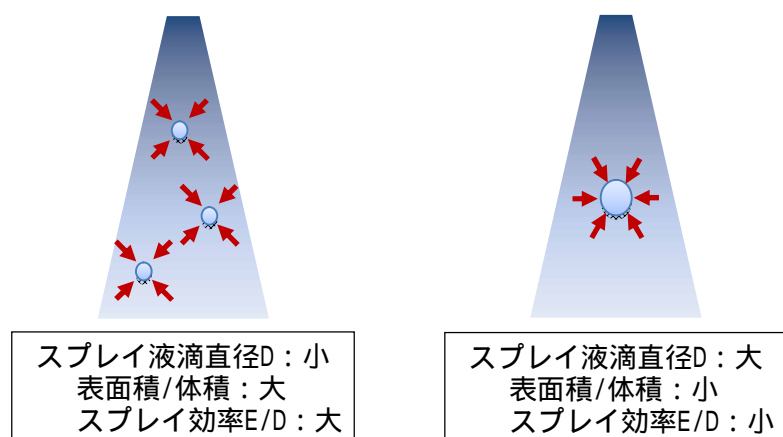
- ・希ガス 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。
- ・有機ヨウ素（ガス） 指針類及び設置許可申請書と同様に沈着しない。
- ・無機ヨウ素（ガス）  $9.0 \times 10^{-4}$  (1/s) : 自然沈着率 ( $\lambda_d$ )  
CSE A6実験<sup>(3)</sup>の無機ヨウ素の濃度変化では、時刻0分で濃度 $10^5 \mu\text{g}/\text{m}^3$ であったものが、時刻30分で $1.995 \times 10^4 \mu\text{g}/\text{m}^3$ となる。  
$$\lambda_d = -\frac{1}{30 \times 60} \log \left( 1.995 \times 10^4 / 10^5 \right) = 9.0 \times 10^{-4} (1/s)$$
- ・CsI(エアロゾル)  $1.9 \times 10^{-6}$  (1/s) : 自然沈着率 ( $\lambda_d$ )  
 $1 \mu\text{m}$ の大きさのエアロゾルの重力沈降速度を用い、雰囲気中に一様に混合していると仮定して、格納容器床面積と自由体積との比を乗じて求められる。  
$$V_d = \frac{2 r_p^2 (\rho_p - \rho_g) g}{9 \mu_g} \approx \frac{2 r_p^2 \rho_p g}{9 \mu_g}$$
$$= \frac{2 \times (1 \times 10^{-6} / 2)^2 \times 3.2 \times 10^3 \times 9.8}{9 \times 1.8 \times 10^{-5}} = 9.68 \times 10^{-5} (\text{m} / \text{s})$$
$$\lambda_d = V_d \frac{A_F}{V_G} \approx 9.68 \times 10^{-5} \times \frac{\pi \times 21.5^2}{73700} = 1.9 \times 10^{-6} (1 / \text{s})$$
- ・Cs,Te,Sr,Ru,Ce,La CsIと同じ扱いとする。



## スプレーによる粒子状物質の除去速度の設定について

## (1) SRP6.5.2における粒子状物質に対するスプレー効果の式

重大事故等時に炉心から原子炉格納容器へ放出される放射性物質の原子炉格納容器内での挙動は、沈着や拡散だけでなく、スプレーによる除去効果の影響を受ける。本評価では、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレーの除去効果を、SRP6.5.2の評価式\*<sup>1</sup>に基づき算出した除去速度を用いている。



\* 1：スプレーによるエアロゾルの除去速度の式

$$\lambda_s = \frac{3hFE}{2V_s D} \quad \dots (1)$$

s：スプレー除去速度      h：スプレー液滴落下高さ  
 Vs：スプレー領域の体積      F：スプレー流量  
 E：捕集効率      D：スプレー液滴直径

除去速度を算出するパラメータには、捕集効率Eをスプレー液滴直径Dで除した値E/Dが用いられており、本評価ではNUPECの実験結果（「重要構造物安全評価（原子炉格納容器信頼性実証事業）に関する総括報告書 平成15年3月 財団法人 原子力発電技術機構」）に基づき、E/D=7としている。

一般的にスプレーノズルの通水流量が大きいと勢いよく水が噴出して液滴径が小さくなり、また、スプレー液滴径が小さいほどE/Dの値は大きくなる傾向にある。SRP6.5.2では、本設スプレーの場合、E/Dを10とすることは保守的とされているが、本設に比べ流量が少なくなると想定される代替スプレー実施時には、E/Dは低下すると考えられる。

代替スプレーを使用する重大事故状況下の知見として、NUPEC報告書では、PWRのAM実施時に想定される条件下でのスプレー（100m<sup>3</sup>/h程度）除去効果についての試験が実施されており、E/D=7

の試験結果が得られている（試験は実機条件を模擬しており、スプレイノズルについても、PWRの実機とほぼ同じ高さを有する模擬スプレイノズルが使用された）。

この試験では、実機条件のスプレイノズル1個あたり約1 m<sup>3</sup>/hを模擬しており、このときのスプレイ液滴径は1.5mmであった。

玄海3/4号機では常設電動注入ポンプによるスプレイで使用するスプレイヘッドに120個のスプレイノズルが設置されているため、120m<sup>3</sup>/h以上のスプレイ流量を流すことができれば、この条件を満足することができる。

以上のことから、玄海3/4号機の常設電動注入ポンプによるスプレイ流量は140m<sup>3</sup>/hであるため、E/D=7を適用可能である。

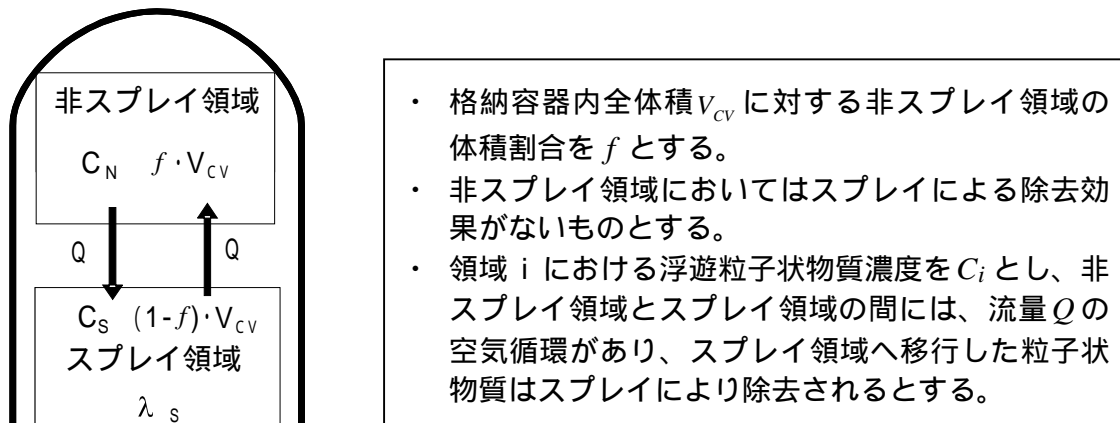
## (2) 粒子状物質除去速度の算出

(1)で示した粒子状物質に対するスプレイ領域でのスプレイ効果の式を用い、粒子状物質除去速度を算出する。

評価では、スプレイするための動的機器に格納容器スプレイポンプは見込まず、常設電動注入ポンプのみを見込んでいることから、スプレイ流量が小さく、一部のスプレイリングのみが使用されるため、そのカバー範囲が狭い。そのため、原子炉格納容器内でスプレイ水がかからない領域（非スプレイ領域）があることを考慮して、粒子状物質除去速度を算出している。

米国Regulatory Guide 1.183では、スプレイによる粒子状物質の除去効果を評価する際には非スプレイ領域を考慮すること、スプレイ領域と非スプレイ領域の混合割合は非スプレイ領域が1時間に2回循環するとしていることから、今回の評価でも、非スプレイ領域を考慮し、混合割合は非スプレイ領域が1時間に2回循環することとしている。

評価モデルは以下のとおり。



このモデルにおける非スプレイ領域及びスプレイ領域の粒子状物質濃度の時間変化及び格納容器内の浮遊粒子状物質量を以下の式で評価した。

$$\left\{ \begin{array}{l} \frac{dC_N}{dt} = -\frac{1}{f \cdot T} \cdot (C_N - C_S) \\ \frac{dC_S}{dt} = \frac{1}{(1-f) \cdot T} \cdot (C_N - C_S) - (\lambda_s \cdot C_S) \end{array} \right. \dots (2)$$

$$N_E(t) = (f \cdot C_N + (1-f) \cdot C_S) \cdot V_{CV}$$

$C_i$  : 領域*i*における浮遊粒子状物質濃度(Bq/m<sup>3</sup>)

$N_E$  : 非スプレー領域考慮時のCV内粒子状物質質量(Bq)

$f$  : 非スプレー領域体積割合 ( )

( 玄海原子力発電所 3, 4号機 93 % )

スプレー領域体積割合 7 %は、常設電動注入ポンプによるスプレー時の設計上のスプレー領域(約7.5%以上)を基に、評価上保守的に小さめに設定)

$T$  : CV内の空気が十分に混合するまでの時間(h)

$$T \equiv \frac{V_{CV}}{Q}$$

$V_{CV}$  : CV内自由体積(m<sup>3</sup>)

( 玄海原子力発電所 3, 4号機 72,900 m<sup>3</sup> )

$Q$  : CV内空気循環流量(m<sup>3</sup>/h)  $Q = V_{CV} \cdot f \cdot 2$

( 玄海原子力発電所 3, 4号機 約136,000 m<sup>3</sup>/h )

$\lambda_s$  : スプレー領域のスプレーによる粒子状物質除去係数(h<sup>-1</sup>)

(添字 N : 非スプレー領域、S : スプレー領域)

式(2)を解くと、スプレー領域、非スプレー領域における粒子状物質の濃度 $C_N$ 、 $C_S$ 及びCV全体の粒子状物質の濃度 $C_{total}$ は、以下のように計算される。

$$C_N = A_1 e^{-\alpha t} + B_1 e^{-\beta t}$$

$$C_S = A_2 e^{-\alpha t} + B_2 e^{-\beta t}$$

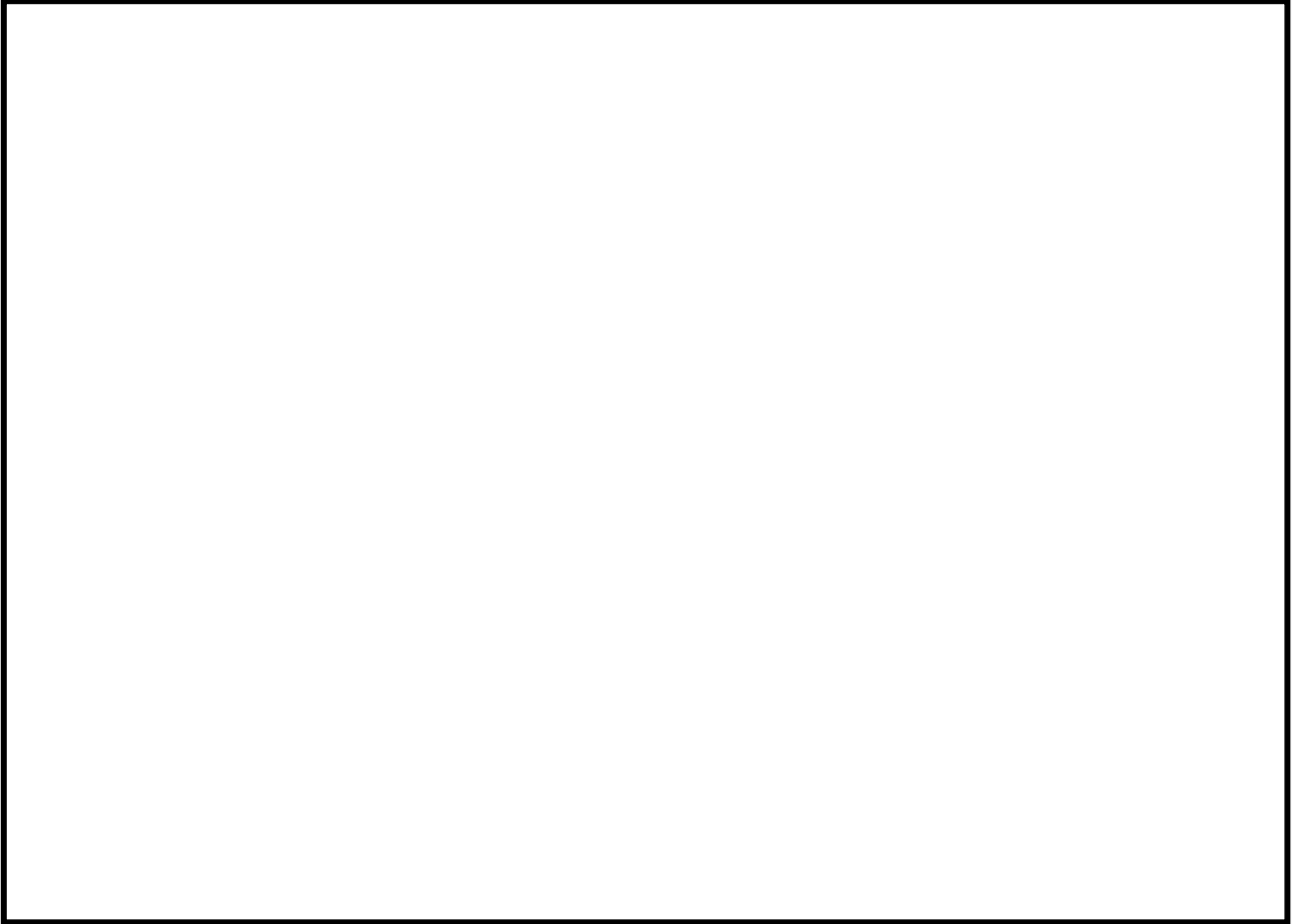
$$\begin{aligned} C_{total} &= fC_N + (1-f)C_S = (fA_1 + (1-f)A_2)e^{-\alpha t} + (fB_1 + (1-f)B_2)e^{-\beta t} \\ &= A' e^{-\alpha t} + B' e^{-\beta t} \end{aligned} \dots (3)$$

( $A_1$ 、 $A_2$ 、 $B_1$ 、 $B_2$ 、 $A'$ 、 $B'$ 、 $\alpha$ 、 $\beta$  は定数)

また、原子炉格納容器全体としてのスプレー除去効率を  $\eta_{CV}$ 、原子炉格納容器内の粒子状物質

の初期濃度を $C_{total,0}$ とすると、原子炉格納容器内の粒子状物質濃度 $C_{total}$ は以下のように表わせる。

$$C_{total} = C_{total,0} \cdot e^{-\lambda_{cv}t} \quad \dots (4)$$



商業機密に属するため公開できません

なお、粒子状物質に対するスプレイ効果については、粒子状物質の除染係数（DF）がある値に達すると除去速度が緩やかになるというNUREG/CR-0009の結果に基づき、SRP6.5.2にて提案されているカットオフDFと同じ50と設定した。また、SRP6.5.2ではDFが50に到達後は、E/Dを1/10とするとの考え方も示されており、その考えに従い、DFが50到達後のスプレイ効果については、E/D=0.7として除去速度を算出した。



商業機密に属するため公開できません

以上より、代替格納容器スプレイによる粒子状物質除去速度を表2のとおり設定した。

表2 粒子状物質除去速度

カットオフ DF	粒子状物質除去速度
DF < 50	0.33 (1/h)
DF 50	0.039 (1/h)

## 原子炉格納容器漏えい率の設定について

Cs-137 の放出量評価に用いる原子炉格納容器からの漏えい率については、有効性評価で想定する事故収束に成功した事故シーケンスのうち、炉心溶融が早く、事象進展中、原子炉格納容器圧力が高く推移する事故シーケンスである「大破断 LOCA 時に ECCS 注入および CV スプレイ注入に失敗するシーケンス」における原子炉格納容器内の圧力解析結果に対応した漏えい率に余裕を見込んだ値を設定している。

原子炉格納容器からの漏えい率は、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力の 0.9 倍の圧力以下の場合は(1)に示す式を、超える場合は(2)に示す式を使用する。

## (1) 原子炉格納容器内圧力が最高使用圧力の0.9倍以下の場合

最高使用圧力の0.9倍以下の漏えい率を保守的に評価するために差圧流の式（これまでの設計事象で使用）より算出する。

$$\frac{L_t}{L_d} = \sqrt{\frac{\Delta P_t}{\Delta P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_t}}$$

L : 漏えい率

Ld : 設計漏えい率

P : 原子炉格納容器内外差圧

: 原子炉格納容器内密度

d : 添え字 “ d ” は漏えい試験時の状態を表す

t : 添え字 “ t ” は事故時の状態を表す

## (2) 原子炉格納容器圧力が最高使用圧力の0.9倍より大きい場合

圧力が上昇すれば、流体は圧縮性流体の挙動を示すため、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力の0.9倍より大きい場合は圧縮性流体の層流・乱流の状態を考慮する。漏えい率は差圧流の式、圧縮性流体の層流、または乱流を考慮した式の3式から得られる値の内、最大の値とする。

$$\frac{L_t}{L_d} = \max \left[ \begin{array}{l} \frac{\mu_d}{\mu_t} \cdot \frac{2k_t}{k_t-1} \cdot \frac{P_t}{P_d} \cdot \frac{\left( \left( \frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{1}{k_t}} - \frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)}{\left( \left( \frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{1}{k_d}} - \frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)} \\ \left( \frac{\frac{2k_t}{k_t-1} \cdot \frac{P_t}{P_d} \cdot \rho_d \cdot \left( \left( \frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{2}{k_t}} - \left( \frac{P_{leak,t}}{P_t} \right)^{\frac{k_t+1}{k_t}} \right)}{\frac{2k_d}{k_d-1} \cdot \frac{P_d}{P_t} \cdot \rho_t \cdot \left( \left( \frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{2}{k_d}} - \left( \frac{P_{leak,d}}{P_d} \right)^{\frac{k_d+1}{k_d}} \right)} \right)^{\frac{1}{2}} \\ \left( \frac{\Delta P_t}{\Delta P_d} \cdot \frac{\rho_d}{\rho_t} \right)^{\frac{1}{2}} \end{array} \right]$$

圧縮性流体（層流）

圧縮性流体（乱流）

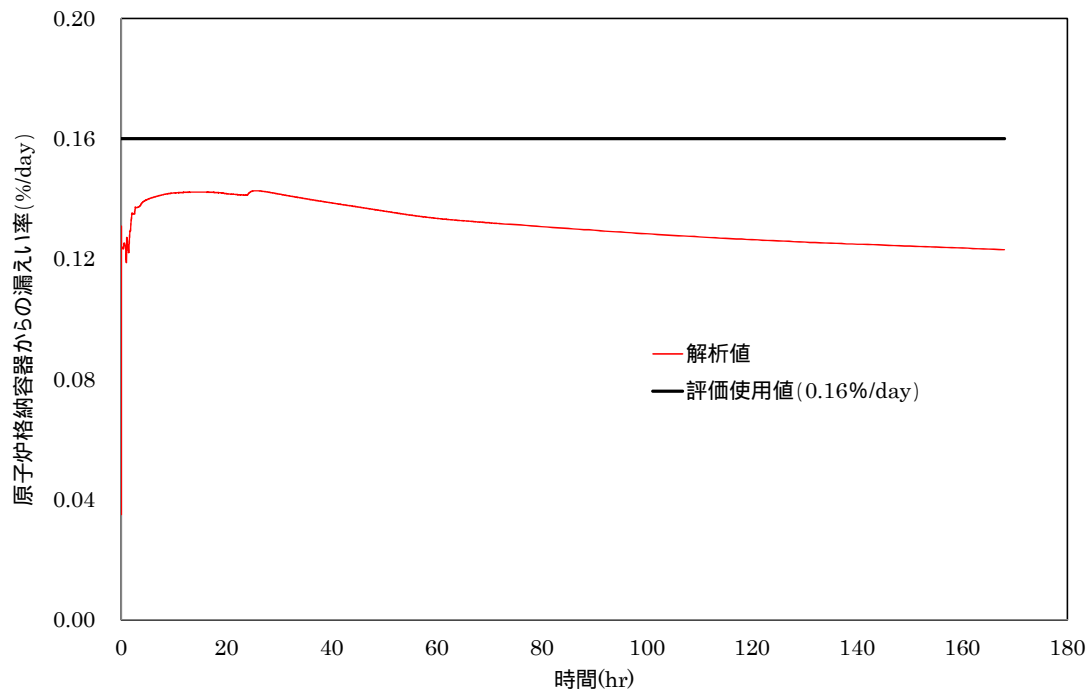
差圧流

- P :原子炉格納容器圧力
- P<sub>leak</sub> :漏えい口出口での圧力
- ρ<sub>leak</sub> :漏えい口出口での気体密度
- μ :原子炉格納容器内の気体の粘性係数
- k :原子炉格納容器内の気体の比熱比
- P<sub>atm</sub> :大気圧

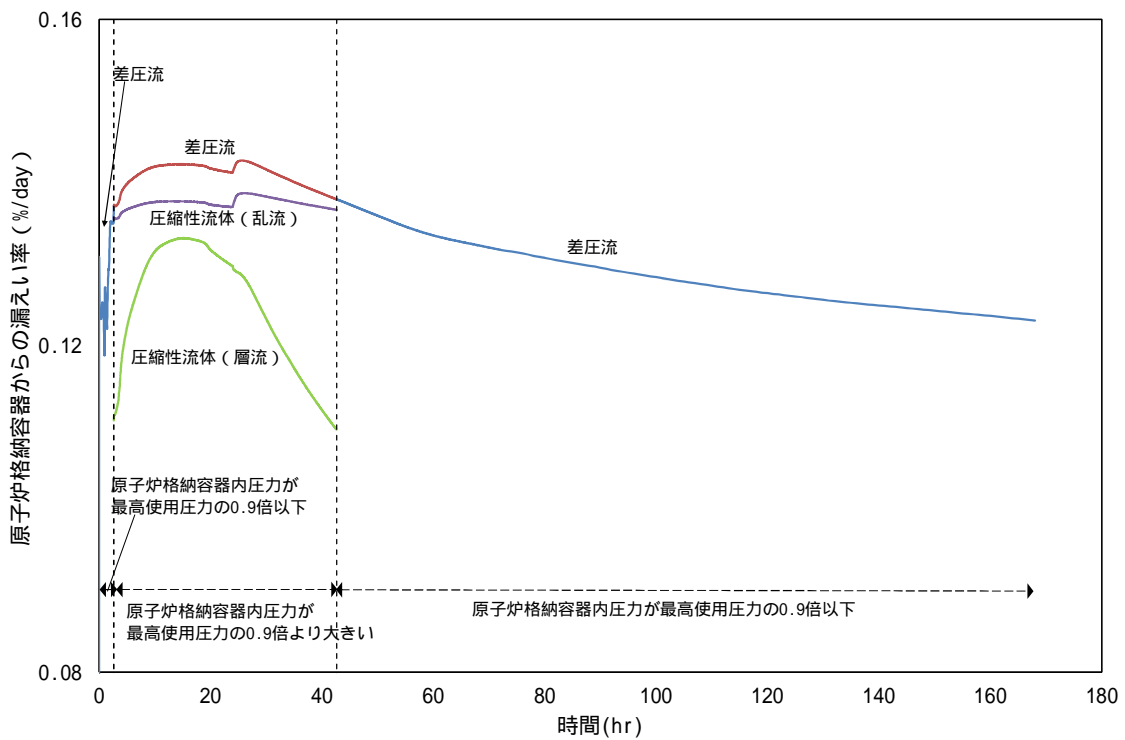
原子炉格納容器からの漏えい率を第1図に示す。また、上記(1)、(2)で述べた各流況の式から得られる漏えい率を図2に示す。

原子炉格納容器内の圧力解析結果（最高値約0.444MPa〔gage〕）に対応した漏えい率（約0.143%/day）に余裕を見込んだ値として、原子炉格納容器からの漏えい率を事故期間（7日間）中0.16%/day一定に設定している。

なお、上式には温度の相関は直接表れないが、各物性値の算出において温度も考慮して解析コード内で算出されている。



第1図 原子炉格納容器圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率



漏えい率を比較し易い様、縦軸を0.08%/day ~ 0.16%/dayに拡大している

第2図 原子炉格納容器圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率 (算出式別)

