

数である水の比体積と水質量とから計算される水の体積を基に計算される。

### 3.3.3 1次系モデル

1次系モデルは、炉心、原子炉容器、蒸気発生器、1次冷却材ポンプ、加圧器、1次冷却材配管等を配置した1次系ループにより構成される。水、蒸気、非凝縮性ガスの挙動の計算を行う。以下、1次系モデルについて述べる。

#### (1) ノード分割

1次系モデルは、図 3.3-3 に示すように、原子炉容器、1次系配管、加圧器、蒸気発生器等の1次系の構成要素ごとにノード分割し、各ノードの形状等の特性は設計値に基づき与える。1次系ループは、破断側ループと健全側ループの2ループでの模擬であり、3ループプラントや4ループプラントのように健全側ループが複数ある場合は、それらを1ループに縮約して取り扱っている。このノード分割は、コード内に設定されたプリセットであり、国内外の典型的なPWRプラントの1次系を模擬したものである。

有効性評価において、炉心損傷防止の観点では、LOCA 事象を想定しており、初期の複雑な流況を高い精度で予測をするものではないが、その後の崩壊熱による冷却材の蒸散が主たる支配因子となる段階においては、適用性を有する。

#### (2) 1次系の熱水力モデル

1次系の熱水力応答は、3.3.1 に示した基礎方程式により計算する。

1次系では、ヒートシンク（原子炉容器、1次系配管及び炉内構造物）と水、気体の間の熱伝達及び蒸気発生器での熱伝達が計算される。また、1次系内の気相の自然循環や、蒸気発生器での伝熱がある場合にはリフラックス流れと呼ばれる、原子炉容器の上部プレナムから高温側配管を通り蒸気発生器までの間で発生する対向流自然循環、さらには加圧器のサージ管、弁の流れを模擬している。

冷却材の流動様式は、冷却材中のボイド分布に応じて計算される。1次冷却材ポンプ運転中は強制対流であり、冷却材中に一様にボイドが生じる仮定としている。1次冷却材ポンプが停止するとボイド率が低い場合には自然循環が発生する。1次系全体平均のボイド率（グローバルボイド率）が高くなり、自然循環により液相を蒸気発生器伝熱管の頂部まで運ぶことができなくなると気液分離が発生する。なお、この時のボイド率は

を根拠として、有効性評価では

を与えている。なお、参考文献[3]では、Westinghouse タイプの原子炉は実験に基づくと 0.4~0.7 であることが示されている。このボイド率は、1次系の流動様式が切り替わるしきい値であり、1次系の平均ボイド率が徐々に変化する場合に流動様式が切り替わる時

期への影響が現れる。大破断 LOCA の再冠水以降は気液分離状態であり、このボイド率の設定は影響しない。全交流動力電源喪失の場合には、蒸気発生器 2 次側がドライアウトして 1 次系からの除熱が失われる時点から 1 次系のボイド率が早期に上昇するため、ボイド率の設定による気液分離のタイミングに大きな差は生じないことから、事象進展への影響は小さい。

気液分離後の液相の流動は水頭差により駆動される流れになる。すなわち、ダウンカム側の液相水位と炉心側のドリフトフラックスモデルで計算された二相水位の水頭差により駆動された流れが流動抵抗を考慮して計算される。蒸気発生器出口側配管内の液相は流動せず熱収支に応じて蒸発を行う。気相は蒸気発生器におけるリフラックス冷却と発生水蒸気による流動が考慮される。

水と 1 次系ヒートシンクの熱伝達係数は、強制対流時や自然循環時を個別に取り扱っている。気体と 1 次系ヒートシンクの熱伝達は、輻射と対流熱伝達を考慮している。対流熱伝達について、自然循環時及び強制対流時（乱流域、層流域及びそれらの遷移域）に分けて取り扱い、熱伝達係数を求める。

1 次冷却材ポンプ流量は入力値として与え、その流量が 1 次冷却材ポンプのトリップまで維持される。1 次冷却材ポンプのトリップに伴い、入力値として与えたコーストダウン曲線にしたがって自然循環へと移行する。

### (3) 加圧器モデル

加圧器は、加圧器本体、サージ管、加圧器スプレイ、加圧器ヒータ、加圧器逃がし弁、加圧器安全弁、加圧器逃がしタンクをモデル化しており、それらの質量及びエネルギー収支を計算している。モデル概念を図 3.3-4 に示す。

物質移動としては、加圧器への流入は、1 次冷却材の膨張に伴う高温側冷却材のサージ管からの流入、加圧器スプレイからの流入がある。加圧器からの流出としては、高温側配管へのサージ管からの流出、加圧器逃がし弁及び安全弁からの流出（液相と気相それぞれについて考慮）がある。また、熱移動としては、加圧器ヒータによる入熱、加圧器内に輸送された FP の崩壊熱による入熱、加圧器壁面への熱伝達がある。また、加圧器内部でのプロセスとして、流出サージ時に発生する加圧器内水のフラッシング及び気相の凝縮を考慮しており、それに伴う気相及び液相間の質量とエネルギー移動を計算している。

なお、加圧器は、破断側ループに接続されており、非破断側ループに接続される場合に比べて、非破断側ループ高温側配管から上部プレナムに流れ込む流量が小さく、上部プレナム保有水量が少なくなり、炉心冷却が悪化する傾向となるが、大破断 LOCA の場合は、加圧器が早期に空となり、短期的な影響に限定される。

加圧器逃がし弁が開放される場合、加圧器逃がし弁から放出された冷却材は、加圧器逃がしタンクに導かれる。ここで、設計値（設計圧力に対する流量）から

臨界流モデル（蒸気単相）に基づき各弁の実効的な流路面積を最初に計算し、各弁の流量については加圧器内の二相水位に応じて臨界流モデルを選択（蒸気単相から二相まで）しながら気相と液相の流量を計算している。

加圧器逃がしタンクは、加圧器逃がし弁に接続する体積要素として模擬しており、加圧器逃がし弁が開放した際に、気相及び液相の流量及びそれに伴うエネルギーの授受を計算している。ここで、臨界流には Henry-Fauske モデル<sup>4)</sup>を使用している。加圧器逃がしタンク内圧力が破損圧力に達するとラプチャディスクが破損し、以降、冷却材が原子炉格納容器の下部区画に放出される。

#### (4) 1次系破損モデル

原子炉冷却材圧力バウンダリ（加圧器サージ管、高温側配管、蒸気発生器伝熱管）の破損については、原子炉容器と同様にクリープ破損を模擬している（3.3.7(4)参照）。

#### (5) 破断流モデル

1次系と原子炉格納容器との間の流れについては、差圧流、サブクール臨界流、二相臨界流及び気相臨界流を計算する。

差圧流の場合は、3.3.1に示した流動の式に、1次系と原子炉格納容器の差圧を考慮して流量を計算する。

臨界流については、Henry-Fauske のモデルを採用している。気液の流速が同じであると仮定して、気液それぞれの流量を計算している。参考文献[5]より、Henry-Fauske のモデルは Marviken の実験に対して臨界流量を過大評価する傾向にあり、破断流量に関して保守的なモデルである。

### 3.3.4 蒸気発生器モデル

蒸気発生器モデルは、図 3.3-5 に示すように、蒸気発生器2次側を伝熱部とドーム部の2ノードに分割したモデルであり、蒸気発生器1次側と2次側との熱授受、蒸気発生器1次側から2次側への1次冷却材とFPの放出（伝熱管破断時）を考慮し、各ノードで質量及びエネルギーの保存則を計算している（基礎式は3.3.1参照）。

蒸気発生器モデルは、1次系モデルと同様に破断側ループと健全側ループに設けられるが、健全側ループが複数ある場合は、それらを1ループに縮約して取り扱っている。

蒸気発生器の伝熱モデルの概念を図 3.3-6 に示す。蒸気発生器1次側については、伝熱管1次側の流動状態に応じて、単相及び二相均質流の強制対流時は Dittus-Boelter 相関式、単相及び二相均質流の自然循環では一定値として熱伝達係数を仮定する。また、伝熱管1次側が気液分離状態の場合は、伝熱管1次側水蒸気の2

次側への伝熱に伴う凝縮、すなわちリフラックス冷却を模擬しており、ここで非凝縮性ガスは水蒸気の上方に分離される扱いとしている。蒸気発生器2次側は、液相が存在する領域では Jens-Lottes 相関式で熱伝達係数を求めている。伝熱部が露出した場合の気相部との熱伝達は、気体と1次系ヒートシンクと同様の計算方法を用いる。

蒸気発生器2次側の水位計算は、炉心水位と同様であり、幾何学形状と保有水量の関係から水位を計算する。

主蒸気逃がし弁及び主蒸気安全弁からの冷却材放出については、設計値（設計圧力に対する流量）から臨界流モデル（蒸気単相）に基づき各弁の実効的な流路面積を最初に計算し、各弁の流量については蒸気発生器2次側の二相水位に応じて臨界流モデルを選択（蒸気単相から二相まで）しながら気相と液相の流量を計算している。

給水ライン及び主蒸気ラインについては、境界条件として取り扱っている。主蒸気流量は、内部計算により初期原子炉出力に相当した流量が設定され、主蒸気隔離弁の閉止による隔離を模擬している。また、蒸気発生器2次側が加圧される場合は、主蒸気逃がし弁や主蒸気安全弁により原子炉格納容器内に蒸気が放出される。主給水流量は、入力値を与えており、原子炉トリップ等の信号による給水隔離を模擬している。補助給水は、蒸気発生器水位がプログラム水位に一致するよう自動制御を行っており、最大流量は、設計値に基づき入力値として与える。

### 3.3.5 原子炉格納容器モデル

原子炉格納容器モデルは、原子炉格納容器内の熱流動として、水、蒸気、非凝縮性ガスの挙動の計算を行う。以下、原子炉格納容器モデルについて述べる。

#### (1) ノード分割

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のモデル化を行う。原子炉格納容器のノード分割は、1次系モデルのようなプリセットではなく、入力値によって、分割数を与え、各ノードについては設計値に基づき、有効体積、形状、高さ等を、各ジャンクションについては、等価直径、長さ、ノードに対する接続位置等を与える。また、各ノードでは、スプレイ、ファンクーラ等の機器も配置できる。ヒートシンクとして、原子炉格納容器壁及び床、金属機器を模擬するが、区画の境界に存在する原子炉格納容器壁及び床については、両区画に配分するよう設定する。

原子炉格納容器のノード分割例を図 3.3-7 に示す。壁や床によって囲われた空間ごとに分割し、同じ特徴を有する空間を集約することを基本にして設定し、同

じ特徴を有する空間では、物理パラメータも同等となることから、緩やか、あるいは、長期的な応答を模擬できる。有効性評価では、上部区画、下部区画、アニュラ区画、原子炉下部キャビティ区画及び圧力ヘッド室区画（2及び3ループプラント）の4若しくは5ノードとしている。

3.3.3 に示した1次系のノード分割（図 3.3-3、図 3.3-4）との関係では、原子炉容器（頂部ヘッドを除く）は原子炉下部キャビティ区画に存在し、その他の1次冷却材配管等は下部区画に存在する。なお、頂部ヘッドは上部区画、加圧器逃がしタンクはアニュラ区画に存在する。低温側配管破断では、破断流は下部区画に放出される。一方、炉心溶融後に原子炉容器が破損する場合、下部プレナムからのデブリジェットは原子炉下部キャビティ区画に放出される。

## (2) 原子炉格納容器の熱水力モデル

MAAPコードの原子炉格納容器内モデルは、区画内の代表する状態量を1点で模擬し、区画間の流動を解析するランプドモデルである。

原子炉格納容器の熱水力応答は、3.3.1 に示した基礎方程式により計算するが、気相部の流動の式に関しては、

$$K_j |W|^{n-1} W = P_1 - P_2 + \rho_2 g(Z_2 + L - Z_1)$$

を用いている。ここで、 $K_j$ はジャンクションの抵抗係数、 $W$ はジャンクションの流量、 $P$ はノード圧力、 $\rho$ はノード密度、 $Z$ はジャンクションの接続位置、 $L$ はジャンクション長さである。

各ノードでは、区画間の気体、水、非凝縮ガスの移動に伴う質量及びエネルギーの変化、気体及び水の間の熱伝達、ヒートシンク（原子炉格納容器壁及び床、金属機器）に基づき、質量及びエネルギーバランスを計算する。その際、気液界面での水の蒸発及び水蒸気の凝縮、破断口からの水と蒸気の放出、放出された水のフラッシング、スプレイ水の蒸発、スプレイ水による凝縮並びに原子炉格納容器内のヒートシンク表面の凝縮も模擬している。水プールと原子炉格納容器床及び壁、気体と原子炉格納容器内ヒートシンクの熱伝達係数は、1次系と同様の計算方法を用いている。

大破断 LOCA の場合、破断口から下部区画に放出された水は原子炉格納容器圧力に応じて一部はフラッシングにより蒸気となり、破断口から放出された蒸気（水素ガスを含む）とあいまって上部区画へ流出し、残りの水は下部区画から圧力ヘッド室区画を経て最終的には原子炉下部キャビティ区画に流出する（2及び3ループプラントの場合）。一方、炉心溶融後に原子炉容器が破損する場合、原子炉下部キャビティ区画に放出（落下）したデブリジェットにより発生した多量の蒸気（水素ガスを含む）は、下部区画及びアニュラ区画を経て上部区画へと流出する。

原子炉格納容器中に存在する水プールの場合は、格納容器再循環サンプ等の区

画が満水になると他の区画に流出する。例えば、格納容器スプレイにより原子炉格納容器上部区画に注入された水は、他の区画を経由して、最終的には原子炉下部キャビティ区画に流入する。

原子炉格納容器内は1次元ヒートシンクモデル及びランプドヒートシンクが用いられ、これらの表面では気相との対流熱伝達、凝縮熱伝達及び輻射熱伝達が、冠水部分では水との対流熱伝達が考慮される。1次元ヒートシンクは主にコンクリート壁へ適用し、片面あるいは両面が区画に接して熱交換を行う。1次元分割は温度勾配の大きい表面は細かいメッシュで、それ以外は粗いメッシュで分割される。ランプドヒートシンクは主に熱伝導率の高い金属ヒートシンクに適用する。ランプドヒートシンクは、熱伝導率が高く内部温度が一様であると仮定できるとし温度を1点で代表する。

原子炉格納容器の熱水力応答に関しては、1次系の破断等による、1次系と原子炉格納容器との間の流れも模擬しているが、特に大破断 LOCA のように破断流が高流量かつ高エネルギーの場合には、運動量方程式を準静的に扱っているという、近似的な取扱いのために、破断流の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放出され、原子炉格納容器内温度が非現実的に上昇する傾向がある。事象進展中においても、同様の傾向が現れる可能性があるものの、それ以降のエネルギー放出は緩やかであり、顕著な影響とはならない。

### (3) 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却モデル

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は、格納容器再循環ユニット冷却コイルに冷却水を通水することで生じる格納容器再循環ユニットの出入口の密度差を駆動力として自然循環を発生させるものである。MAAPコードでは、原子炉格納容器上部区画とアニューラ区画の間の流路として格納容器再循環ユニットを模擬しており、除熱特性としては、原子炉格納容器内温度と流速及び原子炉格納容器内温度と除熱量の関数を入力値により与え、原子炉格納容器内温度に対応した格納容器再循環ユニットの流量及び除熱量を計算する。ここで得られた流速及び除熱量から、原子炉格納容器内の質量及びエネルギーバランスを計算する。概念を図 3.3-8 に示す。ここで、MAAPコードに与える除熱特性は、国内で実施された凝縮熱伝達実験で確認された評価式を用いて格納容器再循環ユニットの形状に基づき設定されるものである。

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によって発生する凝縮水は、アニューラ区画の液相部に混合され、原子炉下部キャビティに流入する。

### (4) 水素発生

原子炉容器内及び原子炉格納容器内の水素発生源として、

- ・炉心ヒートアップ及び溶融炉心のジルコニウム-水反応による水素発生 (3.3.7(1)参照)
- ・溶融炉心によるコンクリート分解に伴う水素発生 (3.3.7(5)参照)

を模擬する。なお、以下については、上記の水素発生量に比べて、ごく小規模であることから、解析モデル上、考慮はしていない。

- ・水の放射線分解による水素発生
- ・原子炉格納容器内での金属腐食による水素発生
- ・原子炉格納容器内でのヒドラジン分解による水素発生

発生した水素のノード間の移動は、1次系及び原子炉格納容器の各熱水力モデルにより計算される。

#### (5) 原子炉格納容器破損モデル

原子炉格納容器圧力と最高使用圧力の2倍あるいは原子炉格納容器内温度と200℃との比較により原子炉格納容器の破損を判定する。また、溶融炉心によるコンクリートの侵食がある場合には、侵食深さを考慮して原子炉格納容器の破損を判定する。

### 3.3.6 安全系モデル

安全保護系、制御系、炉心損傷防止対策及び格納容器破損防止対策で想定する機器を模擬している。なお、有効性評価では、水素処理（静的触媒式水素再結合装置（PAR）及びイグナイタ）に関するモデルは考慮しない。

#### (1) ECCS

高圧注入、低圧注入それぞれについて注入特性、作動設定圧、遅れ時間を入力値として与え、1次系圧力に応じて注入流量が計算され、1次系の低温側配管に流入する。

#### (2) 蓄圧タンク

入力値として、タンク数、体積、注入ライン高さ、注入ライン長さ、注入ライン面積、注入ライン圧力損失を与える。また、初期状態としてタンク圧力、温度、水位を与える。蓄圧注入系が作動した場合、気相変化プロセスとして等温変化を仮定し、状態方程式により蓄圧タンク圧力を評価し、1次系圧力との差圧及び配管圧力損失から注入流量を評価する。ここで、配管圧力損失は、逆止弁、止め弁やエルボも含めた配管全体の圧力損失係数を与える（図 3.3-9）。

## (3) 格納容器スプレイ

格納容器スプレイモデルは、入力として台数、作動設定圧力、作動遅れ時間、定格流量を与え、原子炉格納容器圧力に応じて注入流量が計算される。

## (4) 燃料取替用水タンク（ピット）

燃料取替用水タンク（ピット）の入力としては、水の温度、質量、底部面積があり、これらを使用して初期状態を設定する。ECCS 及び格納容器スプレイが作動した場合、燃料取替用水タンク（ピット）の保有水が減少し、水位と水量の関係から水位計算を行う。

## (5) 格納容器再循環ユニット

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に関する現象モデルについては、3.3.5(3)で述べたとおりである。

入力としては、格納容器再循環ユニットの吸込及び吐出口の位置するノード、除熱特性、運転員等操作の起点及び遅れ時間を与える。

## (6) 加圧器逃がし弁、安全弁

加圧器逃がし弁、安全弁については、入力としてそれぞれの弁个数、設計圧力及び流量、作動設定圧力を与える。弁の流路面積は、3.3.3(3)で述べたとおり、上記の設計圧力及び流量に整合するよう設定される。弁が作動する場合、その時刻の圧力に応じて流量が計算される。

## (7) 主蒸気逃がし弁、安全弁

加圧器逃がし弁、安全弁と同様の入力項目である。

## (8) 補助給水

3.3.4 参照。

## 3.3.7 溶融炉心挙動モデル

溶融炉心の状態として粒子ベッド（粒子状堆積物）、溶融プール、クラスト（固化状物質）を模擬し、溶融炉心モデルとして、炉心溶融及びリロケーション、下部プレナムでの挙動、原子炉下部キャビティでの挙動を評価する。これらの挙動モデルの概要について以下に述べる。なお、有効性評価では高圧溶融物放出（HPME）及びそれに続く格納容器雰囲気直接加熱（DCII）は、その防止が評価モデルであり、現象モデルとしては考慮しない。

### (1) 炉心ヒートアップ

炉心は 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。炉心ヒートアップ及び溶融進展モデルを図 3.3-2 に示す。なお、炉心がヒートアップするまでの燃料棒と冷却材との伝熱挙動に関しては、3.3.2(3)に記載している。

過熱した燃料棒は燃料棒内と 1 次系内の圧力差で膨れによる破損が開始される。露出し過熱された燃料棒表面ではジルコニウムが水蒸気と酸化反応し、酸化ジルコニウムの層が形成されるとともに水素が発生する。この酸化反応熱により燃料棒は更に過熱される。ペレットとジルコニウムの界面ではジルコニウムがペレット内部へ溶け込んだ層が形成される。酸化ジルコニウムの層厚さの変化率は Baker-Just の相関式（高温時）及び Cathcart-Pawel の相関式（低温時）により評価される。また、ジルコニウムのペレットへの溶け込み深さの変化率も取り扱っており、各層厚さの変化速度は質量の変化速度へ換算される。ジルコニウム-水反応速度の計算では炉心の健全形状や溶融状態に応じて計算された幾何形状表面積（伝熱面積）を用いており、これに係数を乗じることにより、燃料被覆管の直径、長さ等の幾何形状に影響を与えることなく、ジルコニウム-水反応速度、すなわち、酸化反応熱の発生速度、水素発生速度及び酸化ジルコニウム生成速度を変化させることができる。

ペレット及びペレットにジルコニウムの溶け込んだ層が融点に達すると溶融し、リロケーションを開始する。

### (2) リロケーション

炉心溶融物のリロケーションは軸方向及び径方向に質量及びエネルギーの移動を考慮している。移動させる質量は  $\text{UO}_2$  の他に炉内の構成物（Zr、 $\text{ZrO}_2$ 、ステンレスなど）が含まれ、混合に応じた融点等が計算される。質量の移動に対応したエネルギーや FP の崩壊熱割合（初期炉心出力分布から評価）も移動させる。これら質量、エネルギー及び崩壊熱割合の移動によりリロケーション後も各ノード内の炉心溶融物のエネルギー保存式が計算できる。

軸方向のリロケーションは燃料の溶融状態に応じて定常を仮定した液膜流あるいは管内流の速度で移動させる。径方向のリロケーションは下部ノードが閉塞し、隣接ノードに空隙があり、かつ溶融物の液面に差がある場合に適用され、水頭差と流動抵抗がバランスした速度で流動させる。

リロケーション時に想定する炉心状態の概念を図 3.3-10 に示す。

流れ出した燃料被覆管及び燃料は、冠水か露出及び崩壊形状に応じて、周囲と対流熱伝達、輻射熱伝達及び限界熱流束（冠水部）によって伝熱しつつ冷却され

て、燃料棒の周囲で再固化する、いわゆる、キャンドル状態となる（図 3.3-10 の③）。このとき燃料棒間の隙間が減少し、炉内の蒸気の流れは、流路面積に応じて再配分されるため、キャンドル状態では蒸気による冷却の効果も低下する。炉心損傷初期段階では、蒸気流れの再分配により、閉塞部（あるいはキャンドル状態）の熱が蒸気を介して非閉塞部に運ばれることで、炉内の温度が平坦化する現象が生じ、炉心損傷の進展を遅らせる効果があるが、MAAPコードの炉心は2次元化しており、多次元的な実現象に比べ、その効果は小さく、保守的な取扱いとなる。

燃料棒の燃料被覆管が薄くなると、燃料ペレットが崩壊して堆積する（図 3.3-10 の②）。キャンドル状態の進行あるいは溶融した燃料が崩壊した燃料ペレット間の隙間に流れ込むと、固体と液体で閉塞した二相が共存する状態となる（図 3.3-10 の④あるいは⑤）。この固体と液体の体積割合はノードの炉心温度と固化及び液化温度から求められる。この状態では蒸気による冷却ができなくなり、更に高温になり液体割合が増加する。閉塞した状態で冷却される固体割合が増加しクラストを形成する（図 3.3-10 の④）。ここで、クラストは溶融プールの周囲に形成されると仮定している。なお、燃料棒間や燃料ペレット間の隙間で蒸気による冷却が可能な状況では、ジルコニウム-水反応によって水素が発生するが、その隙間が閉塞すると水素生成も停止する。

閉塞した状態（図 3.3-10 の④あるいは⑤）から温度が上昇すると二相状態から完全溶融（図 3.3-10 の⑥）になり溶融プールを形成する。溶融プールはノード間で自然対流熱伝達を計算する。クラストは過熱及び溶融プールによる水頭でクレーブ破損すると、溶融物は下方の炉心部あるいは下部プレナムへ移動する。

### (3) 下部プレナムでの溶融炉心挙動

溶融炉心が下部炉心支持板に達し、下部炉心支持板上部のクラストが融解する場合、炉心支持板の隙間から下部プレナムへ落下する。落下する溶融炉心の量は、デブリジェット径（開口部の面積）、溶融炉心の密度、冷却材の密度、差圧、重力加速度により計算する。

溶融炉心が下部プレナム内の水と接触すると、一部がエントレインされて粒子状となって水中に拡散し、水により冷却されつつ重力落下し、下部プレナムに堆積する。このとき、デブリ粒子が周囲の冷却水と伝熱する際に多量の水蒸気を発生させ、過渡的な圧力変化（圧カスパイク）が生じる（原子炉容器内 FCI）。粒子化しないものは、下部プレナムにクラスト及び溶融プールを形成する。なお、エントレイン及びデブリ粒子と水の伝熱に関するモデルについては、原子炉下部キャビティと共通のモデルを使用しており、後述する ((5) a) 参照)。また、エントレインされたデブリ粒子の酸化も考慮されており、その際に水素が発生する。

下部プレナムでの溶融炉心の堆積については、成層化した状態を模擬している。すなわち、堆積過程の初期、エントレインされたデブリ粒子が下部プレナムに堆積し、その後、崩壊熱により再溶融する過程で密度差により金属層が形成され、溶融プールは周囲にクラストを形成することを模擬している。また、TMI-2 の調査やその後の実験から、堆積した溶融炉心と下部ヘッドの間には 100 $\mu\text{m}$  程度のギャップが存在することが確認されている。このギャップが溶融物からのクラストを介した加熱による原子炉容器のクリープとともに大きくなり、このギャップに冷却材が浸入するとギャップ幅に応じた熱除去が生じクラストから原子炉容器への熱伝達が抑制される。これらの挙動は原子炉容器内保持として TMI-2 以降研究が行われている。MAAP コードでは、原子炉容器のクリープ量に基づきギャップ幅を計算し、冷却材の浸入を考慮した熱除去を模擬している。下部プレナムでの溶融炉心の概念を図 3.3-11 に示す。

下部プレナムでの伝熱は成層化した溶融炉心のそれぞれに対して次の模擬を行っている。上部の水による熱除去は Lipinski ドライアウト熱流束又は Henry-Epstein-Fauske 相関式により計算する。粒子ベッドに浸入した水による熱除去は、水の浸入を考慮した CHF 相関式を用いる。また、下部ヘッドと溶融炉心のギャップでの沸騰水による熱除去については、Monde 相関式、クラスト側面及び原子炉容器壁からの熱除去を考慮している<sup>6)</sup>。