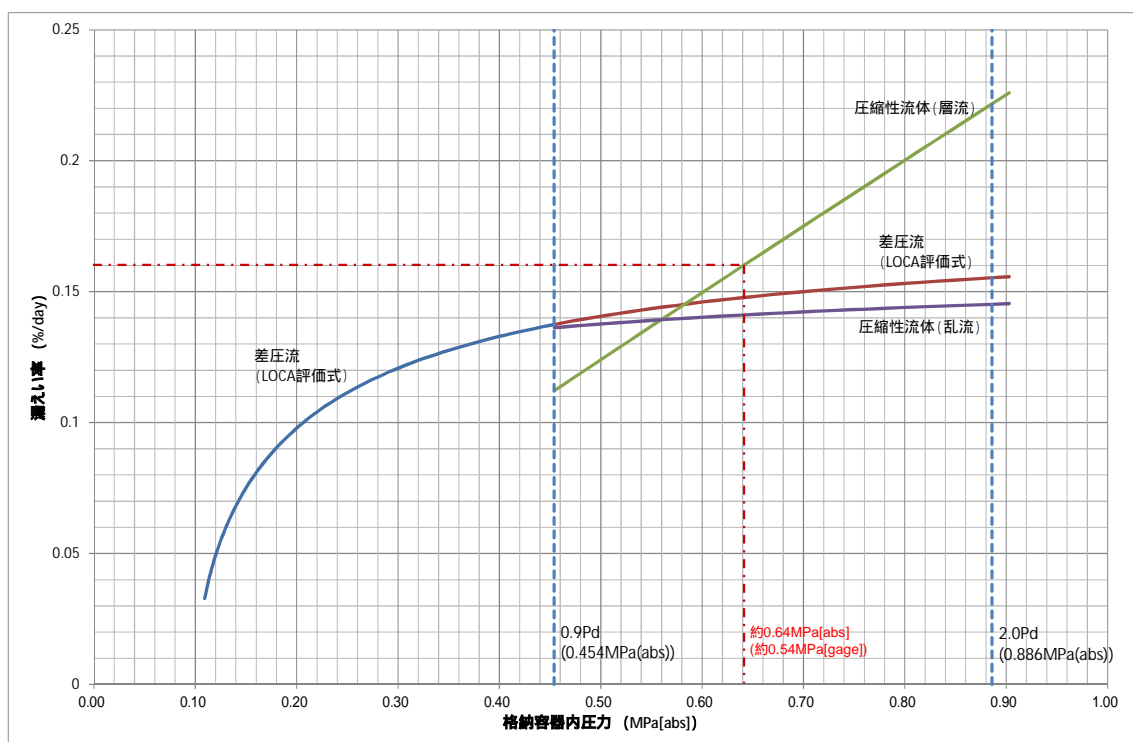


## 原子炉格納容器漏えい率 0.16%/day に対応した原子炉格納容器圧力について

環境に放出される放射性物質評価のため、格納容器破損モードのうち「大破断 LOCA + ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ注入失敗」を対象として Cs-137 の放出量を評価している。

評価では、原子炉格納容器からの漏えい率を原子炉格納容器内圧解析結果（最高値約 0.444MPa[gage]）に対応した漏えい率（約 0.143%/day）に余裕を見込んで、0.16%/day と設定している。

この時、漏えい率（0.16%/day）に対する原子炉格納容器圧力を計算すると、最も低い圧縮性流体（層流）を仮定したとしても、下図のとおり約 0.54MPa[gage]であり、原子炉格納容器内圧解析結果に対して余裕を見込んでいる。



## フィルタ除去効率の設定について

## 1. 微粒子フィルタについて

アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタによるエアロゾル除去効率の評価条件として99%を用いている。上記の微粒子フィルタについては、納入前の工場検査においてフィルタ除去効率が確保されていることを確認している。

微粒子フィルタのろ材はガラス繊維をシート状にしたもので、エアロゾルを含んだ空気がろ材を通過する際に、エアロゾルがガラス繊維に衝突・接触することにより捕集される。

## a. 温度及び湿度条件について

本評価で選定した評価事象において、原子炉格納容器内は150 程度となり、原子炉格納容器からの温度伝播等によりアニュラス内の温度が上昇する。アニュラス内の温度は最高で70 程度までの上昇であるため、玄海3号炉及び4号炉のアニュラス空気浄化設備に設置している微粒子フィルタの最高使用温度を上回ることとはなく、性能が低下することはない。また、湿度についても、原子炉格納容器漏えい率に応じたわずかな湿度上昇はあるものの、アニュラス空気浄化設備起動後は、アニュラス外からの空気混入もあることから、それほど湿度が上がることはないため、フィルタの性能が低下することはない。したがって、微粒子フィルタ除去効率99%は確保できる。

## b. 保持容量について

玄海3号炉及び4号炉のアニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタの保持容量は約3kgである。評価期間中に原子炉格納容器からアニュラス部へ漏えいしたエアロゾルすべてが捕集されるという保守的な仮定で評価した結果が約1.2kgである。(第1表参照)

これは、安定核種も踏まえて、原子炉格納容器から漏えいしてきた微粒子が全量フィルタに捕集されるものとして評価したものである。なお、よう素は全て粒子状よう素として評価した。(第2表及び第1図参照)

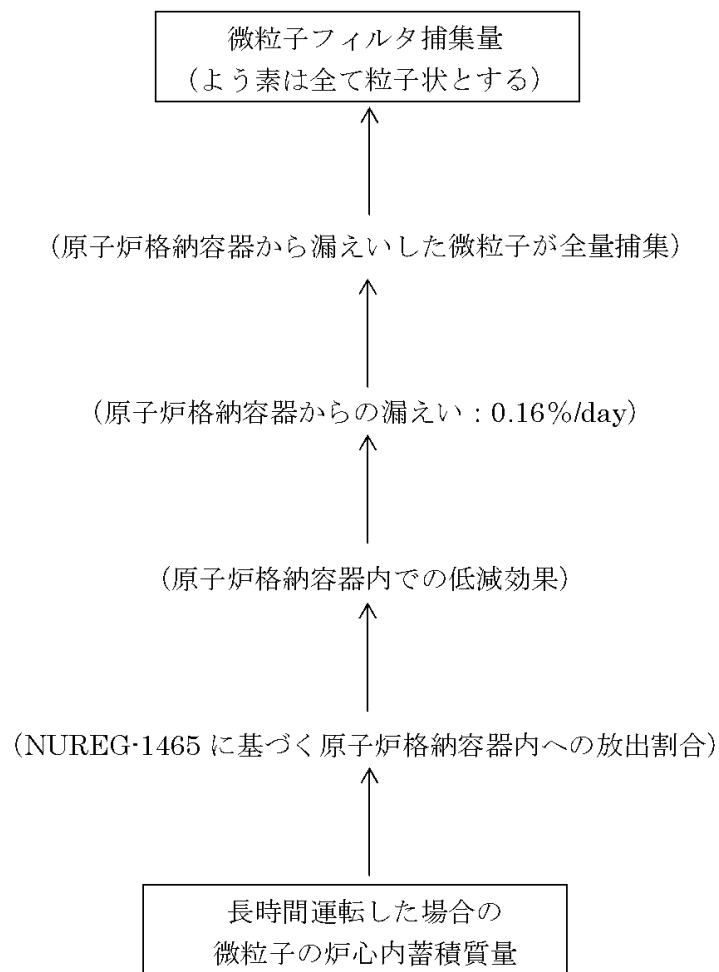
したがって、アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタには、エアロゾルを十分に捕集できる容量があるので、微粒子フィルタ除去効率99%は確保できる。

第1表 アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ保持容量

微粒子フィルタ	アニュラス空気浄化設備
フィルタに捕集されるエアロゾル量	約1.2kg
保持容量	約3kg

第2表 炉心内蓄積質量（安定核種を含む）

核種グループ	炉心内蓄積質量 (kg)
よう素類 (よう素)	約2.4E+01 (約2.2E+01)
Cs類	約3.3E+02
Te類	約5.9E+01
Ba類	約2.2E+02
Ru類	約9.1E+02
Ce類	約1.0E+03
La類	約1.2E+03
合計	約3.8E+03



第1図 アニュラス空気浄化設備の微粒子フィルタ捕集量評価の過程

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

「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」における評価事故シーケンス「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」の重大事故等対策の概略系統図を以下に示す。

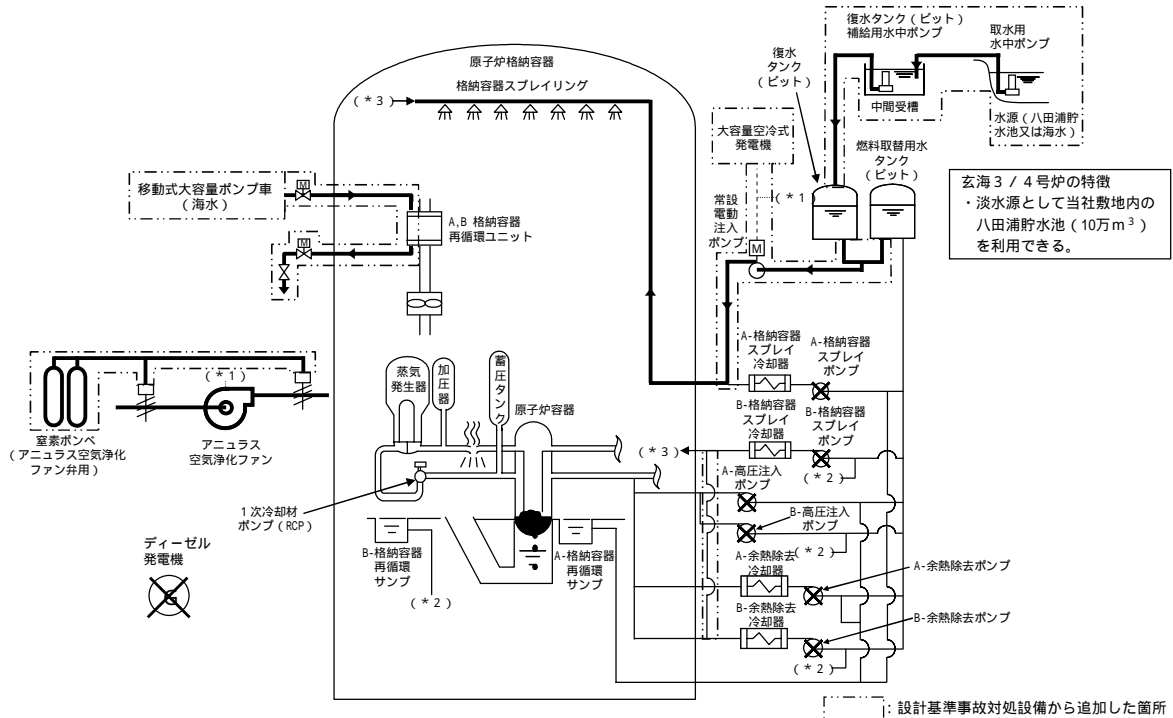


図1 「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（短期対策）

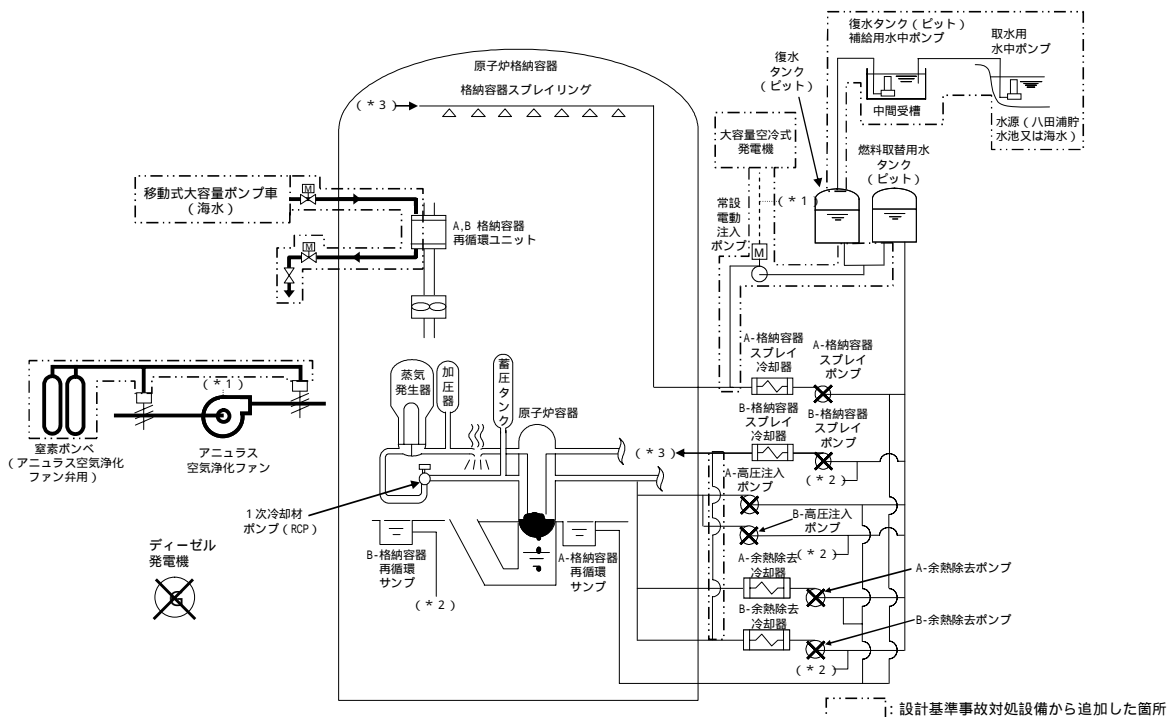


図2 「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」の重大事故等対策の概略系統図（長期対策）（原子炉格納容器安定以降の対策）

静的触媒式水素再結合装置（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

静的触媒式水素再結合装置（以下、「PAR」という）による水素処理により化学反応熱が発生する。図1に示す通り、PARの水素処理速度は水素濃度に依存し、最大で約2.5kg/h（圧力0.15MPa[abs]の場合）となる。水素処理速度 g/s、水素分子量を2.01588g/molとすると、水素再結合による発熱量が286kJ/mol-H<sub>2</sub>であることから、PAR 5台による水素処理による発熱量は、以下の通りとなる。

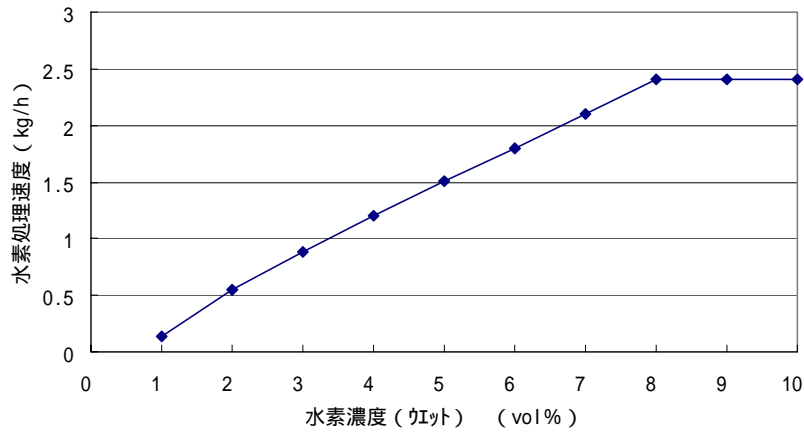
$$\text{発熱量} = 5 \text{ 台} \times \text{g/s} \times 286 \text{ kJ/mol} \div 2.01588 \text{ g/mol}$$

水素発生量の最も多いシナリオである「大破断LOCA + ECCS注入失敗 + 格納容器スプレイ注入成功」のPAR 5台設置時の水素処理速度及びPAR 5台からの発熱量を図2及び図3に示す。また、PAR 5台の水素処理による発熱と炉心崩壊熱との比較を図4に示す。

上記のシナリオでは、事故の約2時間で原子炉格納容器内の水素濃度が最大となり、その時のPAR 5台の水素処理の発熱量は約489kWとなる。その後、PARによる水素処理が継続する一方で崩壊熱が減衰し、事故後約24時間においても、PARの水素処理に伴う総発熱量は、崩壊熱積算量の2%を下回っている。

有効性評価においてPARによる発熱は考慮していないが、格納容器過圧破損シーケンス、格納容器過温破損シーケンスに対するPAR 5台による水素処理による発熱の影響は、炉心損傷により発生した水素が原子炉格納容器内に放出されてから原子炉格納容器の最高圧力・温度にまで達する増分約0.229MPa（格納容器過圧破損）約41（格納容器過温破損）が、主として炉心崩壊熱によるものであることから、PARによる発熱（炉心崩壊熱の約2%）が全て原子炉格納容器圧力及び温度の上昇に寄与したと仮定しても、原子炉格納容器圧力の増分は約0.005MPa、原子炉格納容器内温度の増分は約0.9 となり、有効性評価の判断基準に影響することのない軽微なものである。

（図5に格納容器過圧破損シーケンスの原子炉格納容器圧力の推移、図6に格納容器過温破損シーケンスの原子炉格納容器内温度の推移を示す）



静的触媒式水素再結合装置 1 基の水素除去性能 (圧力1.5bar)

図 1 PAR処理性能

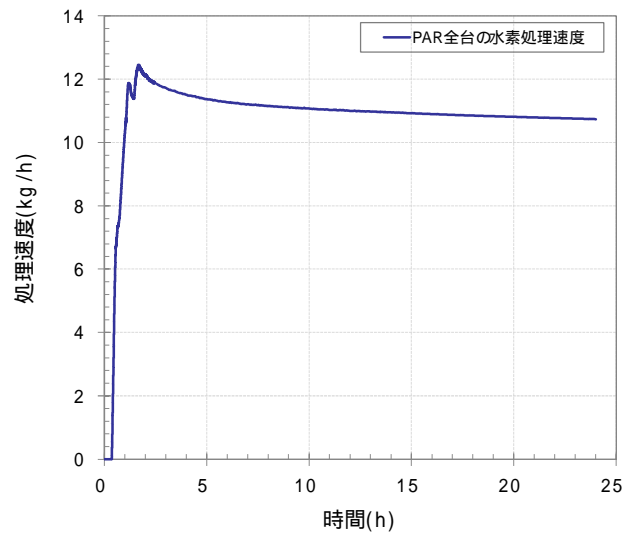


図 2 PAR 5 台による水素処理速度

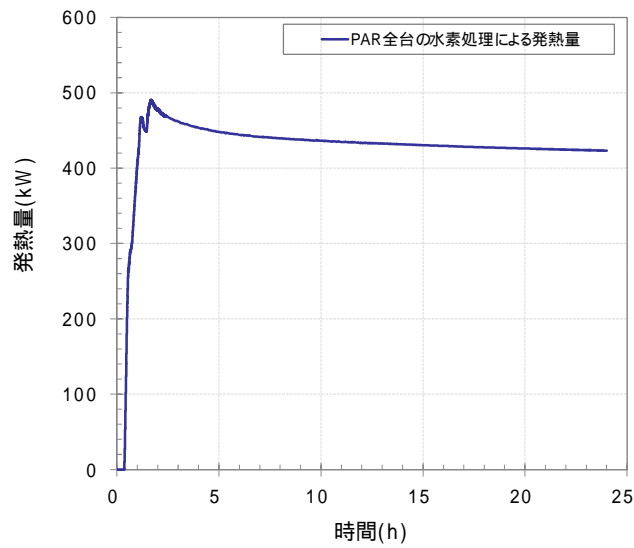


図 3 PAR 5 台の水素処理による発熱量

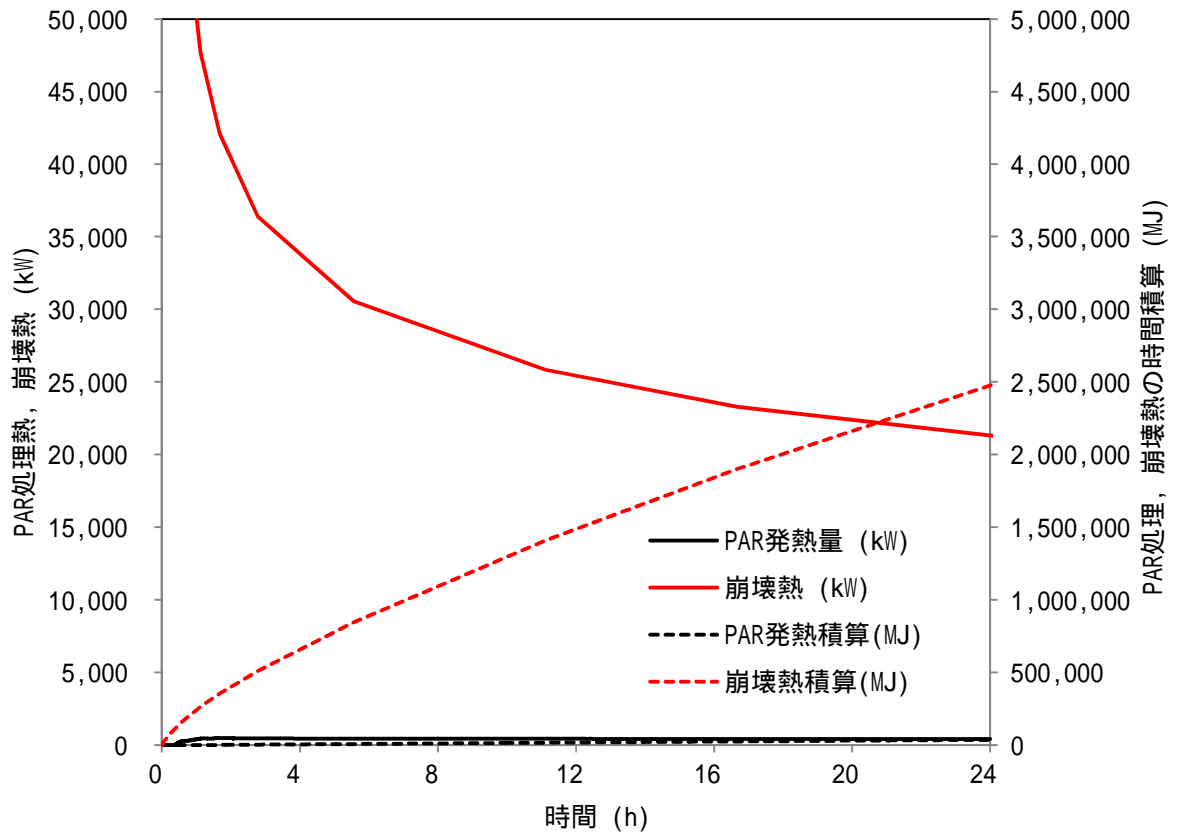


図4 PAR 5 台の水素処理発熱と炉心崩壊熱の比較

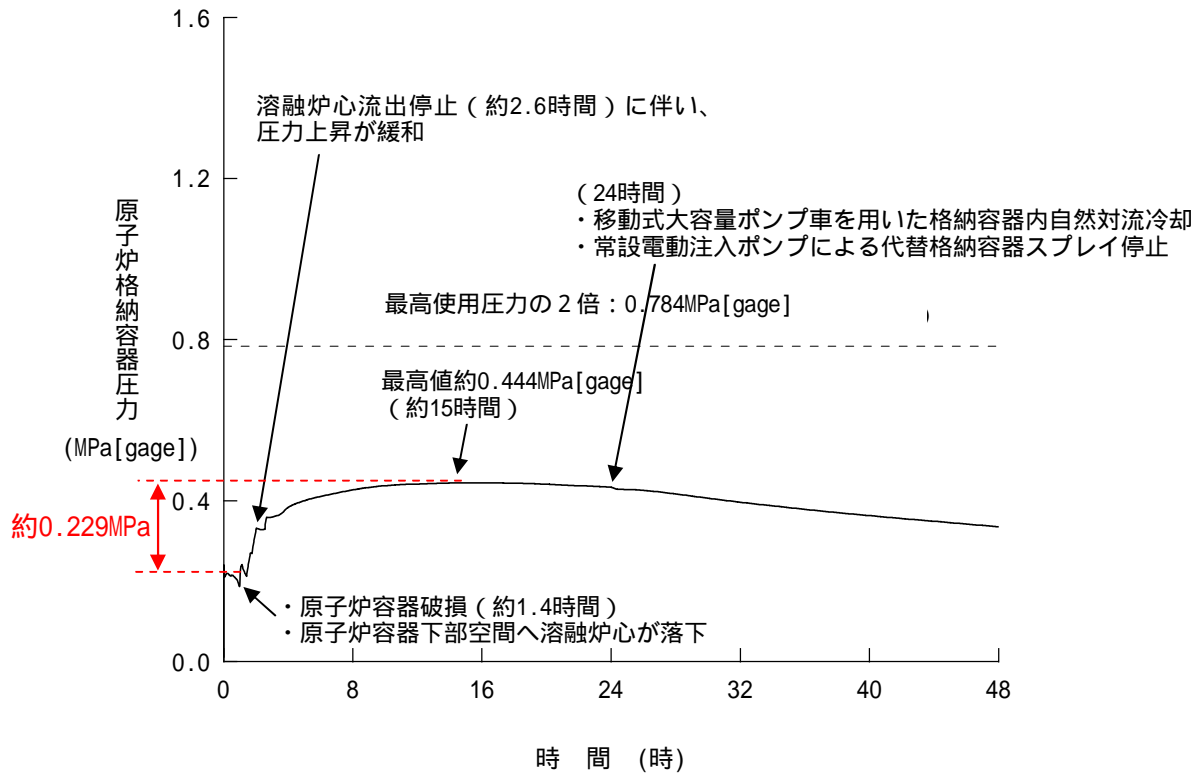


図5 原子炉格納容器圧力の推移 (格納容器過圧破損)

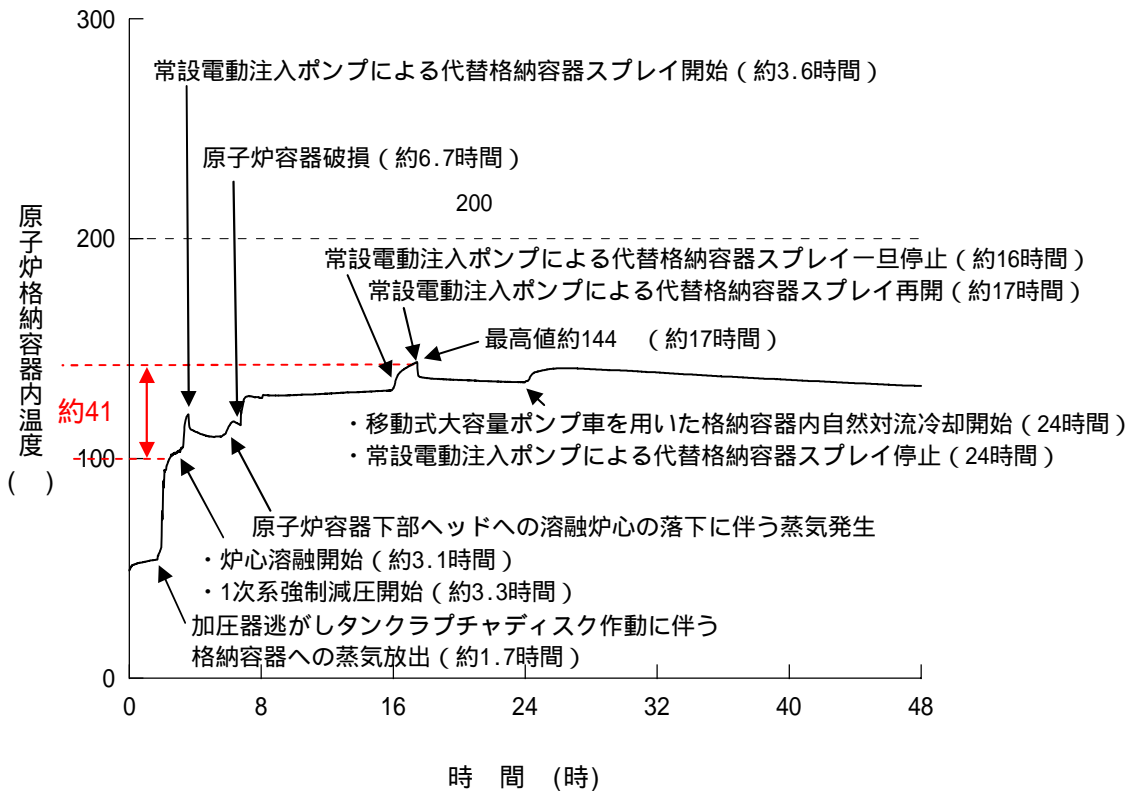


図6 原子炉格納容器内温度の推移 (格納容器過温破損)



## 格納容器過圧破損時における水の放射線分解による水素発生の影響について

格納容器過圧破損において、Zr-水反応による水素が発生しているが、図1に示すように、水素分圧は約 0.01MPa[abs]であり、全圧約 0.545MPa[abs]に対する割合は約 2 %と極めて小さい。

また、格納容器過圧破損における Zr-水反応による水素発生量割合、水素燃焼の結果を参考に推定した水の放射線分解及び金属腐食による水素発生量割合を表1に示す。表1より、全体の水素発生量の約 80%は Zr-水反応により発生した水素であり、残りの約 2 %が水の放射線分解、約 18%が金属腐食による水素である。(別紙参照)

このため、過圧破損事象の原子炉格納容器全圧に対する水の放射線分解による水素分圧の影響は極めて軽微であり、原子炉格納容器自由体積等の各種の解析条件の保守性の中で水の放射線分解による水素発生の影響は十分に考慮できていると言える。

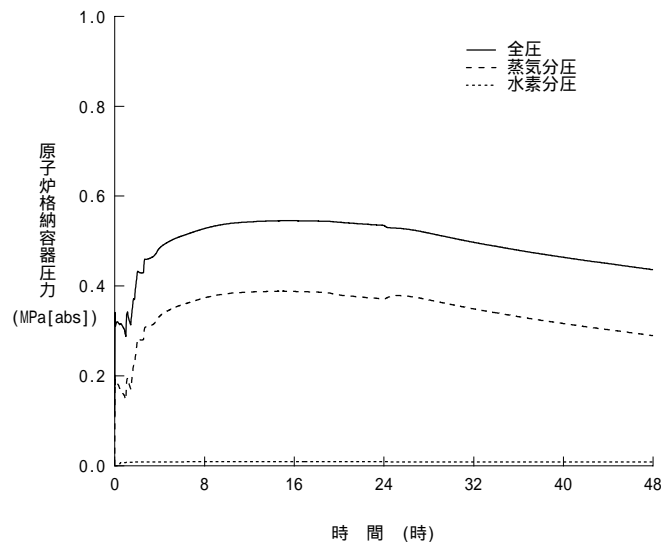


図1 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧(絶対圧)(MAAP\*)

[格納容器過圧破損]

\* : EPRIによって開発されたコード

表1 水素発生割合

水素発生元	分圧 (MPa[abs]) * <sup>2</sup>	水素発生割合 (%) * <sup>2</sup>
水の放射線分解 * <sup>1</sup>	0.00026	2
金属腐食 *	0.0023	18
Zr-水反応	0.01	80
計	0.0125	100

\* 1 : 水の放射線分解及び金属腐食による水素生成量は、水素燃焼の結果を参考に推定した値

\* 2 : 「格納容器過圧破損」における原子炉格納容器圧力が最高値となる、事象発生から16時間後の値を算出。

(水の放射線分解及び金属腐食による水素発生量は時間とともに増加するが、これに伴う原子炉格納容器圧力の増加に対し、代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却による原子炉格納容器圧力の低下の方が大きいことから、評価項目である原子炉格納容器圧力の2倍に対する余裕が最も小さくなる時間を設定)

## 水素発生割合の算出について

「格納容器過圧破損」における水素発生は、ジルコニウム - 水反応のみを考慮し、水の放射線分解及び金属腐食による水素発生は考慮していない。このため、水の放射線分解及び金属腐食による水素発生量は、これを考慮している「水素燃焼」の結果を参考に算出する。

「水素燃焼」の事象発生の16時間後（「格納容器過圧破損」における原子炉格納容器圧力が最高値となる時間）における水素発生量は、水の放射線分解によるものが約16.12kg、金属腐食によるものが約143.87kgである（アルミニウム：約133kg、亜鉛：約10.87kg）\*。

\*：金属腐食による水素発生量

アルミニウム：腐食率の温度依存性が強いいため、保守的に短期間に全量が反応すると仮定した場合の水素発生量

亜鉛：腐食率の温度依存性がないため、「水素燃焼」の事象発生の16時間後の水素発生量

また、「水素燃焼」の結果から、全炉心内のジルコニウム量の75%が酸化反応して発生する水素量は約822kgであり、このときのドライ水素濃度が約13vol%に相当するため、水の放射線分解及び金属腐食による水素発生量に相当するドライ水素濃度はそれぞれ以下のとおりとなる。（添付資料3.4.15参照）

水の放射線分解：約0.255%（ $= 16.12 / 822 \times 100$ ）

金属腐食：約2.275%（ $= 143.87 / 822 \times 100$ ）

ここで、ドライ水素濃度は大気圧条件（約0.101MPa[abs]）を仮定しているため、水の放射線分解及び金属腐食による水素発生量に相当する水素分圧はそれぞれ以下のとおりとなる。

水の放射線分解：約0.00026MPa[abs]（ $= 0.255 / 100 \times 0.101$ ）

金属腐食：約0.0023MPa[abs]（ $= 2.275 / 100 \times 0.101$ ）

以上より、「格納容器過圧破損」の結果に基づいたジルコニウム - 水反応による水素分圧約0.01MPa[abs]、上記のとおり算出した水の放射線分解による水素分圧約0.00026MPa[abs]及び金属腐食による水素分圧約0.0023MPa[abs]のそれぞれの水素発生割合は、水素全圧が約0.0125MPa[abs]であるため、それぞれ以下のとおりとなる。

ジルコニウム - 水反応：約80%（ $= 0.01 / 0.0125 \times 100$ ）

水の放射線分解：約2%（ $= 0.00026 / 0.0125 \times 100$ ）

金属腐食：約18%（ $= 0.0023 / 0.0125 \times 100$ ）

「格納容器過圧破損」の原子炉格納容器圧力(全圧)の最高値は約 0.545MPa[abs]であり、また、上記の結果から水の放射線分解及び金属腐食による水素発生量による水素分圧の増分は約 0.00256MPa[abs] ( = 0.0023 + 0.00026 ) となることから、水の放射線分解及び金属腐食による水素発生量を考慮しても原子炉格納容器の最高圧力の増加は約 0.5% (=0.00256 / 0.545 × 100)程度であり、影響は小さい。

安定停止状態について

格納容器過圧破損(大破断LOCA + ECCS注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗)時の安定停止状態については以下のとおり。

原子炉格納容器安定状態：格納容器圧力、温度が安定または低下傾向となる時点

格納容器圧力、温度低下傾向の確認について

図3.1.1.9及び図3.1.1.10の解析結果より、原子炉格納容器圧力が低下傾向を継続し、温度が低下に転じる時間である、事象発生約26時間後を原子炉格納容器の安定状態とした。

格納容器再循環ユニットによる長期安定状態の維持について

約24時間後に移動式大容量ポンプ車から格納容器再循環ユニットへの冷却水通水による自然対流冷却により原子炉格納容器内の除熱を行うことが可能であることから、原子炉格納容器の安定状態を長期にわたり維持可能である。

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

1．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 + ECCS注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗〕の解析結果における燃料挙動

添 3.1.1.18-1

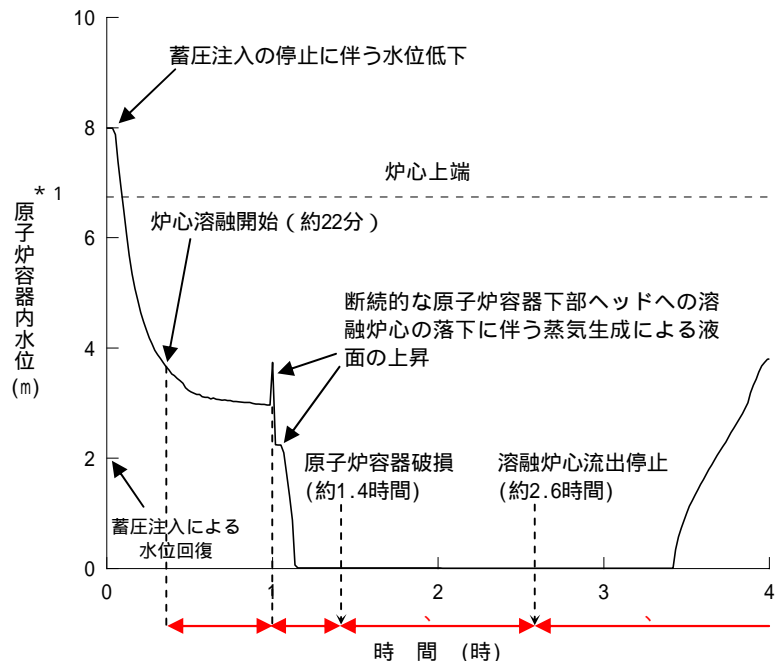


図1 原子炉容器内水位の推移

\* 1 : 原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡水位を表示

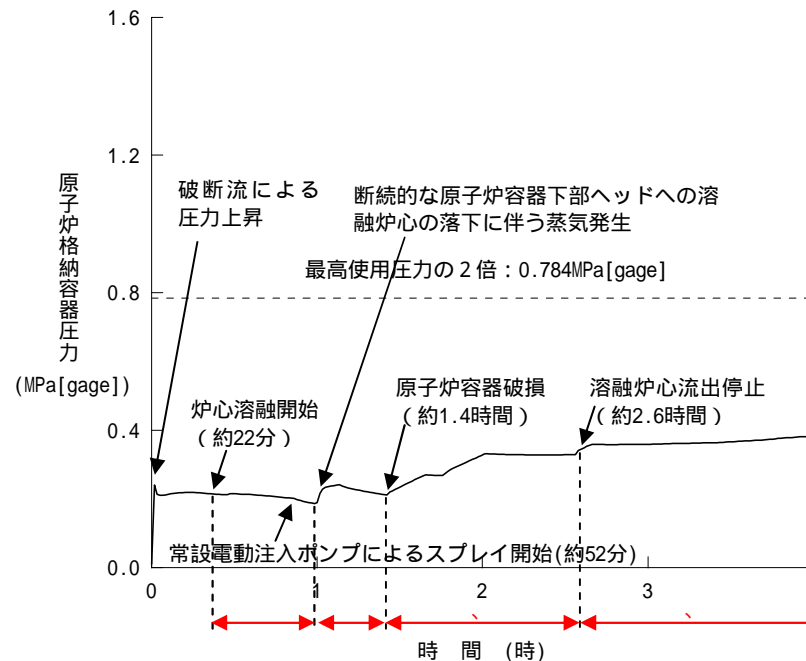
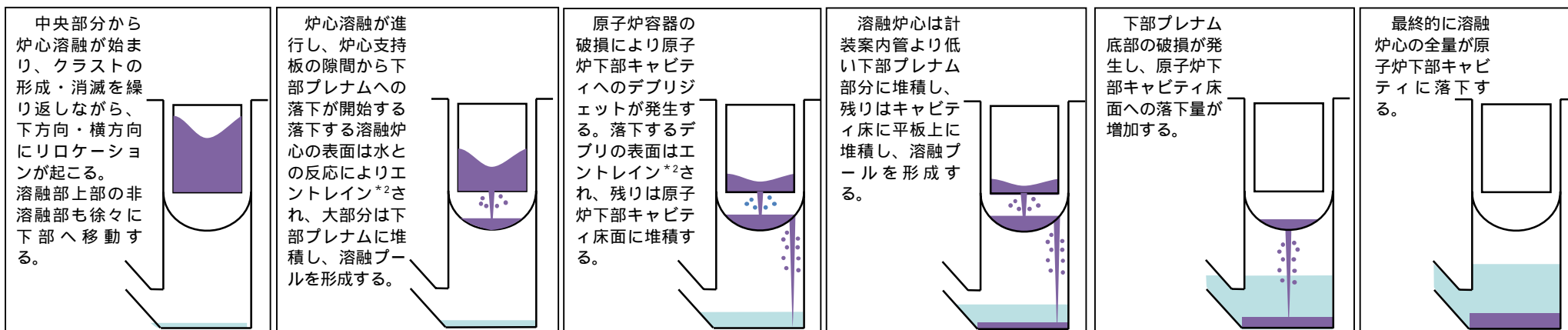


図2 原子炉格納容器圧力の推移



\* 2 : 溶融炉心と水との反応により溶融炉心表面が剥離して粒子状となり、水中に混入される状態のこと

添付資料 3.1.1.18

## 2. 雰囲気気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）〔全交流動力電源喪失 + 補助給水失敗〕の解析結果における燃料挙動

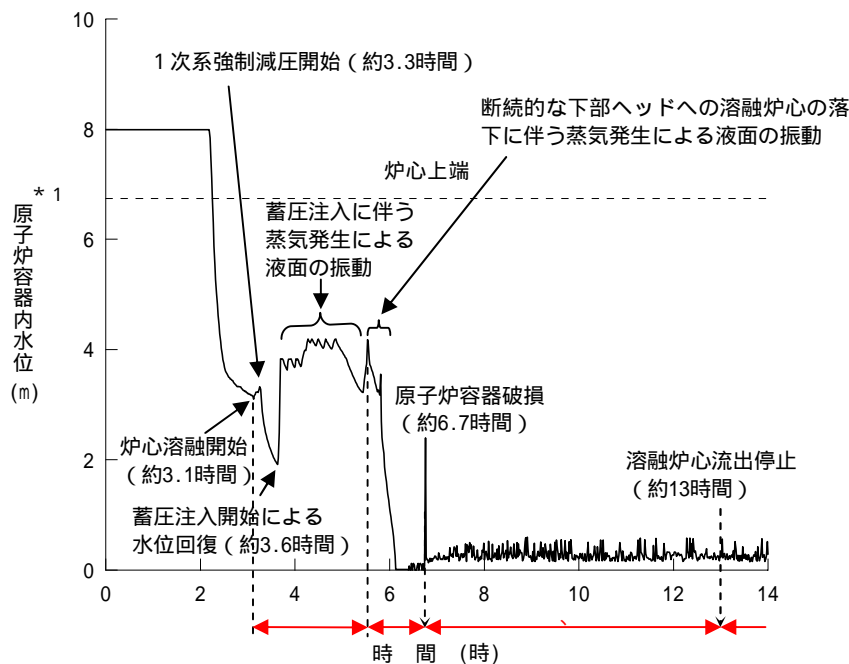


図3 原子炉容器内水位の推移

\* 1 : 原子炉容器内水位は入口ノズル下端を上限とした気泡水位を表示

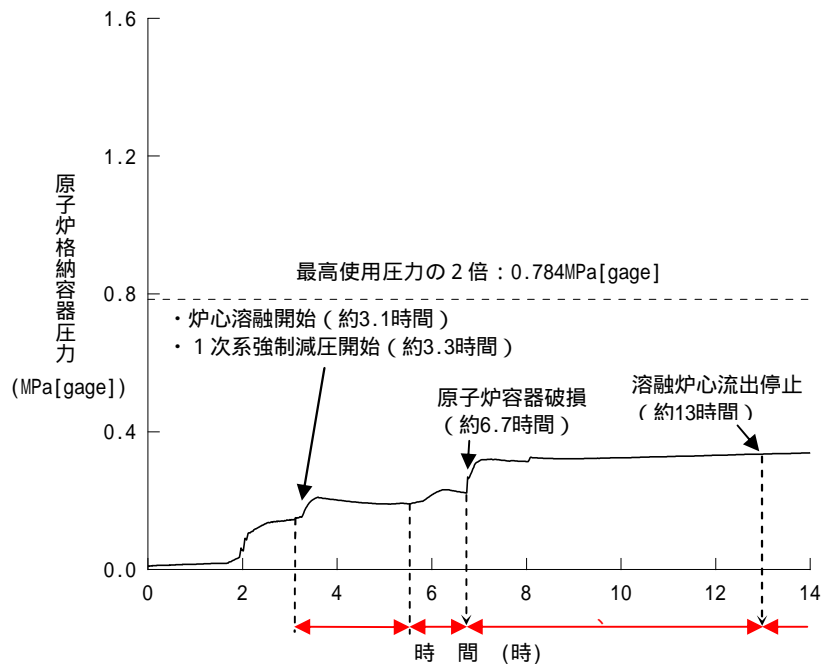
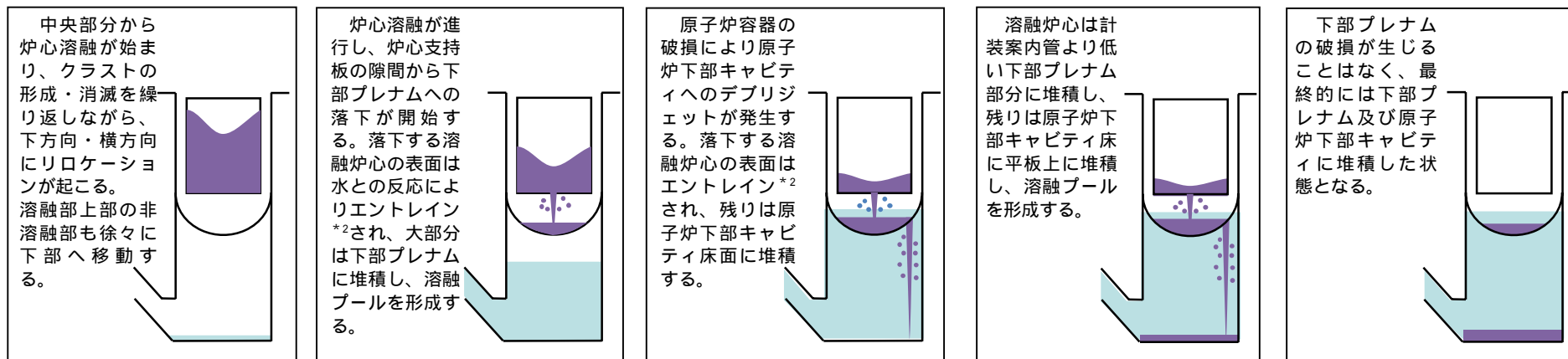


図4 原子炉格納容器圧力の推移

添3.1.1.18-2



\* 2 : 溶融炉心と水との反応により溶融炉心表面が剥離して粒子状となり、水中に混入される状態のこと

### 3. MAAPコード上の燃料のリロケーションについて

MAAPコードの溶融炉心の挙動モデルについては、TMI事故を模擬したベンチマーク解析と事故データとを比較した結果、燃料の挙動を適切に模擬できることを確認しており、玄海3、4号炉についても適用できる。

MAAPコードでは、炉心をR-Zの2次元ノードで構成しており、炉心のヒートアップに伴って燃料棒、燃料被覆管、制御棒、構造材の溶融の計算を行い、ノード内で溶融が発生した場合にリロケーションの計算を行う。

まず、下側ノードに空隙が存在する場合、下方向へのリロケーション量を計算する。ここで、リロケーション速度は、膜流及び管流として計算される。膜流は、円柱状の燃料棒の外側を膜状の流れであり、溶融炉心の膜流の厚さ・膜面積、燃料棒の径及び重力加速度より、リロケーション量を計算する。管流の場合は、当該ノードの溶融炉心の縦方向の厚さ、溶融炉心の密度、重力加速度よりリロケーション量を計算する。

次に、横方向のノードに空隙が存在する場合、溶融炉心密度、重力加速度、圧力損失、摩擦力のバランスからリロケーション量を計算する。

リロケーション後は、各ノードについて溶融炉心、冷却材や周囲の構造物・気体との熱伝達、溶融炉心の酸化反応熱など、質量・エネルギーバランス計算を行う。ここで、溶融炉心が冷却され再固化する場合に、サブチャンネル流路が閉塞することも模擬しており、その場合、冷却材や水蒸気の流動計算において、閉塞流路として取り扱っている。

溶融炉心が下部炉心支持板に達する場合、炉心支持板の隙間から下部プレナムへ落下する。この時の落下速度については、下部炉心支持板上部と下部の圧力差及び下部炉心支持板上部の溶融炉心の堆積厚さから計算する。落下する溶融炉心は、逆円錐の形状をとり、下部プレナムの冷却材との接触により一部は粒子化して水中にエントレインされ、残りは下部プレナムの底に堆積する。

さらに、原子炉容器の破損に至る場合は、溶融炉心は破損口から原子炉下部キャビティに落下する。この時の落下速度については、炉心支持板からの落下と同様であり、圧力差と堆積厚さから計算する。

#### 4. 原子炉下部キャビティ落下後の溶融炉心の挙動について

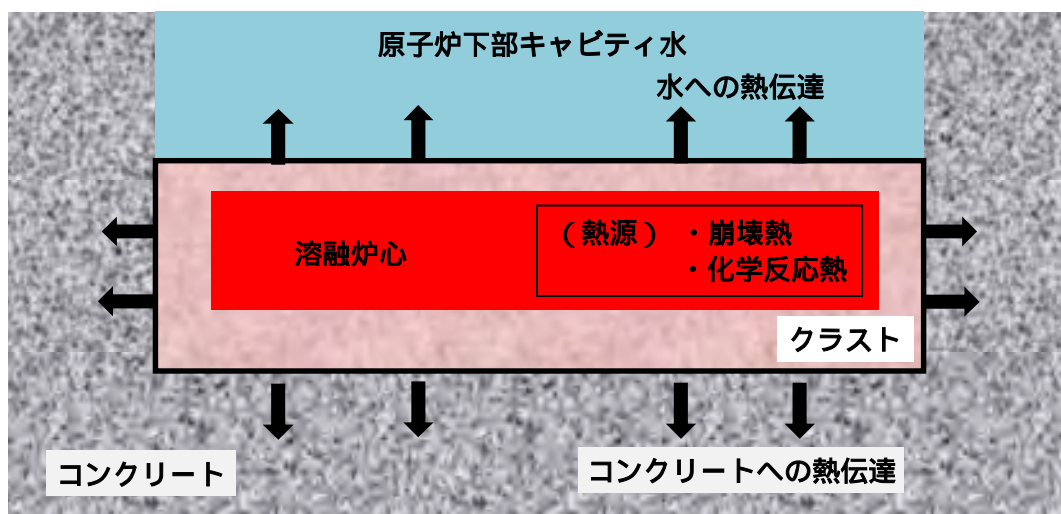
下部プレナムから原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心は、一部はエントレイン（水との反応により溶融炉心表面が剥離し、粒子状となり、水中に混入）され、水に熱伝達しつつ水中を浮遊し、床面に堆積する。残りの溶融炉心は原子炉下部キャビティ床面に落下して堆積する。

溶融炉心の拡がりについては、原子炉下部キャビティ床全面に均一に拡がるとしている。また、原子炉下部キャビティに堆積した溶融炉心は、原子炉下部キャビティ水及びコンクリートと接触することにより冷却されクラスト（殻）を形成する。

溶融炉心と周囲の物質との熱伝達については、発熱源としては、溶融炉心の崩壊熱及びジルコニウム-水反応等の化学反応熱を考慮している。吸熱源としては、溶融炉心上面の水及び原子炉下部キャビティ床のコンクリートを考慮している。溶融炉心と水の熱伝達は、水平面から飽和水へのプール沸騰（自然対流条件下の沸騰）におけるバーンアウト熱流束（限界熱流束）の整理式であるKutateladze相関式（係数はSWISS実験に基づく値）を用いて計算している。また、溶融炉心とコンクリートの熱伝達は接触及び輻射により行われ、その熱伝達係数は、ACE実験及びSURC実験に基づく値を使用している。

このように、溶融炉心、水、コンクリートの間の伝熱計算により、それぞれの温度が求められ、コンクリート温度が、そのコンクリートの融点を上回る場合に、コンクリート侵食が発生する。

ここで、溶融炉心からの熱伝達は、上面に水がある場合とない場合で上面への伝熱量が大きく異なり、水がない場合は気体への熱伝達が僅かであることから原子炉下部キャビティ底への伝熱が優位となり、コンクリートの温度上昇への寄与が大きく、コンクリート侵食が生じる。一方、溶融炉心が水没している場合は、水への伝熱が有意となり、コンクリート温度の上昇は抑えられ、その結果、コンクリートの侵食はわずかとなる。



(参考) 溶融炉心の熱伝達イメージ図



## Cs-137 放出量評価の評価期間について

事故後 7 日間の Cs-137 放出量の推移を図 1 に示す。事故後 62 分でアニュラス空気浄化設備による除去効果が期待できるようになり、Cs-137 の放出率は大きく低下する。