溶融炉心を冷却できない状態が継続すると、原子炉容器が破損し、原子炉下部キャビティへの落下を開始する。その落下量（落下速度）は、破損口の口径、原子炉容器内外の圧力差、溶融炉心の水頭及び重力加速度により計算する。

炉心部から下部プレナムへのリロケーションは断続的に発生し、原子炉容器破損は後述のとおり 2 回考慮しており、原子炉下部キャビティへの溶融炉心の落下は、これらの組合せで発生する。例を図 3.3-12 に示す。

#### (4) 原子炉容器破損モデル

下部プレナムに溶融炉心が堆積し、溶融炉心が冷却されない状態が継続すると、原子炉容器の破損に至る。原子炉容器の破損判定は、圧力、原子炉容器壁温度、溶融炉心温度、材料物性及び形状から計算されるが、MAAP コードでは、原子炉容器の破損について、計装用案内管溶接部の破損、原子炉容器のクリープ破損など、複数の破損形態を模擬しており、最も早く判定される破損モードが適用される。下部ヘッドは径方向及び厚さ方向に分割しており、これにより破損位置を模擬している。なお、MAAP コードでは、原子炉容器の最初の破損後、原子炉容器内に残存した溶融炉心による 2 回目の破損も計算する。

以下、有効性評価において想定される破損モードの解析モデルについて述べる。

#### a) 計装用案内管溶接部の破損

原子炉容器の貫通部（計装案内管）の溶接部が溶融炉心により加熱されることで機械的強度が低下し、貫通部が飛び出し破損する破損モードである。MAAPコードでは、この破損モードについて以下の2種類の判定を行っている。

第一は、せん断応力による判定である。貫通部は、1次系と原子炉格納容器の間の差圧と、原子炉容器の壁の温度勾配にさらされている場合、1次系と原子炉格納容器間の差圧は、溶接部のせん断応力とつり合った状態となっているが、せん断応力が限界せん断応力を超える場合に、破損が発生したと判定している。溶融炉心からの伝熱による溶接部の機械的強度の低下は、限界せん断応力を温度の関数とすることで考慮している。

第二は、歪みによる判定である。溶融炉心が下部プレナムに落下することにより、高温かつ高圧の環境下にある原子炉容器の壁に歪みを生じ、溶接部にも同様に歪みが発生し、溶接部の歪み量がしきい値を超えた場合に、破損が発生したと判定している。

#### b) 原子炉容器のクリープ破損

原子炉容器が、加熱により不可逆の歪みが生じ、その歪みが拡大することにより破損に至る、いわゆるクリープ破損を模擬している。MAAPコードでは、このクリープ現象を、Larson-Millerパラメータ手法（応力と破損時間の関係を整理したLarson-Millerパラメータを利用しクリープ破損寿命を予測する手法）により評価している。なお、ここで考慮している応力は、圧力、温度、溶融炉心の荷重による応力である。

下部ヘッ드의破損後は、破損口を溶融炉心が通過する際に、溶融炉心により破損口の側面が溶かされ、破損口が拡大する現象（アブレーション）も模擬している。アブレーション量に基づき原子炉下部キャビティへのデブリジェット径が決定され、これにより、原子炉下部キャビティへの溶融炉心落下量に変化し、原子炉容器外FCIによる細粒化量に影響する。なお、原子炉下部キャビティ内には計装案内管等の構造物が存在するが、デブリジェットとの干渉は模擬していない。一方、アブレーションの程度により、DCHに関係する、原子炉容器からのガス放出流量及び継続時間が影響を受けるが、有効性評価においては、高圧シーケンスにおいても、HPME及びDCHを防止する目的で、加圧器逃がし弁の開放による1次系減圧操作を行い、原子炉容器破損時点の1次系圧力を低下させている。

なお、日本原子力学会やEURSAFE<sup>[7]</sup>等のシビアアクシデント研究において、実際に起こり得る原子炉容器破損について、想定される破損モードは概ね把握されているが、その発生条件や破損面積の予測には困難さがあり、現象の不確かさ

が大きく、破損後の事象進展への影響もあることから、知見の拡充とともに、破損条件の明確化や評価手法の検討が解決すべき課題として位置付けられている。

#### (5) 原子炉下部キャビティでの熔融炉心挙動

下部プレナムに熔融炉心が堆積し、熔融炉心を冷却できない状態が継続し、原子炉容器が破損すると、熔融炉心は、1次系と原子炉格納容器の圧力差及び水頭に応じた速度で原子炉下部キャビティへの落下を開始する（「デブリジェット」を形成する）。

この熔融炉心の原子炉下部キャビティへの落下過程及び落下後に床への堆積状態の挙動に関して、以下に示す現象がある。

- ・ 熔融炉心-冷却材の相互作用 (FCI)
- ・ 熔融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI)

熔融炉心と冷却水の相互作用 (FCI) は、デブリジェットと原子炉下部キャビティの冷却水と接触してエントレインされて形成されるデブリ粒子が、周囲の冷却水と伝熱する際に多量の水蒸気を発生させ、原子炉格納容器圧力の上昇（圧カスパイク）をもたらす現象である。このため、本現象は原子炉格納容器圧力挙動に影響し、細粒化量が多い場合に圧カスパイクの規模が大きくなる傾向となる。一方、原子炉下部キャビティ床面に堆積する熔融炉心の冷却の観点からは、細粒化することで水により冷却されやすくなることから、細粒化量が少ない場合にコンクリート侵食に対して厳しい傾向となる。なお、FCI に伴う水蒸気爆発については、国内外の知見から、発生可能性は低いと判断されることから、MAAPコードでは取り扱わない。

熔融炉心・コンクリート相互作用は、原子炉下部キャビティの底に堆積した熔融炉心の熱が床面のコンクリートを加熱し、コンクリートの温度がコンクリートの融点を上回る場合に、コンクリートが分解され侵食されるとともに、非凝縮性ガス（水素、一酸化炭素、二酸化炭素）が発生する現象である。このため、本モデルはコンクリート侵食挙動や水素発生挙動に影響する。

これらの現象に関するMAAPコードのモデルについて以下に示す。

##### a) 熔融炉心と冷却材の相互作用モデル

熔融炉心が原子炉容器下部プレナムあるいは、原子炉下部キャビティ内に熔融物のジェットとして落下した時、熔融炉心は静止する水プールとの運動量交換に伴うエントレインメントにより急速に細粒化し、水プールに大きな伝熱量を与える。これらの挙動はMAAPコードでは以下のモデルから構成される。本モデルの概念を図 3.3-13 に示す。

### ①デブリジェットの詳細化モデル

Ricou-Spalding モデルをベースにしたモデル。ただし、エントレインメント係数は FCI 実験に基づいた値を与える。本モデルにより細粒化速度とジェット落下速度及び水位から細粒化する割合が評価される。細粒化径はウェーバ数に基づき決定される。

### ②細粒化粒子と水との伝熱モデル

細粒化した粒子群と水との伝熱は、膜沸騰及び輻射熱伝達を考慮した対流熱伝達モデルが使用されている。細粒化した粒子群と水が相互作用する領域は発生水蒸気による二相状態を仮定する。この領域の伝熱は急速な水蒸気発生及びそれに伴う圧力上昇に影響する。

Ricou-Spalding モデルは、エントレインメント速度（細粒化量）を流人流体の速度（ジェット速度）と両流体の密度比に関連させたモデルであり、

$$m_{ent} = E_0 \cdot u_{jet} \cdot \sqrt{\frac{\rho_w}{\rho_{jet}}}$$

で表され、 $m_{ent}$  はエントレインメント速度、 $E_0$  はエントレインメント係数、 $u_{jet}$  はジェット速度、 $\rho_w$  は静止側（原子炉下部キャビティ）の流体密度、 $\rho_{jet}$  は噴出側の流体（デブリジェット）の密度である。エントレインメント係数  $E_0$  は、海外での大規模 FCI 実験に基づき設定している。ジェット速度  $u_{jet}$  は、破損口の差圧（原子炉容器内圧と原子炉格納容器圧力の差）と溶融炉心の水頭により計算する。デブリジェットの径は、粒子化速度に基づいて深さ方向に減少していき、その減少を積分することで、全細粒化量が得られる。

細粒化したデブリ粒子の径は、デブリ粒子の密度、水の密度及び表面張力、重力加速度、ジェット速度並びにウェーバ数（慣性力と表面張力の比を表す無次元数）により計算する。デブリ粒子の径に関する相関式における経験係数は、海外での大規模 FCI 実験に基づき設定される。

水中に拡散したデブリ粒子は高温かつ発熱しており、蒸気膜に覆われた状態にあることから、原子炉下部キャビティ水とデブリ粒子の伝熱には、粒子周囲の二相状態を考慮し膜沸騰熱伝達及び輻射熱伝達モデルを適用している。デブリ粒子から原子炉下部キャビティ水への伝熱量は、デブリ粒子の数と径（表面積）に影響される。落下した溶融炉心の温度は 3,000K 程度と非常に高温であるのに対しプール水はサブクール水であっても飽和水であってもその差は数 10℃ と小さいため、水温が伝熱挙動には影響しにくいモデルになっている。ただし、次に述べるように、伝熱量が水の顕熱上昇と水蒸気発生に使用される場合は水温度に影響される。

デブリ粒子は混合領域の水が飽和水になるまでエネルギーを与え、残りが水蒸気発生に使用される。発生した水蒸気の気泡は上昇過程でサブクール度に応じて凝縮が考慮され残りが気相に放出される。すなわち、発生した水蒸気の気泡が周囲の水を巻き込み、それによる水蒸気の凝縮を模擬している。

#### b) 溶融炉心・コンクリートの相互作用モデル

本モデルの概要を、図 3.3-14～図 3.3-16 に示す。本モデルは大きく次の3つのモデルから構成される。

##### ①溶融プールモデル

- ・原子炉下部キャビティ床上に落下した溶融炉心（連続体及び粒子状）の質量とエネルギーは溶融プールに加算され瞬時に均質化すると仮定
- ・溶融プールは図 3.3-14 に示すように平板を仮定
- ・上部、下部及び側部クラストを考慮し、下方及び側方への侵食を考慮
- ・内部の溶融プールの温度は1点で模擬
- ・クラスト内の温度分布は崩壊熱を考慮して2次式で近似（図 3.3-15）
- ・侵食したコンクリートと炉心溶融物との混合割合から液化及び固化温度を評価（図 3.3-16）
- ・炉心材及びコンクリートの化学組成の化学平衡計算に基づき非凝縮性ガス（水素、一酸化炭素、二酸化炭素）の発生を評価
- ・溶融炉心内部の発生ガスによる溶融プールの伝熱挙動への影響は模擬しない

##### ②溶融プール伝熱モデル

- ・上部クラストから上部水プールへは Kutateladze の熱伝達相関式を考慮
- ・水がない場合は上部クラストから対流及び輻射熱伝達を考慮
- ・内部の溶融物から上部、下部及び側部クラストへは対流熱伝達を考慮

##### ③コンクリート侵食モデル

- ・コンクリートへは熱伝導で伝熱し、コンクリートの分解エネルギーを考慮
- ・コンクリート内部の温度分布を考慮

#### ア) 溶融プールモデル

原子炉下部キャビティ水に落下した溶融炉心（デブリジェット）は、粒子化せず原子炉下部キャビティの床に達し、溶融プールを形成するものと、粒子状となって水中に拡散するものがある。MAMP コードのモデルでは、

前者は、原子炉下部キャビティ床面に達した時点で、入力変数により与える面積に拡がる仮定としている。後者は、水により冷却されつつ、原子炉下部キャビティ床面に重力落下し、原子炉下部キャビティの床面上の溶融プールに達するが、MAAPコードのモデルでは、溶融プールと一体化する仮定としている。

原子炉下部キャビティの床面上の溶融プールは、組成が均質の平板として模擬しており、落下量と拡がり面積から堆積厚さが算出される。溶融プールの状態は、その温度に応じて、液相と固相の割合が計算され、液相は内部の溶融プール、固相は外側のクラストとして取り扱っている。溶融炉心の相変化の概念を図 3.3-16 に示す。縦軸は温度であり、液化温度 $T_L$ と固化温度 $T_S$ は、各物質の物性値及び混合割合から計算される。溶融炉心温度が液化温度 $T_L$ よりも高い場合はすべて液体となり、固化温度 $T_S$ よりも低い場合は固化した固体となり、その中間が二相の状態、すなわち、溶融プールとクラストを形成した状態であることを表す。横軸は、(酸化ウランニウム、酸化ジルコニウム)とコンクリートスラグの混合割合である。なお、MAAPコードでは、コンクリート侵食により発生するガス(水蒸気及び二酸化炭素)やスラグも考慮しており、これらは、直ちに溶融プールに浸入すると仮定している。

このように、溶融プールのクラスト量の変化は、溶融プール温度(及び組成)により計算されるが、言い換えれば、溶融プールからクラストに伝熱されるエネルギー、クラスト内で発生するエネルギー、クラストからコンクリートに伝達するエネルギーのエネルギーバランスにより計算される。

上述のとおり、MAAPコードの溶融プールモデルでは、入力変数により与える面積に拡がる均質平板となっているのに対し、実現象は複雑な挙動となると考えられる。細粒化されない塊状の溶融物の原子炉下部キャビティ床への着床後の拡がりについては、自重で拡がりつつ水や床面による除熱を伴いながら固化する。また、溶融物の水中への落下に伴う急冷や再溶融等に伴い、多孔質層が形成されることも実験的に確認されている。デブリ粒子の堆積についても、必ずしも平板状とはならない。これらの挙動は溶融物の過熱状態、水深及び溶融物量に影響すると考えられる。また、コンクリート侵食に伴うガスやスラグの浸入による伝熱挙動や化学反応による影響も考えられる。このように、原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動、特に水プール中の溶融炉心挙動については種々の物理現象が関連した複雑な挙動である点で、その模擬性が課題である。したがって、更なる知見の拡充を行いつつ、現象の不確かさも踏まえ、感度解析等による影響評価を行う。

#### イ) 溶融プールの伝熱モデル

溶融炉心は、崩壊熱や化学反応熱により発熱しつつ、クラストを介して周囲の物質（コンクリート、水、空気）に伝熱する過程で冷却されるが、ここでは伝熱について述べる。

溶融炉心と周囲の物質との伝熱の概念を図 3.3-14 に示す。溶融プールは単一ノードとしているが、クラストは上面、下面、側面に分割して、それぞれ温度分布を持つ仮定としている。

まず、コンクリートと溶融炉心の伝熱について述べる。図 3.3-15 に伝熱の概念を示す。溶融プールとクラストの界面は、対流熱伝達を仮定し、クラスト内部は熱伝導を仮定し、2次関数の温度勾配を持つと仮定し、クラストとコンクリートの界面が、コンクリート表面温度となる。コンクリート内では、深さ方向に準定常の1次元の熱伝導方程式により温度分布を持つ仮定としている。したがって、クラストからコンクリートへの熱流束が、コンクリート内部の熱伝導を上回る場合にコンクリート温度は上昇する。また、溶融炉心の冷却が進み、コンクリート温度の方が高くなる場合には、コンクリートから溶融炉心への伝熱も仮定している。

次に溶融炉心上面の伝熱について述べる。クラストが気体と接触している場合は、輻射熱と対流熱伝達により周囲の物質と伝熱する。クラストが水と接触している場合は、Kutateladze 相関式型の限界熱流束モデルを使用している。Kutateladze 相関式は、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）の整理式であり、溶融炉心により加熱されることにより発生する水蒸気の上昇速度とプール水の落下速度の釣り合う伝熱量を限界熱流束とする式である。Kutateladze の式は、

$$\frac{q}{L\rho_V} = C_K \left[ \frac{\sigma g(\rho_L - \rho_V)}{\rho_V^2} \right]^{1/4}$$

で表される。 $q$ は熱流束、 $L$ は蒸発の潜熱、 $\sigma$ は表面張力、 $g$ は重力加速度、 $\rho_L$ 及び $\rho_V$ は液体及び蒸気の密度である。ここで、 $C_K$ は係数であり、Kutateladze は 0.16 を、Zuber は 0.12~0.16 の範囲、あるいは、 $\pi/24$  (=0.131) を与えている。係数  $C_K$  については、経験的に決定する必要があることから、有効性評価の解析では、米国国立サンディア研究所 (SNL) で実施された溶融炉心・コンクリート相互作用及び溶融炉心冷却に関する実験である SWISS 実験において報告されている溶融物から水プールへの熱流束が  $0.8 \text{ MW/m}^2$  であることに基づき  $C_K = 0.1$  としている。

前項で述べたように、水プール中の溶融炉心挙動については種々の物理現象が関連した複雑な挙動である点で、その模擬性が課題であり、溶融プールの伝熱についても、原子炉下部キャビティ床面での拡がり挙動、溶融プールの成層化の状態、水プールやコンクリートとの界面の状態等に影響を受け、

不確かさが大きい現象のひとつである。したがって、更なる知見の拡充を行いつつ、現象の不確かさも踏まえ、感度解析等による影響評価を行う。

#### ウ) コンクリート侵食

溶融炉心からコンクリートへの伝熱により、コンクリート温度がコンクリート融解温度を超えると侵食が開始する。その際、コンクリートの融解熱及び化学反応熱の発生を取り扱っている。

コンクリートから放出されるガス（水蒸気及び二酸化炭素）は直ちに溶融プールに浸入し、溶融プール中の金属との化学反応として炉内構造物や燃料を構成する金属（Zr、Cr、Fe など）の酸化反応が発生する。その結果発生する非凝縮性ガス（水素、一酸化炭素及び二酸化炭素）は、原子炉格納容器内に放出される。これらのガスによる溶融プールの伝熱挙動への影響は模擬していない。また、ガスによる影響として、コンクリートと溶融炉心間にクラックや空隙が形成され、溶融炉心冷却を促進する効果があることが実験的に確認されているが、解析モデルでは考慮しない。

コンクリートのスラグも溶融プールに浸入し、ウラン、ジルコニウム等との混合物となる。スラグが混入することにより、溶融炉心の融点が低下する傾向となる。

### 3.3.8 FP 挙動モデル

過熱された炉心から FP はガス状として 1 次系内に放出される。なお、希ガス以外のほとんどの FP は単体を作らないため化合物の化学種として放出される。炉心から放出された FP のうち希ガス以外の FP は揮発性の高い CsI においても沸点は 1,277°C であり、1 次系あるいは原子炉格納容器内ではガス状態を維持できなく気相中で凝縮しエアロゾル（微粒子）化する。エアロゾルであるため気相中での落下速度は低くガスの流動とともに移動する。ゆっくりと床に落下した FP エアロゾルは構造物表面に沈着あるいは水中へ移動する。水中の微粒子状 FP は後述するよう素を除き気相へ出てくることはない。FP エアロゾルは重力沈降以外に微粒子特有の移動（熱泳動や拡散泳動）で構造物表面に付着し、また、加圧器逃がしタンク内や SGTR 時の水中のスクラッピングやスプレーによっても気相から除去される。以上は MAA P コードの FP 挙動モデルで模擬されている範囲である。

実際には、CsI 等のよう素化学種のエアロゾルでは、原子炉格納容器内に形成されるプール水中に溶解し、放射線により化学反応が促進され、揮発性の無機よう素  $I_2$ （沸点 184.3°C）や水中に溶けた有機物（塗装材等）と反応し有機よう素が生成され、一部が気相に時間をかけて移動する。なお、水中のよう素の反応はプール水の pH や放射線量、水中の多様な有機物の濃度に強く依存し専用コードを使用しても精度の

良い予測が非常に難しいことはよう素反応の OECD 国際標準問題等で示されている。このため MAA P コードはよう素反応モデルを試験的にオプションとして組み込まれているものの、よう素反応の結果は参照用として FP 計算にフィードバックされない。

本 FP 挙動モデルは主に以下のモデルから構成される。

炉心燃料からの FP 放出モデル

- ・ペレットが高温になり内部の FP が温度に依存してガス化し、ペレット外へ放出される。

FP の状態変化及び輸送モデル

- ・FP が気相温度に依存して、気相中で凝固しエアロゾル化する。そのエアロゾルは気相とともに移動し、また各種のメカニズムで構造物表面やプール水に移動する。

FP 移動に伴う崩壊熱分配モデル

- ・FP は崩壊熱を有するので、FP の移動先で FP 量に依存した崩壊熱を発生し流体や構造物の熱源になる。

また、本 FP モデルにおける概要を以下に示す。

- ・FP は炉心温度に対する放出速度の相違に基づき 12 グループに分類され、各 FP グループの質量保存が考慮される。
- ・1 次系及び原子炉格納容器内の FP 形態は各グループに対しガス状、エアロゾル状、沈着を考慮する（希ガスはガス状のみ）。また、水中及び溶融炉心内の FP を考慮する。
- ・溶融炉心内に残存する FP は溶融炉心とともに移動する。
- ・水中の FP は区画間の水の流れとともに移動する。
- ・崩壊熱は各位置の FP 量に応じて分配され各エネルギー保存式に考慮される。
- ・FP の崩壊による発生エネルギーは人力の崩壊熱データで考慮する。
- ・FP の崩壊による各 FP グループの質量の変化は考慮しない。

(1) 炉心燃料からの FP 放出モデル

炉心燃料からの FP 放出モデルは、炉心温度に対する放出速度の相違に基づいて表 3.3-2 のように 12 グループに分類される。MAA P コードはモデルの選択が可能であり、希ガス、CsI、CsOII に対しては 、他の核種グループについては  の FP 放出速度モデルを使用する。本モデルにより燃料各ノードの温度に対応した各 FP の放出速度が計算される。ペレットと燃料被覆管の間隙

部に蓄積した FP は、燃料被覆管が破損すると 1 次系内に放出され、また、原子炉容器破損後の熔融炉心・コンクリート相互作用によって FP が原子炉格納容器内に放出される挙動も模擬している。

放出された FP グループの内、希ガス以外は、雰囲気温度に依存してガス状からエアロゾルへ遷移する。ガス状及びエアロゾルは 1 次系内及び原子炉格納容器内のガス流動とともに移動する。これら FP の状態変化及び移動挙動については後述する。

## (2) FP の状態変化及び輸送モデル

高温燃料から出た希ガス以外の FP 蒸気は雰囲気温度に依存して凝固しエアロゾル（微粒子）へ変化する。気相及び液相中の FP の輸送は、熱水力計算から求める体積流量から FP 輸送量を計算する。FP がガスとエアロゾルの場合は、気体の流れに乗って、1 次系内と原子炉格納容器内の各部に輸送される。水プール上に沈着した FP の場合は、区画間の水の領域間の移動に伴って輸送される。また、炉心あるいは熔融炉心中の FP の場合は、熔融炉心の移動量に基づき輸送される。

FP の輸送モデルは上述の仮定であり、炉心燃料から放出されてから原子炉格納容器上部に到達する経路としては、次のとおりである。燃料から 1 次系内に放出された FP は、原子炉容器破損前には 1 次系破断口あるいは加圧器逃がしタンクから原子炉格納容器へ放出される。また、原子炉容器破損後には原子炉容器破損口若しくは原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心から FP が原子炉格納容器へ放出される。原子炉格納容器へ放出された FP は、気体の流れに伴って原子炉格納容器内を移行し、原子炉格納容器上部に到達する。

一方、原子炉格納容器及び 1 次系内での気体、エアロゾル及び構造表面状（沈着）の状態間の遷移を模擬している。原子炉格納容器内の FP 輸送モデル概要を図 3.3-17 に示す。

エアロゾルの沈着の種類としては、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、FP ガス凝縮、FP ガス再蒸発を模擬している。なお、沈着したエアロゾルの再浮遊は考慮していない。

重力沈降は、Stokes の重力沈降式と Smoluchowski 方程式（エアロゾルの粒径分布に対する保存式）の解から得られる無次元相関式を用いて、浮遊するエアロゾル質量濃度から沈着率を求める。なお、Smoluchowski 方程式を無次元相関式としているのは解析時間短縮のためであり、この相関式を使用した M A A P コードのモデルはさまざまな実験データと比較して検証が行われている。

拡散泳動による沈着は、水蒸気凝縮により生じる Stefan 流（壁面へ向かう流体力学的気流）のみを考慮して沈着率を求める。

熱泳動による沈着は、Epstein のモデルを用い、沈着面での温度勾配による沈着

速度及び沈着率を求める。

慣性衝突による沈着は、原子炉格納容器内でのみ考慮され、流れの中にある構造物に、流線から外れたエアロゾルが衝突するものと仮定し、沈着率は重力沈降の場合と同様に Smoluchowski 方程式の解から得られる無次元相関式を用いて求める。

FP ガス凝縮は、FP ガスの構造物表面への凝縮であり、雰囲気中の気体状 FP 分圧が FP 飽和蒸気圧を超えると構造物表面への凝縮を計算する。

FP ガス再蒸発は、凝縮と逆であり、気体状 FP 分圧が FP 飽和蒸気圧を下回ると、蒸発が起こると仮定している。

また、格納容器スプレイによる FP 除去も模擬しており、スプレイ液滴とエアロゾルとの衝突による除去率を、衝突効率、スプレイの液滴径、流量及び落下高さから計算する。

### (3) FP 移動に伴う崩壊熱分配モデル

FP の崩壊に伴いエネルギーが発生する。ANSI 又は指定した崩壊熱曲線により計算された崩壊熱はそれぞれの FP に分配され、気相、液相及び構造物に FP 量に応じたエネルギーを与える。

揮発性 FP (希ガス、CsI、RbI、CsO<sub>2</sub>、TeO<sub>2</sub>、Te<sub>2</sub> など) が炉心から放出されると、炉心の崩壊熱は減少する。炉心の温度が上昇して FP が放出されると、それらの崩壊熱は移動先の 1 次系又は原子炉格納容器で熱源としてエネルギー計算に用いられる。

熔融炉心に含まれる FP もまた崩壊熱を持ち、熔融炉心のエネルギー計算において考慮される。原子炉格納容器内気相部の FP も崩壊熱を生成し、原子炉格納容器内の気相エネルギーに加えられ、原子炉格納容器の温度上昇に寄与する。

沈着した気体とエアロゾル FP は、水プールへの落下や周辺のヒートシンクへの付着を考慮し、発生した崩壊熱は水プールあるいはヒートシンクに加えられる。水プールが存在する場合、その温度は再蒸発の判断に使用される。ヒートシンク上に沈着した FP はその崩壊熱をそのヒートシンクのエネルギーに付与する。その際、ヒートシンクの表面温度は再蒸発の判断に使用される。