玄海 3、4 号の Cs-137 の放出量評価について、事故後 7 日以降の影響を確認するために、事故後 30 日間及び 100 日間の放出量を評価した結果は表 1 のとおりである。評価期間 30 日の Cs-137 の放出量は評価期間 7 日の結果に比べ約 9% の増加であり、評価期間 100 日としても評価期間 7 日の放出量に比べ約 9% の増加であった。なお、原子炉格納容器からの漏えい率は、図 2 に示すとおり、解析結果に基づく漏えい率に余裕を見た値として 7 日まで 0.16%/day、7 日以降を 0.125%/day 一定として評価した。

また、本評価において、原子炉格納容器からの漏えい率の設定は、解析結果に基づく漏えい率に余裕を見込み 0.16%/day で一定としていることから、これを図 3 に示すように、解析結果に基づいてステップ状に設定することにより、より現実的な漏えい率条件での放出量評価を実施した。表 2 に示すとおり、原子炉格納容器からの漏えい率をより現実的に見直すことで、事故後 7 日間の Cs-137 放出量は約 12% 低減する結果となった。

以上の通り、Cs-137 放出量は、事故発生から 7 日経過すると増加が小さくなり、更により現実的な評価条件を使用した場合、放出量の評価結果は低減されるため、Cs-137 放出量を評価する期間を 7 日とすることは妥当であると考えられる。

表1 7日以降のCs-137積算放出放射エネルギーについて

評価期間	Cs-137 放出量
	〔 ~ 7日 : 0.16%/day 一定 7日以降 : 0.125%/day 一定 〕
7日 (申請評価)	約 4.5 TBq
30日	約 4.8TBq (約 1.09倍) *1
100日	約 4.8TBq (約 1.09倍) *1

\* 1 : カッコ内は評価期間7日との比較結果を示す。

表2 Cs-137の放出放射エネルギー(7日間積算)

漏えい率	ステップ状 (影響確認)	0.16%/day 一定 (申請評価)	比 ( / )
Cs 放出量	約 3.9TBq	約 4.5TBq	0.88

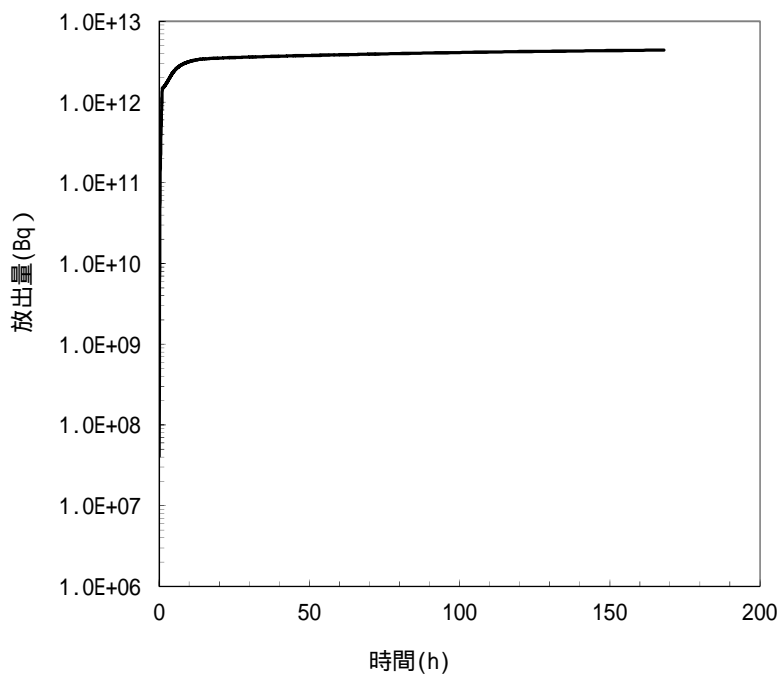


図1 Cs-137積算放出放射エネルギー(GROSS値)の推移(7日間(168時間))

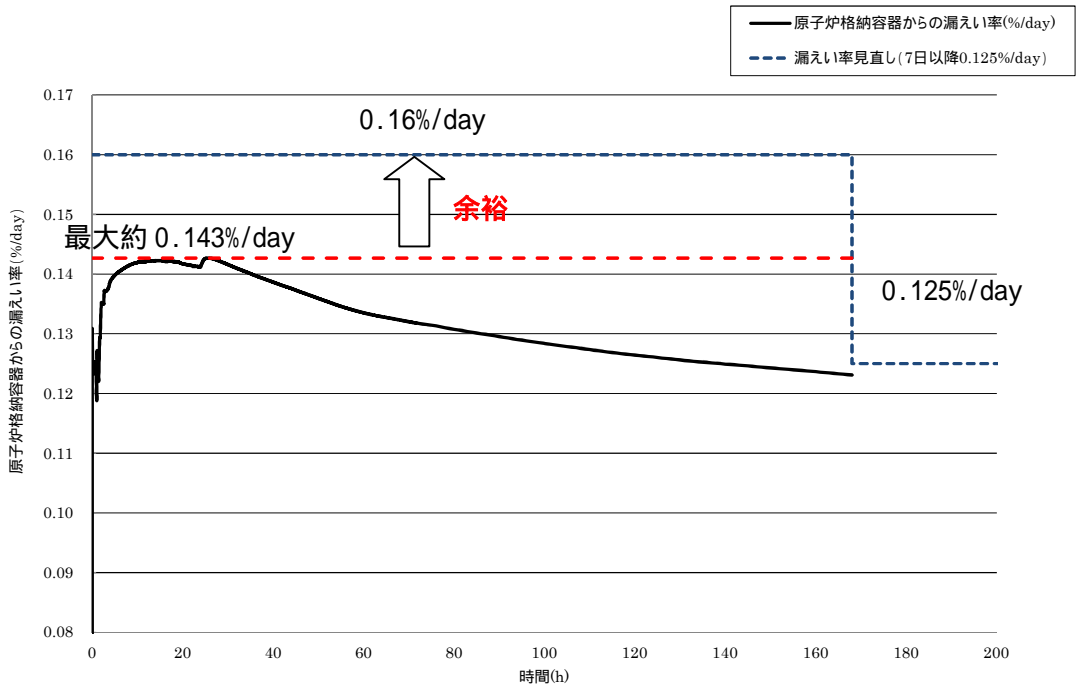


図2 原子炉格納容器からの漏えい率(100日間評価)

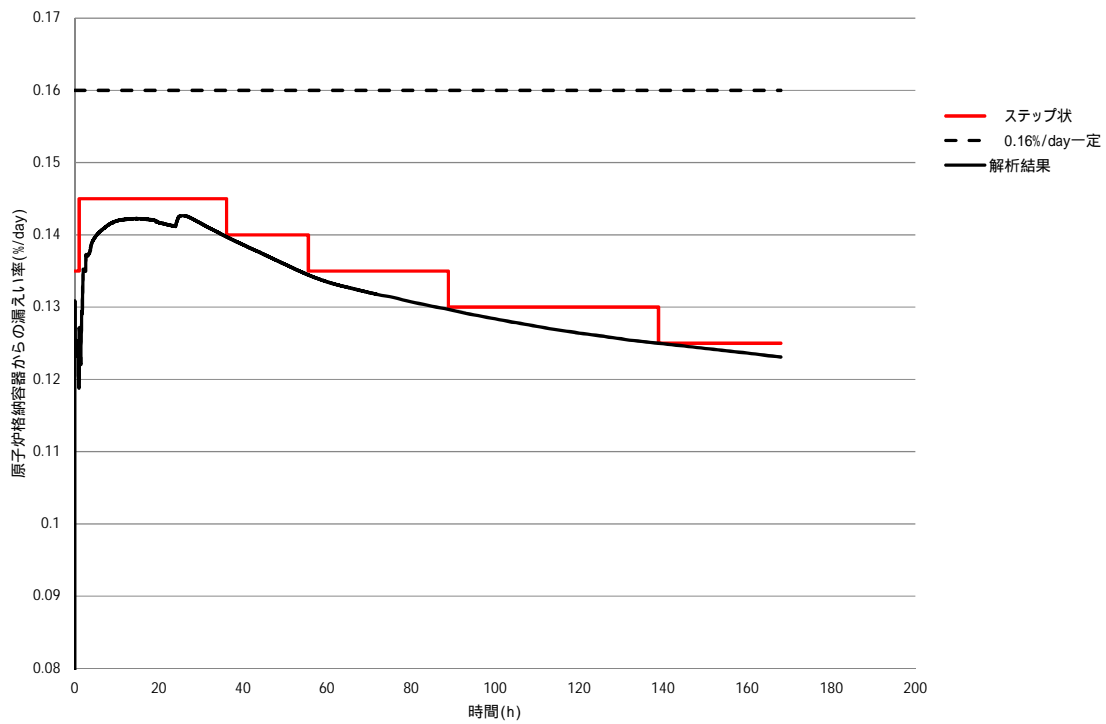


図3 原子炉格納容器からの漏えい率(ステップ状評価)

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(1/3)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	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
炉心	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱)	入力値に含まれる	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル (炉心熱水力モデル)  溶融炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ)	TMI事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI事故分析結果と一致することを確認。 炉心ヒートアップ速度(燃料被覆管酸化が促進される場合)が早まることを想定し、仮想的な厳しい振り幅であるが、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確認。 ・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約30秒早まる。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早くなる等、炉心溶融開始が早くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が早くなる。	炉心ヒートアップに関するモデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、炉心ヒートアップの感度解析により、原子炉容器下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早くなるが、早くなる時間はわずかなことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	燃料棒表面熱伝達				
	燃料被覆管酸化				
	燃料被覆管変形				
	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	評価事象に対しては、影響は小さい。	高温側配管破断の場合、原子炉容器上部プレナム、高温側配管、蒸気発生器1次側の冷却材は放出されて水位が形成されないことから、炉心水位に係る不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。	高温側配管破断の場合、原子炉容器上部プレナム、高温側配管、蒸気発生器1次側の冷却材は放出されて水位が形成されないことから、炉心水位に係る不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	気液分離・対向流				
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動 (蒸気、非凝縮性ガス)	原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル)	HDR実験解析及びCSTF実験解析の結果より以下を確認。 ・原子炉格納容器内温度：十数 程度高めに評価 ・原子炉格納容器圧力：1割程度高めに評価 ・非凝縮性ガス濃度：適正に評価 なお、HDR実験は、縦長原子炉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PIWRの場合、上記の不確かさは小さくなる方向。	HDR実験解析等の検証結果により、原子炉格納容器圧力を1割程度高く、原子炉格納容器内温度を十数 高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなるが、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	HDR実験解析等の検証結果により、原子炉格納容器圧力を1割程度高く、原子炉格納容器内温度を十数 高く評価する可能性がある。このため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は低くなり、評価項目に対する余裕は大きくなる。
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導				
	格納容器スプレイ冷却	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	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。
	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。 水素が存在する場合は、除熱能力を過大評価する。ドライ換算13vol%の水素が存在する場合、原子炉格納容器圧力を0.016MPa、温度を2 の範囲で高めに評価。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。
	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。	水素発生に関する基本的なモデルについては、TMI事故の再現性が確認されており妥当性がある。また、有効性評価では、MAAPコードで得られた水素発生量の変化を全炉心内のZrの75%が反応するように補正して評価していることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	水素発生に関する基本的なモデルについては、TMI事故の再現性が確認されており妥当性がある。また、有効性評価では、MAAPコードで得られた水素発生量の変化を全炉心内のZrの75%が反応するように補正して評価していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

添 3.1.1.20-1

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3.1.1.20

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(2/3)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	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
原子炉容器 (炉心損傷後)	リロケーション	溶融炉心挙動モデル (リロケーション)	TMI事故解析における炉心損傷挙動について、TMI事故分析結果と一致することを確認。 リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認。 ・下部プレナムへのリロケーション後の原子炉容器の破損時間は、約3分早まる。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。	リロケーションに係る溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	リロケーションに係る溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損時間は早くなるが、早くなる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの溶融炉心挙動)	TMI事故解析における下部ヘッ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。 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。	原子炉容器下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、原子炉容器下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいが、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉容器下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る溶融炉心挙動モデルは、TMI事故の再現性が確認されている。また、原子炉容器下部プレナムと溶融炉心の熱伝達に関する感度解析により、原子炉容器破損時間等の事象進展に対する感度は小さいことから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	原子炉容器破損、溶融	溶融炉心挙動モデル (原子炉容器破損モデル)	原子炉容器破損に影響する項目として「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み(しきい値)」をパラメータとした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。	原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかしながら、原子炉容器破損時間を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉容器破損時間の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みに関する感度解析により、最大歪みを低下させた場合に原子炉容器破損時間は早くなる。しかしながら、早くなる時間はわずかであることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	1次系内FP挙動	核分裂生成物(FP)挙動モデル	PHEBUS-FP実験解析により、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、燃料棒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考えられる。	1次系内FP挙動に係る基本的なモデルについては、PHEBUS-FP実験解析において、燃料破損後のFP放出開始のタイミング及び放出挙動が早まることが確認されているが、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考えられる。また、左記の重要現象を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	1次系内FP挙動に係る基本的なモデルについては、PHEBUS-FP実験解析において燃料破損後のFP放出開始のタイミング及び放出挙動を早めに評価することが確認されているが、最終的なFP放出割合は同程度となっている。また、FP放出率に係る係数を1割低減させた感度解析ケースでは、原子炉格納容器上部区画の希ガス量はベースケースとほぼ同様の挙動を示していることから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 ( 3 / 3 )

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	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		
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉容器外FCI (溶融炉心細粒化、デ ブリ粒子熱伝達)	溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キャビテ ィでの溶融炉心挙 動)	原子炉容器外FCI現象に関する項目として 「原子炉下部キャビティ水深」、「Ricou- Spaldingのエントレインメント係数」、「デ ブリ粒子の径」及び「原子炉容器破損口 径」に関して、格納容器破損防止の「原子 炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作 用」の事象をベースとする感度解析を行 い、原子炉容器外FCIにより生じる圧カ スパイクの感度が小さいことを確認。	原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉 容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用による圧カスパイク に与える感度は小さい。また、圧カスパイクに伴い変動 する原子炉格納容器圧力を起点としている運転員等操作 はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の 溶融燃料 - 冷却材相互作用による圧カスパイクに与える感度は小 さい。このため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。		
	溶融炉心と原子炉下 部キャビティ水の伝 熱		ACE及びSURC実験解析より、溶融炉心体 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。 MCCI現象の不確かさ要因として以下を抽 出し、コンクリート侵食量への感度が小 さいことを確認。 ・原子炉下部キャビティ水深 ・Ricou-Spaldingのエントレインメント 係数 ・水 - 溶融炉心間の熱伝達係数 ・溶融炉心の拡がり面積	炉心損傷後の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及び 溶融炉心とコンクリートの伝熱並びにコンクリート分解 及び非凝縮性ガス発生の不確かさとして、溶融炉心・コ ンクリート相互作用の不確かさに係るパラメータの組合 せを考慮した感度解析を実施した。 その結果、約16cmのコンクリート侵食による非凝縮性ガ スの発生とこれに伴う反応熱が増加することにより、原 子炉格納容器圧力及び温度は一時的に上昇する。しかし ながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている 運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与え る影響はない。	炉心損傷後の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及び溶融炉心とコンク リートの伝熱並びにコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生の不 確かさとして、溶融炉心・コンクリート相互作用の不確かさに係 るパラメータの組合せを考慮した感度解析を実施した。 この結果、約16cmのコンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生 とこれに伴う反応熱が増加することにより、原子炉格納容器圧力 及び温度は上昇するものの、原子炉下部キャビティ水により溶融 炉心が冷却されるため、コンクリート侵食は停止し、これらの要 因による原子炉格納容器圧力及び温度上昇は一時的なものであ り、十分小さい。また、コンクリート侵食に伴う水素発生量の 増加は長期的に原子炉格納容器圧力の上昇要因となるが、感度解 析においても水素の追加発生に伴う原子炉格納容器内の水素濃度 上昇はドライ換算で1 vol%程度である。このため、原子炉格納 容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の 2倍及び200 に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラ メータに与える影響は小さい。		
	溶融炉心とコンクリ ートの伝熱		ACE及びSURC実験解析より、溶融炉心体 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。 MCCI現象の不確かさ要因として以下を抽 出し、コンクリート侵食量への感度が小 さいことを確認。 ・原子炉下部キャビティ水深 ・Ricou-Spaldingのエントレインメント 係数 ・水 - 溶融炉心間の熱伝達係数 ・溶融炉心の拡がり面積	ACE及びSURC実験解析より、溶融炉心体 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。 MCCI現象の不確かさ要因として以下を抽 出し、コンクリート侵食量への感度が小 さいことを確認。 ・原子炉下部キャビティ水深 ・Ricou-Spaldingのエントレインメント 係数 ・水 - 溶融炉心間の熱伝達係数 ・溶融炉心の拡がり面積	ACE及びSURC実験解析より、溶融炉心体 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。 MCCI現象の不確かさ要因として以下を抽 出し、コンクリート侵食量への感度が小 さいことを確認。 ・原子炉下部キャビティ水深 ・Ricou-Spaldingのエントレインメント 係数 ・水 - 溶融炉心間の熱伝達係数 ・溶融炉心の拡がり面積	ACE及びSURC実験解析より、溶融炉心体 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。 MCCI現象の不確かさ要因として以下を抽 出し、コンクリート侵食量への感度が小 さいことを確認。 ・原子炉下部キャビティ水深 ・Ricou-Spaldingのエントレインメント 係数 ・水 - 溶融炉心間の熱伝達係数 ・溶融炉心の拡がり面積	ACE及びSURC実験解析より、溶融炉心体 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。 MCCI現象の不確かさ要因として以下を抽 出し、コンクリート侵食量への感度が小 さいことを確認。 ・原子炉下部キャビティ水深 ・Ricou-Spaldingのエントレインメント 係数 ・水 - 溶融炉心間の熱伝達係数 ・溶融炉心の拡がり面積
	コンクリート分解及 び非凝縮性ガス発生		ACE及びSURC実験解析より、溶融炉心体 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。 MCCI現象の不確かさ要因として以下を抽 出し、コンクリート侵食量への感度が小 さいことを確認。 ・原子炉下部キャビティ水深 ・Ricou-Spaldingのエントレインメント 係数 ・水 - 溶融炉心間の熱伝達係数 ・溶融炉心の拡がり面積	ACE及びSURC実験解析より、溶融炉心体 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。 MCCI現象の不確かさ要因として以下を抽 出し、コンクリート侵食量への感度が小 さいことを確認。 ・原子炉下部キャビティ水深 ・Ricou-Spaldingのエントレインメント 係数 ・水 - 溶融炉心間の熱伝達係数 ・溶融炉心の拡がり面積	ACE及びSURC実験解析より、溶融炉心体 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。 MCCI現象の不確かさ要因として以下を抽 出し、コンクリート侵食量への感度が小 さいことを確認。 ・原子炉下部キャビティ水深 ・Ricou-Spaldingのエントレインメント 係数 ・水 - 溶融炉心間の熱伝達係数 ・溶融炉心の拡がり面積	ACE及びSURC実験解析より、溶融炉心体 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。 MCCI現象の不確かさ要因として以下を抽 出し、コンクリート侵食量への感度が小 さいことを確認。 ・原子炉下部キャビティ水深 ・Ricou-Spaldingのエントレインメント 係数 ・水 - 溶融炉心間の熱伝達係数 ・溶融炉心の拡がり面積	ACE及びSURC実験解析より、溶融炉心体 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。 MCCI現象の不確かさ要因として以下を抽 出し、コンクリート侵食量への感度が小 さいことを確認。 ・原子炉下部キャビティ水深 ・Ricou-Spaldingのエントレインメント 係数 ・水 - 溶融炉心間の熱伝達係数 ・溶融炉心の拡がり面積
	原子炉格納容器内FP 挙動		核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	ABCOVE実験解析により、原子炉格納容器内 のエアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価で きることを確認。	ABCOVE実験解析により、原子炉格納容器内 のエアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価で きることを確認。	原子炉格納容器内FP挙動に係る基本的なモデルについて は、ABCOVE実験解析において、原子炉格納容器内へ放出 されたエアロゾルの沈着挙動について適正に評価できる こと、また、左記の重要現象を起点としている運転員等 操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響は 小さい。	原子炉格納容器内FP挙動に係る基本的なモデルについては、 ABCOVE実験解析において、原子炉格納容器内へ放出されたエアロ ゾルの沈着挙動について適正に評価できることから、評価項目と なるパラメータに与える影響はない。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響（1 / 4）

項目	解析条件（初期条件）の不確かさ		条件設定の考え方	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
	解析条件	最確条件			
炉心熱出力	100% (3,411MWt) × 1.02	100% (3,411MWt)	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと、崩壊熱及び炉心保有熱も大きくなり、炉心水位を確保しにくく、原子炉格納容器へ放出されるエネルギー並びに原子炉格納容器圧力及び温度の観点から厳しい設定。	解析条件として設定している崩壊熱及び炉心保有熱よりも小さくなるため、炉心溶融開始が遅くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が遅くなる。さらに、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件として設定している崩壊熱及び炉心保有熱よりも小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和される。このため、評価項目に対する余裕は大きくなる。
1次系圧力	15.41 + 0.21MPa[gage]	15.41MPa[gage]	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次系圧力が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。	解析条件として設定している1次系圧力よりも低くなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少することにより、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件として設定している1次系圧力よりも低くなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和される。このため、評価項目に対する余裕は大きくなる。
1次冷却材平均温度	307.1 + 2.2	307.1	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材平均温度が高いと、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが大きくなることから厳しい設定。	解析条件として設定している1次系初期温度（1次系初期保有エネルギー）よりも小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少することにより、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件として設定している1次系初期温度（1次系初期保有エネルギー）よりも低くなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和される。このため、評価項目に対する余裕は大きくなる。
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 （サイクル末期を仮定）	装荷炉心毎	標準値として設定。 サイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱は3号炉ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮して設定。	解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、炉心溶融開始が遅くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイの開始が遅くなる。さらに、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少するため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件として設定している崩壊熱よりも小さくなるため、原子炉格納容器へ放出されるエネルギーが減少し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和される。このため、評価項目に対する余裕は大きくなる。
原子炉格納容器自由体積	72,900m <sup>3</sup>	73,700m <sup>3</sup>	評価結果を厳しくするように、原子炉格納容器自由体積の設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなることから厳しい設定。	解析条件として設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも大きくなり、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件として設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクよりも大きくなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和される。このため、評価項目に対する余裕は大きくなる。
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さめの値	設計値	評価結果を厳しくするように、ヒートシンクの設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。ヒートシンクが小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなることから厳しい設定。		

添 3.1.1.20-4  
初期条件

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(2/4)

項目	解析条件(事故条件)の不確かさ		条件設定の考え方	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
	解析条件	最確条件			
事故条件	起因事象 (破断位置、破断口径)	大破断 LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：配管口径約0.74m (29inch)の完全両端破断	-	炉心からの蒸気が早期に原子炉格納容器内へ放出されるため、事象進展が早く、炉心溶融、原子炉容器破損などの主要事象の発生が早くなる観点から高温側配管が破断するものとして設定。破断口径は、1次冷却材配管(口径約0.74m(29inch))の完全両端破断が発生するものとして設定。	1次冷却材の流出流量の変動として地震による Excess LOCAの発生を考慮した場合、流出流量の増加により事象進展は変動することから、炉心や原子炉格納容器への影響を確認する観点で、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。なお、いずれのケースも常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間はLOCAの発生を操作の起点として現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮した事象発生後約52分とした。その結果、各ケースともに原子炉格納容器へ放出されるエネルギーは大破断LOCAの場合と同じであり、また、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の相互作用に伴う原子炉格納容器圧力の上昇はあるが、原子炉格納容器圧力は最高使用圧力の2倍を下回っているため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 ・1次冷却材高温側配管 全ループ破断 ・1次冷却材低温側配管 全ループ破断 ・原子炉容器下端における破損(開口面積：高温側配管両端破断相当) (添付資料3.1.1.22)
	安全機能の喪失に対する仮定	低压注入機能、高压注入機能及び格納容器スプレイ注入機能喪失  ・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	低压注入機能、高压注入機能及び格納容器スプレイ注入機能喪失  ・外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失	低压注入機能、高压注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失するものとして設定。  外部電源喪失時に非常用所内交流動力電源が喪失し、原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮するものとして設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。
	外部電源	外部電源なし	外部電源なし	安全機能の喪失に対する仮定として外部電源が喪失するものとしている。	
	水素の発生	ジルコニウム - 水反応を考慮	ジルコニウム - 水反応を考慮	水の放射線分解等による水素発生については、原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響が軽微であることから考慮していない。	



表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(3/4)