### (4) FP 化学形態の取扱いとその影響

過熱炉心から放出された希ガス以外の FP の沸点は揮発性 FP であっても 1,000°C 以上であり、1 次系及び原子炉格納容器内の気相では固化してエアロゾル (微粒子) 化する。エアロゾルは凝集して大きくなるにつれ、ゆっくり沈降して構造物表面あるいはプール水中に移動する。これらの現象に対して、MAAP コードの FP 挙動モデルでは、前述のとおり、各種のエアロゾル挙動を模擬している。

水中に移動した微粒子状 FP は気相へ出てくることはないが、実際には、特に CsI エアロゾルにおいては水中で溶解し、放射線による水の分解により生成した反応性の高い化学種 (OH 等のラジカル) により化学反応が促進され、揮発性の無機よう素  $I_2$  (沸点  $184.3^{\circ}C$  より全量は気体にならない) や水中に溶けた有機物 (塗装材等) と反応し有機よう素が生成される。それらは、一部が時間をかけて気相に移動するが、水中のよう素の反応はプール水の pH や放射線量、水中の多様な有機物の濃度に強く依存し専用コードを使用しても精度の良い予測が非常に難しいことは、よう素反応の OECD 国際標準問題等で示されている。このような背景により、MAAP コードでは、有機よう素や無機よう素の化学形態を模擬せず、粒子状よう素のみを考慮している。なお、MAAP コードにおいて、簡易的なよう素反応モデルを試験的なオプションとして備えているものの、各 FP グループの保存則の計算にフィードバックされない、いわゆる、参照用の結果を出力する。

また、PWR では制御棒の材料に銀 (Ag) が含まれており、溶融炉心中の Ag とよう素が結びついてヨウ化銀 (AgI) の形で存在する場合も考えられる。AgI は水には溶けず配管等に沈着することから、AgI を考慮することで原子炉格納容器気相部のよう素量は低下する方向であるが、MAAP コードではモデル化されていない。

このように MAAP コードでは、よう素の化学形態として、粒子状よう素のみを考慮しており、その影響について述べる。

原子炉格納容器内の圧力や温度を評価する観点では、FP の崩壊熱が重要であり、上述の解析モデルにより、FP の輸送量及びそこでの発熱 (崩壊熱) を計算する。ここで、崩壊熱は大部分が溶融炉心及び原子炉格納容器液相部で発生する。原子炉格納容器気相部に放出された有機よう素、無機よう素及び粒子状よう素のうち、無機よう素及び粒子状よう素はスプレー及び沈着によって原子炉格納容器気相部から速やかに除去される一方、有機よう素はスプレー及び沈着により速やかに除去されない。したがって原子炉格納容器気相部の崩壊熱に対するよう素化学形態の影響としては有機よう素の寄与を評価する。本影響評価については、表 3.3-3 に示すとおり有効性評価に用いる希ガスとよう素の崩壊熱割合を前提としてよう素に対しては有機よう素の存在割合を保守的に高めに設定して行う。よう素の存在割合は、炉内の pH 環境で存在割合が大きく異なることが知られており、有機よう素の存在割合は、 $pH > 7$  の場合、NUREG-1465<sup>[8]</sup>に示されているとおり 0.15% であるが、pH に依存せず保守的に評価するため、RG1.195<sup>[9]</sup>に示される 4% を有機よう素の存在割合として用いる。評価の結果、原子炉格納容器気相部の崩壊熱割合については、有効性評価解析に用いた気相部に浮遊している主要な元素である希ガスの割合が 4% であるのに対し、有機よう素の寄与を見込んだ場合は 0.8% であることから、よう素の化学形態の差異は原子炉格納容器内の圧力や温度の評

価にはほとんど影響しない。

なお、被ばく評価の観点では、MAAPコードの評価結果の原子炉格納容器圧力から得られる「原子炉格納容器漏えい率」を用いる。ソースタームについては、MAAPコードから得られる放出放射エネルギーを用いず、NUREG-1465及びRG1.195に基づきヨウ素の化学形態も含めて設定している。

以上、MAAPコードのFP挙動モデルにおいては、炉心燃料からのFP放出モデル、FPの状態変化及び輸送モデル並びにFP移動に伴う崩壊熱分配モデルを備えており、炉心溶融時の原子炉格納容器内へのFPの放出及び原子炉格納容器内のFPの移行挙動を事象進展に応じて評価することができる。FP化学形態や沈着したエアロゾルの再浮遊など、モデル上考慮していない現象もある。そこで、参考1では、MAAPコードによる原子炉格納容器内ソースターム評価結果と被ばく評価で用いる更新ソースターム(NUREG-1465)との比較を行うことで、MAAPコードによる原子炉格納容器内ソースターム評価の特徴について考察している。

表 3.3-1 MAAPコードのモデル一覧 (1/5)

項目		計算モデル
炉心モデル	原子炉出力	<ul style="list-style-type: none"> <li>・径方向及び軸方向の炉心出力分布の初期値を入力</li> <li>・原子炉トリップまで初期値を維持</li> </ul>
	崩壊熱	<ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心全体の崩壊熱曲線を入力</li> <li>・径方向及び軸方向の崩壊熱割合を入力</li> <li>・リロケーションによる物質移動とともに崩壊熱も移動</li> <li>・FPは12の核種グループを設定</li> </ul>
	熱水力モデル (伝熱)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・健全形状炉心(露出時): 対流熱伝達及び輻射熱伝達</li> <li>・健全形状炉心(冠水時、ペレット-燃料被覆管): ペレット内熱伝導+ギャップ熱伝達(輻射熱伝達含む)</li> <li>・健全形状炉心(冠水時、燃料被覆管-冷却材): 対流熱伝達+輻射熱伝達</li> <li>・崩壊炉心(露出時): 熱伝導、(対流+輻射熱伝達)の平均</li> <li>・崩壊炉心(冠水時): 限界熱流束</li> <li>・崩壊炉心(伝熱表面積): 炉心形状のタイプ及びノード内炉心質量から計算</li> <li>・燃料被覆管酸化: Baker-Just 相関式(高温時) Cathcart-Pawel 相関式(低温時)</li> <li>・燃料棒内と1次系内の圧力差で膨れによる破損を考慮</li> <li>・ジルコニウムのペレットへの溶け込みを考慮</li> </ul>
	水位計算モデル	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ダウンコマ部と炉心部で同じ水頭を仮定</li> <li>・炉心内の平均ボイド率は気泡上昇速度及びガス相のドリフト速度からドリフトフラックスモデルに基づき計算</li> </ul>
1次系モデル	熱水力モデル (流動)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ノード及び物質ごとに以下を適用 <ul style="list-style-type: none"> <li>・質量及びエネルギー保存則</li> <li>・流量は圧力損失、静水頭バランスにより計算</li> </ul> </li> <li>・気相の自然循環、リフラックス冷却を考慮</li> <li>・強制対流時はボイド率一定を仮定。自然循環時はボイド率に基づく気液分離を考慮</li> </ul>
	熱水力モデル (伝熱)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・1次系ヒートシンクとして、原子炉容器、1次系配管及び炉内構造物を考慮</li> <li>・冷却材と1次系ヒートシンク: 強制対流熱伝達及び自然対流熱伝達</li> <li>・水蒸気と1次系ヒートシンク: 強制対流熱伝達、自然対流熱伝達及び輻射熱伝達</li> </ul>
	加圧器モデル	<ul style="list-style-type: none"> <li>・気相部(水素及び気体FP含む)、液相部(溶解FP含む)に分割された熱非平衡モデル</li> <li>・気相部、液相部の界面でのフラッシング及び気相の凝縮を考慮</li> <li>・加圧器逃がし弁及び安全弁からの放出流は加圧器逃がしタンクに導かれ、加圧器逃がしタンク内圧力が破損圧力に達するとラプチャディスクの破損を仮定</li> </ul>
	1次系破損モデル	<ul style="list-style-type: none"> <li>・Larson-Millerパラメータ手法によるクリープ破損を評価</li> </ul>
	破断流モデル	<ul style="list-style-type: none"> <li>・差圧流</li> <li>・臨界流(Henry-Fauskeモデル)</li> </ul>

表 3.3-1 MAAPコードのモデル一覧 (2/5)

項目		計算モデル
蒸気発生器モデル	熱水力モデル (流動)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ノード及び物質ごとに以下を適用 <ul style="list-style-type: none"> <li>－ 質量保存則</li> <li>－ エネルギー保存則</li> <li>－ 流量は圧力損失、静水頭バランスにより計算</li> </ul> </li> </ul>
	熱水力モデル (伝熱)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・1次側 (単相及び二相均質流) 強制対流時：Dittus-Boelter 相関式 自然対流時：一定の熱伝達係数を仮定</li> <li>・1次側 (気液分離) リフラックス冷却を模擬</li> <li>・2次側 (伝熱管冠水部 (液相部)) Jens-Lottes 相関式</li> <li>・2次側 (伝熱管露出部 (液相部)) 強制対流熱伝達、自然対流熱伝達及び輻射熱伝達</li> </ul>
原子炉格納容器モデル	熱水力モデル (流動)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ノード及び物質ごとに以下を適用 <ul style="list-style-type: none"> <li>－ 質量保存則</li> <li>－ エネルギー保存則</li> <li>－ 流量は圧力損失、静水頭バランス及び圧力差により計算</li> </ul> </li> <li>・1次系の破断口からの水と蒸気の放出、放出された水のフラッシングを考慮</li> <li>・気液界面の水のフラッシング、蒸気の凝縮を考慮</li> </ul>
	熱水力モデル (伝熱)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器ヒートシンクとして、原子炉格納容器壁及び床、金属機器を考慮</li> <li>・水と原子炉格納容器ヒートシンク：強制対流熱伝達及び自然対流熱伝達</li> <li>・水蒸気と1次系ヒートシンク：強制対流熱伝達、自然対流熱伝達及び輻射熱伝達</li> </ul>
	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モデル	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器上部区画とアニューラ区画の間の流路として格納容器再循環ユニットを模擬</li> <li>・除熱特性：原子炉格納容器内温度と流速及び原子炉格納容器内温度と除熱量の関数を入力</li> </ul>
	水素発生	<ul style="list-style-type: none"> <li>・水素発生源： <ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心ヒートアップ及び溶融炉心のジルコニウム-水反応 (Baker-Just 相関式 (高温時) 及び Cathcart-Pawel の相関式 (低温))</li> <li>・溶融炉心によるコンクリート分解 (水の放射線分解による水素発生、原子炉格納容器内での金属腐食による水素発生、原子炉格納容器内でのヒドラジン分解による水素発生については、上記の水素発生量に比べて、ごく小規模であることから、解析モデル上、考慮していない)</li> </ul> </li> </ul>
	原子炉格納容器破損モデル	<ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉格納容器圧力と最高使用圧力の2倍あるいは原子炉格納容器内温度と200℃との比較により原子炉格納容器の破損を判定</li> </ul>

表 3.3-1 MAAPコードのモデル一覧 (3/5)

項目		計算モデル
安全系モデル	ECCS	・ 注入特性を入力し 1 次系圧力に応じて注入流量を計算
	蓄圧タンク	・ 状態方程式により蓄圧タンク圧力を計算し 1 次系圧力との差圧及び配管圧力損失から注入流量を計算
	加圧器逃がし弁、安全弁	・ 設計値（設計圧力に対する流量）から臨界流モデル（蒸気単相）に基づき各弁の実効的な流路面積を計算 ・ 加圧器内の二相水位に応じて臨界流モデルを選択（蒸気単相から二相まで）しながら気相と液相の流量を計算
	主蒸気逃がし弁、安全弁	・ 設計値（設計圧力に対する流量）から臨界流モデル（蒸気単相）に基づき各弁の実効的な流路面積を計算 ・ 蒸気発生器 2 次側二相水位に応じて臨界流モデルを選択（蒸気単相から二相まで）しながら気相と液相の流量を計算
	補助給水	・ 境界条件（蒸気発生器水位がプログラム水位に一致するよう自動制御）
溶融炉心挙動モデル	ヒートアップ	(炉心モデル（熱水力モデル（伝熱））に記載)
	リロケーション	・ 軸方向及び径方向に質量及びエネルギーの移動を考慮 ・ 炉心ノード内の状態として、「健全状態」、「崩壊状態」、「キャンドリング」、「クラスト」及び「溶融」を考慮 ・ 軸方向のリロケーションは燃料の溶融状態に応じて定常を仮定した液膜流あるいは管内流の速度で移動 ・ 径方向のリロケーションは下部ノードが閉塞し、隣接ノードに空隙があり、かつ溶融物の液面に差がある場合に適用され、水頭差と流動抵抗がバランスした速度で流動 ・ キャンドリングの進展、クラスト及び溶融の各状態において蒸気及びガスの流路の閉塞を模擬 ・ ノード内のクラスト及び溶融の比率はノード平均温度により計算 ・ クラストは過熱及び溶融プールによる水頭でのクリープ破損を考慮
	下部プレナムでの溶融炉心挙動	・ 下部プレナムからの溶融炉心の落下速度は、溶融炉心の密度、冷却材の密度、差圧、重力加速度により計算 ・ デブリジェットと水のエントレインを計算 ・ エントレイン量：Ricou-Spalding モデル ・ 水との熱伝達：膜沸騰及び輻射熱伝達 ・ 成層化した溶融炉心を模擬 ・ 上部の水による熱除去は Lipinski ドライアウト熱流束又は Henry-Epstein-Fauske 相関式 ・ 粒子ベッドに浸入した水による熱除去は、水の浸入を考慮した CHF 相関式 ・ 下部ヘッドと溶融炉心のギャップでの沸騰水による熱除去については、Monde 相関式

表 3.3-1 MAAPコードのモデル一覧 (4/5)

項目	計算モデル
溶融炉心挙動モデル (つづき)	<ul style="list-style-type: none"> <li>計装用案内管溶接部の破損として、関数化されたせん断応力あるいは歪みがしきい値を超える場合に破損を判定</li> <li>原子炉容器下部ヘッドの破損として、Larson-Miller パラメータ手法によるクリープ破損を考慮</li> <li>破損後、溶融炉心の加熱による破損口拡大を模擬</li> </ul>
原子炉容器破損後の 高圧溶融炉心放出 格納容器雰囲気 直接加熱	<ul style="list-style-type: none"> <li>高圧溶融物放出防止が評価目的であり、高圧溶融炉心放出及びそれに引き続き発生する格納容器雰囲気直接加熱についてはモデル上考慮しない。</li> </ul>
原子炉下部キャビティでの 溶融炉心挙動 (落下及び溶融プール)	<ul style="list-style-type: none"> <li>デブリジェットと水のエントレインを計算 エントレイン量：Ricou-Spalding モデル 水との熱伝達：膜沸騰及び輻射熱伝達</li> <li>原子炉下部キャビティ床上に落下した溶融炉心（連続体及び粒子状）の質量とエネルギーは溶融プールに加算され瞬時に均質化すると仮定</li> <li>原子炉下部キャビティ床での拡がり面積は入力値で設定</li> <li>溶融プールは厚さ均一の平板を仮定、内部温度は1点で模擬</li> <li>上部、下部及び側部クラストを考慮し、下方及び側方への侵食を考慮</li> <li>クラスト内の温度分布は崩壊熱を考慮して2次式で近似</li> <li>侵食したコンクリートと炉心溶融物との混合割合から液化及び固化温度を評価</li> <li>炉心材及びコンクリートの化学組成の化学平衡計算に基づき非凝縮性ガス（水素、一酸化炭素、二酸化炭素）の発生を評価</li> </ul>
原子炉下部キャビティでの 溶融炉心挙動 (溶融プールの伝熱)	<ul style="list-style-type: none"> <li>上部クラストから上部水プールへは Kutateladze の熱伝達相関式を考慮</li> <li>水がない場合は上部クラストから対流及び輻射熱伝達を考慮</li> <li>内部の溶融物から上部、下部及び側部クラストへは対流熱伝達を考慮</li> </ul>
原子炉下部キャビティでの 溶融炉心挙動 (コンクリート侵食)	<ul style="list-style-type: none"> <li>コンクリート温度は、深さ方向に準定常の1次元の熱伝導方程式により温度分布を持つと仮定</li> <li>コンクリート温度がコンクリート融解温度を超えると侵食開始。その際、コンクリート融解熱及び化学反応熱発生を考慮。</li> <li>コンクリートから放出されるガス（水蒸気及び二酸化炭素）は直ちに溶融プールに浸入すると仮定し、溶融プール中の金属との酸化反応を考慮</li> <li>コンクリートのスラグも溶融プールに浸入し、ウラン、ジルコニウム等と混合すると仮定</li> </ul>

表 3.3-1 MAAPコードのモデル一覧 (5/5)

項目		計算モデル
FP 挙動モデル	FP 放出	<ul style="list-style-type: none"> <li>• FP は炉心温度に対する放出速度の相違に基づき 12 グループに分類。各 FP グループの質量保存を考慮</li> <li>• ペレットと燃料被覆管の間隙部に蓄積した FP の放出（ギャップ放出を模擬）</li> <li>• 溶融炉心・コンクリート相互作用に伴う FP 放出を模擬</li> </ul>
	遷移及び輸送	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 1 次系及び原子炉格納容器内の FP 形態は各グループに対しガス状、エアロゾル状、沈着を考慮（希ガスはガス状のみ）。また、水中及び溶融炉心内の FP を考慮</li> <li>• 気相及び液相中の FP の輸送は、熱水力計算から求まる体積流量から FP 輸送量を計算</li> <li>• FP がガスとエアロゾルの場合は、気体の流れに乗って移動</li> <li>• 溶融炉心内に残存する FP は溶融炉心とともに移動</li> <li>• 水中の FP は区画間の水の流れとともに移動</li> <li>• 原子炉格納容器及び 1 次系内での気体、エアロゾル及び構造表面状（沈着）の状態間の遷移を模擬</li> <li>• エアロゾルの沈着は、重力沈降、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突、FP ガス凝縮、FP ガス再蒸発を模擬。沈着したエアロゾルの再浮遊は考慮していない</li> <li>• よう素の化学形態として、粒子状よう素のみを考慮</li> </ul>
	崩壊熱	<ul style="list-style-type: none"> <li>• 崩壊熱は各位置の FP 量に応じて分配され、各エネルギー保存式に考慮</li> <li>• FP 崩壊による発生エネルギーは人力の崩壊熱データで考慮</li> <li>• FP 崩壊による各 FP グループの質量の変化は考慮していない</li> </ul>

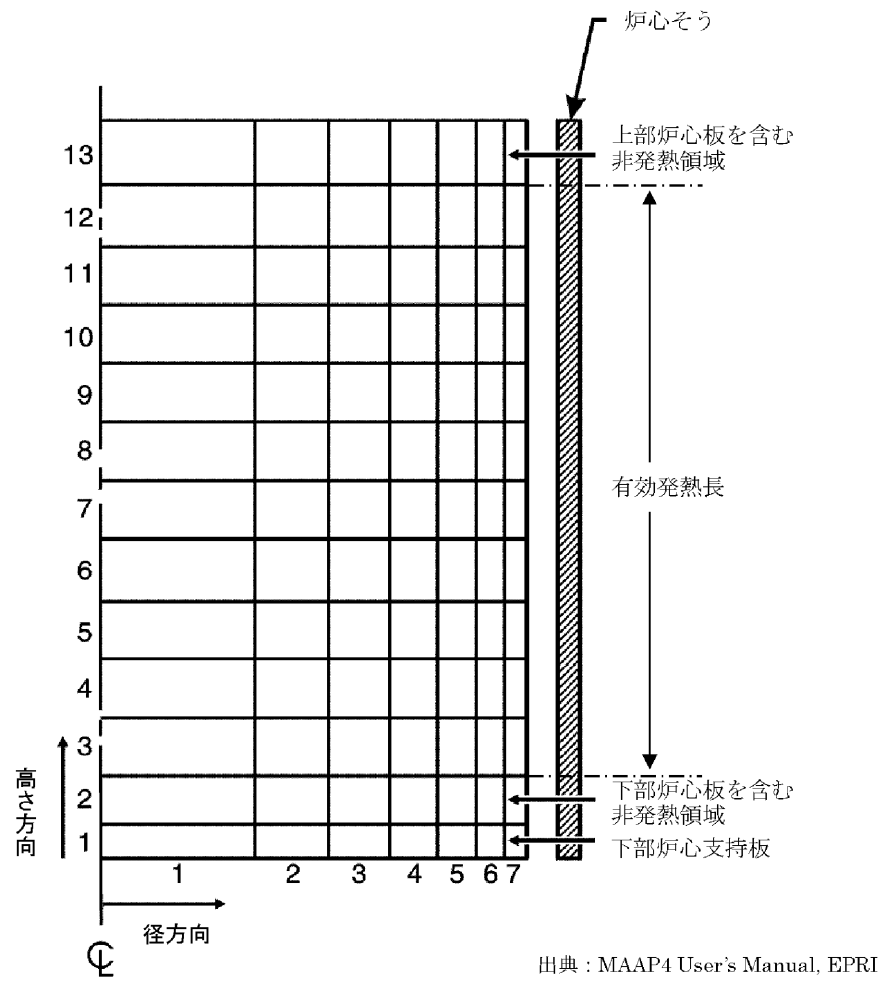
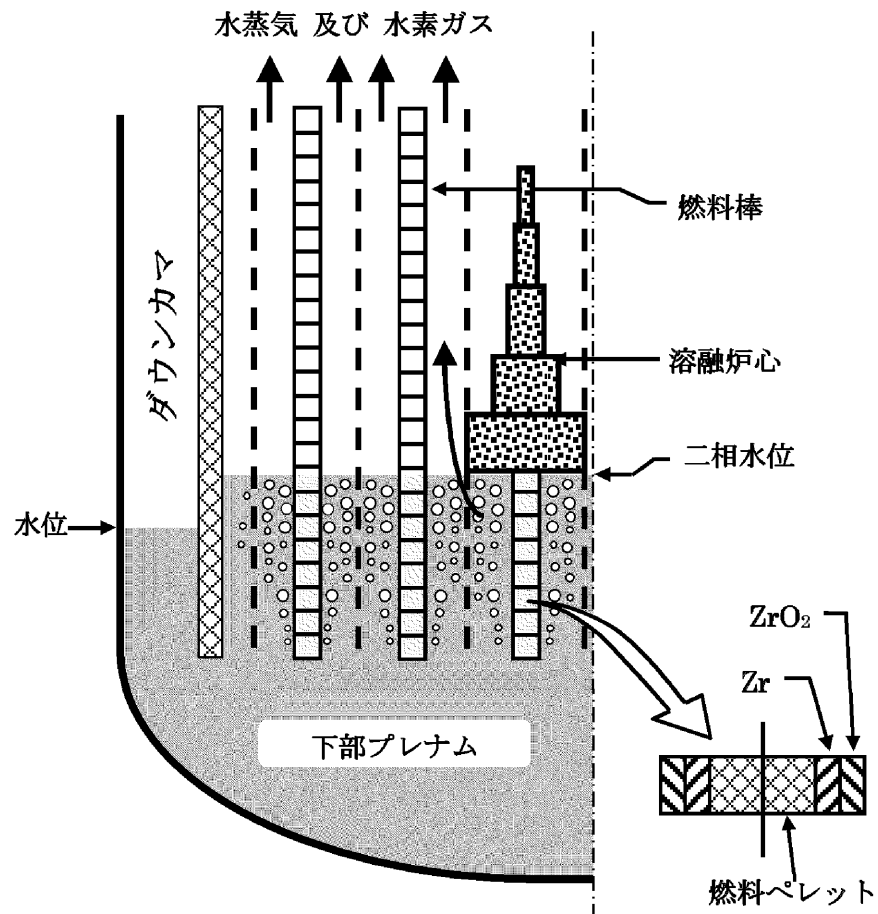
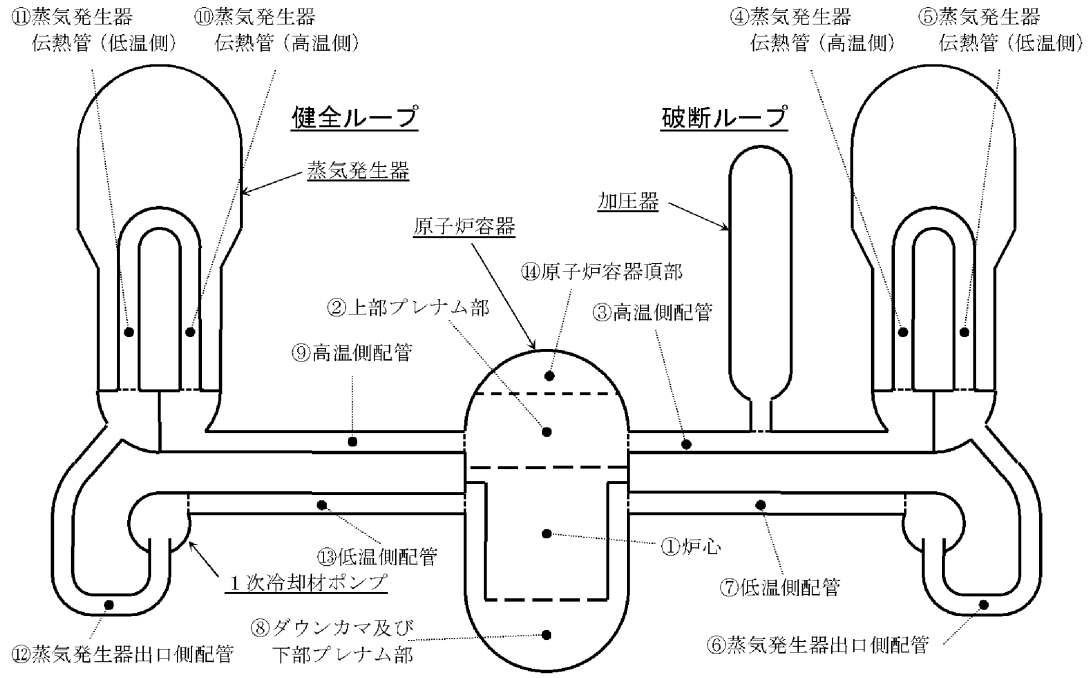


図 3.3-1 MAAPコード ノード分割例 (炉心モデル)