項目		解析条件(機器条件)の不確かさ		条件設定の考え方	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
		解析条件	最確条件			
機器条件	原子炉トリップ信号	1次冷却材ポンプ電源電圧低(定格値の65%)(応答時間1.5秒)	1次冷却材ポンプ電源電圧低(定格値の70%)(応答時間1.5秒以下)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低めの値として、解析に用いるトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮した遅めの値として、応答時間を設定。	解析条件に対して、原子炉トリップ時間がわずかに早くなるが、その差はわずかであり、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件に対して、原子炉トリップ時間がわずかに早くなるが、その差はわずかであり、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生60秒後に給水開始	事象発生35秒後に給水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れ及びポンプの定速達成時間に余裕を考慮して設定。	解析条件として設定しているタービン動補助給水ポンプの作動時間より早くなるため、炉心溶融時間及び原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなる。このため、炉心溶融開始を起点としている代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。また、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件として設定しているタービン動補助給水ポンプの作動時間より早くなるため、原子炉格納容器内へのエネルギー放出が小さくなる。このため、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が緩和され、評価項目に対する余裕が大きくなる。
		200m <sup>3</sup> /h/4SG	200m <sup>3</sup> /h/4SG	タービン動補助給水ポンプの設計値から、ミニフロー流量を除いた値により4基の蒸気発生器へ注水される場合の注水流量から設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage](最低保持圧力)	約4.4MPa[gage](通常運転時管理値中央)	炉心への注水のタイミングを遅くする最低の圧力とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。	解析条件として設定している圧力より高いため、蓄圧注入のタイミングが早くなる。このため、炉心溶融時間は遅くなり、炉心溶融開始を起点としている代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。	解析条件として設定している圧力より高いため、蓄圧注入のタイミングが早くなるが、原子炉格納容器圧力の最高値は約15時間後、原子炉格納容器内温度の最高値は約26時間後であり、初期の注入のタイミングが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	蓄圧タンク保有水量	26.9m <sup>3</sup> /基(最小保有水量)	約27.3m <sup>3</sup> /基(通常運転時管理値中央)	炉心への注水量を少なくする最小の水量とし、炉心損傷のタイミングを早める観点から厳しい設定。	解析条件として設定している初期の保有水量より水量が多くなるため、炉心への注水量も多くなる。このため、炉心溶融時間は遅くなり、炉心溶融開始を起点としている代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。	解析条件として設定している初期の保有水量より水量が多くなるが、炉心への注水量も多くなる。しかしながら、原子炉格納容器圧力の最高値は約15時間後、原子炉格納容器内温度の最高値は約26時間後であり、初期の注入量が評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。
	常設電動注入ポンプ	130m <sup>3</sup> /h	140m <sup>3</sup> /h	標準値として設定。原子炉格納容器内への代替格納容器スプレイは、常設電動注入ポンプを使用するものとする。	解析条件として設定している流量よりも多くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなる。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件として設定している流量よりも多くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和され、評価項目に対する余裕が大きくなる。 (添付資料3.1.1.23)

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響(4/4)

項目		解析条件(機器条件)の不確かさ		条件設定の考え方	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
		解析条件	最確条件			
機器条件	格納容器再循環ユニット	2基 1基当たりの除熱特性 (100 ~ 約168、約4.1MW ~ 約11.2MW)	2基 1基当たりの除熱特性 (100 ~ 約168、約6.7MW ~ 約12.3MW)	A、B格納容器再循環ユニット除熱特性の標準値として設定。	<ul style="list-style-type: none"> <li>解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制される。しかしながら、原子炉格納容器圧力及び温度を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</li> <li>また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合には除熱性能が低くなるため、原子炉格納容器圧力の上昇が早くなる。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>解析条件として設定している除熱特性よりも除熱性能が高くなるため、除熱特性の違いが原子炉格納容器圧力及び温度に与える影響を確認する観点でA、B格納容器再循環ユニットの除熱特性を4号炉の設計値(1基当たりの除熱特性: 100 ~ 約168、約6.7MW ~ 約12.3MW)とした場合の感度解析を実施した。その結果、事象発生から24時間後のA、B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以降、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑制され、評価項目に対する余裕は大きくなる。</li> <li>また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合には、除熱性能が低くなるため、水素濃度を考慮した場合の感度解析を実施した。その結果、原子炉格納容器圧力及び温度はわずかに高く推移するものの、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍及び200に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。 (添付資料2.4.9、3.1.1.24)</li> </ul>
	静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタ	効果を期待せず	効果を期待する	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果については期待しない。	静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果を期待した場合、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作を開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	静的触媒式水素再結合装置及びイグナイタの効果を期待した場合、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなる。このため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

表3 操作条件が要員の配置による他の操作に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕

項目	解析条件（操作条件）の不確かさ				条件設定の考え方	要員の配置による他の操作に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	
	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の差異等		解析コードの不確かさによる影響	解析条件（操作条件を除く）の不確かさによる影響					
	解析上の操作開始時間	実際に見込まれる操作開始時間							
操作条件	常設電動注入ポンプ起動	炉心溶融開始から30分後	炉心溶融開始から30分以内	炉心における燃料棒内温度変化等の不確かさにより操作開始時間が早くなる。	1次冷却材の流出流量の不確かさにより操作開始時間が早くなる。	運転員等操作時間として、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して30分を想定して設定。	本操作は同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。	1次冷却材の流出流量等の不確かさにより炉心溶融開始が早くなり、これに伴い操作開始が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、原子炉格納容器の減温、減圧が早くなることから評価項目に対する余裕が大きくなるが、1次冷却材の流出流量の不確かさとして、事象発生から約52分で操作開始する場合の影響を確認しており、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、炉心崩壊熱等の不確かさにより炉心溶融開始が遅くなり、これに伴い操作開始が遅くなる。このように操作開始が遅くなる場合には、崩壊熱の減少と操作遅れ時間の程度により評価項目に対する余裕が小さくなることが考えられるが、代替格納容器スプレイが遅れた場合の操作時間余裕を事象発生から60分後に代替格納容器スプレイを開始した場合の感度解析により確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	有効性評価の結果においては、事象発生後約52分でスプレイ注入を開始するが、約8分の操作遅れを考慮した場合においても成立性に影響はなく、操作時間余裕として事象発生から60分程度は確保できる。（添付資料3.1.1.25）
	A、B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	事象発生から24時間後	事象発生から22時間20分後	パラメータを起点に開始する操作ではないことから影響はない。	パラメータを起点に開始する操作ではないことから影響はない。				
	アニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給操作	事象発生から60分後	事象発生から55分後	パラメータを起点に開始する操作でないことから影響はない。	パラメータを起点に開始する操作ではないことから影響はない。	運転員等操作時間として、アニュラス空気浄化設備のダンパへの代替空気供給操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して60分を想定して設定。	本操作は同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作に与える影響はない。	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の差異により操作開始時間が早くなる。このように操作開始が早くなる場合には、アニュラス負圧達成までの時間が短くなり、放出放射エネルギーが減少する。このため、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。	操作開始が10分～20分程度遅れた場合、放出放射エネルギーは10%～30%程度の増加であり、100TBqに対して余裕は確保できるため、操作時間余裕として事象発生から80分程度は確保できる。（添付資料3.1.1.27）

添 3.1.1.20-8

## 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

### 1. はじめに

格納容器過圧破損の評価事故シーケンス「大破断LOCA + ECCS注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗」時に、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり小さく、局部的に溶融炉心が堆積するような極端な条件での感度解析を実施し、コンクリート侵食が発生した場合の溶融炉心・コンクリート相互作用による原子炉格納容器圧力及び温度への影響について、以下の条件で評価を実施した。

項目	パラメータ	設定値	設定根拠
基本ケース	代替格納容器スプレイ作動	炉心溶融開始から 30 分後	運転員操作余裕時間として設定
	エントレインメント係数	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最確値
	溶融炉心の拡がり面積	原子炉下部キャビティ床面積の 1 / 1	原子炉下部キャビティ区画床全面とする
	Kutateladze 係数	0.1 (0.8 MW / m <sup>2</sup> 相当 <sup>(注)</sup> )	水による冷却を伴った溶融炉心とコンクリートの相互作用に関する実験に基づく値
感度解析ケース	代替格納容器スプレイ作動	炉心溶融開始から 30 分後	運転員操作余裕時間として設定
	エントレインメント係数	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最大値
	溶融炉心の拡がり面積	原子炉下部キャビティ床面積の約 1 / 10 から落下量に応じて拡大	落下時に細粒化などにより冷却が進む
	Kutateladze 係数	溶融物存在時 0.1 (0.8 MW / m <sup>2</sup> 相当 <sup>(注)</sup> ) 全体固化時 0.0625 (0.5 MW / m <sup>2</sup> 相当 <sup>(注)</sup> ) コンクリート 15% 混入時 0.015625 (0.125 MW / m <sup>2</sup> 相当 <sup>(注)</sup> )	CCI 実験、SSWICS 実験に基づく熱流束を設定

(注) 大気圧条件

内は商業機密に属するものですので公開できません

### 2. 影響確認

評価の結果、感度解析ケースではコンクリート侵食は約16cmとなり、基本ケース及び感度解析ケースにおける原子炉格納容器圧力及び温度の推移を図1及び図2に示す。

感度解析ケースでは、基本ケースに比べて溶融炉心の拡がり面積及び溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束を制限していることから、溶融炉心が十分に冷えるまでの時間が基本ケースに比べ長くなる。このため、感度解析ケースでは、溶融炉心からの熱移行が基本ケースより遅れ、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は相対的に緩やかとなる。その後、感度解析ケースでは、コンクリート侵食による非凝縮性ガスの発生とこれに伴う反応熱が

増えることにより、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は高くなるものの、原子炉下部キャビティ水により溶融炉心が冷却されることでコンクリート侵食は停止し、これらの要因による原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は一時的なものである。このため、原子炉格納容器圧力及び温度は、それぞれ原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍及び200 に対して十分な余裕があり、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。なお、コンクリート侵食等に伴う水素発生量の増加は長期的に原子炉格納容器圧力の上昇要因となるが、感度解析ケースにおいても水素の追加発生に伴う原子炉格納容器内の水素濃度上昇はドライ条件換算で約1 vol%程度であり、絶対量自体は小さい。

以上のことから、格納容器過圧破損の評価事故シーケンス「大破断LOCA + ECCS注入失敗 + 格納容器注入スプレイ失敗」時に、溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合でも、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

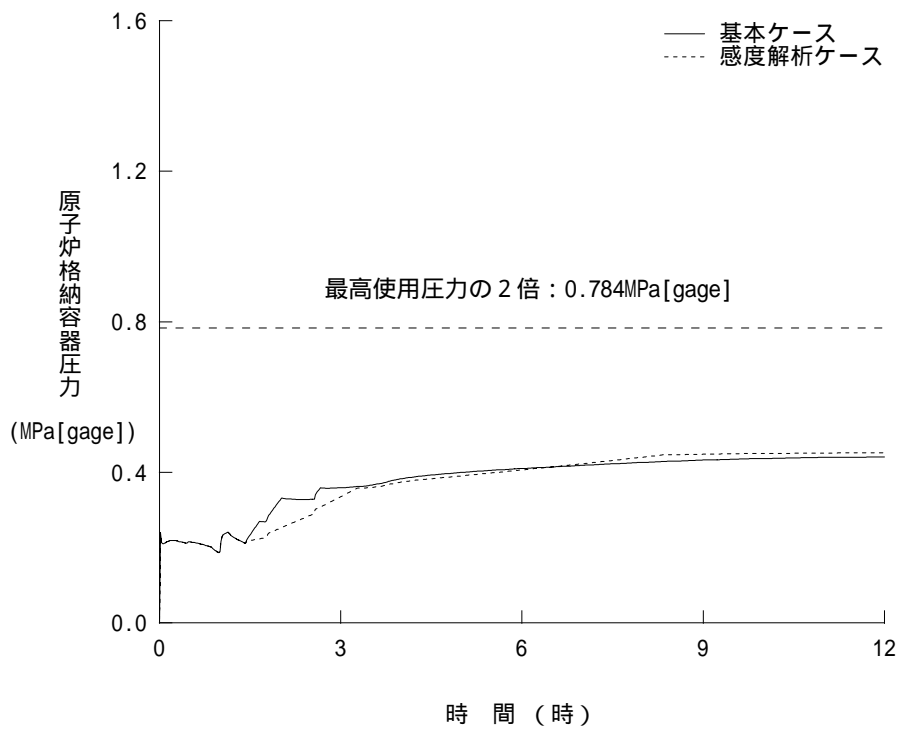


図1 原子炉格納容器圧力の推移

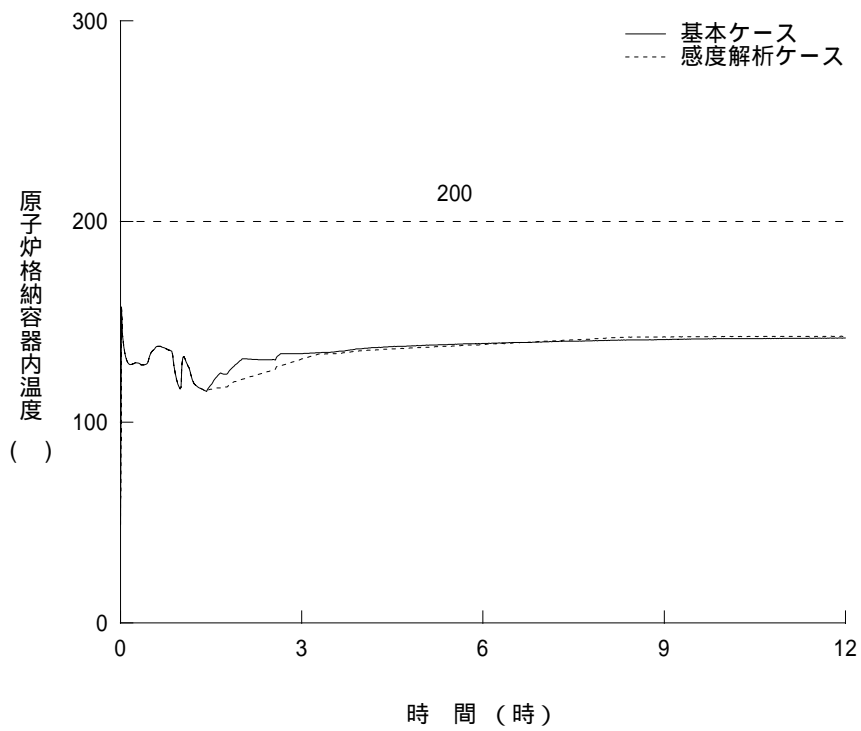


図2 原子炉格納容器内温度の推移

## 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

地震により大破断LOCAを上回る規模のLOCA（以下「Excess LOCA」という）が発生した場合には、1次冷却材の流出後の炉心冷却ができないことにより早期に炉心溶融に至ることから、炉心損傷防止対策を講じることは困難である。

一方、Excess LOCAについては、原子炉冷却材圧力バウンダリの損傷箇所に応じて事象進展が異なることが考えられ、炉心や原子炉格納容器への影響の観点から、大きく以下の3通りに分類が可能である。

- ・RCS高温側配管

事象初期の原子炉格納容器内圧の上昇が厳しくなる。

- ・RCS低温側配管

蓄圧注入系も含めてECCS注水機能が不能となり、炉心損傷が早まる。

- ・原子炉容器下部

炉内での冷却水の保持ができず、ECCS注水も無効となり、炉心損傷が早まる。

以上のように、損傷箇所が異なることで事象進展が変わることが想定されるものの、格納容器内へ放出される1次系保有エネルギーは同じであることから、長期的な挙動は大破断LOCAと同等と考えられるため、「大破断LOCA + ECCS注入失敗 + CVスプレイ注入失敗」時と同様の格納容器破損防止対策が有効に機能することで、格納容器の閉じ込め機能を維持できるものと考えられる。

ここでは、「Excess LOCA + ECCS注入失敗 + CVスプレイ注入失敗」について、大破断LOCAで講じる対策が有効に機能することについて検討を行った。なお、Excess LOCAにおける挙動を推察するため、以下の想定で感度解析を実施している。

- ・RCS高温側配管：高温側配管全ループ破断

- ・RCS低温側配管：低温側配管全ループ破断

- ・原子炉容器下部：原子炉容器下端における破損（開口面積：高温側配管両端破断相当）

なお、ここで扱うExcess LOCAは、LOCAの発生源となる機器のみが損傷することを想定している。一方で、大規模損壊事象として整理している「原子炉建屋損傷」、「原子炉格納容器損傷」及び「蒸気発生器伝熱管破損（複数本破損）」については、建屋・構造物の損壊によりExcess LOCAが発生することも考えられ、大破断LOCAで講じる対策に期待できず、格納容器の閉じ込め機能を維持できないおそれがある。これらの事象の発生頻度は非常に小さいことを確認しており、仮に発生した場合においても、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、建屋全体が崩壊するような深刻な事故の場合にも可搬型のポンプ・電源、放水砲等を駆使した大規模損壊対策により影響緩和を図ることとしている。

## 1. 感度解析結果について

Excess LOCAの想定に応じて、原子炉容器破損時間、原子炉格納容器圧力の挙動、原子炉下部キャビティへの1次冷却材の流入状況等が変わることが考えられるため、感度解析により影響を確認した。

なお、代替格納容器スプレイ開始時刻については、Excess LOCAの場合も大破断LOCAと同様、訓練実績等を踏まえて事象発生後約52分とした。

### 【RCS高温側配管破断の場合】

大破断LOCAとExcess LOCAの双方で、ブローダウン過程にて原子炉容器内の冷却材が短時間（数十秒以内）に流出する傾向は同じであり、炉心溶融開始時間への影響は小さい。原子炉容器破損までの時間は、Excess LOCAの方がわずかに遅くなっているが、これは破断口が大きいいため炉心での蒸気流速が早まり冷却が促進された影響であると考えられる。

原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティの水量にもほとんど差が無いため、ベースマットに有意な侵食は発生しない。また、溶融炉心と冷却材の相互作用により、原子炉格納容器圧力の上昇はみられるが、大破断LOCAの場合と同様に原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。したがって、Excess LOCA発生時にも原子炉格納容器の健全性が確保できる。

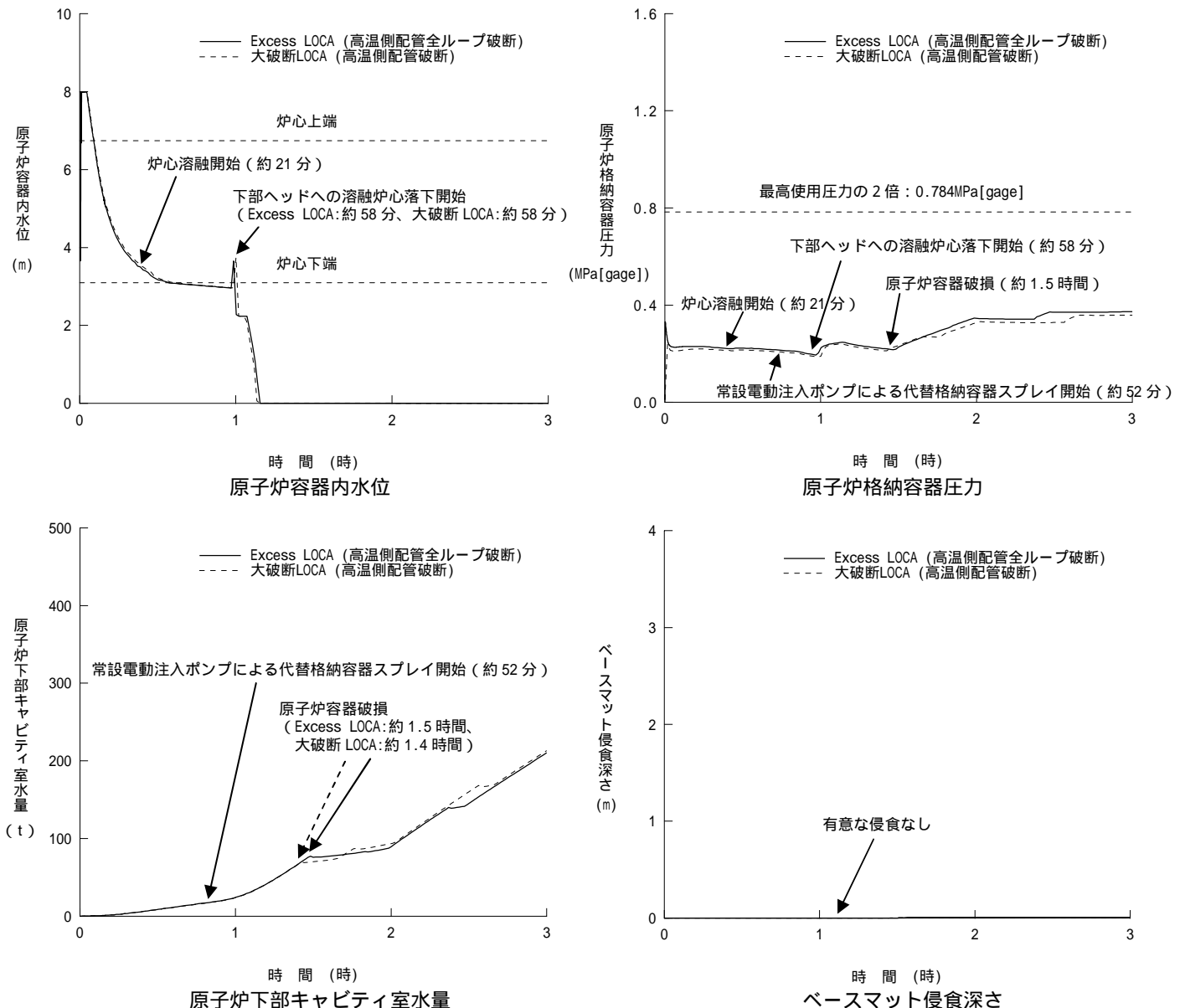


図1 感度解析結果（高温側配管全ループ破断）



【RCS低温側配管破断の場合】

大破断LOCAとExcess LOCAの双方でブローダウン過程にて原子炉容器内の冷却材が短時間に流出する傾向は同じであるが、原子炉容器破損までの時間には差が生じる。

原子炉容器破損までの時間に差が生じる理由は、大破断LOCAにおいては蓄圧注入が炉心冷却に寄与するが、Excess LOCAの場合には直接原子炉格納容器内に流出して炉心冷却に寄与できないためである。このためExcess LOCAの方が炉心溶融は約10分、原子炉容器破損は約40分早まる。一方、Excess LOCAでは蓄圧注入水が原子炉格納容器内に直接放出されるため、原子炉容器破損時は原子炉下部キャビティ内に十分な水量が存在する。その結果、大破断LOCAと同様にベースマットに有意な侵食は発生していない。また、溶融炉心と冷却材の相互作用により、原子炉格納容器圧力の上昇はみられるが、大破断LOCAの場合と同様に原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。したがって、Excess LOCA発生時にも原子炉格納容器の健全性が確保できる。

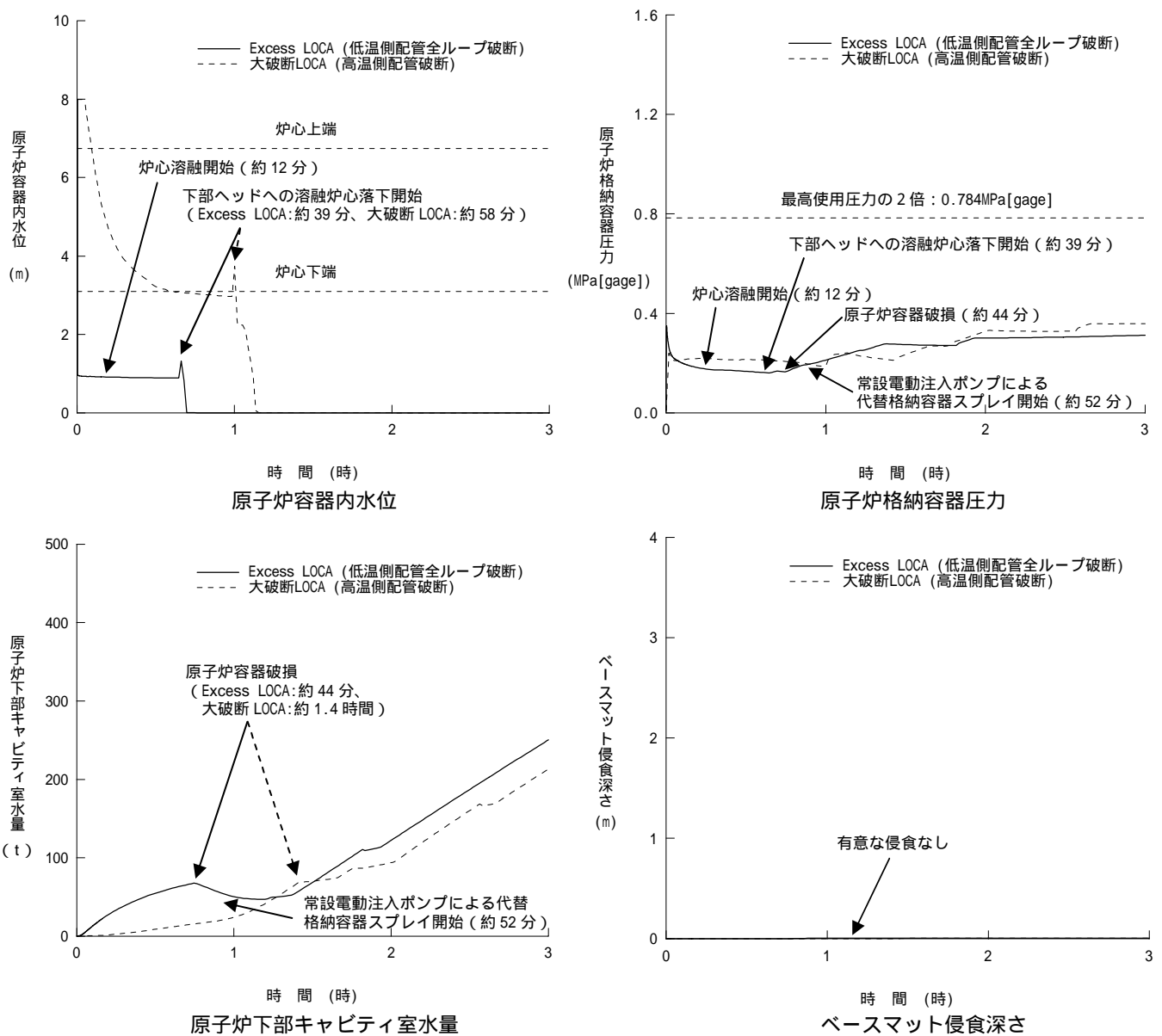


図2 感度解析結果 (低温側配管全ループ破断)