出典 : MAAP4 User's Manual, EPRI

図 3.3-2 炉心水位モデル



出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

図 3.3-3 MAAPコード ノード分割図（1次系モデル）

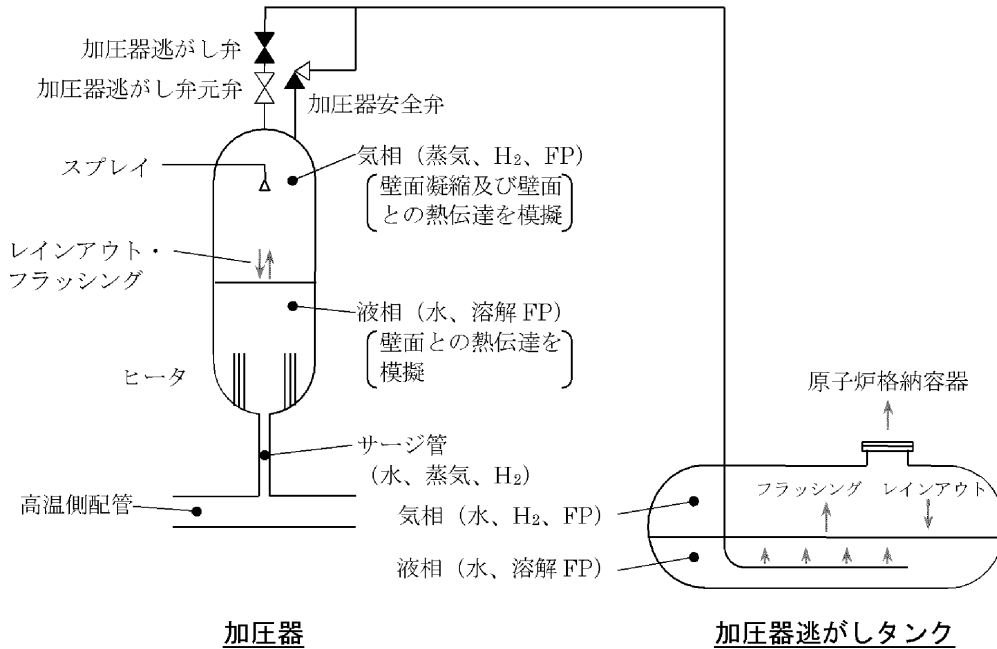
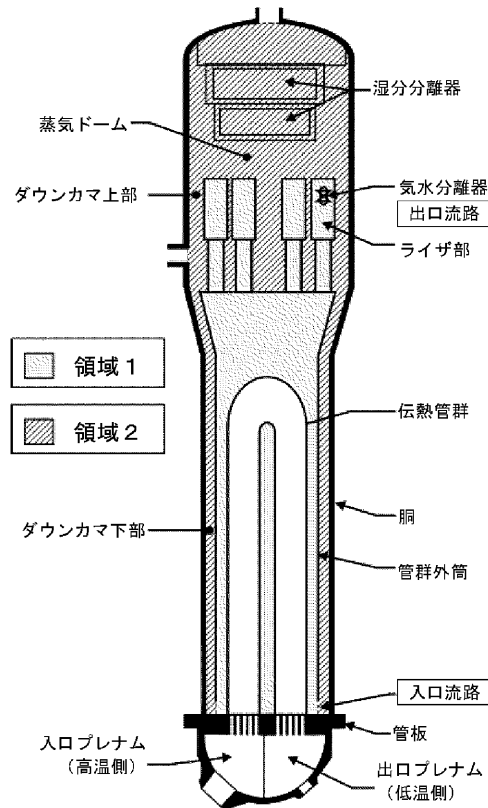
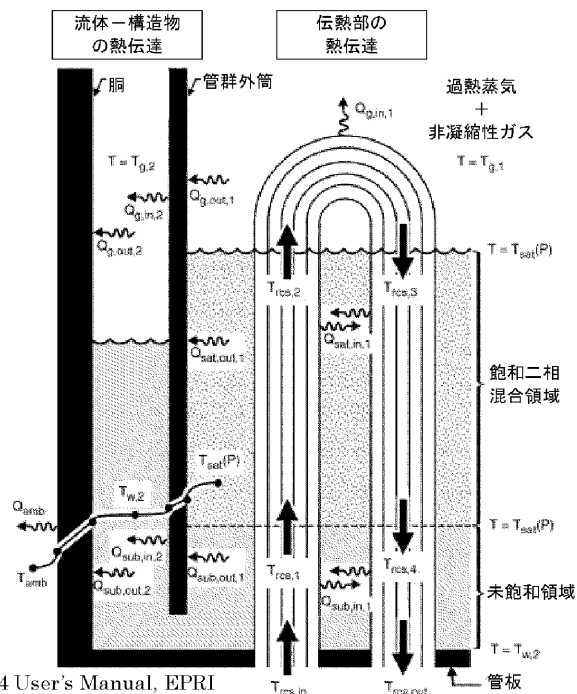


図 3.3-4 加圧器及び加圧器逃がしタンクモデル



出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

図 3.3-5 MAAPコード ノード分割図（2次系モデル）



出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

図 3.3-6 蒸気発生器の伝熱モデル

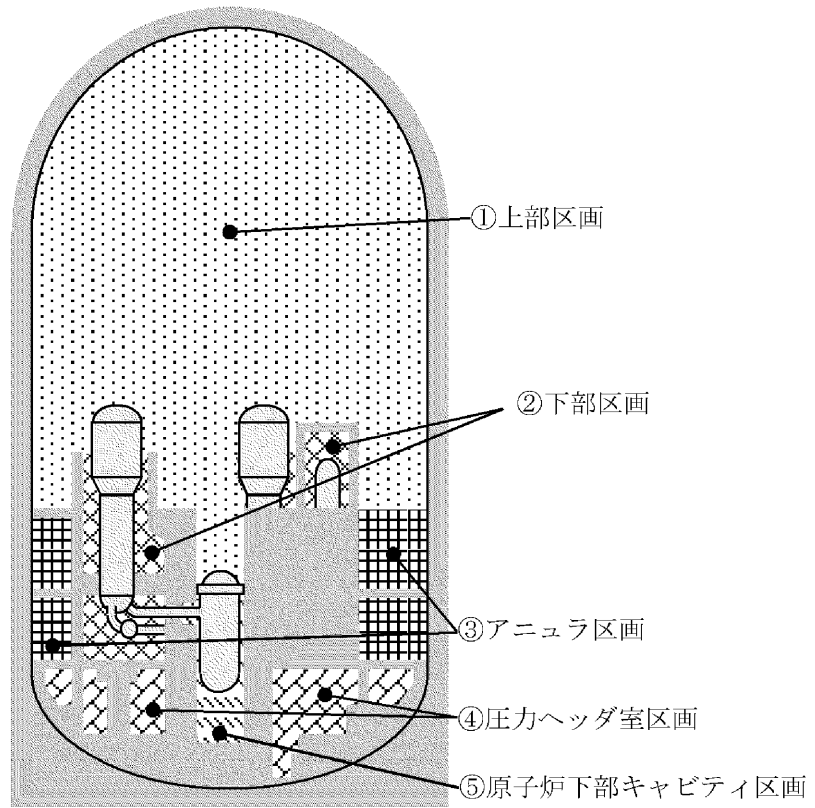


図 3.3-7 MAAPコード ノード分割図(原子炉格納容器モデル: 3ループプラントの例)

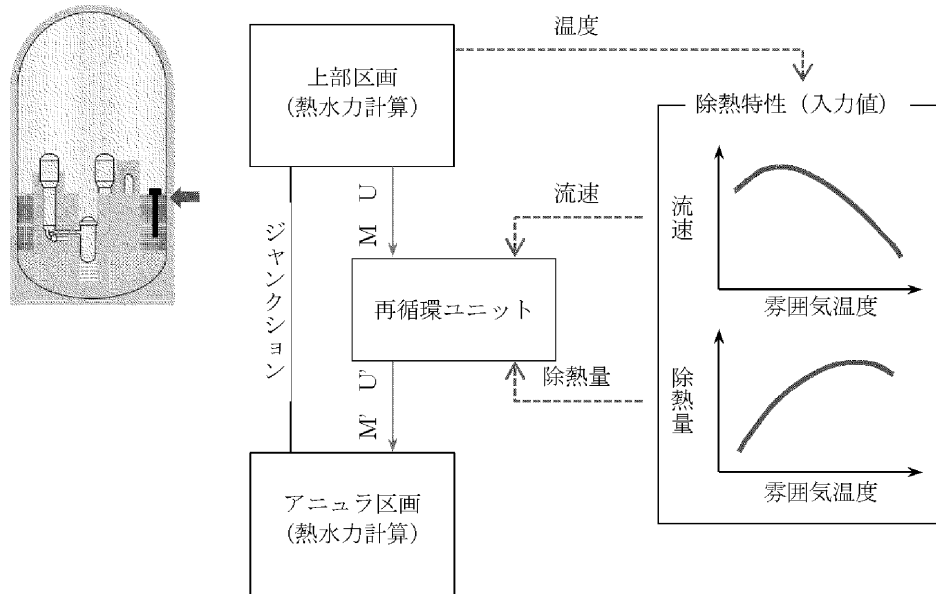


図 3.3-8 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却モデル

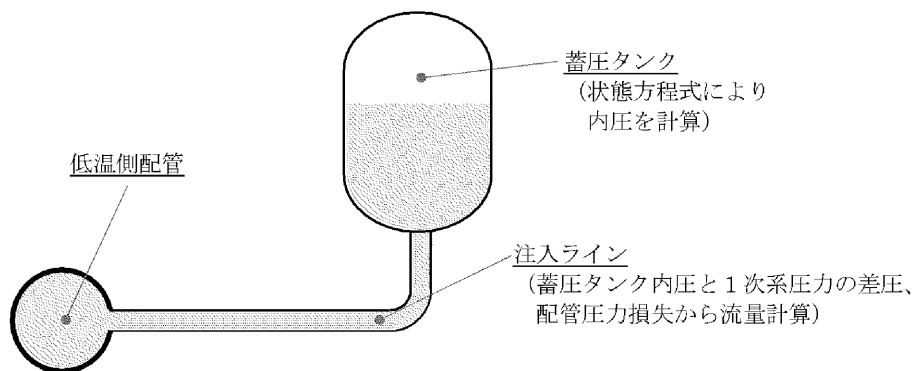


図 3.3-9 蓄圧注入系モデル

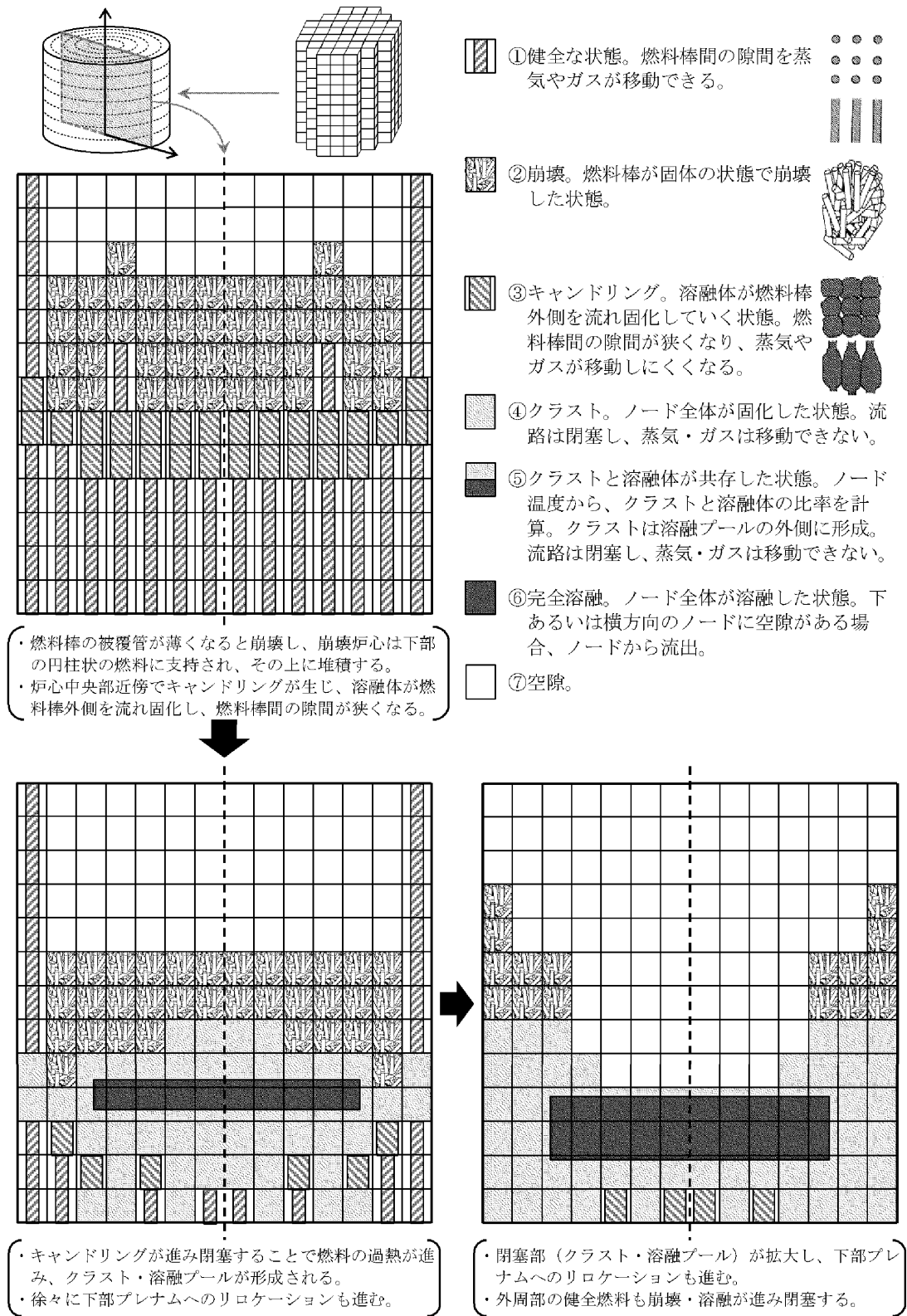


図 3.3-10 リロケーション時の炉心の状態（例）

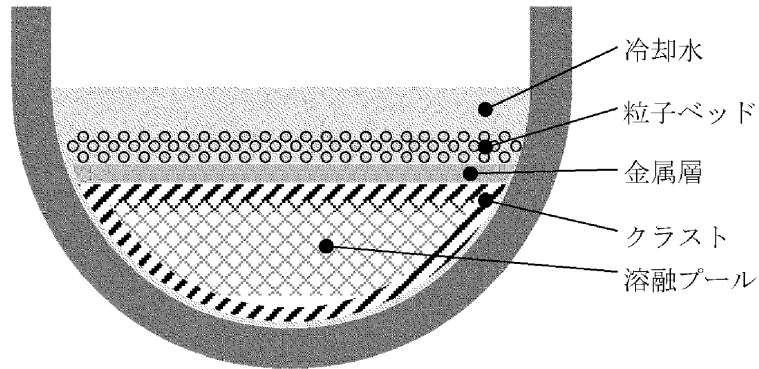


図 3.3-11 下部プレナムでの熔融炉心の概念

- ① 炉心部から下部プレナムへのリロケーション。冷却水との接触によりエントレイン。  
 ② 炉心部から下部プレナムへのリロケーションが継続し、下部プレナムに堆積。  
 ③ 下部プレナムの冷却材がドライアウトし、下部ヘッドへの伝熱が進む。  
 ④ 計装案内管が破損し、原子炉下部キャビティへの落下を開始し、原子炉下部キャビティ水との接触によりエントレイン。

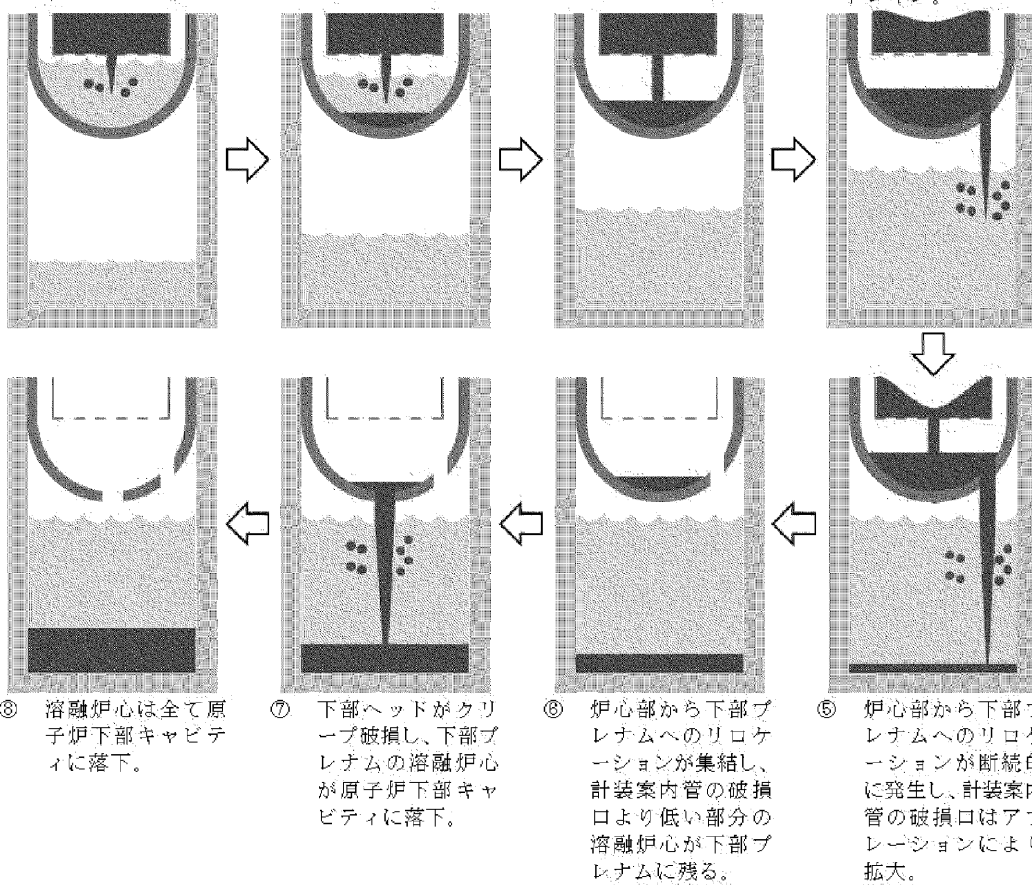


図 3.3-12 原子炉下部キャビティへの熔融炉心の落下の例

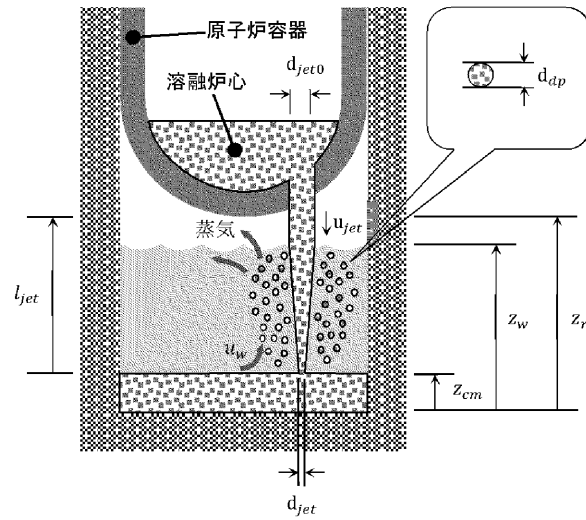


図 3.3-13 原子炉下部キャビティにおける溶融炉心挙動の概念

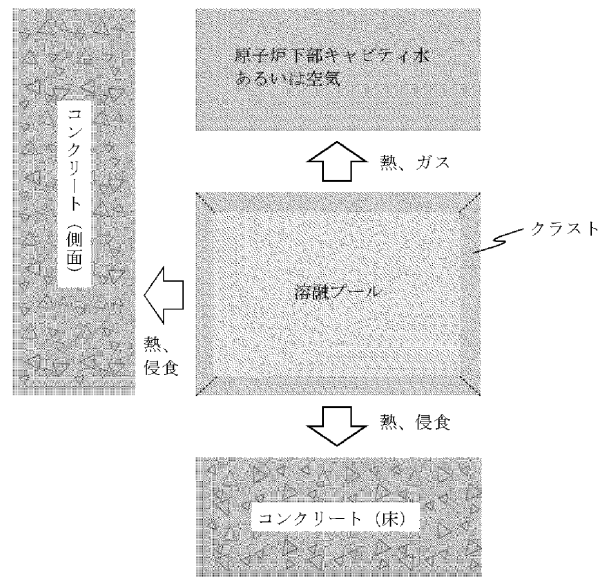


図 3.3-14 溶融炉心の伝熱の概念

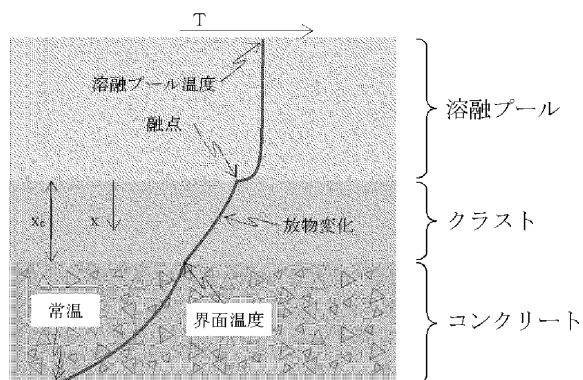


図 3.3-15 溶融炉心の温度分布の概念

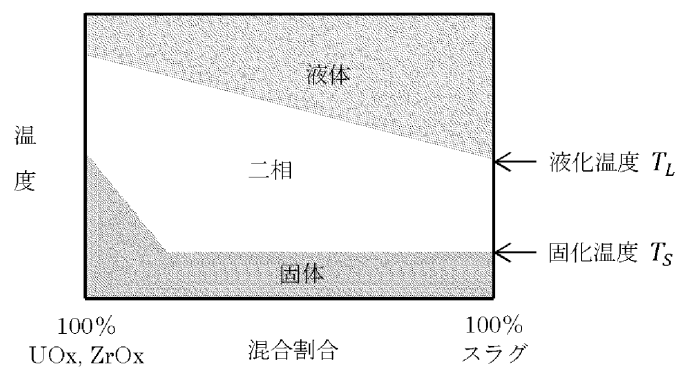
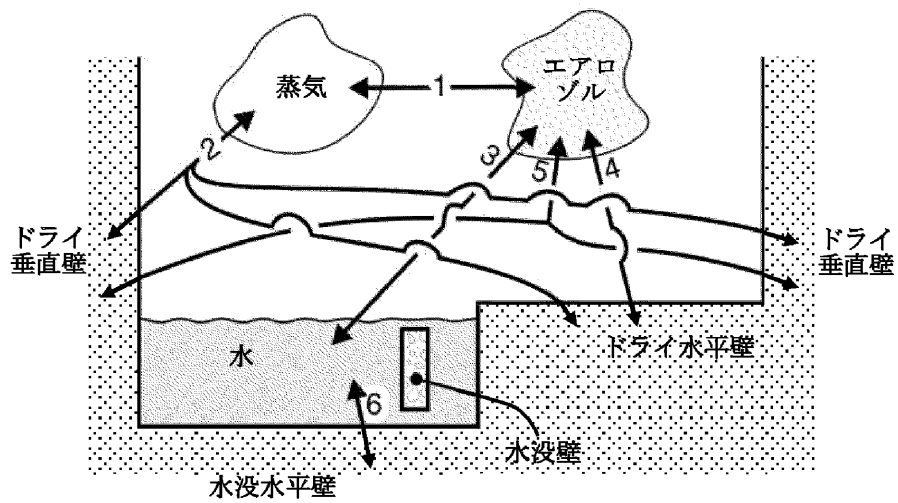


図 3.3-16 溶融プールの相変化の概念



FP 輸送パス :

1. 蒸気-エアロゾル (蒸発/凝縮)
2. 蒸気-ドライ壁 (蒸発/凝縮)
3. エアロゾル-水 (拡散泳動、重力沈降、熱泳動)
4. エアロゾル-ドライ水平壁 (重力沈降、熱泳動)
5. エアロゾル-ドライ垂直壁 (慣性衝突、熱泳動)
6. 水-水没水平壁 (溶解/沈着)

出典 : MAAP4 User's Manual, EPRI

図 3.3-17 原子炉格納容器内 FP 遷移モデル

表 3.3-2 MAAPコードのFPの核種グループ

グループ	代表核種	説明
1	希ガス	希ガス (Xe, Kr)
2	CsI	CsI 及び RbI。ヨウ素はすべてアルカリ FP と結合すると仮定。また、セシウムがほとんどであるため、CsI の物性を用いる。
3	TeO <sub>2</sub>	酸化テルル (TeO <sub>2</sub> )。炉心内に放出されたテルルは直接 TeO <sub>2</sub> となると仮定。圧力容器外で放出されたテルルは元素状態にあると仮定するが、蒸気や酸素が存在する場合には酸化されて TeO <sub>2</sub> になるものと仮定。
4	SrO	ストロンチウムは主として圧力容器外から元素状態で放出されるが、原子炉格納容器内で酸化されて SrO になるものと仮定。圧力容器内放出についても、酸化されて SrO になると仮定。
5	MoO <sub>2</sub>	二酸化モリブデン (MoO <sub>2</sub> )。モリブデンが主にコンクリート接触時に放出されると考えられるためである。
6	CsOH	CsOH 及び RbOH を表す。これは、ヨウ素と結合した後に放出される Cs と Rb を表す。
7	BaO	酸化バリウム (BaO) を表す。Ba は化学的周期性から、Sr と同じような挙動を示す。
8	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	La を表す。La 類の全三二酸化物の化学的挙動は同様であるので 1 つのグループとする。これらは不揮発性であるが、圧力容器内放出は許容されている。主として一酸化物の状態で圧力容器外に放出されるが、原子炉格納容器内で更に酸化する。
9	CeO <sub>2</sub>	Ce の挙動は La と同様であるが、化学量及びガス分圧が異なるため、違うグループとしている。
10	Sb	アンチモンは元素の形態のまま圧力容器内及び圧力容器外へ放出される。
11	Te <sub>2</sub>	圧力容器外に放出された Te のうち酸化しないものは Te <sub>2</sub> のままとする。
12	UO <sub>2</sub>	ウラン及び超ウラン元素は放射特性が異なるため他の FP とは区別してグループ化する。これらは圧力容器外のみで放出され、原子炉格納容器内で二酸化物になるものと仮定。

表 3.3-3 原子炉格納容器気相部の崩壊熱の影響評価

	希ガス	よう素
全 FP に対する希ガス及びよう素の崩壊熱割合 <sup>(注1)</sup> (a)	約 4%	約 20% (全よう素)
存在割合 <sup>(注2)</sup> (b)	100%	4% (有機よう素)
化学形態を考慮した崩壊熱割合 (a)×(b)	約 4%	約 0.8% (有機よう素)

(注1) 有効性解析に用いる崩壊熱割合

(注2) 粒子状よう素及び無機よう素は沈着等により原子炉格納容器気相部から除去されることから、原子炉格納容器気相部に留まる有機よう素の影響を評価する。有機よう素の存在割合は最大となる RG1.195 の値に基づく。

### 3.4 ノード分割

実機解析に用いるノード分割の考え方を表 3.4-1 に示す。

炉心モデルは、R-Z の 2 次元モデルであり、各ノードの体積割合は燃料集合体単位で設定している。径方向は輻射熱伝達により温度勾配が小さく分割数の影響は小さいが、解析の安定性のため、各分割要素が等断面（体積）の差があまり大きくなるよう考慮している。軸方向の分割数は高さ方向の温度勾配がジルコニウム-水反応の速度や炉心溶融挙動に影響するため 10 以上としている。

1 次系のノードは、原子炉容器、ループ配管、加圧器、蒸気発生器等の 1 次系の構成要素ごとに分割された、コードプリセットの分割を用いている。LOCA 事象の初期の複雑な流況を高い精度で予測をするものではないが、その後の崩壊熱による冷却材の蒸散が主たる支配因子となる段階においては、適用性を有する。なお、破断側ループと健全側ループの 2 ループでの模擬であり、3 ループプラントや 4 ループプラントのように健全側ループが複数ある場合は、それらを 1 ループに縮約して取り扱っている。

蒸気発生器 2 次側のノードは、伝熱部とドーム部の 2 ノードに分割したコードプリセットの分割を用いている。ダウンカマ水位と伝熱部 2 次側の二相水位の水頭バランスを考慮し、これにより 1 次系と 2 次系の伝熱量をほぼ適正に計算可能である。

原子炉格納容器は、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モデル化し、同じ特徴を有する空間を集約することを基本にして設定している。

ノード分割の考え方は、2、3 及び 4 ループプラントに共通して適用するものである。

表 3.4-1 MAAPコードのノード分割の考え方

項目	ノード分割の考え方
炉心	径方向及び高さ方向にノード分割した、R-Zの2次元モデルであり、分割数は、径方向に□、高さ方向に□としている。径方向は輻射熱伝達により温度勾配が小さく分割数の影響は小さいが、軸方向の分割数は高さ方向の温度勾配がジルコニウム-水反応の速度や炉心溶融挙動に影響するため10以上が推奨される。径方法の分割は任意であるが、各ノードの体積割合は燃料集合体単位で設定し、解析の安定性のため、各分割要素が等断面（体積）の差があまり大きくならないように設定することが推奨されている。
1次系	原子炉容器、ループ配管、加圧器、蒸気発生器等の1次系の構成要素ごとにノード分割（コードのプリセット）。LOCA事象の初期の複雑な流況を高い精度で予測をするものではないが、その後の崩壊熱による冷却材の蒸散が主たる支配因子となる段階においては、適用性を有する。なお、破断側ループと健全側ループの2ループでの模擬であり、3ループプラントや4ループプラントのように健全側ループが複数ある場合は、それらを1ループに縮約して取り扱う。
蒸気発生器	蒸気発生器2次側を伝熱部とドーム部の2ノードに分割したモデル（コードのプリセット）。ダウンコマ水位と伝熱部2次側の二相水位の水頭バランスを考慮し、これにより1次系と2次系の伝熱量を計算し、MB-2実験に対するベンチマーク解析により妥当な結果が確認されており、適用性を有する。
原子炉格納容器	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、上部区画、下部区画、アニュラ区画、原子炉下部キャビティ区画及び圧力ヘッド室区画（2及び3ループプラント）の4若しくは5ノードとしている。このノード分割は、同じ特徴を有する空間を集約することを基本にして設定し、同じ特徴を有する空間では、物理パラメータも同等となることから、緩やか、あるいは、長期的な応答を模擬できる。

### 3.5 入出力

MAAPコードの入出力を図 3.5-1 に示す。MAAPコードのインプットデータは、以下のとおり構成される。MAAPコードのインプットデータの元となる「プラントデータ」、「事故条件」、「事象収束に重要な機器・操作」等を整理した解析条件を別紙-1に示す。

- ① 燃料質量、被覆管質量等
- ② FP 質量等
- ③ 1 次系圧力及び温度、原子炉格納容器圧力及び温度等の初期条件
- ④ 1 次系、原子炉容器内、加圧器、蒸気発生器の形状等
- ⑤ 工学的安全設備、格納容器スプレイの特性等
- ⑥ 原子炉格納容器内の区画形状、原子炉格納容器内の区画間の形状等
- ⑦ 原子炉格納容器内のヒートシンクの材質・形状等
- ⑧ 起因事象、緩和設備等の情報 等

上記をインプットデータとして、プラント全体の過渡解析を実施し、以下のアウトプットデータを得る。

- ① 1 次系圧力
- ② 原子炉容器内水位
- ③ 原子炉格納容器圧力
- ④ 原子炉格納容器内温度
- ⑤ 原子炉格納容器内水素濃度
- ⑥ 原子炉格納容器内水量
- ⑦ コンクリート侵食深さ 等

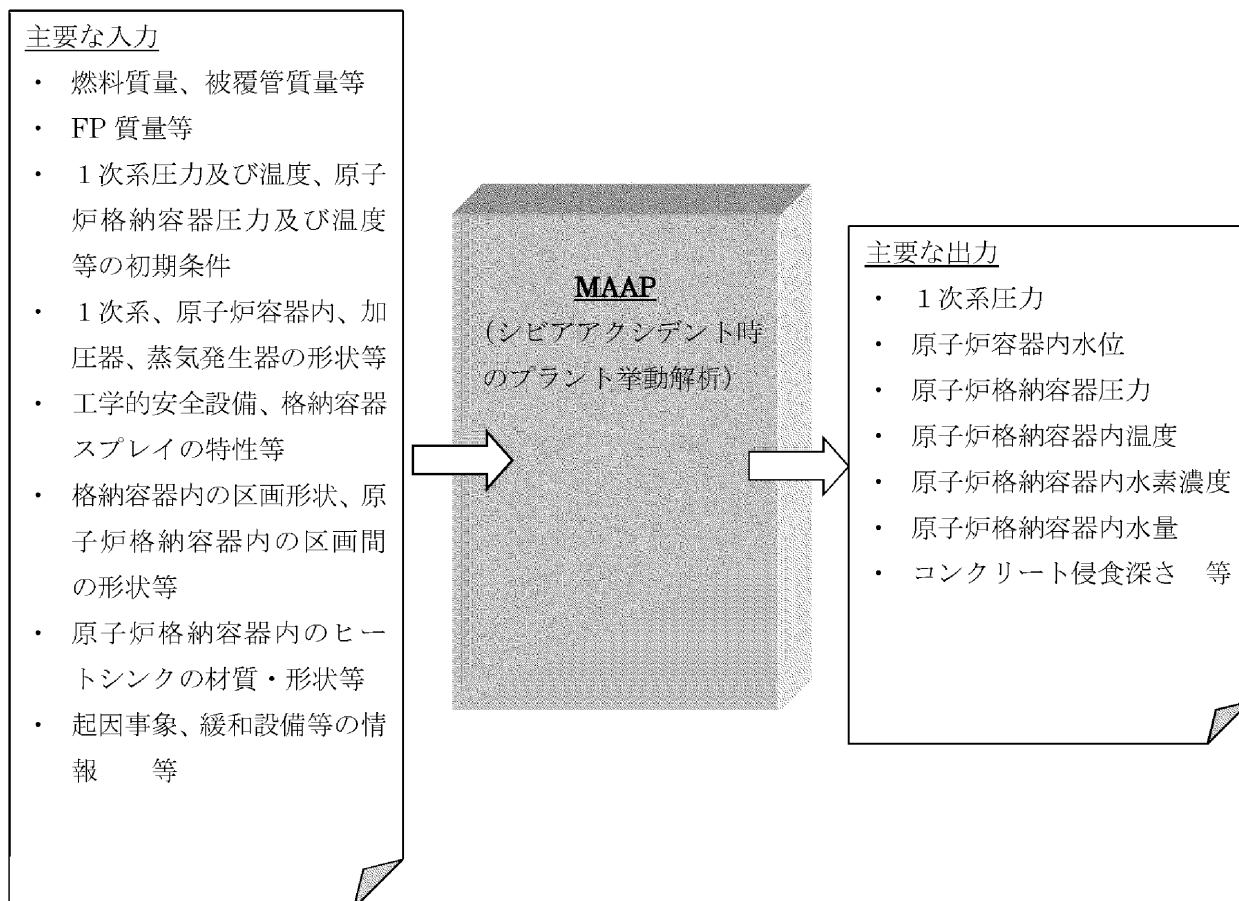


図 3.5-1 MAAPコードの入出力

## 4. 妥当性確認

### 4.1 妥当性確認方法

2.3において分類した重要現象の妥当性確認方法を以下に記載する。なお、各重要現象の妥当性確認においては、事故解析あるいは実験解析によって確認することを基本とするが、物理現象の特性が設備性能に基づき妥当性確認が不要なものや、MAAPコード以外のコードに依存して妥当性確認が不要なものがある。

なお、「2. 重要現象の特定」では「原子炉容器破損後の高圧溶融炉心放出」及び「格納容器雰囲気直接加熱」を重要現象として抽出していないものの、その発生を防止するという観点からは、事象進展に影響する各モデルの不確かさに基づいた総合的な判断が必要なことから、添付1において不確かさの分析及び感度解析による影響評価をまとめる。

また、「原子炉容器外の溶融炉心と冷却材の相互作用 (FCI)」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI)」については、国内外において現象の解明や評価に関する多くの活動が行われてきているが、現在においても研究段階にあり、また、実機規模での現象についてほとんど経験がなく、有効なデータが得られていないのが現状であり、不確かさが大きい現象であると言えることから、添付2及び添付3において、知見の整理、不確かさの分析及び感度解析による影響評価をまとめる。

#### 4.1.1 崩壊熱

崩壊熱は、下記の崩壊熱曲線を入力値で与えていることから、MAAPコードの解析モデルとしての不確かさはなく、妥当性評価は不要と考えられる。

有効性評価解析では、崩壊熱が高い方が注目する評価指標を厳しく評価することになるため、崩壊熱の不確かさ及び実機運用による変動を考慮した崩壊熱曲線を使用する。具体的には、参考文献[10]に示すように、アクチニド崩壊熱は ORIGEN-2コード、FP崩壊熱は AESJ 推奨値により評価された崩壊熱曲線を使用している。この崩壊熱曲線は、不確かさとしてアクチニド崩壊熱は 20%、FP崩壊熱は  $3\sigma_A$  を考慮し、実機運用による変動として燃料運用を考慮した燃料濃縮度 (MOX 燃料は Pu 含有率等) や燃焼度が考慮されている。これにより、有効性評価においては崩壊熱に関する不確かさや実機運用による変動が考慮された崩壊熱曲線が適用されることから、「5. 有効性評価への適用性」においては、入力条件の不確かさとして、評価指標や運転員等操作への影響を整理する。

#### 4.1.2 沸騰・ボイド率変化、気液分離 (炉心水位)・対向流 (炉心 (熱流動))、気液分離・対向流 (1次冷却系)

炉心の「沸騰・ボイド率変化」及び「気液分離 (炉心水位)・対向流」は、炉心水位に関連する物理現象である。また、1次冷却系の「気液分離・対向流」について、

蒸気発生器でのスチームバインディングは、高温側配管のボイド率が高く、蒸気発生器伝熱管への冷却材流入量が増加すると冷却材が伝熱管内で蒸発して圧力損失を増大させるため、炉心水位を下げる方向に働く。これらの現象は、いずれも炉心水位に関連する現象であり、「ECCS 再循環機能喪失」における ECCS 再循環失敗以降の炉心水位挙動に対して影響が大きいと考えられることから、コード間比較により評価を行う（4.3.1 参照）。

#### 4.1.3 構造材との熱伝達（1次冷却系）

1次冷却系の「構造材との熱伝達」は、炉心露出後に炉心で発生した過熱蒸気から1次系配管等への熱伝達による1次系配管のクリープ破損の観点で、重要な現象として抽出されたものである。

過熱蒸気と構造材の熱伝達は、炉心部と同じく Dittus-Boelter の相関式を用い、1次系配管のクリープ破損については、Larson-Miller パラメータ手法を適用している。いずれも、工学分野でクリープ破損評価に広く使用されるモデルであり、妥当性評価は不要と考えられる。

#### 4.1.4 ECCS 強制注入（1次冷却系）

強制注入系特性は、設計での不確かさを考慮し、目的に応じて最大流量又は最小流量を使い分ける。解析では作動圧力及びポンプの圧力-流量特性を入力値として与えるため、妥当性評価は不要である。

方、ECCS 注入水の1次系内の混合については、LOCA 等により1次系の保有水量が減少すると、気相と液相を別に取り扱うモデルとなっており、気液の混合挙動は気液界面の対流熱伝達及び凝縮熱伝達によりモデル化されている。

炉心損傷防止に係る事故シーケンスグループのうち「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、ECCS の作動を仮定するが、原子炉格納容器圧力上昇の観点で厳しい結果となるよう、ECCS による蒸気凝縮効果がほとんどないような重要事故シーケンスが選択されており、上記のモデルに係る不確かさは小さい。また、「ECCS 再循環機能喪失」では、炉心再冠水以降では、対流熱伝達及び凝縮熱伝達はほとんど発生せず、上記のモデルに係る不確かさは小さい。

#### 4.1.5 ECCS 蓄圧タンク注入（1次冷却系）

蓄圧タンク注入流量は、1次系との圧力差及び注入配管の圧力損失に基づき計算され、注入開始後の蓄圧タンク圧力は状態方程式により計算されるため、一般的な状態方程式及び差圧流モデルという意味で不確かさは小さく妥当性確認は不要である。

ただし、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」（及び「格納容器過温破損」）

においては、1次系強制減圧時の1次系圧力の挙動に影響を与える可能性があるため、感度解析によりその影響を確認する（4.3.2 及び添付1 参照）。

#### 4.1.6 冷却材放出（加圧器）

加圧器逃がし弁からの放出量については、加圧器逃がし弁設定圧における放出係数に基づき圧力に応じて流量計算されるため、TMI 事故に対するベンチマーク解析において、事故発生から加圧器逃がし弁元弁閉止までの挙動に着目して妥当性の確認を行う。具体的には、1次系圧力及び加圧器水位の挙動に着目して考察を行う（4.2.1 参照）。

なお、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」（及び「格納容器過温破損」）では、加圧器逃がし弁開放による1次系強制減圧が、「原子炉容器破損後の高圧溶融炉心放出」の防止の観点で重要であることから、低圧時の加圧器逃がし弁からの放出量に関して考察している（添付1 参照）。

#### 4.1.7 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（蒸気発生器）

蒸気発生器の「1次側・2次側の熱伝達」、「冷却材放出（臨界流・差圧流）」及び「2次側水位変化・ドライアウト」は、PWR プラントの蒸気発生器を模擬した MB-2 実験（米国）に対するベンチマーク解析により妥当性確認を行う（4.2.6 参照）。

なお、TMI 事故解析における蒸気発生器2次側の挙動については、事故データに不確かさがあることが国際的にも指摘されていることから参考情報として検討する（4.2.1 参照）。

#### 4.1.8 区画間・区画内の流動（蒸気、非凝縮性ガス）、構造材との熱伝達及び内部熱伝導（原子炉格納容器）

「区画間の流動（蒸気、非凝縮性ガス）」、「構造材との熱伝達」は、廃炉となった独国の HDR 炉を用いた HDR 実験（国際標準問題 ISP-29）及び米国のハンフォード工学研究所で実施された CSTF 実験に対するベンチマーク解析により妥当性の確認を行う。なお、「構造材との熱伝達」に関しては、直接的データが得られていないことから、原子炉格納容器圧力や温度の挙動から考察を行うものとする（4.2.2 及び 4.2.3 参照）。

#### 4.1.9 区画間・区画間の流動（液体）（原子炉格納容器）

「区画間・区画間の流動（液体）」は、原子炉格納容器の形状（流路高低差や堰高さ）に基づく静水頭による流動計算には不確かさは小さいため、妥当性確認は不要である。

#### 4.1.10 スプレイ冷却（原子炉格納容器）

スプレイ注入特性は、設計での不確かさを考慮し、目的に応じて最大流量又は最小流量を使い分けており、解析では評価目的に応じた作動圧力及びポンプの圧力-流量特性を入力値として与えるため、妥当性確認は不要であると考えられる。

スプレイによる原子炉格納容器気相部の冷却に関しては、液滴径を入力し、液滴と気相部の界面熱伝達により気相部が冷却されるモデルが採用されている。液滴は質量に対して伝熱面積が大きいことより、評価結果ではスプレイされた水は気相部温度と等しくなって液相に落下する。スプレイの水滴温度が比較的短時間に周囲の雰囲気温度と平衡状態となることは良く知られているところであり、伝熱モデルの不確かさによる結果への影響はないと考えられる。

#### 4.1.11 水素濃度変化（原子炉格納容器）

原子炉容器内での水素の発生量は、「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」に応じて全炉心内ジルコニウムの75%反応に相当する水素量を使用する。水素の発生速度はMAAPコード解析結果に応じた補正を行うため、水素発生速度の妥当性を確認する必要がある。水素発生速度は炉心損傷進展挙動に大きく依存するため、MAAPコードの炉心溶融モデルについて、TMI-2の炉心溶融過程の時間経過並びに発生した水素量に対する評価の模擬能力から、水素発生期間及び水素発生速度の時間変化について一定の妥当性が確認できる（4.2.1 参照）。

#### 4.1.12 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）

雰囲気ガス温度に対する格納容器再循環ユニットの除熱特性をMAAPコードの入力データとして模擬している。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の除熱データは、国内の凝縮熱伝達実験において確認された評価式を用いて、格納容器再循環ユニットの形状等に基づき算出した除熱特性を使用しているため、妥当性評価は不要である。

一方、格納容器再循環ユニットの冷却特性は、原子炉格納容器内のガス流動モデルにも影響される。そこで、原子炉格納容器内のガス流動挙動に妥当性の検討結果も踏まえ感度解析により確認する（4.3.3 参照）。

#### 4.1.13 炉心ヒートアップ（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）及びリロケーション、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達

MAAPコードの炉心溶融モデル及び下部プレナムでの溶融炉心伝熱モデルについては、TMI事故に対するベンチマーク解析により妥当性の確認を行う。

TMI 事故では炉心ヒートアップ（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）及びリロケーションを直接表す測定値はないものの、それらの挙動が間接的に影響する 1 次系及び 2 次系挙動や、事故後の調査研究で各時刻の溶融進展状況が推定されており、それら調査結果との比較により本モデルの妥当性が確認できると考えられる（4.2.1 参照）。

TMI 事故は原子炉容器破損前に事象収束していること、炉心溶融時の実機の挙動に関しては、現段階では十分な知見が得られていない状況であり、不確かさが大きいと考えられることから、感度解析による影響の把握を行う（4.3.4、4.3.5、4.3.7 及び 4.3.8 参照）。

一方、炉心損傷防止に係る事故シーケンスグループに関しては、「ECCS 再循環機能喪失」の重要事故シーケンスに対して、炉心が露出する場合の重要現象として「燃料棒表面熱伝達」が挙げられているが、有効性評価では炉心露出を判断基準とし、炉心が冠水した状態を取り扱い、その場合には、「燃料棒表面熱伝達」が炉心水位や燃料被覆管温度に与える影響は小さい。なお、再循環機能喪失後の崩壊熱による冷却材の蒸散に伴う炉心水位低下の挙動の妥当性については、4.3.1 において確認する。

#### 4.1.14 原子炉容器破損、溶融

原子炉容器破損挙動を溶融炉心挙動と合わせて実験した例はないため、実験解析により直接的に妥当性評価を行うことは出来ない。以下のように、MAAP コードの原子炉容器破損モデルは TMI 事故の知見に基づき開発されており、妥当性評価は不要と考えられる。

TMI 事故では、溶融炉心が下部プレナムへ落下したものの、原子炉容器と溶融炉心のギャップに水が浸入することで原子炉容器壁を冷却できたと推定されている。MAAP コードでは TMI 事故の調査研究や溶融炉心から原子炉容器壁への伝熱挙動を模擬した実験に基づいて、原子炉容器壁への伝熱挙動をモデル化している。また、原子炉容器破損形態として、原子炉容器のクリーブ破損及び計装案内管溶接部の破損が考慮されている。原子炉容器破損モデルは、工学分野でクリーブ破損評価に広く使用される Larson-Miller パラメータ手法に基づくものであり、計装案内管溶接部の破損は単純な熱伝導問題であり、これらモデルにはある程度の妥当性があるものと推測される。しかしながら、現象自体が持つ不確かさもあることを鑑み、不確かさの整理を行うとともに、感度解析による影響の確認を行う（4.3.8 参照）。

#### 4.1.15 1 次系内 FP 挙動、原子炉格納容器内 FP 挙動

炉心からの FP 放出モデルについては、これまでに実験や検討がなされてきており、MAAP コードではその知見に基づく FP 放出モデルが採用されている。燃料から 1 次系へ放出される FP 挙動について PHEBUS-FP 試験のベンチマークによって妥当

性を確認する（4.2.7 参照）。また、原子炉格納容器内に放出されたエアロゾル挙動について ABCOVE 実験のベンチマークによって妥当性を確認する（4.2.8 参照）。

また、有効性評価で採用している FP 放出モデルの不確かさを考慮し、炉心からの放出速度を変更した場合に対する感度解析によって、炉心損傷検知判断の観点から特に原子炉格納容器空間に放出される希ガスの挙動を比較し、感度解析による影響の確認を行う（4.3.11 参照）。

#### 4.1.16 原子炉容器内 FCI（溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達）

溶融炉心の細粒化及びデブリ粒子から水への熱伝達については、溶融物の粘性や冷却材条件には違いはあるものの、幅広く個別効果試験が実施されてきた。それらの知見を基に MAA P コードのモデルは構成されているので、妥当性評価は不要と考えられる。また、原子炉容器内 FCI により生じる圧力スパイクについては、専門家間では原子炉冷却材圧力バウンダリや原子炉格納容器の破損に対する脅威とはならないと考えられている。

ただし、高圧溶融物噴出を防止する観点から、原子炉容器内 FCI による 1 次系圧力上昇は原子炉容器破損とあいまって、判断基準への適合性に影響するものと考えられることから、添付 1 において関連する物理現象も含めた総合的な評価をまとめている。このうち、原子炉容器内 FCI に関し、概要を 4.3.6 に示す。

#### 4.1.17 原子炉容器外 FCI（溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達）

原子炉容器外 FCI に関する現象について、知見の整理、不確かさの分析及び感度解析による総合的な評価を行い、添付 2 にまとめており、4.3.9 に概要を示す。

#### 4.1.18 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

溶融炉心伝熱モデルは、溶融プールとその周囲の固化したクラストの間の対流熱伝達、上部クラストと上部の原子炉下部キャビティ水あるいは気相への熱伝達、下部クラスト及び側部クラストとコンクリートとの伝熱モデルから構成される。また、コンクリート分解及び非凝縮性ガスの発生は、分解コンクリートと炉心材の混合物の化学平衡計算によりモデル化されている。

「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」については、ACE 実験及び SURC 実験に対するベンチマーク解析により妥当性の確認を行う（4.2.4 及び 4.2.5 参照）。また、これらの物理現象も含めた MCCI に関する現象について、知見の整理、不確かさの分析及び感度解析による総合的な評価を行い、添付 3 にまとめており、4.3.10 に概要を示す。

表 4.1-1 重要現象に対する妥当性確認方法 (1/2)

物理領域	重要現象	妥当性確認方法										
		TMI 事故	HDR 実験	CSTF 実験	ACE 実験	SURC 実験	MB-2 実験	PHEBUS -FP 実験	ABCOVE 実験	感度解析	その他*	
炉心	崩壊熱	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	4.1.1
	燃料棒内温度変化	☑ 4.2-5 ☑ 4.2-6 ☑ 4.2-10	—	—	—	—	—	—	—	4.3.4	—	
	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	—	—	—	—	—	—	—	—	4.3.1	—	
	気液分離（炉心水位）・対向流	—	—	—	—	—	—	—	—		—	
1次 冷却系	気液分離・対向流	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
	構造材との熱伝達	—	—	—	—	—	—	—	—	—	4.1.3	
	ECCS 強制注入	—	—	—	—	—	—	—	—	—	4.1.4	
	ECCS 蓄圧タンク注入	—	—	—	—	—	—	—	—	流動抵抗 4.3.2	注入特性 4.1.5	
加圧器	冷却材放出	☑ 4.2-1 ☑ 4.2-2	—	—	—	—	—	—	—	—	—	
蒸気 発生器	1次側・2次側の熱伝達	—	—	—	—	—	☑ 4.2-30 ☑ 4.2-31	—	—	—	—	
	冷却材放出（臨界流・差圧流）	—	—	—	—	—		—	—	—	—	
	2次側水位変化・ドライアウト	—	—	—	—	—		—	—	—	—	

\* 4.1 で示した理由により妥当性確認が不要と考えられる現象

表 4.1-1 重要現象に対する妥当性確認方法 (2/2)

物理領域	重要現象	妥当性確認方法									
		TMI 事故	IHDR 実験	CSTF 実験	ACE 実験	SURC 実験	MB-2 実験	PHEBUS -FP 実験	ABCOVE 実験	感度解析	その他*
原子炉 格納容器	区画間の流動 (蒸気、非凝縮性ガス)	—	☒ 4.2-13	☒ 4.2-20	—	—	—	—	—	—	—
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導	—	☒ 4.2-15	☒ 4.2-21 ☒ 4.2-22	—	—	—	—	—	—	—
	区画間の流動 (液体)	—	—	—	—	—	—	—	—	—	4.1.9
	スプレイ冷却	—	—	—	—	—	—	—	—	—	4.1.10
	水素濃度変化	☒ 4.2-5	—	—	—	—	—	—	—	—	—
	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	—	—	—	—	—	—	—	—	4.3.3	—
原子炉 容器 (炉心損傷後)	リロケーション	☒ 4.2-6 ☒ 4.2-10	—	—	—	—	—	—	—	4.3.5	—
	原子炉容器内 FCI (熔融炉心細粒化)	—	—	—	—	—	—	—	—	4.3.6	—
	原子炉容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)	—	—	—	—	—	—	—	—	4.3.6	—
	下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達	☒ 4.2-7	—	—	—	—	—	—	—	4.3.7	—
	原子炉容器破損、熔融	—	—	—	—	—	—	—	—	4.3.8	—
	1次系内 FP 挙動	—	—	—	—	—	—	☒ 4.2-38 ☒ 4.2-42 ☒ 4.2-43	— ☒ 4.2-49	4.3.11	—
原子炉 格納容器 (炉心損傷後)	原子炉格納容器内 FP 挙動	—	—	—	—	—	—	—	—	4.3.9	—
	原子炉容器外 FCI (熔融炉心細粒化)	—	—	—	—	—	—	—	—	4.3.9	—
	原子炉容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達)	—	—	—	—	—	—	—	—	4.3.10	—
	原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり	—	—	—	—	—	—	—	—	4.3.10	—
	熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	—	—	—	—	—	—	—	—	4.3.10	—
	熔融炉心とコンクリートの伝熱	—	—	—	☒ 4.2-25 ☒ 4.2-26	☒ 4.2-28	—	—	—	4.3.10	—
コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	—	—	—	—	—	—	—	—	—	—	