### 【原子炉容器下部破損の場合】

大破断LOCAとExcess LOCAの双方でブローダウン過程にて原子炉容器内の冷却材が短時間に流出する傾向は同じであるが、溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時間に差が生じる。

その理由は、大破断LOCAにおいてはブローダウン過程終了後に原子炉容器内に水が残存するが、Excess LOCAの場合には原子炉容器下部から早期に原子炉格納容器内に流出するためである。炉心溶融開始時間は約9分早まっており、また、Excess LOCAでは原子炉容器下部が破損しているため、溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時間が約45分早まり、事象発生から約39分となった。一方、原子炉格納容器内へ流出した水は、蓄圧注入水も含めて、原子炉下部キャビティに直接流入するため、溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点（約39分）では十分な量の水が原子炉下部キャビティに滞留している。そのため、Excess LOCAの場合であってもベースマットに有意な侵食は発生していない。また、溶融炉心と冷却材の相互作用により、原子炉格納容器圧力の上昇はみられるが、大破断LOCAの場合と同様に原子炉格納容器の健全性に影響を与えるものではない。したがって、Excess LOCA発生時にも原子炉格納容器の健全性が確保できる。

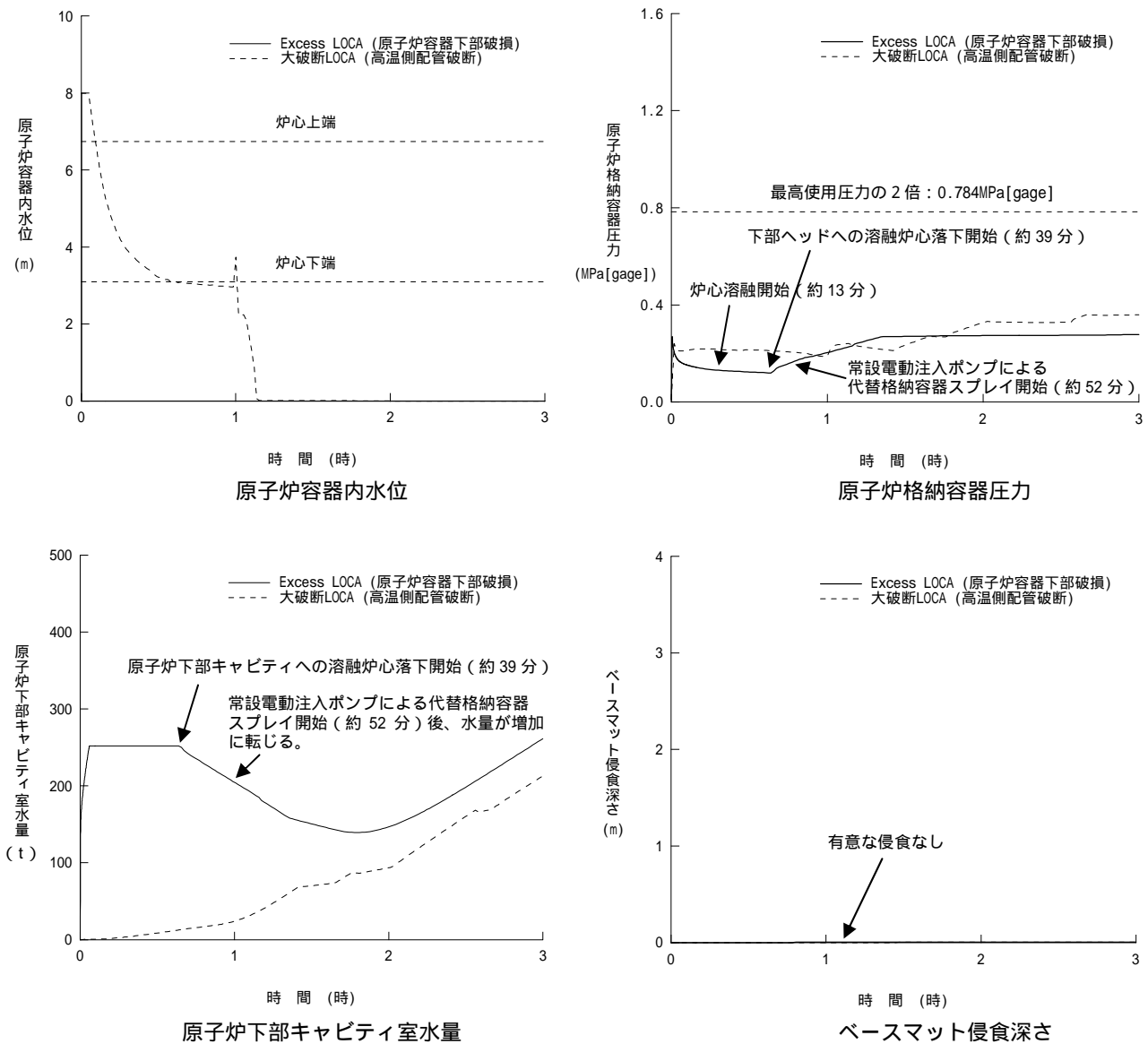


図3 感度解析結果（原子炉容器下部破損）

## 2．水素燃焼に関する考察

大破断LOCAとExcess LOCAの双方で、ブローダウン過程で原子炉容器内の水が短時間に流出する点で変わりなく、炉心注入が無ければ原子炉容器破損までの時間に大きな差は生じないことから、炉心損傷に伴う水素生成挙動にも大きな差は生じないと考えられる。

Excess LOCAの想定として、低温側配管や原子炉容器下部の破損を考慮すると、炉心損傷及び原子炉容器破損が早まることが考えられ、炉心損傷に伴う水素生成挙動にも影響が生じることが考えられるが、炉心露出後の過熱炉心への水蒸気供給が減少するため、原子炉容器内の水素生成量は少なくなることが考えられる。

水素燃焼に係る有効性評価では、審査ガイドにおいて「全炉心のジルコニウム量の75%が水と反応するものとする。」とされていることから、大破断LOCAとExcess LOCAで水素発生量に大きな差は生じない。また、水素発生速度の影響に関しては、瞬時に全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応した場合を想定した評価においても、原子炉格納容器内ドライ換算水素濃度が水素爆轟の目安となる13%に到達することはないことを確認している、さらに、水の放射線分解等によって長期的に発生する水素については、PARの効果により減少する。

以上から、Excess LOCAの場合においても原子炉格納容器の健全性を確保できる。

## 3．まとめ

感度解析結果から、大破断LOCA起因の評価事故シーケンスを選定している格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料 - 冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」において、Excess LOCA発生時にも原子炉格納容器の健全性が確保できることを確認した。また、「水素燃焼」についても、大破断LOCAとExcess LOCAで有意な差はないことから、原子炉格納容器の健全性が確保できる。

## 常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量の感度解析について

### 1. はじめに

格納容器過圧破損（大破断LOCA + ECCS注入失敗 + CVスプレイ注入失敗）では、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量を標準値として  $130\text{m}^3/\text{h}$  を設定して評価を実施している。このため、同シーケンスの常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量を設計上期待できる値である  $140\text{m}^3/\text{h}$  とした場合の感度を確認するため、感度解析を実施した。

感度解析：常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量

【 $130\text{m}^3/\text{h}$ 】    【 $140\text{m}^3/\text{h}$ 】

### 2. 影響確認

主要な解析条件及び事象進展の比較表を表1に示す。また、主要なパラメータの解析結果を図1から図6に示し、この結果から以下のことを確認した。

- ・ 図1、図2及び図6の結果から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量が多くなるため、代替格納容器スプレイ開始以降、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が緩和され、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。
- ・ 図3から図5の結果から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量が多くなるため、代替格納容器スプレイ開始以降、原子炉下部キャビティの水量は多めに推移し、溶融炉心の冷却が促進されることから、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

### 3. 結論

2. を踏まえた解析、手順への影響確認結果を図7に示すが、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ流量を設計上期待できる値  $140\text{m}^3/\text{h}$  において、格納容器過圧破損及びコンクリート侵食を防止でき、流量が多い場合の感度を確認できた。

表 1 申請書解析と感度解析の主要解析条件・結果の相違

項目	基本ケース	感度解析
解析コード	MAAP*	
炉心熱出力（初期）	100% (3,411MWt) × 1.02	
1次系圧力（初期）	15.41 + 0.21MPa[gage]	
1次冷却材平均温度（初期）	307.1 + 2.2	
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage]（最低保持圧力）	
蓄圧タンク保有水量	26.9m <sup>3</sup> / 基（最小保有水量）	
常設電動注入ポンプによる スプレイ流量	130m <sup>3</sup> / h	140m <sup>3</sup> / h
常設電動注入ポンプ作動	炉心溶融開始 + 30分 (事象発生から約52分後)	
常設電動注入ポンプ停止	事象発生から24時間後	
格納容器内自然対流冷却開始	事象発生から24時間後	
格納容器再循環ユニット	2基  1基当たりの除熱特性 (100 ~ 約168 、約4.1MW ~ 約11.2MW)	
破断位置、口径	高温側配管の完全両端破断	
水素の発生	Zr - 水反応	
原子炉格納容器自由体積	72,900m <sup>3</sup>	
原子炉容器破損	事象発生から約1.4時間後	
原子炉格納容器最高圧力	約0.444MPa[gage]	約0.407MPa[gage]
原子炉容器破損時 原子炉下部キャビティ水位	約1.1m	約1.2m

\* : EPRIによって開発されたコード

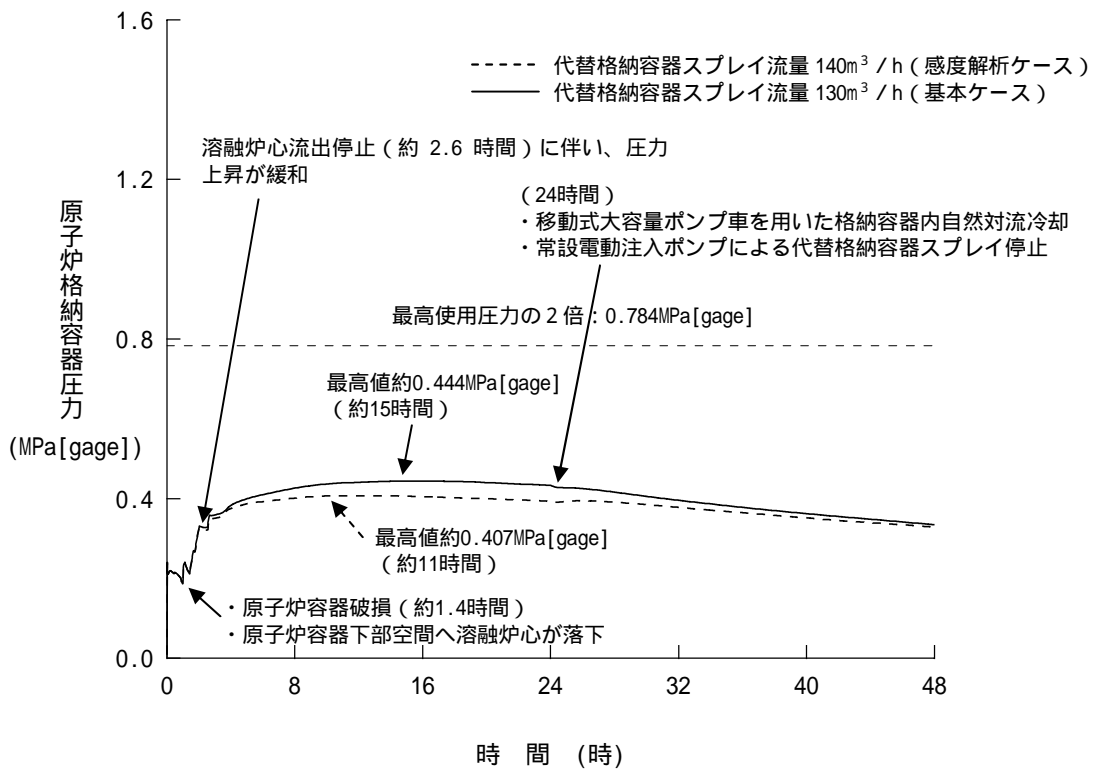


図1 原子炉格納容器圧力の推移

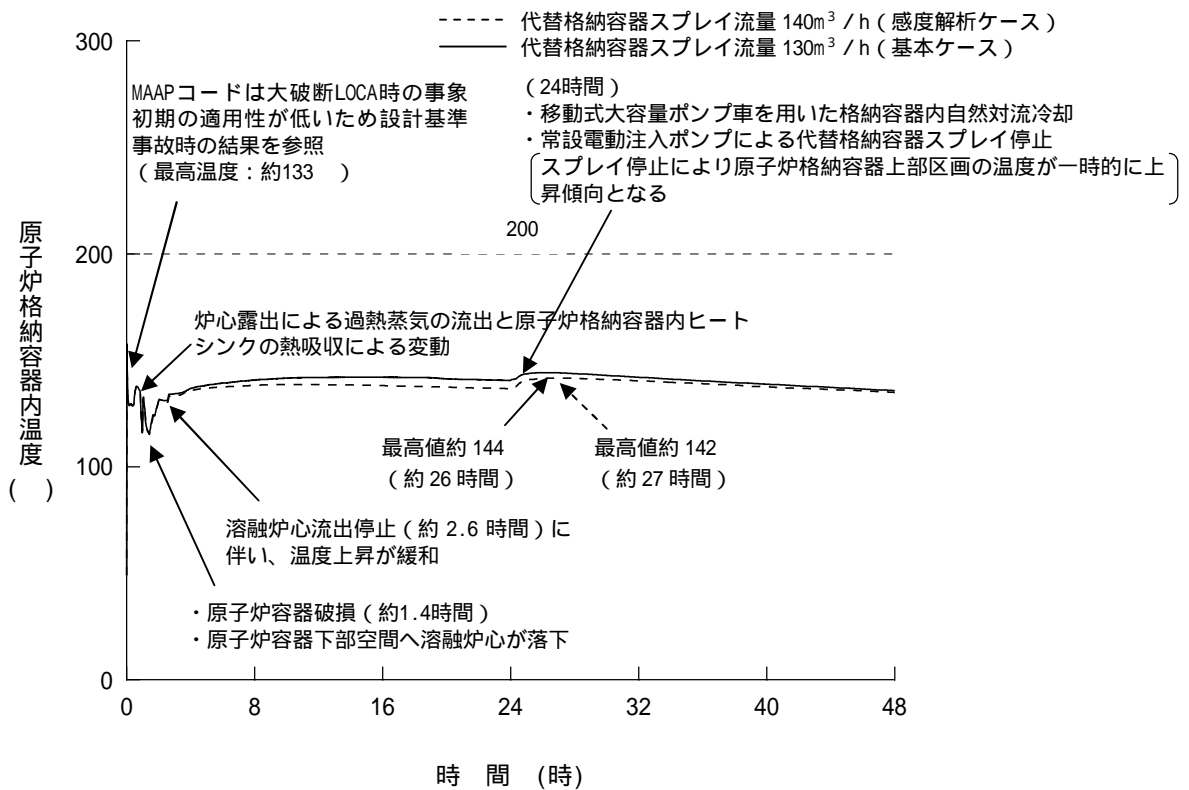


図2 原子炉格納容器内温度の推移

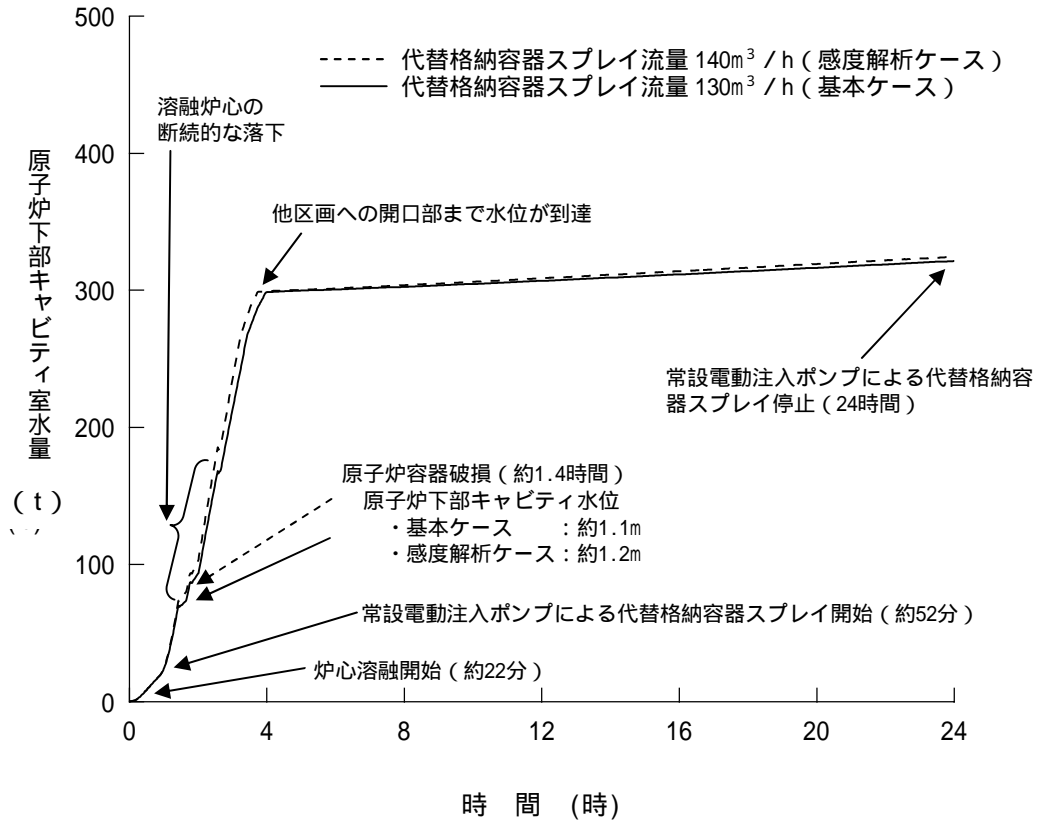


図3 原子炉下部キャビティ室水量の推移

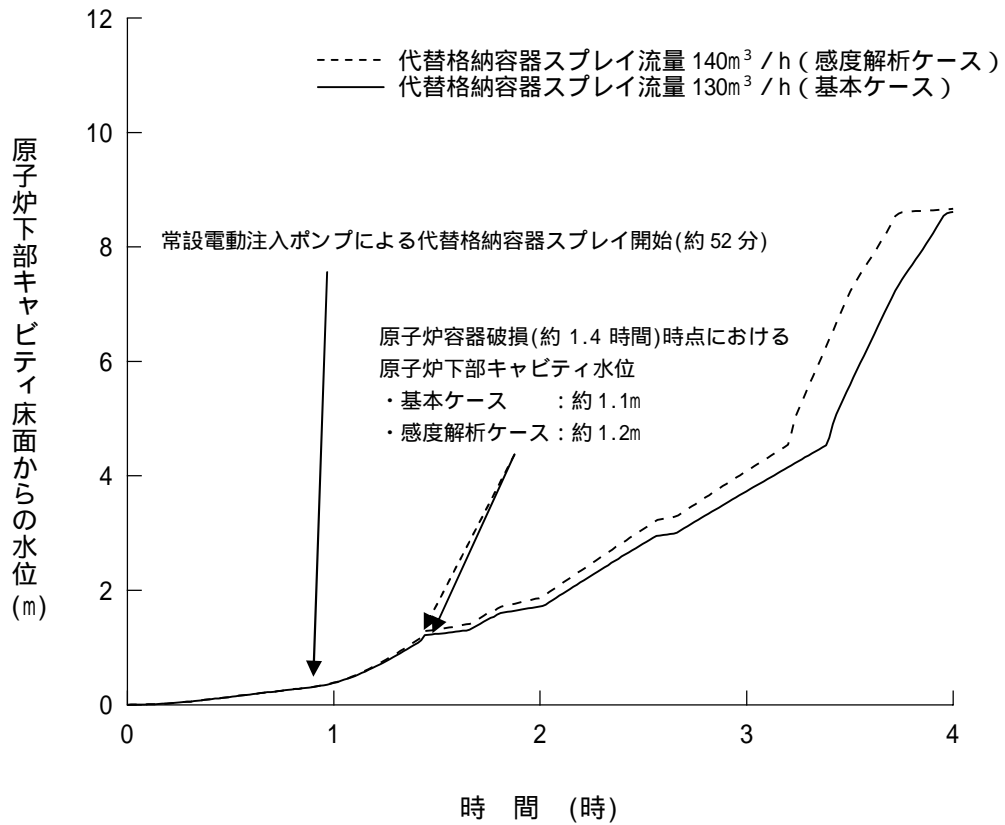


図4 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移

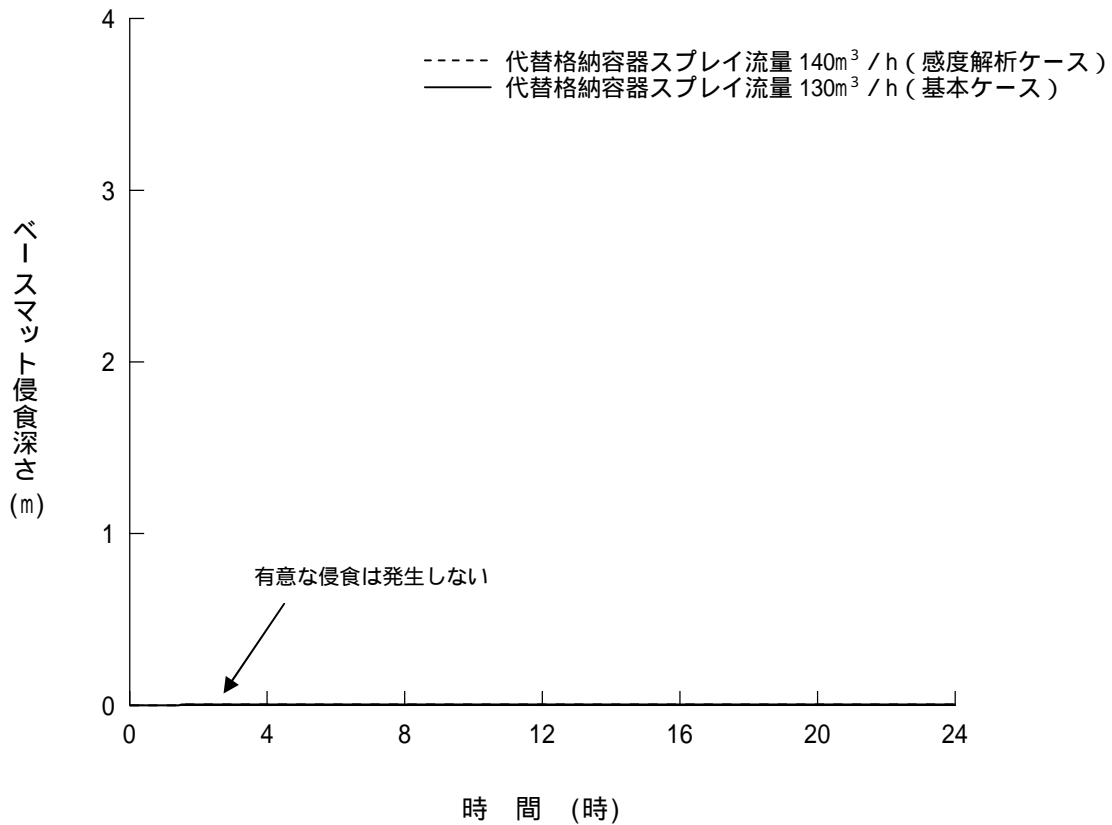


図5 ベースマット侵食深さの推移

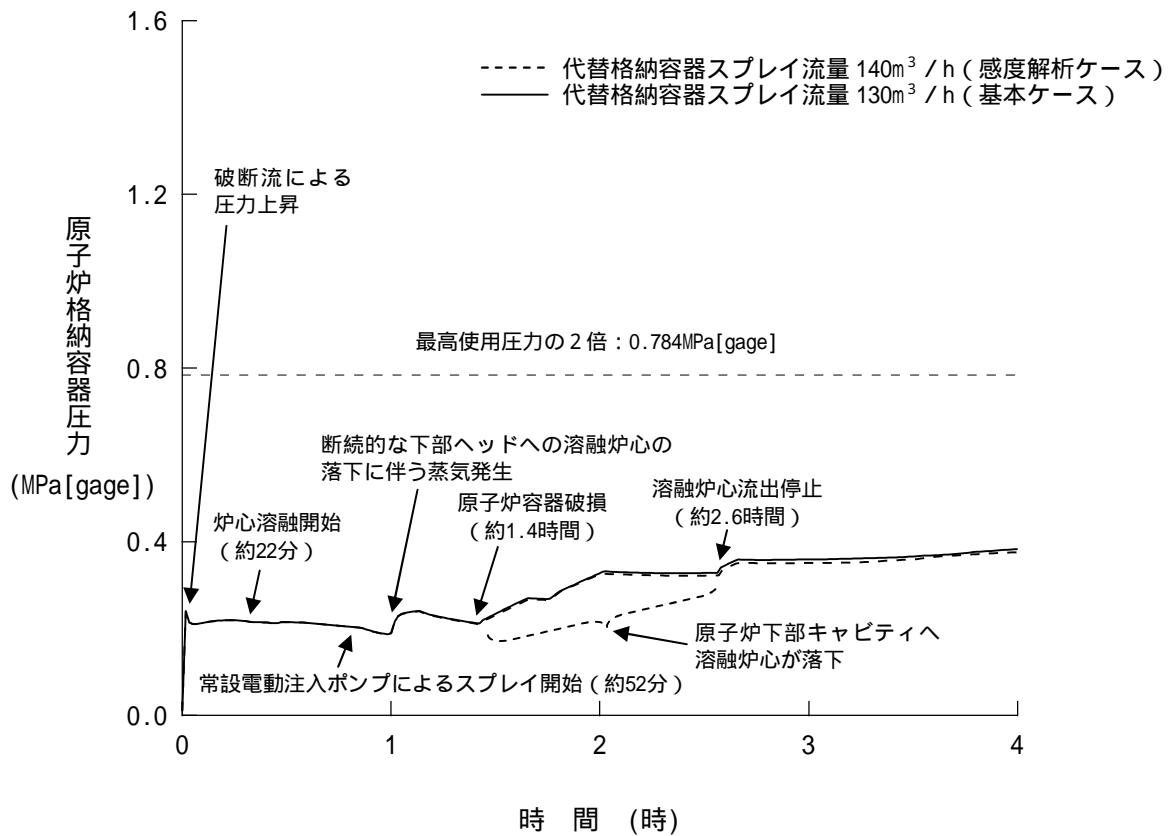


図6 原子炉格納容器圧力の推移 (~ 4時間)