\* 4.1 で示した理由により妥当性確認が不要と考えられる現象

## 4.2 妥当性確認（事故解析及び実験解析）

### 4.2.1 TMI 事故解析

#### (1) 事故の概要

TMI 事故については、事故発生から 300 分後までの事故シナリオを、以下の 4 つのフェーズに分けて考えることができる。なお、この事故シナリオの分類は、参考文献[11]に基づくものである。

フェーズ 1 … 事故発生（0 分）から 1 次冷却材ポンプ（RCP）全台停止（約 100 分）まで。蒸気発生器の除熱機能が短期間喪失し、加圧器逃がし弁から 1 次冷却材が流出する小破断 LOCA の状態である。

フェーズ 2 … 1 次冷却材ポンプ全台停止（約 100 分）から 1 次冷却材ポンプ 2B 起動（約 174 分）まで。1 次冷却材ポンプが停止することから 1 次冷却材流量が喪失し気水分離が生じる。その結果、炉心は露出し燃料棒がヒートアップすることにより炉心損傷が生じる。

フェーズ 3 … 1 次冷却材ポンプ 2B 起動（約 174 分）から高圧注入系作動（約 200 分）まで。2B ポンプの短時間の起動により炉心に 1 次冷却材が流入し、急冷により炉心形状が大きく変化すると同時に大量の水素ガスが発生したと考えられている。

フェーズ 4 … 高圧注入系作動（約 200 分）以降。高圧注入系により炉心の冷却が促進されるものの、約 224 分～226 分に熔融炉心が下部プレナムに落下したと考えられている。

#### (2) 解析条件

本解析では、TMI の体系を模擬し、事故前のプラント状態を初期値として設定している。炉心のノード分割は、炉心は径方向 4、軸方向 16 の R-Z 2 次元ノードである。1 次系及び蒸気発生器は、貫流型蒸気発生器の冷却ループを模擬したコード内蔵のノード分割が採用されている。原子炉格納容器は、上部区画、下部区画、アニュラ区画及び原子炉下部キャビティ区画の 4 ノードとしている。

境界条件としては、蒸気発生器水位と高圧注入系からの注入流量を時間関数として与え、加圧器逃がし弁及び主蒸気隔離弁の開閉操作並びに 1 次冷却材ポンプの運転の時刻をそれぞれ入力値として与えている。

#### (3) 解析結果

代表的なパラメータに関してベンチマーク解析結果について述べる。

1 次系圧力について事故データと解析結果の比較を図 4.2-1 に示す。炉心露出（～112 分後）から 1 次冷却材ポンプ 2B を起動する 174 分後までは、1 次冷却材

ポンプの全台停止（100 分後）による圧力の緩やかな低下、加圧器逃がし弁元弁の閉止（139 分後）による圧力の上昇、1 次冷却材ポンプ 2B の一時的な運転（174 分～193 分）による圧力の急上昇等の主要挙動が事故データとよく一致している。

1 次冷却材ポンプ 2B の手動起動から高圧注入系の再起動（200 分～217 分）までは解析結果の方が高い値で推移するが、これは炉心損傷を保守的に評価するために水素発生量が多いことから、非凝縮性ガスによる凝縮抑制を過大に評価しているためである。その後の加圧器逃がし弁元弁の開閉操作による圧力挙動及び溶融炉心の下部プレナムへの移行（226 分後）による圧力の一時的な上昇等は、全体的に事故データの応答の特徴をよく模擬している。

加圧器水位の挙動に関しては、図 4.2-2 に示すように、事故データ及び解析結果における 1 次冷却材ポンプ 2B が起動する 174 分以降の水位上昇は、ポンプの一時的な運転（174 分～193 分）による 1 次系圧力の急上昇が原因である。高圧注入系が作動する 200 分後の水位低下が解析結果の方が事故データよりも穏やかであるのは、解析結果の 1 次系圧力が高い値で推移したためである。

蒸気発生器圧力（A ループ及び B ループ）の挙動については、図 4.2-3 及び図 4.2-4 に示すように、事故データとよく一致している。ここで、解析では A ループの蒸気発生器圧力が約 174 分後以降に上昇しているのは、境界条件で指定した蒸気発生器の水位及び主蒸気逃がし弁の開放割合に不確実性があるためと考えられる。同様に、解析では B ループの蒸気発生器圧力が 100 分後までの減圧が小さく、174 分後に 1 次冷却材ポンプ 2B を起動した際の瞬間的な圧力上昇が模擬できていないが、全体的な挙動は模擬できている。

水素発生量に関しては、図 4.2-5 に示すように、解析では 1 次冷却材ポンプ 2B 起動の直前に 700 Lb.（約 318 kg）、最終的には 1,125 Lb.（約 510 kg）生成される結果となった。TMI 事故では水素が 1,100～1,200 Lb.（約 499～544 kg）生成されたと考えられているが、事故データは水素が生成されている間の 150 分時点のみであり、その時は多量の水素が蒸気発生器 A に蓄積されていたと考えられている。事故後 10 時間経って原子炉格納容器内で水素燃焼が生じたことから、解析結果は妥当である。

原子炉容器内の炉心状態の解析結果（約 220 分後）を図 4.2-6 に示す。約 220 分後には、炉心の外周部は 8 番目の高さ位置に固体クラストが形成され、この 6 分後（事故発生から 226 分後）に固体クラストが破損し、溶融炉心が下部プレナムへ流出する。

解析では下部プレナムへ流出した溶融炉心は 56,000 Lb.（約 25,401 kg）である。これは、TMI 事故で観察された量 42,000 Lb.（約 19,051 kg）と比較すると、やや多めの評価となっているが同等であり、MAAP コードでの下部プレナムへの溶融炉心の落下挙動は妥当である。

熔融炉心が下部プレナムに流入すると、最初は堆積した熔融炉心により原子炉容器壁が加熱される。一時的に 1,200°C (2,200°F) まで急上昇し、その熱により原子炉容器壁がクリープ変形することで熔融炉心と原子炉容器壁との間にギャップが生じ成長する。その結果、ギャップに水が浸入し壁面が冷却される。原子炉容器(下部ヘッド)の壁温の解析結果を図 4.2-7 に示す。1,200°Cまで上昇した後、急冷するこの温度挙動は、TMI-2 Vessel Investigation Project<sup>[12]</sup>の観察結果と一致している。

原子炉格納容器については、原子炉下部キャビティ、下部区画、外周部及び上部区画の4区画に分割した解析モデルとしており、図 4.2-8 に示すように、原子炉格納容器(下部区画)の雰囲気温度の解析結果は、加圧器逃がし弁元弁の開閉に伴う温度変化を良く模擬できている。

原子炉格納容器圧力に関しては、図 4.2-9 に示すように、解析では原子炉格納容器内のヒートシンクを簡略化していることから圧力変化はデータの方が緩慢であるが、全体的な挙動は良く一致しており、ファンクーラ等の原子炉格納容器の除熱機能が適切に模擬できている。

#### (4) 重要現象に関する不確かさの評価

有効性評価における物理現象として抽出された項目に対し、本ベンチマーク解析の結果からMAAPコードの不確かさについて考察した。

##### a) 加圧器からの冷却材放出

1次系圧力及び加圧器水位より、加圧器からの冷却材放出について考察する。

1次系圧力について事故発生から、加圧器逃がし弁元弁の閉止(139分後)までの挙動に着目する。初期は炉出力の低下に伴う1次冷却材の収縮及び加圧器逃がし弁開固着により圧力が低下し、その後、強制循環による炉心の冷却に伴う入熱と加圧器逃がし弁からの冷却材放出がバランスして圧力はほぼ一定に維持され、1次冷却材ポンプの停止(100分)以降は、1次系内の気液分離により炉心水位が下がるにつれて、冷却材の蒸散が少なくなり、1次系圧力は徐々に低下傾向となり、加圧器逃がし弁元弁の閉止により1次系圧力が上昇に転じるまでの一連の挙動を模擬できている。

加圧器水位については、1次系の加熱による水位の上昇、加圧器逃がし弁開による一時的な水位低下、1次系の減圧沸騰に伴う水位上昇、1次冷却材ポンプ停止による気液分離に伴う水位低下の一連の挙動について模擬できている。

以上のとおり、1次系圧力及び加圧器水位の挙動は、事故データを模擬しており、加圧器からの「冷却材放出」を伴った場合の1次系保有水量が適切に評価されていることを示している。

## b) 水素濃度変化、燃料被覆管酸化

TMI 事故の分析では、約 139 分に水素の発生が開始され、ジルコニウム-水反応による水素発生率が約 175 分の時点で最大となった。約 203 分で炉心が冠水した以降は再露出することはないが、クラスト内部の溶融炉心領域の温度は上昇しており、約 224 分で溶融炉心が下部プレナムに移行するまで水素が発生したと分析されている。全水素発生量は約 499～544kg の範囲であったと分析されている。

一方、MAAP コードの解析では、水素発生期間が約 145～230 分で、全水素発生量が 510kg であった。水素の発生率が高いのは図 4.2-5 より 155～185 分の期間であり、また、水素の発生が停止したのは約 230 分の時点であり、水素発生期間及び水素発生量ともに TMI 事故結果と概ね一致している。

よって、炉心ヒートアップ速度、ヒートアップした炉心に関連するモデルは妥当と考えられる。

水素挙動の比較項目	TMI 事故の分析	MAAP コード解析
水素発生開始時刻	139 分	145 分
水素発生期間	139～224*分	145～230 分
全水素発生量	1,100～1,200 Lb. 約 499～544kg	1,125 Lb. 510 kg

※ 推定時間。224 分まで溶融固化領域は温度上昇をしているため。

## c) 燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管変形、リロケーション、下部プレナムの溶融炉心の熱伝達

TMI 事故では、炉心溶融後早期に注水が回復したため、原子炉容器の破損には至らなかった。そこで、炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展、下部プレナムへの落下、及び、原子炉容器の加熱状況を確認した。

MAAP コード解析結果として、図 4.2-6 に 220 分時点の炉心状態を示す。TMI 事故の分析により推定された約 220 分時点の炉心状態図 (図 4.2-10) と比較すると、中央の溶融プール位置は解析の方がやや高い位置となっているものの、上部の空隙領域、その下の上部崩壊領域、中央の溶融プール (二相及び単相の溶融プール)、並びに、下部の非溶融領域の各状態は、TMI 事故の推定結果をよく模擬している。よって、炉心溶融及びリロケーションに関する MAAP コードの解析モデルは、一定の妥当性を有すると考えられる。

溶融炉心から原子炉容器壁への熱伝達に関しては、原子炉容器 (下部ヘッド) の壁温の解析結果 (図 4.2-7) から妥当性を考察する。TMI 事故の分析による

と、炉心出口温度の急上昇による警報発信、及び、中性子源領域中性子検出器の指示値の急上昇から、約 224 分時点で溶融炉心が下部プレナムに落下を開始し、その後、ECCS による注入水等により約 20 分以内に冷却されたと分析されている。

MAAP コードの解析結果では、原子炉容器（下部ヘッド）の壁温は、約 224 分時点で急上昇し、約 240 分時点で低下傾向となっており、TMI 事故の分析結果と一致する結果を得ている。また、原子炉容器（下部ヘッド）の壁温の最高温度は、ステンレス鋼の融点（約 1,350℃）よりわずかに低い約 1,200℃ (2,200°F) であり、圧力容器に損傷がなかったという結果と一致する。

このように、「炉心ヒートアップ（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）」、「リロケーション」及び「下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達」に関しては、TMI 事故の分析結果と比較して妥当であり、MAAP コードの解析モデルは炉心損傷過程を適切に評価できる。

表 4.2-1 TMI 2号機と国内 PWR の比較

項目	単位	TMI-2	国内 PWR <sup>※</sup>
一般			
熱出力	MWt	2,772	2,652
ループ数	—	2	3
ループ全流量	kg/h	$62.5 \times 10^6$	$45.7 \times 10^6$
炉心			
燃料集合体数	—	177	157
集合体当たりの燃料棒数	—	208	264
燃料棒配列	—	15×15	17×17
燃料有効発熱長	m	3.66	3.66
蒸気発生器			
タイプ	—	貫流型	U字型
基数	—	2	3
1次冷却材ポンプ			
台数	—	4	3

※ 代表3ループプラントの場合

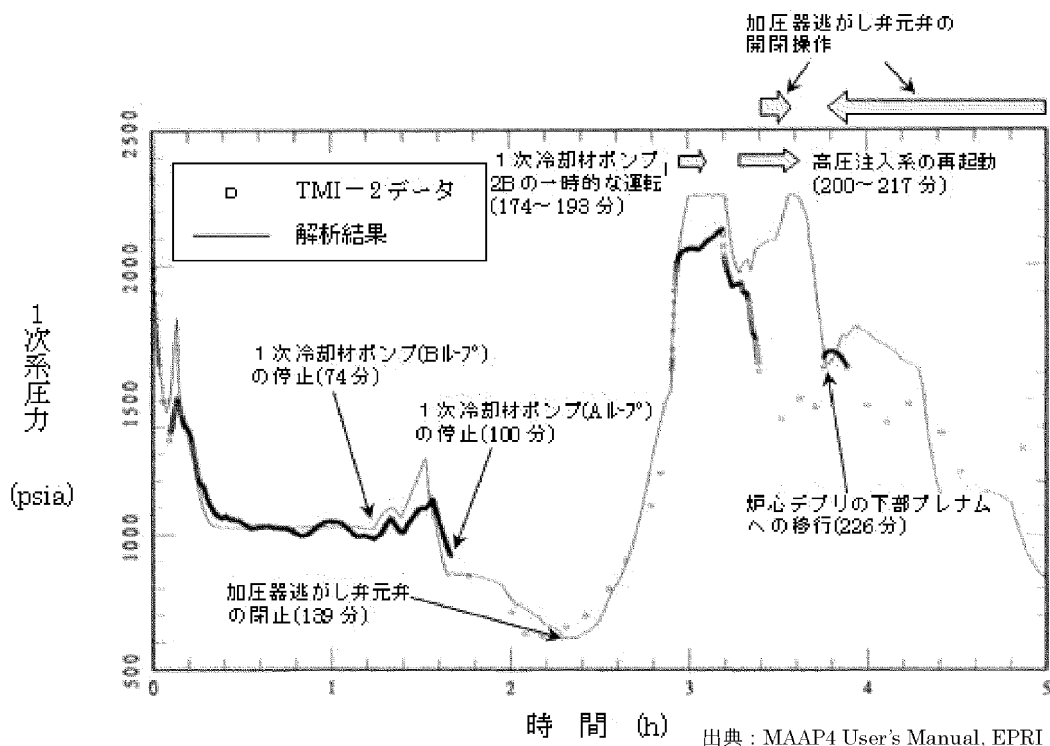


図 4.2-1 TMI 事故のベンチマーク解析結果：1次系圧力

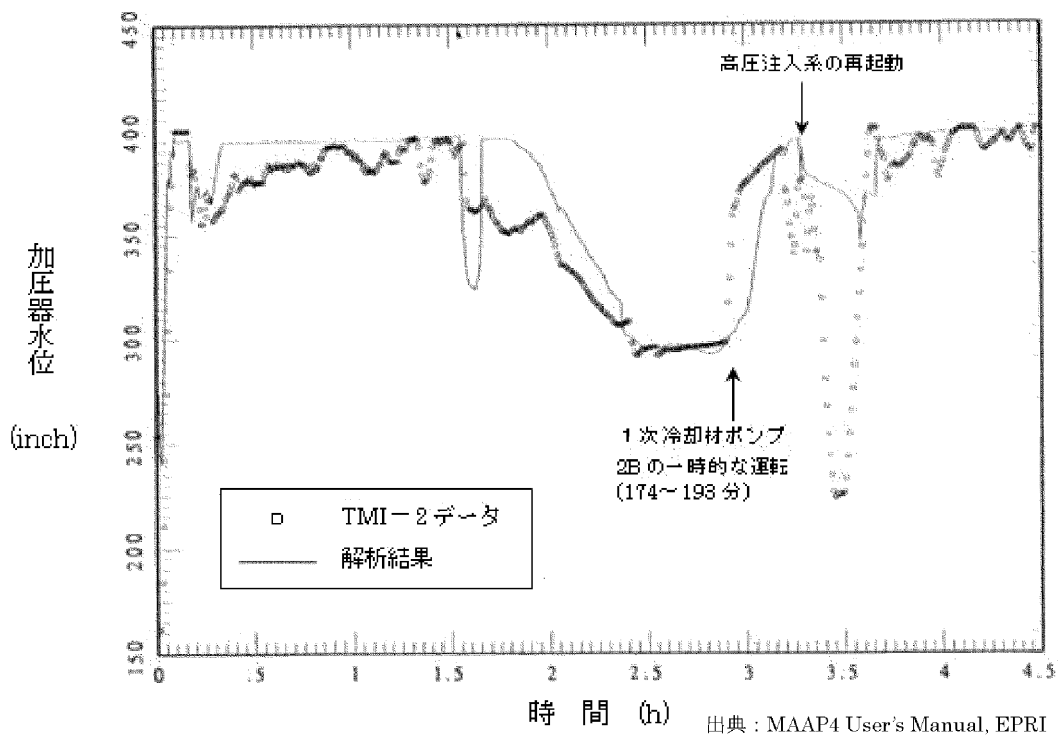
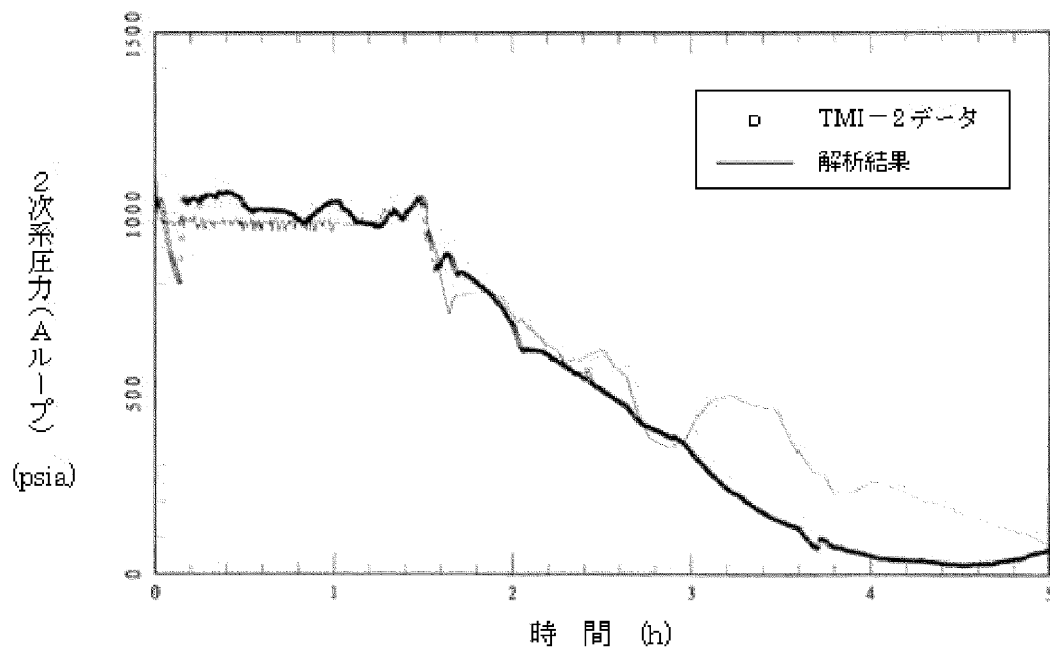
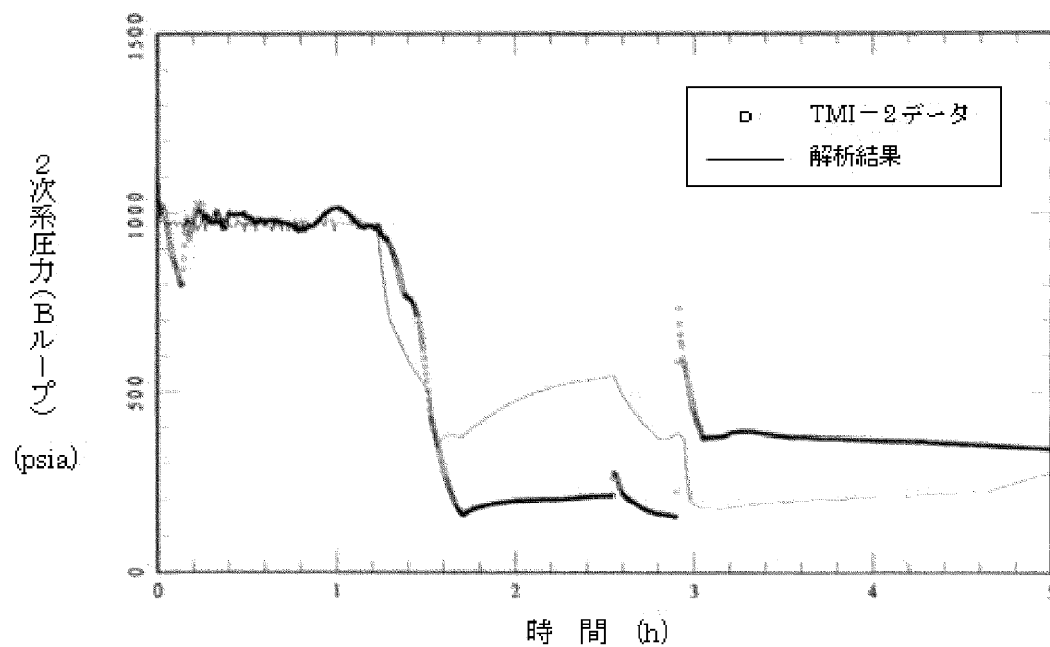


図 4.2-2 TMI 事故のベンチマーク解析結果：加圧器水位



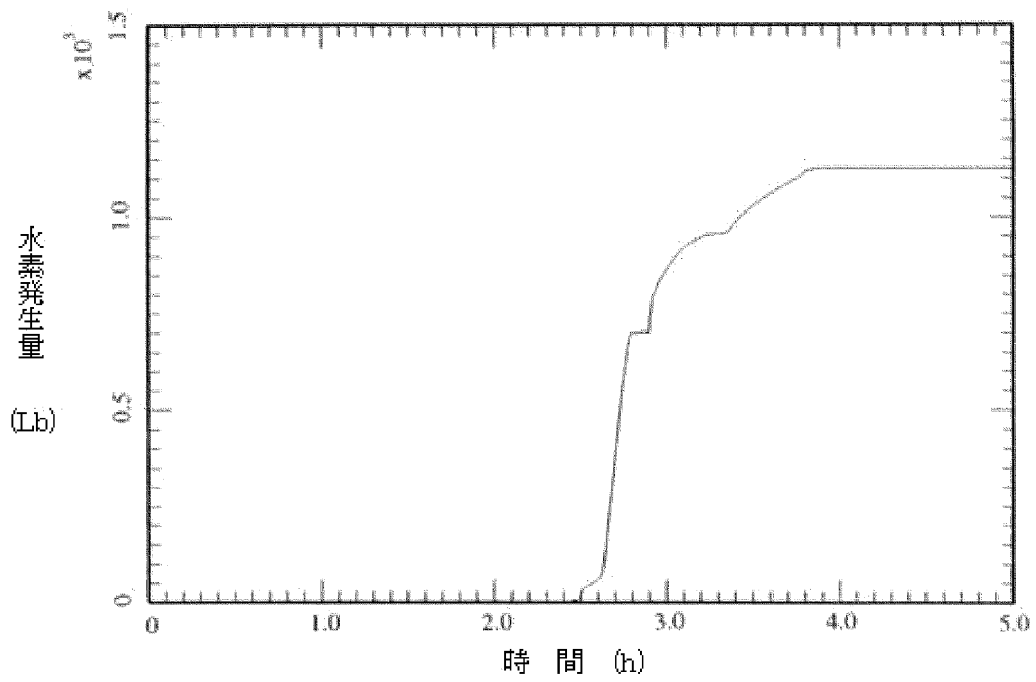
出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

図 4.2-3 TMI 事故のベンチマーク解析結果：蒸気発生器圧力（Aループ）



出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

図 4.2-4 TMI 事故のベンチマーク解析結果：蒸気発生器圧力（Bループ）



出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

図 4.2-5 TMI 事故のベンチマーク解析結果：水素発生量

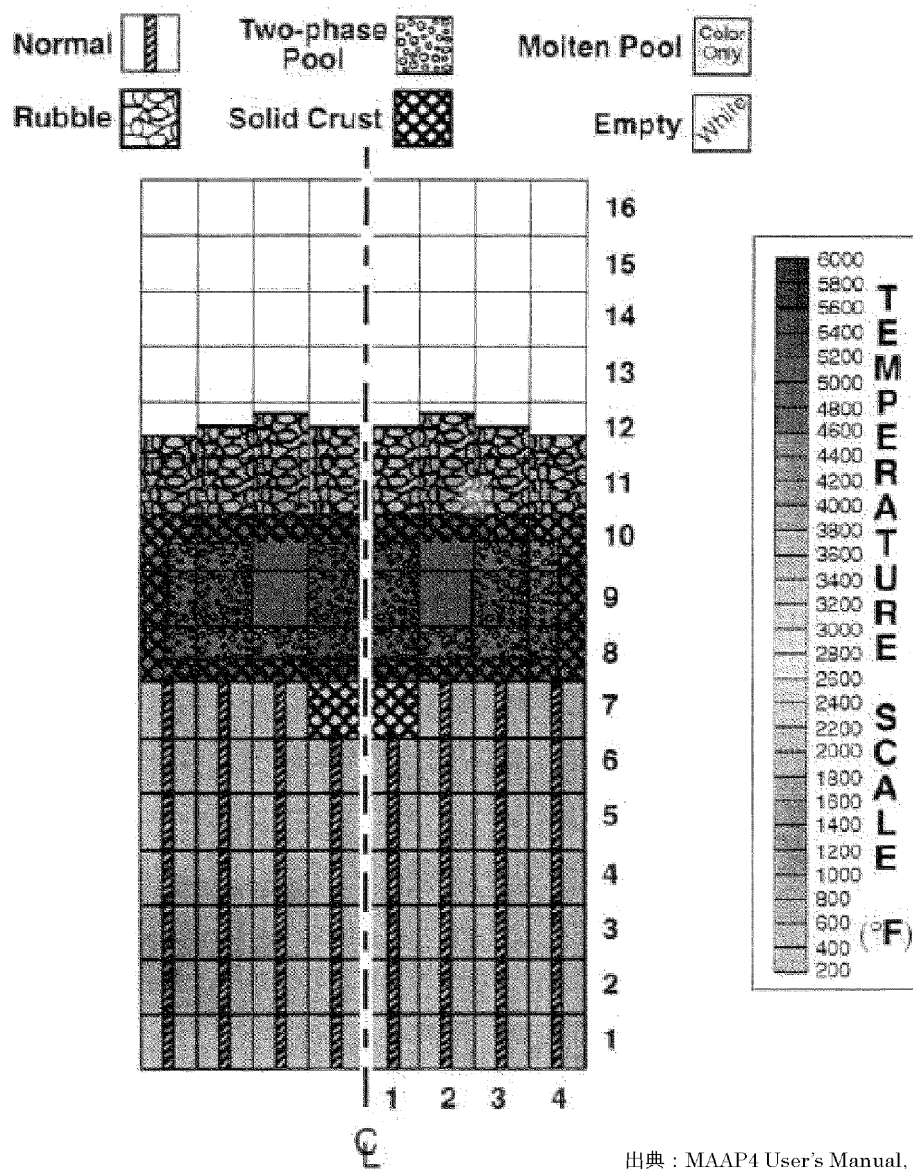
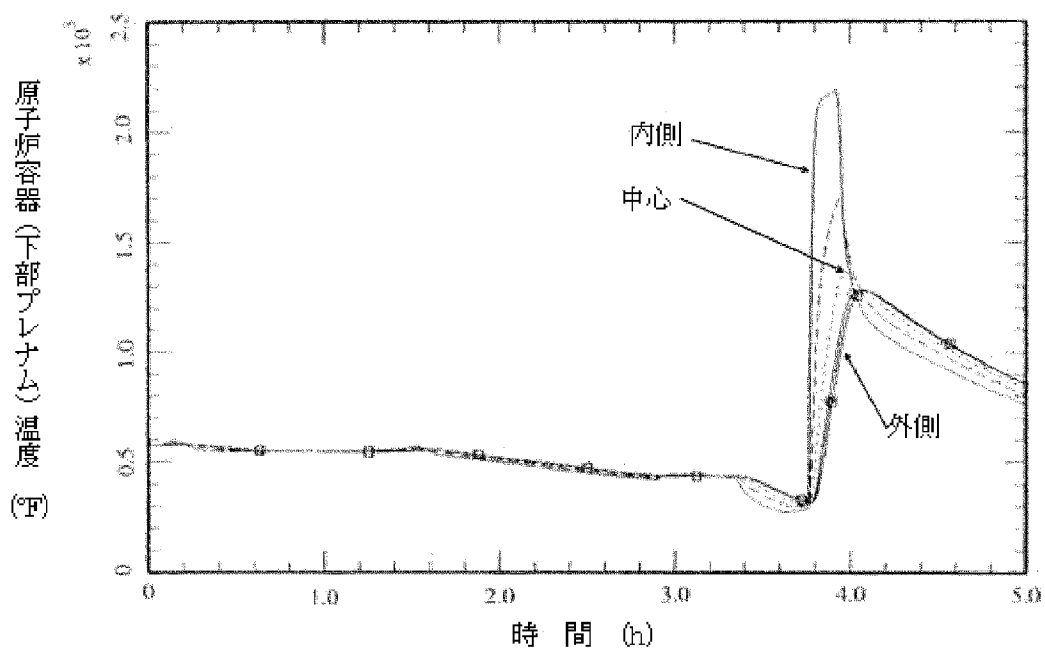


図 4.2-6 TMI 事故のベンチマーク解析結果：炉心状態（約 220 分後）



出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

図 4.2-7 TMI 事故のベンチマーク解析結果：原子炉容器下部ヘッド壁温

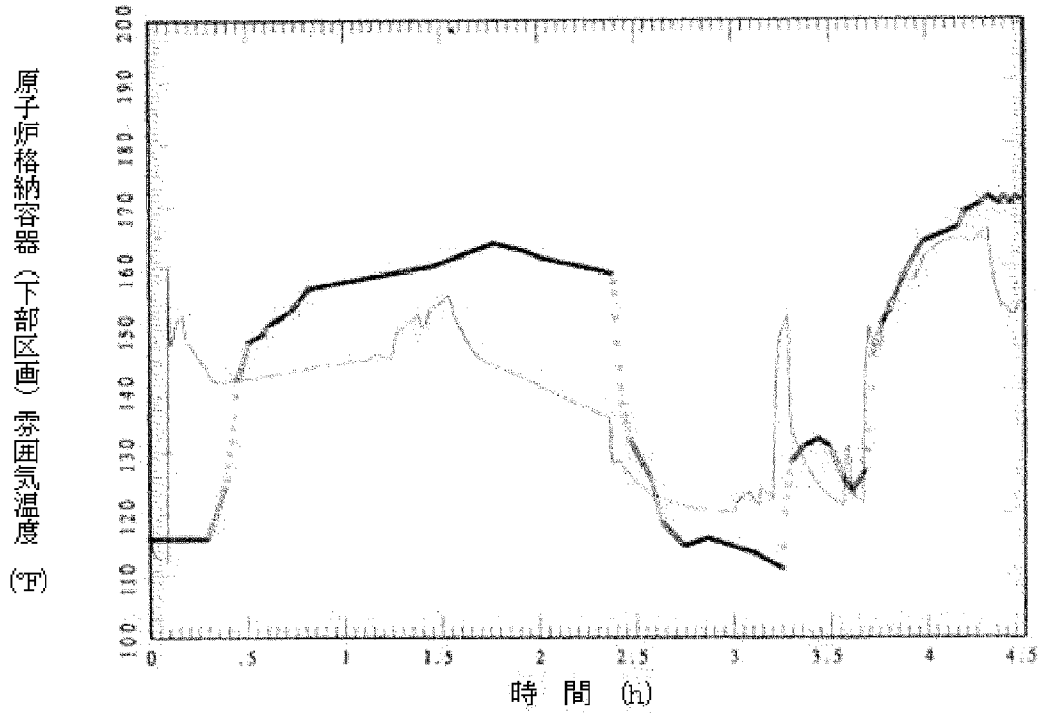


図 4.2-8 TMI 事故のベンチマーク解析結果：原子炉格納容器（下部区画）雰囲気温度

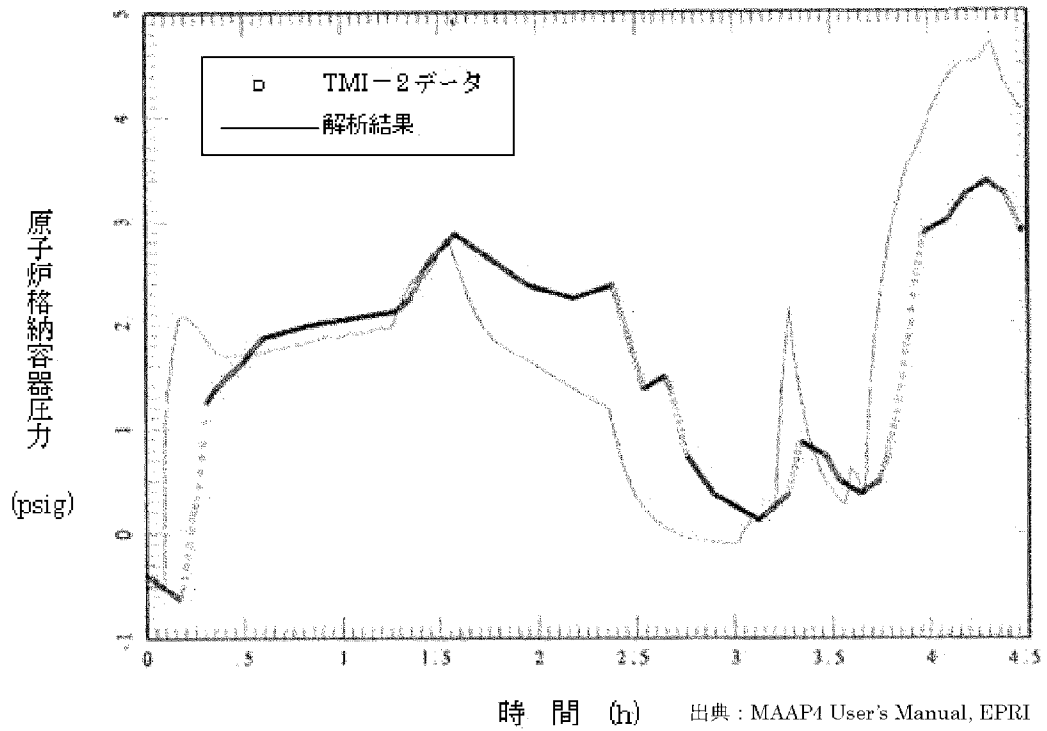


図 4.2-9 TMI 事故のベンチマーク解析結果：原子炉格納容器圧力

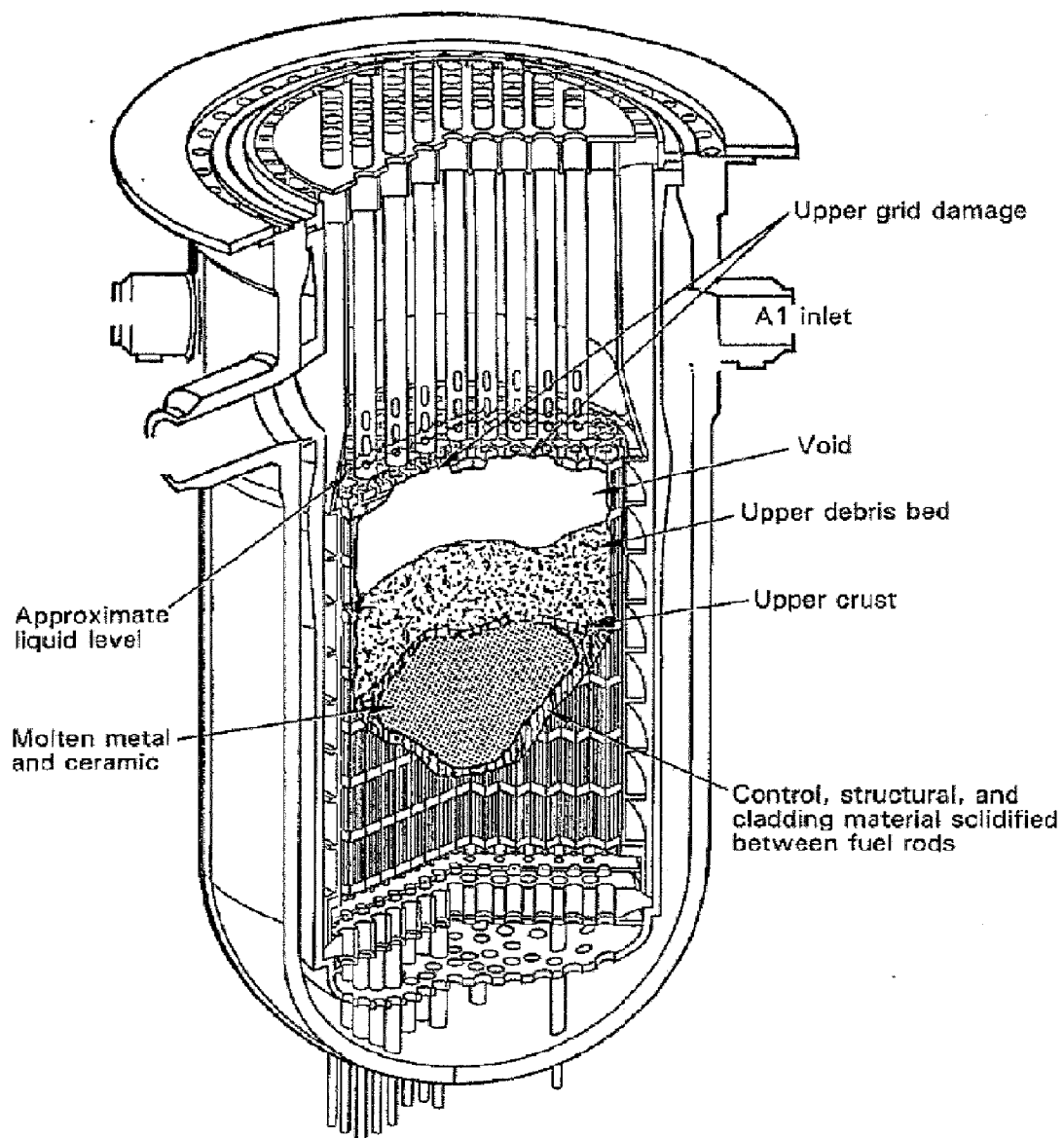


図 4.2-10 炉心溶融状況の比較 (炉心溶融 220 分後、TMI 事故) [13]

## 4.2.2 HDR 実験解析

### (1) 実験の概要

HDR 実験<sup>[14][15]</sup>は、廃炉となったドイツの HDR (Heiss Dampf Reaktor) で行われた実験であり、様々なタイプの LOCA に関する実機規模の実験が行われている。HDR の原子炉格納容器の概要を図 4.2-11 に示す。原子炉格納容器は、高さ 60m、直径 20m であり、半球状のドームを持ち、全自由体積 11,400 m<sup>3</sup>のうち 5,000 m<sup>3</sup>を占める。原子炉格納容器内は、約 70 区画が流路で連結されている。支配的な流路は、対称位置にある下部からドーム部へ立ち上がっている対の階段室と設備シャフト室である。また、原子炉格納容器圧力バウンダリは厚さ 17mm のスチールシェルであり、シェルとコンクリート外壁のギャップは 0.6m である。

HDR 実験のうち E11.2 実験は、水蒸気の注入により小破断 LOCA を模擬し、水素とヘリウムを注入することで燃料被覆管酸化により炉心が十分に過熱された状況（すなわち、水素の大量発生）を想定したものである。E11.2 実験は、シビアアクシデントのシナリオを特徴付けるシーケンスに則っており、OECD/NEA の国際標準問題（ISP-29）に選定されている。

### (2) 解析条件

本実験を模擬した MAA P コードの解析モデルでは、図 4.2-12 に示すように、HDR の原子炉格納容器の区画、流路、ヒートシンク等をモデル化している。また、E11.2 実験の後半で外部冷却されるスチールドームや原子炉格納容器下部のスチールシェル内側のコンクリートライナーも模擬している。

E11.2 実験の操作イベントは、表 4.2-2 に示すとおりであり、これらを境界条件として与えている。

### (3) 解析結果

原子炉格納容器圧力の解析とデータとの比較を図 4.2-13 に示す。最初の予熱期間（0 秒から 41,400 秒）の圧力上昇は解析結果の方が高く、ピーク圧力も解析結果の方が高くなっている。その後のガス注入期間（41,400 秒から 46,200 秒）では、圧力低下幅は解析結果の方が大きくなっている。2 回目の蒸気注入期間（46,200 秒から 57,600 秒）では、MAA P コードは圧力低減度合いをよく模擬している。外部スプレイ冷却期間（58,500 秒から 71,400 秒）では、圧力低下幅は解析結果の方がやや大きくなっている。

上部区画と下部区画の雰囲気温度の変化を図 4.2-14 に示す。(a) 上部区画（ドーム部下部）については、最初の予熱期間（0 秒から 41,400 秒）の温度上昇は解析結果の方が高く、ピーク温度も解析結果の方が高くなっている。その後の低下挙動については、解析結果の低下幅は実験結果と同等である。(b) 下部区画につ

いては、同様に最初の予熱期間の温度上昇幅が実験よりも大きめになっているが、総じて実験結果をよく再現している。

この HDR 原子炉格納容器は図 4.2-11 に示されるように縦長の形状である。また水蒸気及び水素ヘリウム混合ガスの注入点は同図上の高いエレベーションにある 1805 室（ノード 23）である。これらの条件においては、PWR の原子炉格納容器に比べ、原子炉格納容器内全体のガス混合はあるものの、相対的に水蒸気及び混合ガスは密度が低いためにドーム部に成層化されやすい傾向にある。解析結果のドーム部の温度が相対的に下部区画の温度より高めに評価しているのは、温度の高いガスをドーム部近傍で高位置に注入することにより、MAAP コードで温度の成層化を大きめに評価しているためであると考えられる。この温度成層化に伴い原子炉格納容器内のガス流動（主にエネルギーの移動）が抑制され、水蒸気凝縮も抑制される方向に働き、圧力の解析結果も実験値より高くなったものと考えられる。図 4.2-16 に MAAP コードで計算された注入水蒸気エネルギーの分配割合の時間変化を示す。水蒸気注入中は、分配割合はほぼ一定の関係で推移し、蒸気の注入を停止させた状態や外部冷却を行っている場合は、蒸気の凝縮が進み、気相のエネルギー割合が低下する傾向となっている。最初の予熱終了時点（41,400 秒）での割合を表 4.2-4 に示す。注入水蒸気の 7% がガスの加圧に寄与し、残りは凝縮熱としてヒートシンクや原子炉格納容器壁等に吸収され、その内 50% がコンクリート壁に吸収され割合が高い。また、感度解析でコンクリートの熱伝導率を 2 倍にした結果が実験結果と良く一致している（図 4.2-13）。これらのことは成層化に伴うガス流動の抑制によりコンクリートへの伝熱が低下したこと及び圧力が高めに解析されたことを裏付けている。なお、この HDR の縦長格納容器と高い放出点は PWR と類似性は低く、これらの傾向が PWR でも同じように現れるとは考えにくい。

ドーム部上部とドーム部下部の水素ヘリウム混合ガス濃度の変化を図 4.2-15 に示す。0 秒から約 45,000 秒の間、下部区画に水蒸気が注入されており、原子炉格納容器内は水蒸気雰囲気である。約 44,000 秒から約 46,300 秒の間、下部区画に水素ヘリウム混合ガスが注入され、ドーム部下部の混合ガス濃度は上昇するが、軽いガスはドーム部上部に移動するため、混合ガスの注入が終了すると、ドーム部下部の混合ガス濃度は低下し、ドーム部上部の混合ガス濃度は、混合ガスの注入終了後も上昇を続け、57,600 秒に外部スプレーが作動すると、ドーム部上部の水蒸気が急速に凝縮するためドーム部上部へのガス流入が増加し、混合ガス濃度は上昇する。外部スプレーによる冷却の継続によりガス温度が低下するとドーム部上部のガス密度が相対的に高くなり、原子炉格納容器内の自然対流とそれに伴うガス混合が促進される。そうして約 65,000 秒以降は、ドーム部上部の混合ガス濃度は低下し、ドーム部下部の混合ガス濃度は上昇する。MAAP コ

ードによる解析結果（破線）は、初期のガス成層とガスの入れ替わりの一連の挙動をよく模擬できており、実験結果と同等の応答が得られている。

以上のとおり、MAAPコードの原子炉格納容器内の伝熱、流動（水素ガス挙動を含む）に関する現象モデルは、HDR 特有の縦長の形状と放出点が高い条件によると考えられるが、ガス成層化を大きめに評価し圧力を若干高めに評価しているものの、各部の温度及び混合ガス濃度の挙動を比較的適切に模擬できており、MAAPコードは、原子炉格納容器内の気相混合挙動を妥当に評価できる能力を持つと判断できる。

#### (4) 重要現象に関する不確かさの評価

有効性評価に関わる重要現象として抽出された項目に対し、本ベンチマーク解析から考えられるMAAPコードの不確かさについて考察した。

HDR 実験（E11.2 実験）では、原子炉格納容器内に水蒸気及び非凝縮ガスを注入し、外部スプレイを実施している。このため原子炉格納容器内の圧力挙動、ガスの移流挙動、外部スプレイによるヒートシンク面の凝縮熱伝達挙動、及び非凝縮性ガスの移流及び水蒸気凝縮に伴う濃度変化など多様な挙動の総合的な効果が現れる実験である。

この実験ではドーム部直下の区画から水蒸気及び水素ヘリウム混合ガスを注入し、温度がガス組成の不均一から生じる自然対流や注入による強制流により、原子炉格納容器全体にガスのエネルギー及び質量が分散される挙動となっている。解析結果のエネルギーバランスは水蒸気による流入エネルギーの93%がガス以外の構造物等や構造物を通じて原子炉格納容器外へ放出されることを示している。この結果はガスの密度及び熱容量の小ささからも理解できる。例えば HDR 原子炉格納容器内の初期ガスの質量を考えると、 $11,400\text{m}^3$  は気体の密度を  $1\text{kg/m}^3$  とすれば、 $11\text{t}$  であり金属ヒートシンクでは  $1\text{m}^3$  強に相当する非常に小さい質量である。このためガス質量の持つ熱容量はヒートシンクの熱容量と比べ遙かに小さい。したがって、水蒸気、水素ヘリウム混合ガスの熱容量はヒートシンクと比べ非常に小さく、エネルギーを蓄積するより、原子炉格納容器全体にエネルギーを運ぶ働きが主であり、圧力はガスが受け取る熱とヒートシンク等へ熱移動のバランスの結果維持されると考えられる。この HDR の実験は注入ガスの質量及びエネルギーの自然対流及び強制流による原子炉格納容器全体への広がりヒートシンクの吸熱が重要現象として挙げられこれらに着目して検討を行う。

「区画間の流動（蒸気、非凝縮性ガス）」としては、図 4.2-15 に示したドーム部上部とドーム部下部の水素ヘリウム混合ガス濃度の変化において、注入過程や外部スプレイによる水蒸気凝縮に起因したドーム部の混合ガス濃度の上昇挙動及びドーム部の温度低下及び凝縮によるガス体積の減少に伴った自然対流による混

合挙動など、実験データとよく一致している結果が得られている。これらのことから原子炉格納容器内の非凝縮性ガスの移流挙動や水蒸気凝縮に伴う濃度上昇挙動並びに自然対流による混合挙動が比較的良く模擬できると推測される。

ドーム部の温度の解析結果は相対的に下部区画の温度より高めに評価し、圧力の解析結果も実験値より若干高く評価されている。これは解析において、高温で低密度の注入水蒸気が上部ドームに成層化したため、原子炉格納容器中部及び下部での水蒸気凝縮による除熱の効果が下がり、圧力が高めに評価されたと推測される。解析では、上記の傾向について、除熱低下の原因としてコンクリートの熱伝導率を高くした感度解析で圧力が下がることを確認している。温度が成層化する解析結果は HDR の縦長格納容器及び高い注入点に起因して、この傾向が強く現れたと考えられ、PWR の原子炉格納容器形状及び低い 1 次系位置の場合では、水蒸気が低い位置から放出されることによって、広範囲のヒートシンクによる除熱量が大きくなるので、不確かさは HDR 実験解析よりも小さくなると考えられる。

以上の結果より、MAAP コードでは、「区画間の流動（蒸気、非凝縮性ガス）」については適正に評価する。「構造材の熱伝達」については、やや過小評価し、それに起因して原子炉格納容器内温度については十数℃程度高めに、原子炉格納容器圧力を 1 割程度高めに評価する傾向が確認された。これらは、HDR の縦長格納容器形状及び高い注入点の条件により温度成層化を高めに評価した結果生じた可能性があり、PWR の原子炉格納容器及び低位置の 1 次系では、上記の傾向は緩和され、より適切に模擬する方向になると考えられる。

表 4.2-2 HDR 実験 (ケース E11.2) の操作イベント

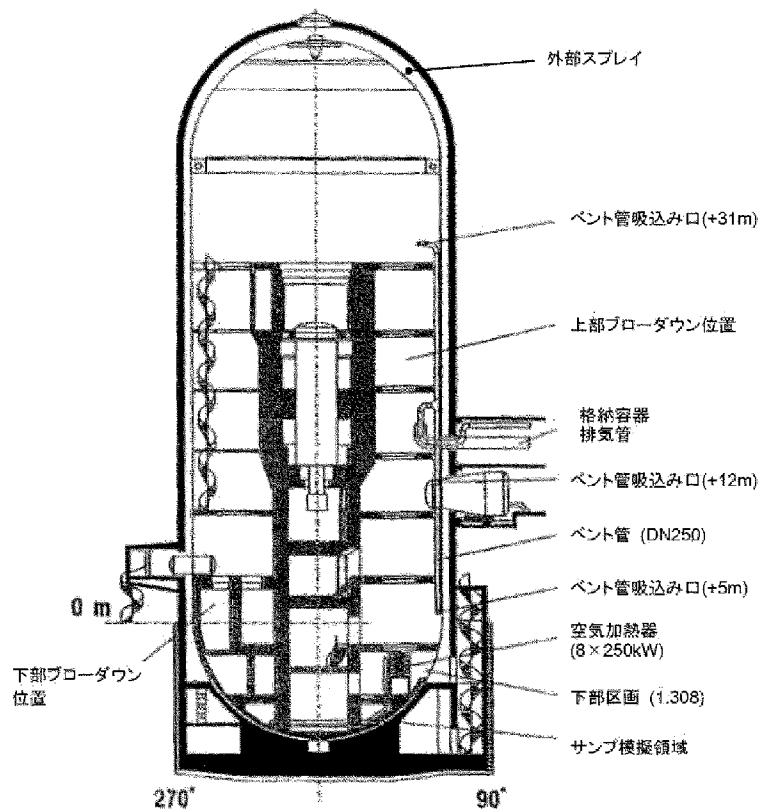
0.0 分	小破断 LOCA の発生とほぼ同時 (1~2 分の遅れ) に、第 1805 室への水蒸気の注入開始 (2.06 [kg/s] の一定流量, 仕様では 3.3 [kg/s])
693.82 分	LOCA の終了と水蒸気の注入流量を 1.20 [kg/s] まで削減
739.4 分	混合ガスの注入開始 (第 1805 室)
749.98 分	水蒸気の注入終了
772.3 分	混合ガスの注入終了
772.93 分	第 1405 室への水蒸気の注入開始 (2.06 [kg/s])
958.77 分	水蒸気の注入終了
975.0 分	外部スプレイ期間の開始 (流量 21[t/h]=5.83[kg/s])
1,095.0 分	スプレイ流量を 26.5[t/h]=7.36[kg/s] まで増加
1,155.0 分	スプレイ流量を 33[t/h]=9.17[kg/s] まで増加
1,185.0 分	スプレイ流量を 38.5[t/h]=10.69[kg/s] まで増加
1,203.0 分	スプレイ期間の終了と自然冷却期間の開始
1,300.0 分	試験の終了
1,445.0 分	自然冷却期間の終了