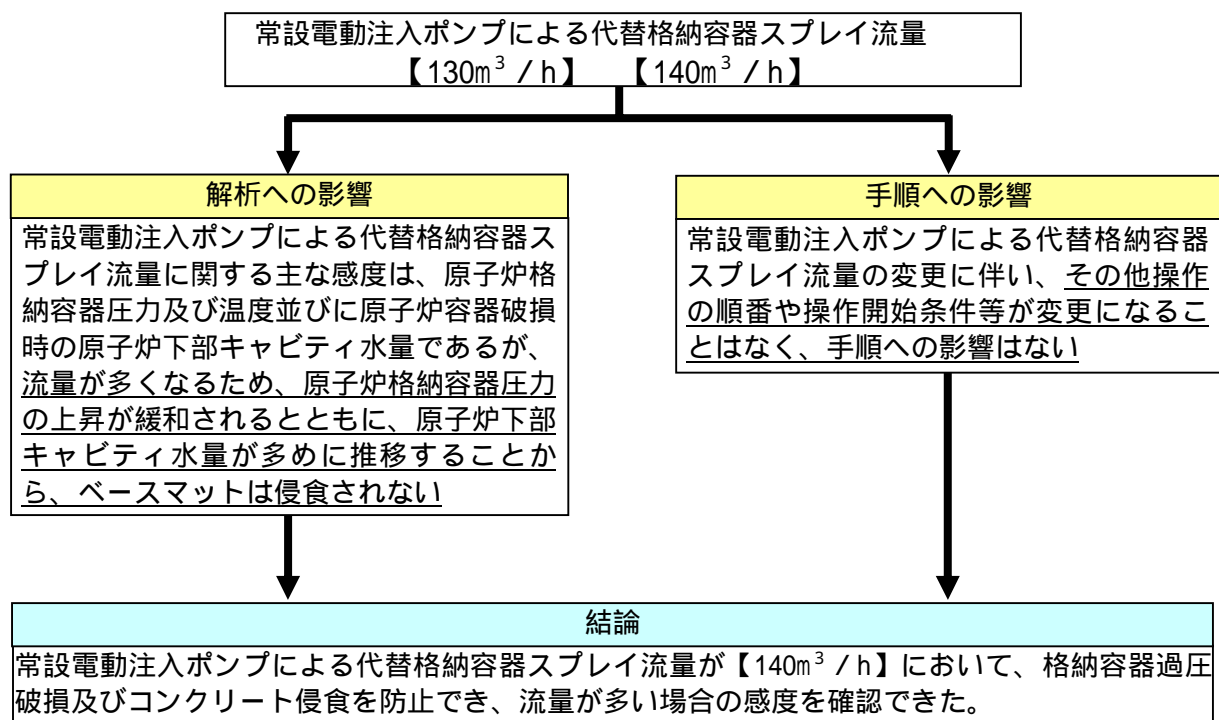


図7 感度解析ケースの解析、手順への影響確認結果

## 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影響について

## 1. はじめに

原子炉格納容器内に水素が存在する場合に、格納容器再循環ユニットでの除熱量は水素濃度に応じて変化するため、不確かさが存在する。このため、格納容器破損防止の観点で、最大限水素が発生した状態(ドライ換算 13vol%) の場合の感度解析を実施し、不確かさによる原子炉格納容器最高使用圧力の 2 倍及び原子炉格納容器内温度 200 に対する影響を確認した。

## 2. 影響評価

格納容器破損モード「雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)」の評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に高圧注入機能、低圧注入機能及び格納容器スプレイ機能が喪失する事故」の場合の原子炉格納容器圧力及び温度の推移をそれぞれ図 1 及び図 2 に示す。

最大限水素が発生した状態(ドライ換算 13vol%) では、原子炉格納容器圧力は、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開始前に最高値に到達するため、最高値に関して格納容器内自然対流冷却の水素影響はない。その後の格納容器内自然対流冷却開始後においては、水素影響を考慮しても、格納容器内自然対流冷却により原子炉格納容器圧力は低下傾向となっており、原子炉格納容器最高使用圧力の 2 倍に対して十分余裕がある。また、原子炉格納容器内温度は、1 の範囲で高めに評価するが、原子炉格納容器内温度 200 に対して十分余裕があり、水素濃度の不確かさを考慮しても評価項目となるパラメータに影響はないことを確認した。

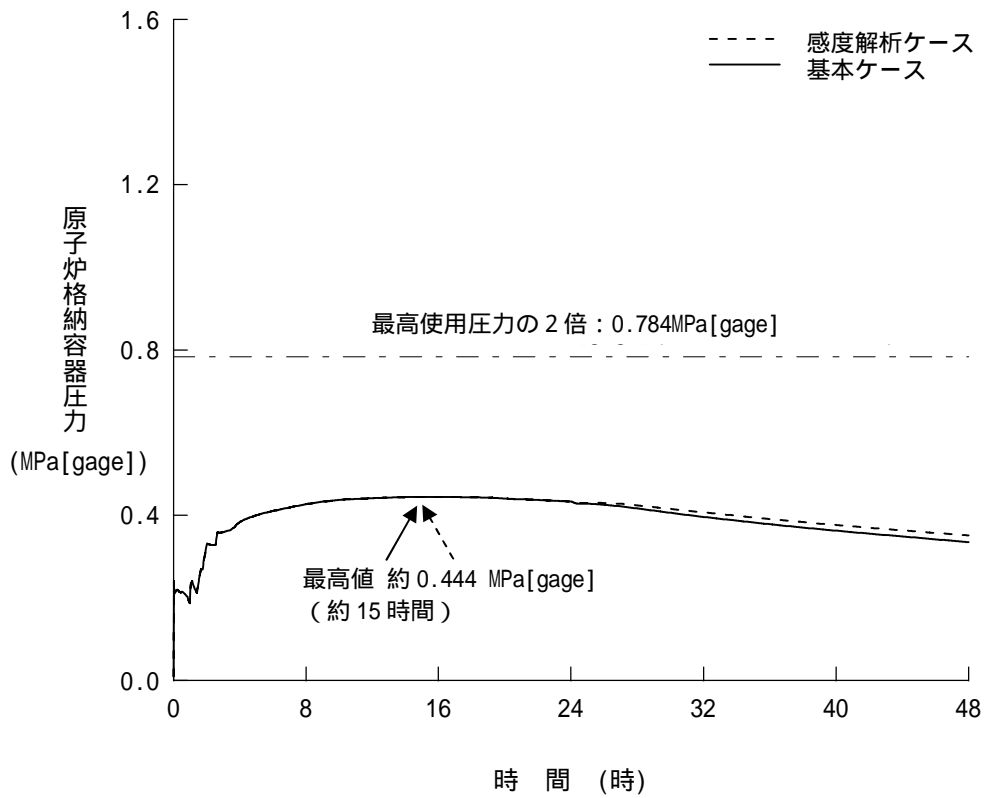


図1 原子炉格納容器圧力の推移  
 (格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素影響確認)  
 (ドライ換算 13vol%水素が存在する場合)

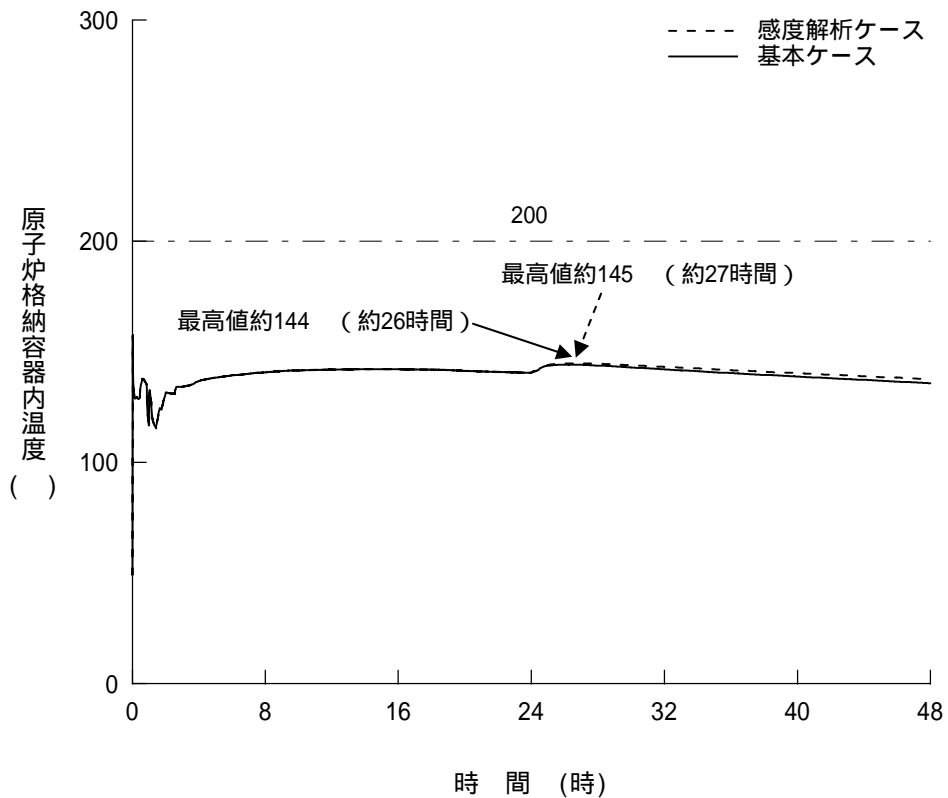


図2 原子炉格納容器内温度の推移  
 (格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の水素影響確認)  
 (ドライ換算 13vol%水素が存在する場合)

## 常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイ開始時間の感度解析について

## 1. はじめに

格納容器過圧破損（大破断LOCA + ECCS注入失敗 + CVスプレイ注入失敗）では、早期に常設電動注入ポンプにより代替格納容器スプレイを実施することとしていることから、同シーケンスの常設電動注入ポンプの格納容器スプレイ開始時間が遅れた場合の影響を確認するため、感度解析を実施した。

感度解析：常設電動注入ポンプによる格納容器スプレイ開始時間

【事象発生 + 約52分(炉心溶融開始約22分 + 30分)】 【事象発生 + 60分】

## 2. 影響確認

主要な解析条件及び事象進展の比較表を表1に示す。また、主要なパラメータの解析結果を図1～図6から、以下のことを確認した。

- ・図1、図2及び図6の結果から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間を遅らせることによる、原子炉格納容器圧力及び温度挙動への影響は軽微である。
- ・図3から図5の結果から、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間を遅らせることにより、原子炉下部キャビティの水量は低めに推移するが、原子炉容器破損時点までに原子炉下部キャビティ室に溜まることから、溶融炉心とコンクリートの反応は抑制され、ベースマツトは有意に侵食されない。

## 3. 結論

2.を踏まえた解析、手順への影響確認結果を図7に示すが、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ操作時間に余裕のあることが確認できた。

表 1 申請書解析と感度解析の主要解析条件・結果の相違

項目	基本ケース	感度解析
解析コード	MAAP*	
炉心熱出力（初期）	100% (3,411MWt) × 1.02	
1次系圧力（初期）	15.41 + 0.21MPa[gage]	
1次冷却材平均温度（初期）	307.1 + 2.2	
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa[gage]（最低保持圧力）	
蓄圧タンク保有水量	26.9m <sup>3</sup> / 基（最小保有水量）	
常設電動注入ポンプによる スプレイ流量	130m <sup>3</sup> / h	
常設電動注入ポンプ作動	炉心溶融開始 + 30分 (事象発生から約52分後)	事象発生から60分後
常設電動注入ポンプ停止	事象発生から24時間後	
格納容器内自然対流冷却開始	事象発生から24時間後	
格納容器再循環ユニット	2基  1基当たりの除熱特性 (100 ~ 約168 、約4.1MW ~ 約11.2MW)	
破断位置、口径	高温側配管の完全両端破断	
水素の発生	Zr - 水反応	
原子炉格納容器自由体積	72,900m <sup>3</sup>	
原子炉容器破損	事象発生から約1.4時間後	
原子炉格納容器最高圧力	約0.444MPa[gage]	約0.446MPa[gage]
原子炉容器破損時 原子炉下部キャビティ水位	約1.1m	約0.9m

\* : EPRIによって開発されたコード

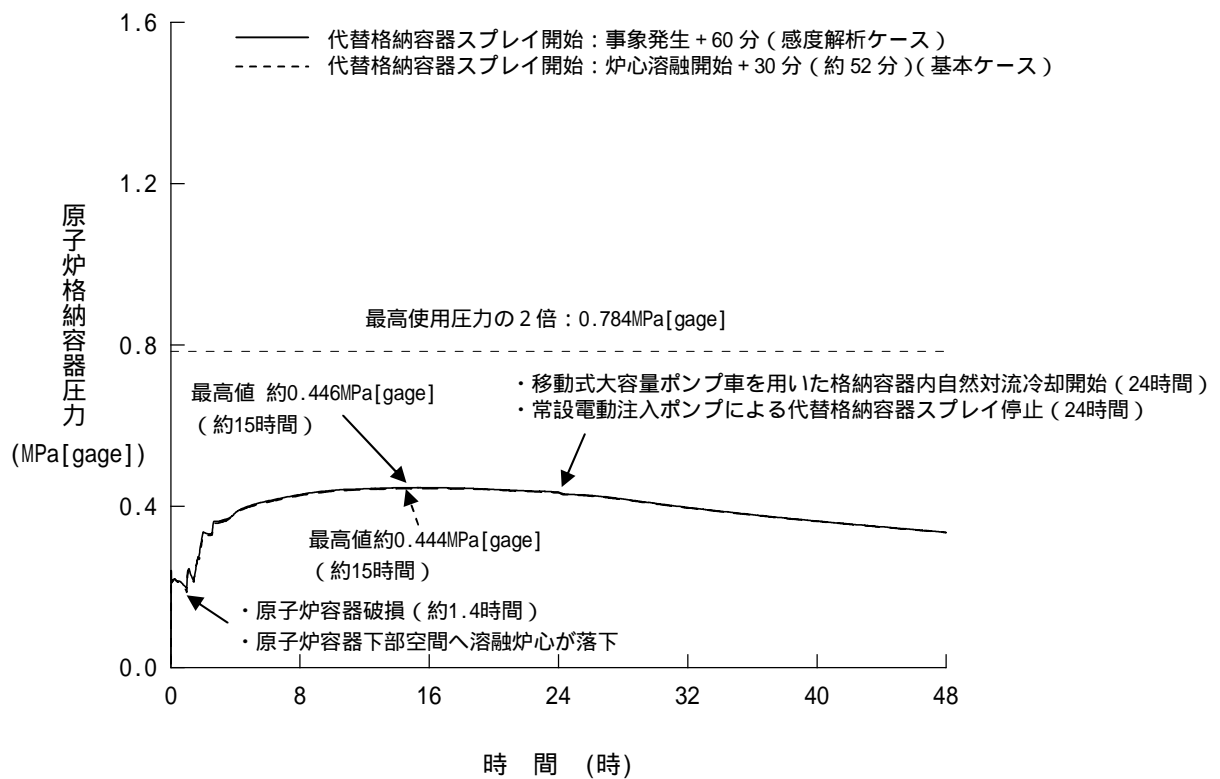


図1 原子炉格納容器圧力の推移

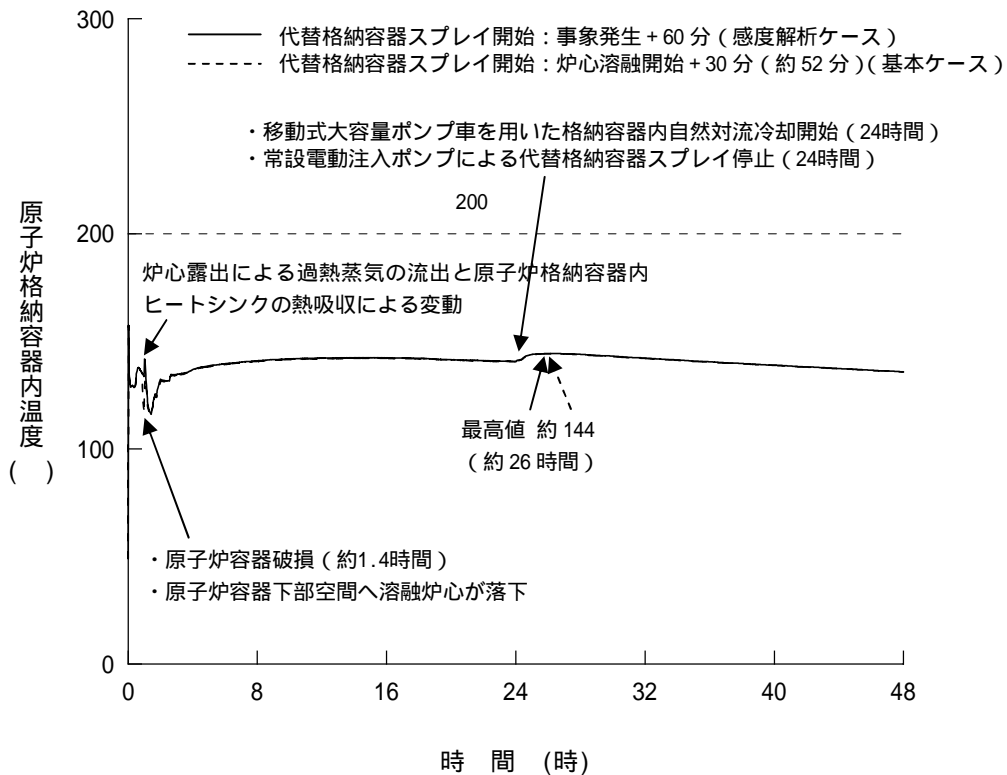


図2 原子炉格納容器内温度の推移

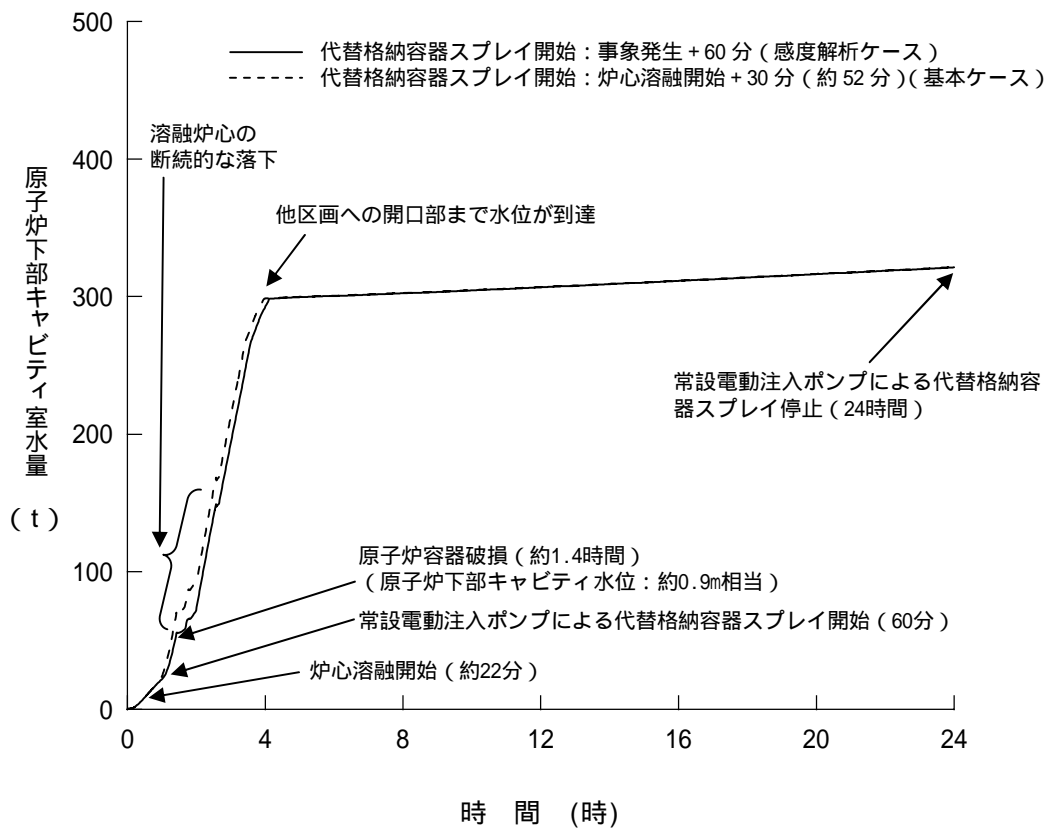


図3 原子炉下部キャビティ室水量の推移

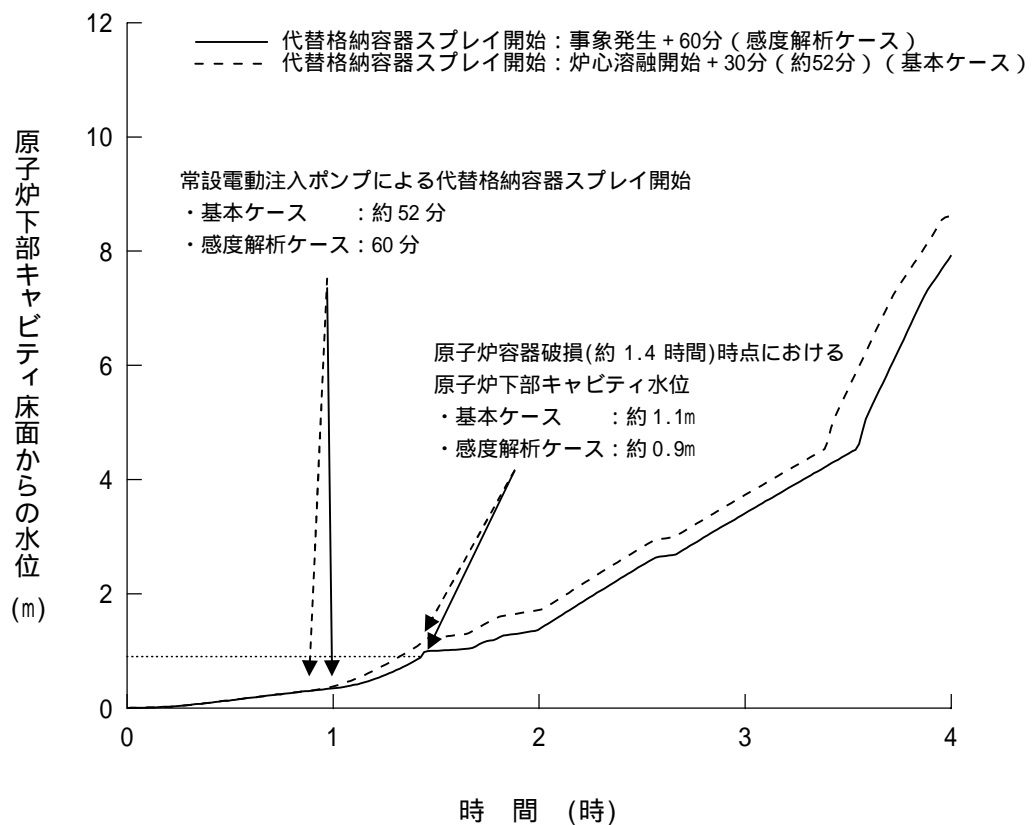


図4 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移

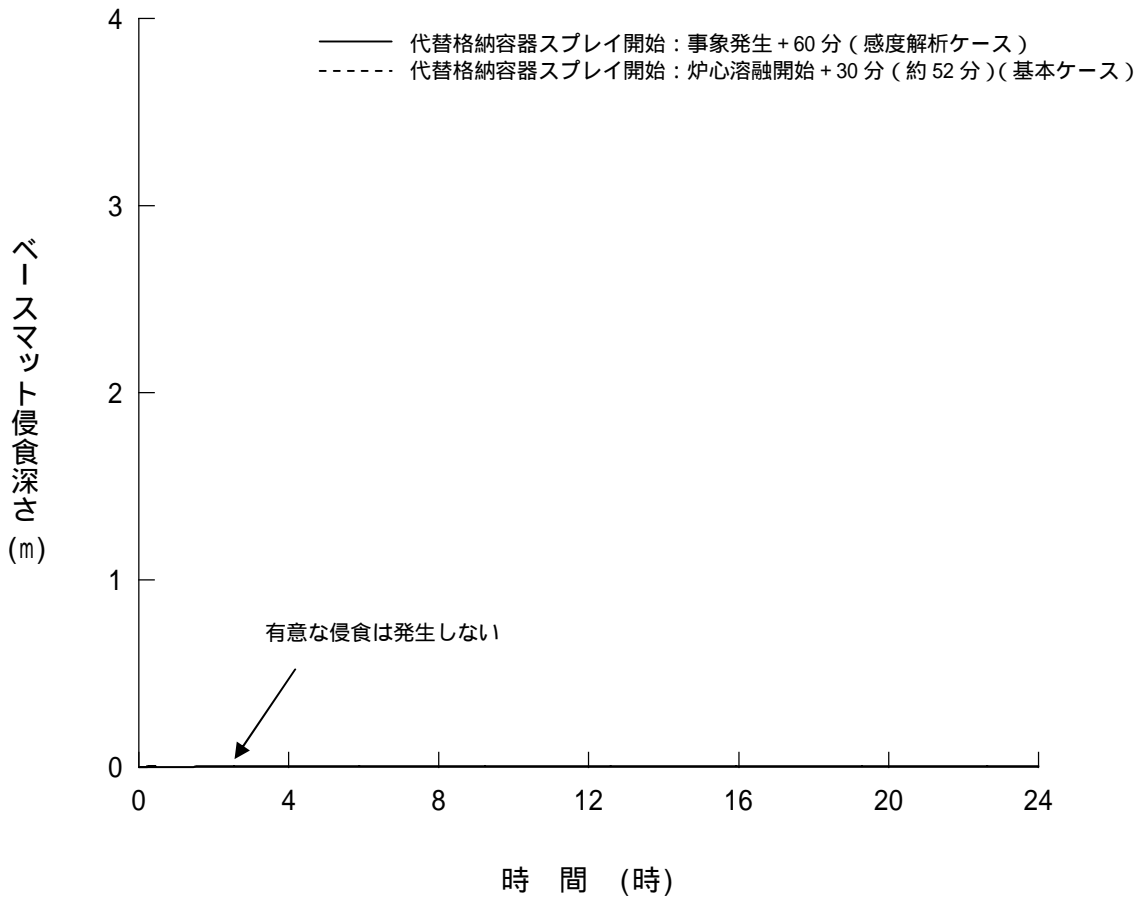


図5 ベースマット侵食深さの推移

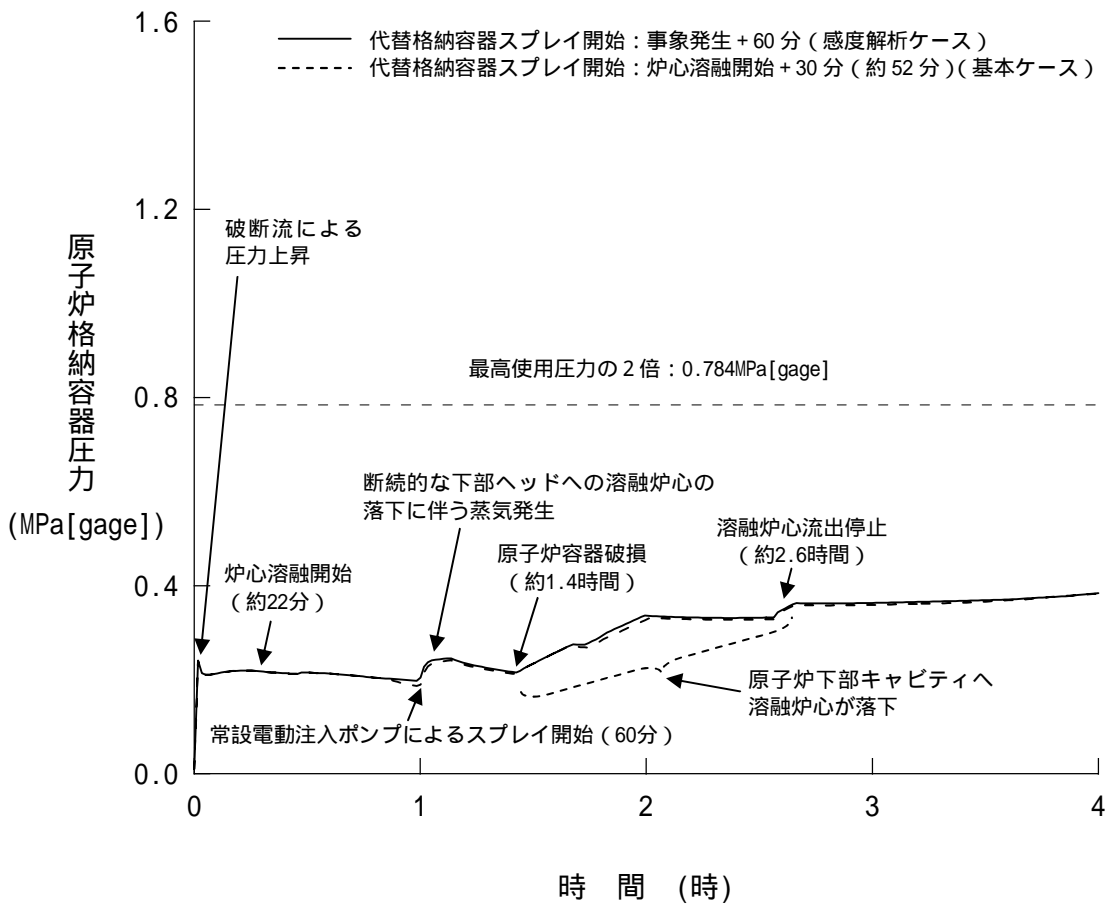


図6 原子炉格納容器圧力の推移



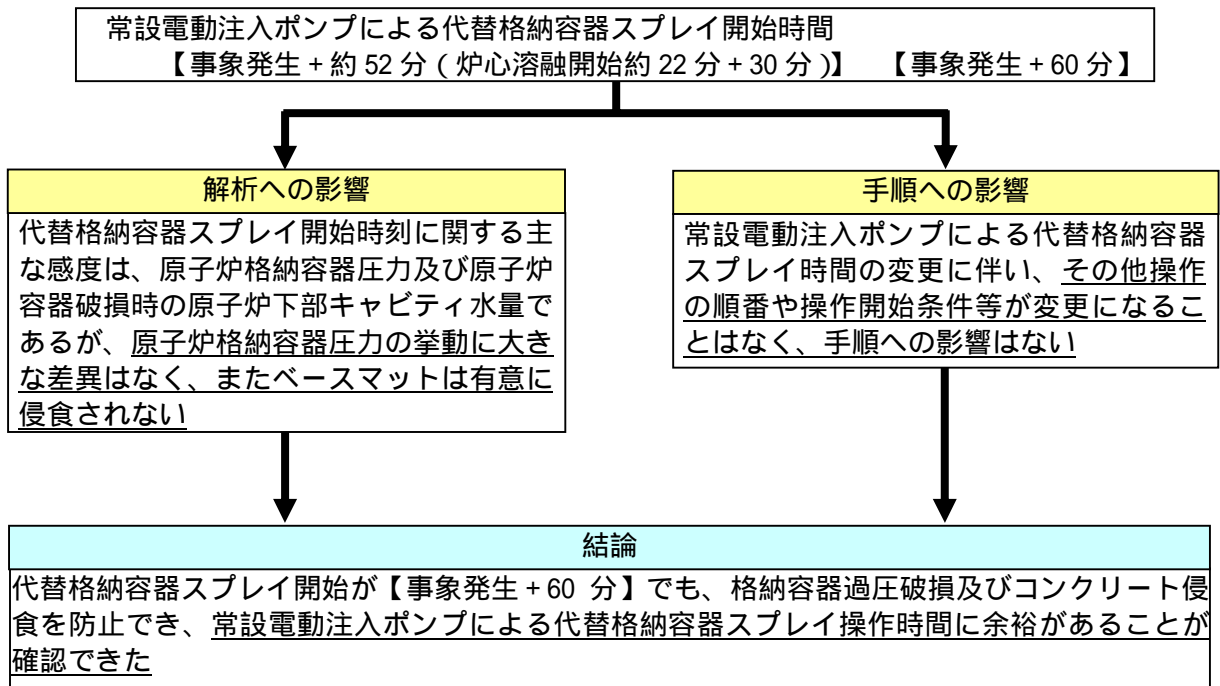


図 7 感度解析ケースの解析、手順への影響確認結果

## 格納容器過圧破損時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

## 1. はじめに

格納容器過圧破損モードの評価事故シーケンス「大破断LOCA + ECCS注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗」において、事象発生から24時間後に移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却を実施することとしているが、その操作の時間余裕について確認した。

## 2. 影響確認

常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ操作は、炉心損傷から30分後（事象発生から約52分後）に開始され、事象発生後24時間で移動式大容量ポンプ車による格納容器内自然対流冷却の開始とともに、代替格納容器スプレイを停止することとしている。移動式大容量ポンプ車の準備が遅れた場合は、代替格納容器スプレイを継続する必要があるが、原子炉格納容器内注水量の停止条件である4,000m<sup>3</sup>となるまでには、20分程度の時間余裕がある。

原子炉格納容器内注水量の停止条件：4,000[m<sup>3</sup>]

RCS体積：470[m<sup>3</sup>]

蒸気発生器施栓率0%の体積351m<sup>3</sup>に蓄圧タンク保有水量4基分約110m<sup>3</sup>を加え、10m<sup>3</sup>単位で切上げた体積

常設電動注入ポンプ容量　　：150[m<sup>3</sup> / h]

常設電動注入ポンプ起動　　：0.8[時間]（=約52分）

24時間経過時点での常設電動注入ポンプの注入量  
 $(24[\text{時間}] - 0.8[\text{時間}]) \times 150[\text{m}^3 / \text{h}] = 3,480[\text{m}^3]$

格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕  
 $(4,000[\text{m}^3] - 470[\text{m}^3] - 3,480[\text{m}^3]) / 150[\text{m}^3 / \text{h}]$   
 = 約20[分]

## Cs-137 の環境への放出放射エネルギー評価におけるアニュラス空気浄化設備起動操作の時間余裕について

## 1. はじめに

Cs-137 の環境への放出放射エネルギー評価においては、全交流動力電源喪失の重畳を考慮しており、運転員操作が、現場にてアニュラス空気浄化系ダンパの代替空気供給を行ない、アニュラス空気浄化ファンを起動させることで、フィルタにより Cs-137 を除去しながら、格納容器排気筒より環境へ放出する。

仮に、アニュラス空気浄化設備による大気放出が遅れた場合には、フィルタによる除去効果に期待することができないため、環境への放出放射エネルギーが増加し、「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。)に示されている 100TBq に対する余裕が小さくなる。本資料は、運転員操作を要するアニュラス空気浄化設備起動までの時間余裕を確認した。

## 2. 影響確認

起動時間が想定時間より遅れた場合の Cs-137 の環境への放出放射エネルギーを表 1 に示す。

一例として、起動時間がベースケースより 10 分もしくは 20 分遅れた場合には、Cs-137 の環境への放出放射エネルギーはそれぞれ約 5.1TBq、約 5.8TBq に増加するが、起動時間が想定より 20 分遅れた場合でも Cs-137 の環境への放出放射エネルギーの増加量は約 2TBq 以下であり、審査ガイド記載の 100TBq に対して十分余裕がある。

表 1 起動時間が遅れた場合の Cs-137 の環境への放出放射エネルギー評価

起動時間 <sup>1</sup>	Cs-137 放出放射エネルギー <sup>2</sup> (TBq)	アニュラス起動遅れによる増加量 <sup>3</sup> (TBq)
事象発生 60 分後 (ベースケース)	約 4.5	-
事象発生 70 分後 (ベースケースから 10 分遅れ)	約 5.1	約 0.7 (約 14%)
事象発生 80 分後 (ベースケースから 20 分遅れ)	約 5.8	約 1.4 (約 30%)

1: アニュラス負圧達成後にフィルタによる除去効果を期待でき、負圧達成までに 2 分を要する。アニュラス起動から負圧達成までの時間は、アニュラス起動時間によらず現行評価と同様に 2 分とした。

2: 有効数字 2 桁に切り上げ

3: 増加量は切り上げ、カッコ内は増加割合

燃料、水源、電源負荷評価結果について（格納容器過圧破損）

評価事故シーケンス

【大破断 L O C A + E C C S 注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗】

## 1. 水源に関する評価（格納容器注水）

< 3号炉 >

（必要注水量）

- ・ 常設電動注入ポンプ：150m<sup>3</sup> / h \* 1

事象発生約 52 分（0.86 時間）以降、24 時間まで（計約 23.2 時間）運転

$$150\text{m}^3 / \text{h} \times 23.2\text{h} = \underline{3,480\text{m}^3}$$

\* 1 注水流量は、130m<sup>3</sup> / h を下回らない流量であるため、保守的に常設電動注入ポンプの定格流量 150m<sup>3</sup> / h を用いて算出。

（注水可能量）

$$+ \quad = \quad \underline{3,730\text{m}^3}$$

< 水源 > 2,830m<sup>3</sup> . . .

- ・ 燃料取替用水タンク：1,960m<sup>3</sup>（通常水位低警報：96.0%（2,140m<sup>3</sup>）  
- 水位異常低警報値：3.0%（180m<sup>3</sup>））
- ・ 復水タンク：870m<sup>3</sup>（通常水位低警報：88.5%（1,080m<sup>3</sup>）  
- 水位異常低警報値：3.0%（110m<sup>3</sup>） - 100m<sup>3</sup>）\* 2

$$1,960\text{m}^3 + 870\text{m}^3 = 2,830\text{m}^3$$

\* 2 事象発生約 12 時間後に、燃料取替用水タンクと復水タンクの連絡操作を行い、復水タンク水を燃料取替用水タンクに融通する。また、補助給水ポンプによる S G 注水（200m<sup>3</sup> / h × 30 分 = 100m<sup>3</sup>）を考慮する。

< 水補給 > 900m<sup>3</sup> . . .

- ・ 復水タンク水張り（復水タンク（ピット）補給用水中ポンプ：約 45m<sup>3</sup> / h × 2 台）  
事象発生 14 時間以降、24 時間まで運転

$$45\text{m}^3 / \text{h} \times 2\text{台} \times (24\text{h} - 14\text{h}) = 900\text{m}^3$$

水源評価結果

必要注水量に対して注水可能量が上回るため、事象発生 24 時間後までに移動式大容量ポンプ車、C / V 再循環ユニットによる自然対流冷却に移行することにより対応可能。

< 4号炉 >

(必要注水量)

- ・ 常設電動注入ポンプ :  $150\text{m}^3 / \text{h}^{*1}$

事象発生約 52 分 (0.86 時間) 以降、24 時間まで (計約 23.2 時間) 運転

$$150\text{m}^3 / \text{h} \times 23.2\text{h} = \underline{3,480\text{m}^3}$$

\* 1 注水流量は、 $130\text{m}^3 / \text{h}$  を下回らない流量であるため、保守的に常設電動注入ポンプの定格流量  $150\text{m}^3 / \text{h}$  を用いて算出。

(注水可能量)

$$+ \quad = \quad \underline{3,780\text{m}^3}$$

< 水源 >  $2,880\text{m}^3 \dots$

- ・ 燃料取替用水ピット :  $1,960\text{m}^3$  (通常水位低警報 :  $96.0\%$  ( $2,240\text{m}^3$ )  
- 水位異常低警報値 :  $3.0\%$  ( $280\text{m}^3$ ))
- ・ 復水ピット :  $920\text{m}^3$  (通常水位低警報 :  $88.5\%$  ( $1,210\text{m}^3$ )  
- 水位異常低警報値 :  $3.0\%$  ( $190\text{m}^3$ ) -  $100\text{m}^3$ ) \* 2

$$1,960\text{m}^3 + 920\text{m}^3 = 2,880\text{m}^3$$

\* 2 事象発生約 12 時間後に、燃料取替用水ピットと復水ピットの連絡操作を行い、復水ピット水を燃料取替用水ピットに融通する。また、補助給水ポンプによる S G 注水 ( $200\text{m}^3 / \text{h} \times 30 \text{分} = 100\text{m}^3$ ) を考慮する。

< 水補給 >  $900\text{m}^3 \dots$

- ・ 復水ピット水張り (復水タンク (ピット) 補給用水中ポンプ : 約  $45\text{m}^3 / \text{h} \times 2$  台)  
事象発生 14 時間以降、24 時間まで運転

$$45\text{m}^3 / \text{h} \times 2 \text{台} \times (24\text{h} - 14\text{h}) = 900\text{m}^3$$

水源評価結果

必要注水量に対して注水可能量が上回るため、事象発生 24 時間後までに移動式大容量ポンプ車、C / V 再循環ユニットによる自然対流冷却に移行することにより対応可能。

## 2. 燃料消費に関する評価

評価事故シーケンス【大破断 L O C A + E C C S 注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗】

プラント状況：3、4号炉運転中。

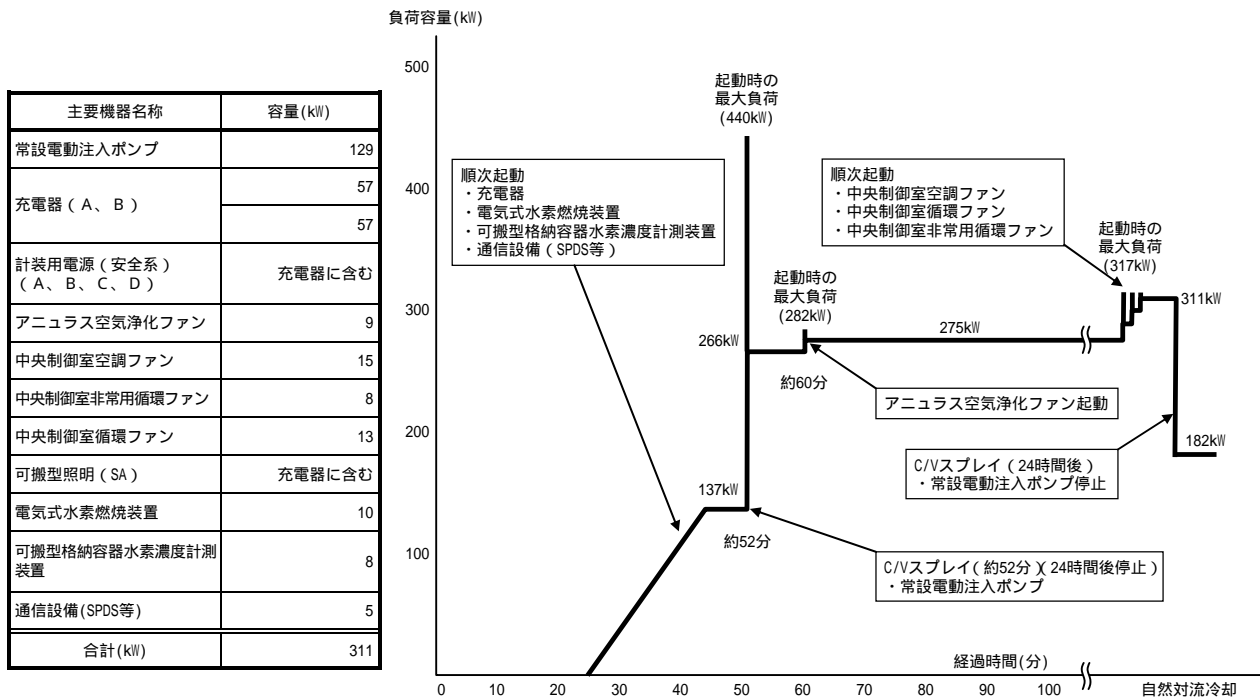
事象：大破断 L O C A は全ユニット発災を想定する。

前提：保守的に事象発生直後からの運転を想定する。

燃料種別	重油	
号炉	3号炉	4号炉
事象発生直後～7日間 (=168h)	大容量空冷式発電機 (3号炉用1台)起動。 燃費約1,370ℓ/h(定格負荷) ×1台×168h=約230.2kℓ	大容量空冷式発電機 (4号炉用1台)起動。 燃費約1,370ℓ/h(定格負荷) ×1台×168h=約230.2kℓ
事象発生直後～7日間 (=168h)	代替緊急時対策所用発電機 (3/4号炉共用2台)起動 燃費約23.0ℓ/h(定格負荷) ×2台×168h=約7.8kℓ	代替緊急時対策所用発電機 (3/4号炉共用2台)起動 燃費約23.0ℓ/h(定格負荷) ×2台×168h=約7.8kℓ
事象発生直後～7日間 (=168h) <使用済燃料ピットへの注水>	水中ポンプ用発電機(使用済燃料ピット及び復水タンク(ピット)補給用) (3号炉用1台)起動。 燃費約23.0ℓ/h(定格負荷) ×1台×168h=約3.9kℓ  水中ポンプ用発電機(取水用) (3号炉用1台)起動。 燃費約23.0ℓ/h(定格負荷) ×1台×168h=約3.9kℓ	水中ポンプ用発電機(使用済燃料ピット及び復水タンク(ピット)補給用) (4号炉用1台)起動。 燃費約23.0ℓ/h(定格負荷) ×1台×168h=約3.9kℓ  水中ポンプ用発電機(取水用) (4号炉用1台)起動。 燃費約23.0ℓ/h(定格負荷) ×1台×168h=約3.9kℓ
事象発生直後～7日間 (=168h)	使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム (3号炉用1台)起動 燃費約23.1ℓ/h(定格負荷) ×1台×168h=約3.9kℓ	使用済燃料ピット監視装置用空気供給システム (4号炉用1台)起動 燃費約23.1ℓ/h(定格負荷) ×1台×168h=約3.9kℓ
事象発生直後～7日間 (=168h) <復水タンク(ピット)への補給>	<使用済燃料ピットへの注水>に包絡される	<使用済燃料ピットへの注水>に包絡される
事象発生直後～7日間 (=168h)	移動式大容量ポンプ車 (3号炉用1台)起動。 燃費約207ℓ/h(定格負荷) ×1台×168h=約34.8kℓ	移動式大容量ポンプ車 (4号炉用1台)起動。 燃費約207ℓ/h(定格負荷) ×1台×168h=約34.8kℓ
合計	7日間 3号炉で消費する重油量の合計 約284.5kℓ	7日間 4号炉で消費する重油量の合計 約284.5kℓ
結果	3号炉に備蓄している重油量の合計は燃料油貯蔵タンク(2基)及び大容量空冷式発電機用燃料タンク(1基)の合計より約376kℓであることから、7日間は十分に対応可能。	4号炉に備蓄している重油量の合計は燃料油貯蔵タンク(2基)及び大容量空冷式発電機用燃料タンク(1基)の合計より約376kℓであることから、7日間は十分に対応可能。

### 3. 電源に関する評価

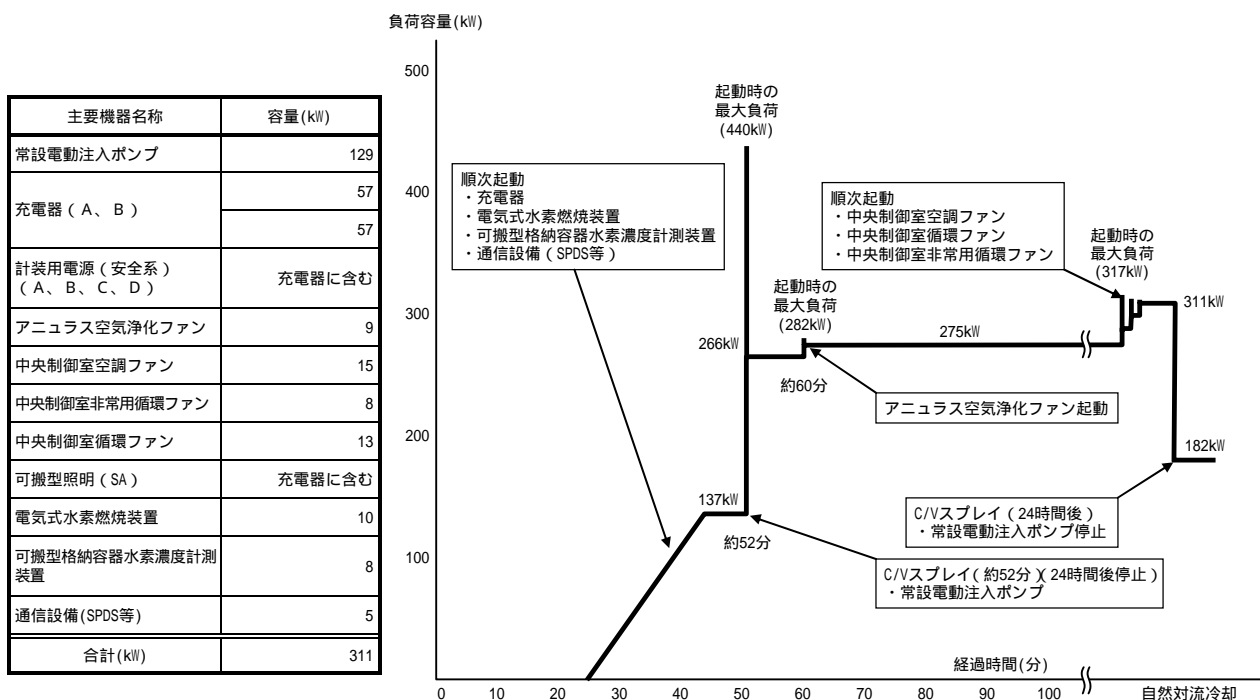
(1) 負荷リスト 玄海3号炉 大容量空冷式発電機 (約4,000kVA (給電容量: 約3,200kW))  
 < 大破断LOCA + ECCS注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗 >



主要負荷リスト

負荷積算イメージ

(2) 負荷リスト 玄海4号炉 大容量空冷式発電機 (約4,000kVA (給電容量: 約3,200kW))  
 < 大破断LOCA + ECCS注入失敗 + 格納容器スプレイ注入失敗 >



主要負荷リスト

負荷積算イメージ