表 4.2-3 実験施設と国内 PWR の比較

項目	国内 PWR プラント			実験施設	
	2 ループ	3 ループ	4 ループ	HDR	CSTF
プラント熱出力 (MWt)	1,650	2,652	3,411	—	—
原子炉格納容器内 自由体積 (m <sup>3</sup> )	42,400	67,900	73,700	11,400	850

表 4.2-4 MAA Pコードで計算されたエネルギーバランス  
(注入された水蒸気エネルギーの分配)

Concrete walls	50%
Metal equipment	6.0%
Instrumental cooling coil	15.0%
Leak through the shell	12.9%
Condensate	8.3%
Gas	7.3%
Total	100%



出典：HDR 実験 NEA/CSNI レポート

図 4.2-11 HDR 実験設備

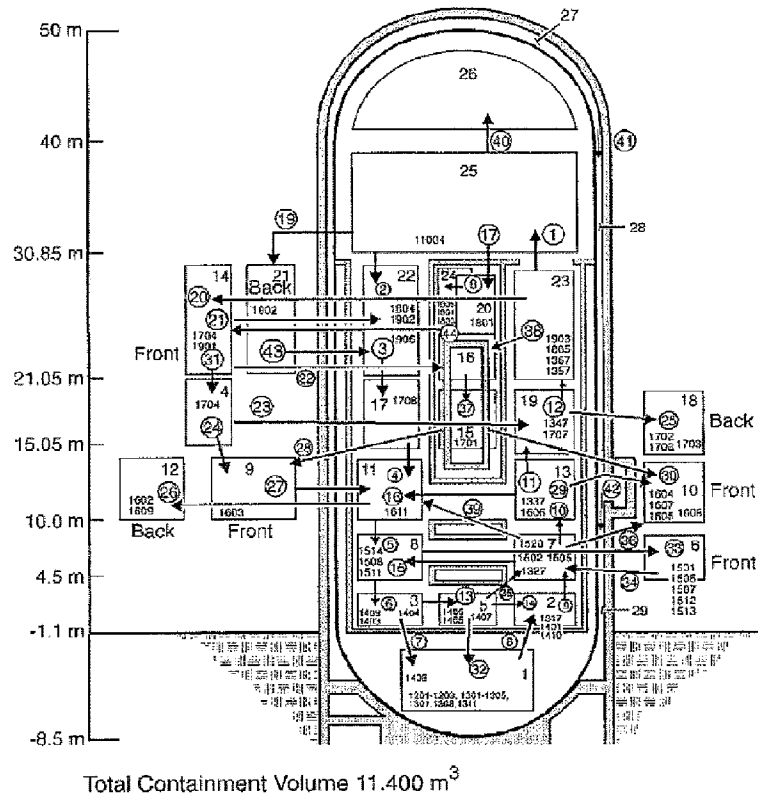


図 4.2-12 ノード分割図<sup>[15]</sup>

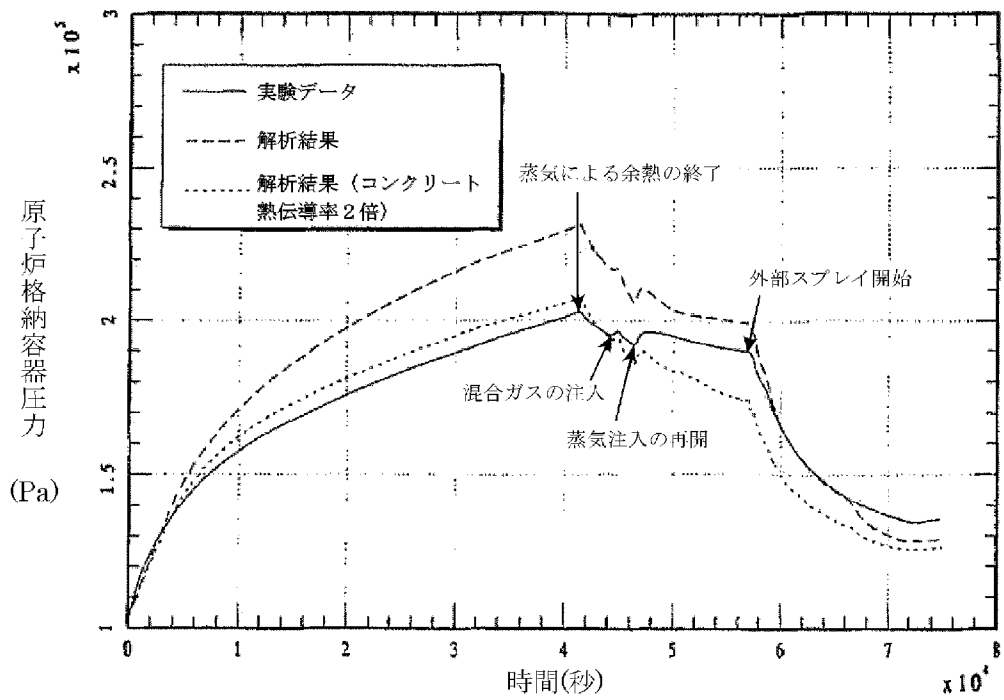
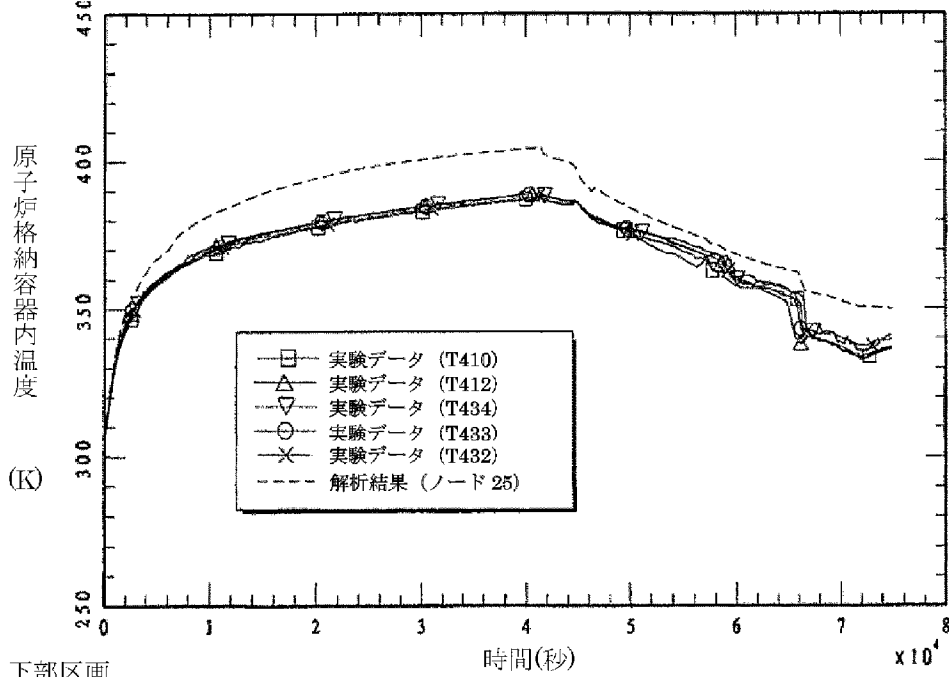
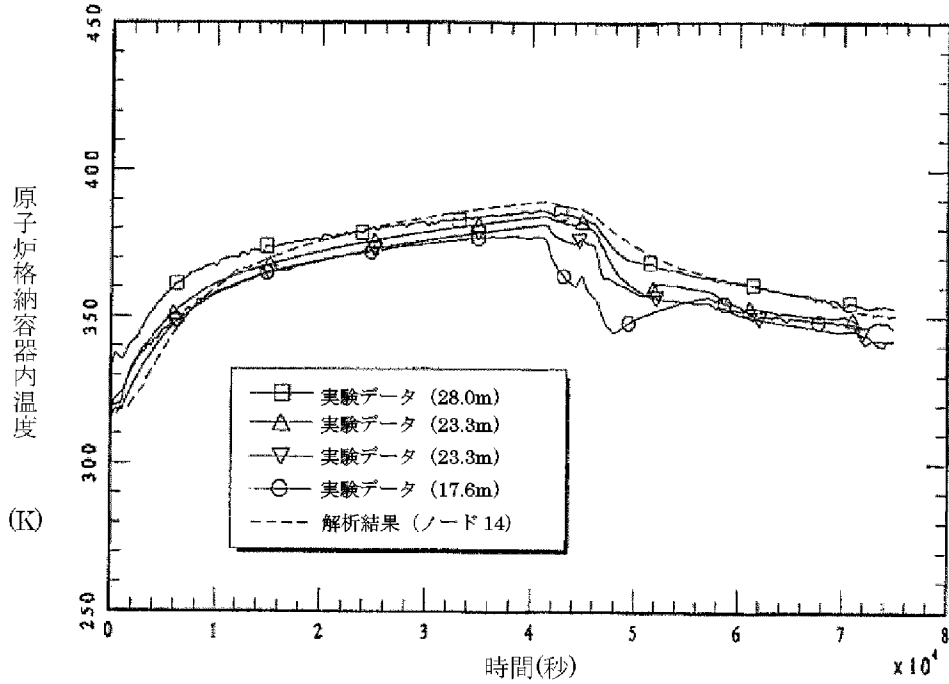


図 4.2-13 HDR 実験のベンチマーク解析結果：原子炉格納容器圧力<sup>[15]</sup>

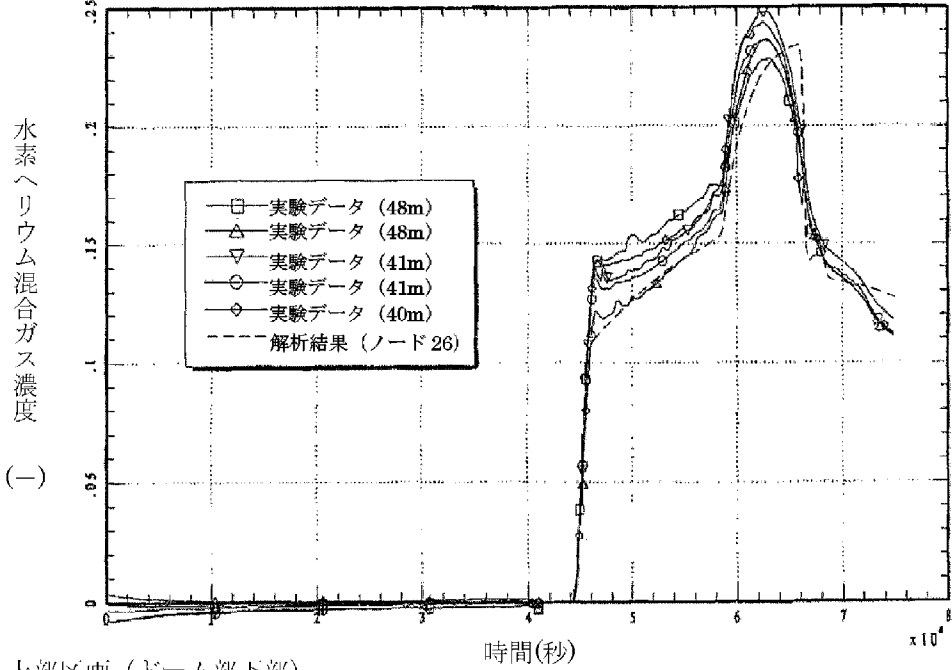
(a) 上部区画 (ドーム部下部)



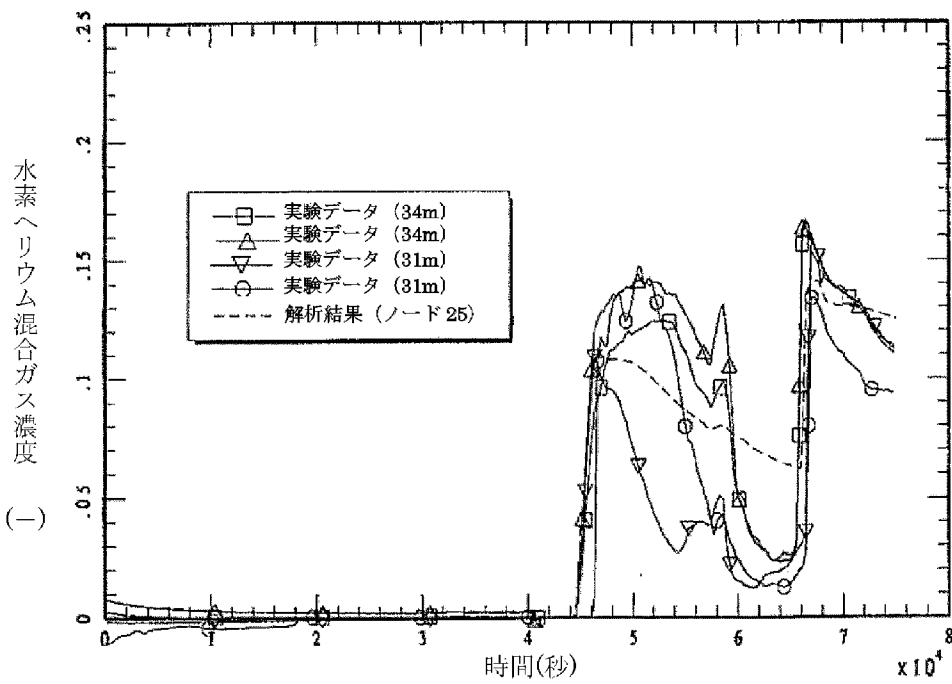
(b) 下部区画

図 4.2-14 HDR 実験のベンチマーク解析結果：原子炉格納容器内温度<sup>[15]</sup>

(a) 上部区画 (ドーム部上部)



(b) 上部区画 (ドーム部下部)

図 4.2-15 HDR 実験のベンチマーク解析結果：水素ヘリウム混合ガス濃度<sup>[15]</sup>

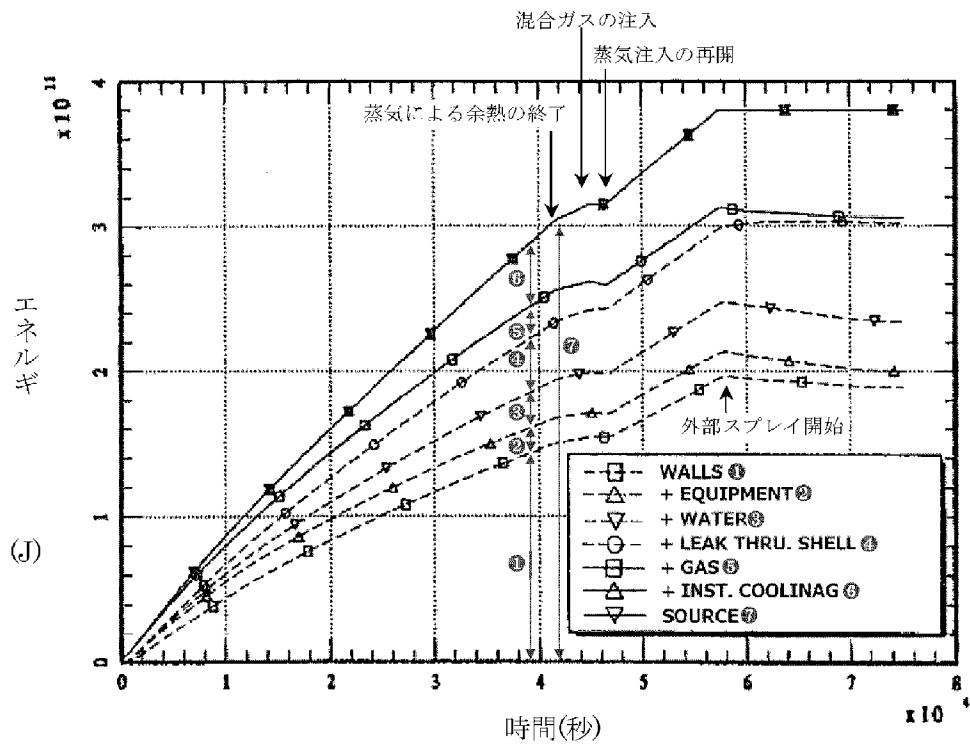


図 4.2-16 HDR 実験のベンチマーク解析結果：エネルギーバランス (MAAPコード) [15]

### 4.2.3 CSTF 実験解析

#### (1) 実験の概要

CSTF 実験<sup>[16]</sup>は、米国 Hanford Engineering Developing Laboratory においてアイスコンデンサ型原子炉格納容器構造を模擬した Containment Systems Test Facility (CSTF) を用いて、シビアアクシデント時の原子炉格納容器内水素制御に関する研究を行ったものである。この実験では、強制対流の有無を含め複数の事故シナリオを想定して、水素ポケット又は水素リッチ混合ガス成層の可能性を調査している。CSTF 容器は下部と上部に分かれ、部分開口したアイスコンデンサ扉と再循環ファンを模擬している（アイスコンデンサ区画とアイス自体は模擬していない）。CSTF 実験では、小破断 LOCA 時の破断口からの冷却材放出及び加圧器逃がしタンクの破損ラプチャディスク経由の冷却材放出を想定して、各々水平方向及び垂直方向のジェットノズルからヘリウム（又は水素）及び水蒸気の混合ガスを放出して模擬している。

CSTF 設備の概要を図 4.2-17 及び図 4.2-18 に示す。高さ 20.4m、外径 7.6m、容積は 850m<sup>3</sup>、設計圧力 0.52MPa の圧力容器であり、参照プラントに対する線形スケールファクタは 0.3、外壁はプラントのクレーン壁を模擬し、高さとの割合は同等である。

#### (2) 解析条件

ベンチマーク解析に用いた MAA P コードのノード分割を図 4.2-19 に示す。ノード分割は、V1:下部区画、V2:下部区画（ジェットノズル含）、V3:上部プレナム区画（仮想アイスコンデンサ区画含）、V4:原子炉（燃料取替）キャビティ模擬区画（デッドエンド区画）の 4 ノードに分割している。

重要なジャンクションとして、部分開口したアイスコンデンサ扉を模擬した 24 の垂直方向のスロットを簡便化したジャンクション（J1 : V2 と V3、J3 : V1 と V3）と、強制対流のための再循環ファンのジャンクション（J5、J6）がある。その他に、物理的な壁はないが 2 分割した下部区画を繋ぐジャンクション（J2 : V1 と V2）と、上部区画とデッドエンド区画を繋ぐリークパス（J4 : V2 と V4、J7 : V1 と V4）がある。ヒートシンクは、構造材の厚さ、表面積及び物性を考慮している。

実験ケースの一覧を表 4.2-5 に示す。HM-P1～P4 は自然対流及び強制対流の影響を確認するための予備実験である。HM-1～5 は小破断 LOCA を想定し、HM-6～7 は、加圧器逃がしタンクのラプチャディスク破損を想定したものである。HM-1～2 は再循環ファンなしのケース、HM-3～7 は再循環ファン有りのケースである。ベンチマーク解析としては、典型的なケースとして HM-1、HM-4、HM-6 の解析を実施している。

### (3) 解析結果

CSTF 実験のケース HM-1、HM-4 及び HM-6 に対するベンチマーク解析の結果を以下に述べる。

#### HM-1 実験

この実験は、水平方向ジェットノズルにより小破断 LOCA を想定しているが、再循環ファンは模擬しておらず、気相混合に寄与するのは、ジェットノズルからの注入による強制対流と自然対流のみである。

図 4.2-20 に示すように、下部区画のガス温度については、初期は計算結果もデータとともにヒートシンクの影響でなだらかに低下する。14 分後に急に温度低下するのは、アイスコンデンサ下部扉が開き、下部区画の高温ガスと上部区画の低温ガス間で自然対流が開始されたからである。その後混合ガスの注入が開始(約 18 分)されてから終了(約 30 分)までの温度変化は、解析結果の方が若干高く評価するものの概ね良く一致していると考えられる。混合ガス注入終了から約 10 分間の温度低下は、解析の方が実験より若干急峻であるが、これは解析では下部区画から上部区画への自然循環流量が高めに評価されたためと考えられる。全般的にはアイスコンデンサ下部扉が開いたあとの実験における温度低下挙動を再現できており、温度差のあるガスの混合挙動を模擬できる。

実験開始後及び注入終了後の温度低下は、ヒートシンクへの伝熱挙動に起因する。注入終了後、実験では熱成層化の影響で若干の差が生じているものの、全体的な温度低下挙動は実験結果と解析結果で比較的良く一致しており、ヒートシンク挙動モデルも妥当なものである。

下部区画のヘリウムガス濃度に関しては、図 4.2-20 に示すように、解析結果は実験結果と良く一致する挙動を示すが、若干濃度は高い傾向を示す。これは、MAAP コードはランプトモデルであるため区画内均一混合となるが、実験では密度の低いヘリウムガスが下部区画でも上方に移行して上部区画へ流入しやすい状況にあったことが推測できる。全体的に混合挙動は良く模擬できており、非凝縮性ガスの混合挙動モデルは妥当と考えられる。

#### HM-4 実験

この実験は、HM-1 と同様に水平方向ジェットノズルにより小破断 LOCA 想定であるが、再循環ファンが模擬されており、HM-1 と比較して再循環ファンによる強制対流も気相混合に寄与する。下部区画のガス温度及び下部区画のヘリウムガス濃度について、解析結果と実験データの比較を図 4.2-21 に示す。

下部区画のガス温度については解析結果の方が若干高く評価するものの、実験開始後の温度低下、アイスコンデンサ下部扉が開いた後の温度低下、注入終了時のピーク温度及びその後の温度低下など、全体的に解析結果は実験データと良く一致している。

アイスコンデンサ下部扉が開いた後の温度低下挙動、実験開始及び注入終了後の温度低下挙動が比較的良く一致していることから、温度差のあるガスの混合挙動及びヒートシンクへの伝熱挙動を良く模擬できていることが確認できる。

下部区画のヘリウムガス濃度に関しても解析結果は実験データと良い一致性を示しており、強制循環による非凝縮性ガスの混合挙動モデルは妥当である。

#### IIM-6 実験

この実験は、垂直方向ジェットノズルにより加圧器逃がしタンクのラプチャディスク破損を模擬し、再循環ファンも模擬している。垂直方向ジェットノズルが上部区画と下部区画の気相混合に寄与する。下部区画のガス温度と下部区画のヘリウムガス濃度について、実験結果において区画内高さの違いが表れているが、実験開始後の温度低下、アイスコンデンサ下部扉が開いたあとの温度低下、注入終了時のピーク温度及びその後の温度低下など全体的に解析結果は実験データと良く一致している。上部区画ガス温度については、ガス注入期間は解析結果が実験結果より若干高いが、その後は同様になっている。これは、実験では下部区画内で高さ方向に温度分布がついていることが影響したと考えられる。

下部区画のヘリウムガス濃度に関しても HM-1 及び 4 同様に解析結果は実験データと良い一致性を示している。

#### (4) 重要現象に関する不確かさの評価

有効性評価に関わる重要現象として抽出された項目に対し、本ベンチマーク解析から考えられるMAAPコードの不確かさについて考察した。

CSTF 実験は、上部区画と下部区画で仕切られた区画を持つ原子炉格納容器の下部区画に水平あるいは垂直ジェットにより水蒸気及び非凝縮性ガスを注入し、再循環ファンあるいはアイスコンデンサ扉による強制対流と自然対流による混合を確認した実験である。HM-1 は水平方向ジェットによる強制対流とアイスコンデンサ扉開放による自然対流を考慮し、HM-4 及び HM-6 実験は水平方向あるいは垂直ジェットによる強制対流、アイスコンデンサ扉開放による自然対流及び再循環ファンによる強制対流を考慮している。

それぞれの実験解析結果において、実験では区画内高さ方向に温度差がある場合でも、MAAPコードはランプトモデルとして一様に扱うモデリングに依存した差異は見られるものの、全般的には自然循環及び強制対流での混合挙動は良好に模擬できている。

実験開始後及び注入終了後の温度低下はヒートシンクへの伝熱挙動に起因しており、流れのない条件下での「構造材（ヒートシンク）との熱伝達」はやや過小に評価される傾向があると考えられるが、全体的な温度低下挙動は実験結果と解析結果で比較的良く一致しており、ヒートシンク挙動モデルの不確かさは大きくないものと判断できる。

表 4.2-5 CSTF 水素ガス濃度混合実験 実験ケースの一覧

実験 ケース	雰囲気 ガス	再循環流量		注入ガス 組成	ガス流量 (ヘリウム又は水素)		水蒸気流量		下部区画 ガス 初期温度	
		m <sup>3</sup> /min.	ft. <sup>3</sup> /min.		kg/min.	lb./min.	kg/min.	lb./min.	°C	°F
予備試験										
HM-P1	Air	0	0	-	-	-	-	-	29	85
HM-P2	Air	104	3700	-	-	-	-	-	29	85
HM-P3	Air	0	0	-	-	-	-	-	66	150
HM-P4	Air	104	3700	-	-	-	-	-	66	150
高速ジェット試験 (水平方向)										
<u>HM-1</u>	Air	0	0	He-Steam	0.41	0.9	12.3	27	66	150
HM-2	Air	0	0	He-Steam	0.82	1.8	24.5	54	66	150
HM-3	Air	104	3700	He-Steam	0.41	0.9	12.3	27	66	150
<u>HM-4</u>	Air	104	3700	He-Steam	0.82	1.8	24.5	54	66	150
HM-5	N <sub>2</sub>	104	3700	H <sub>2</sub> -Steam	0.41	0.9	24.5	54	66	150
高速ジェット試験 (垂直方向)										
<u>HM-6</u>	Air	104	3700	He-Steam	0.41	0.9	12.3	27	66	150
HM-7	Air	104	3700	He-Steam	0.82	1.8	24.5	54	66	150

※ 下線部は、ベンチマーク解析ケース

出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

表 4.2-6 実験施設と国内 PWR の比較

項目	国内 PWR プラント			実験施設	
	2 ループ	3 ループ	4 ループ	IHDR	CSTF
プラント熱出力 (MWt)	1,650	2,652	3,411	—	—
原子炉格納容器 内自由体積 (m <sup>3</sup> )	42,400	67,900	73,700	11,400	850

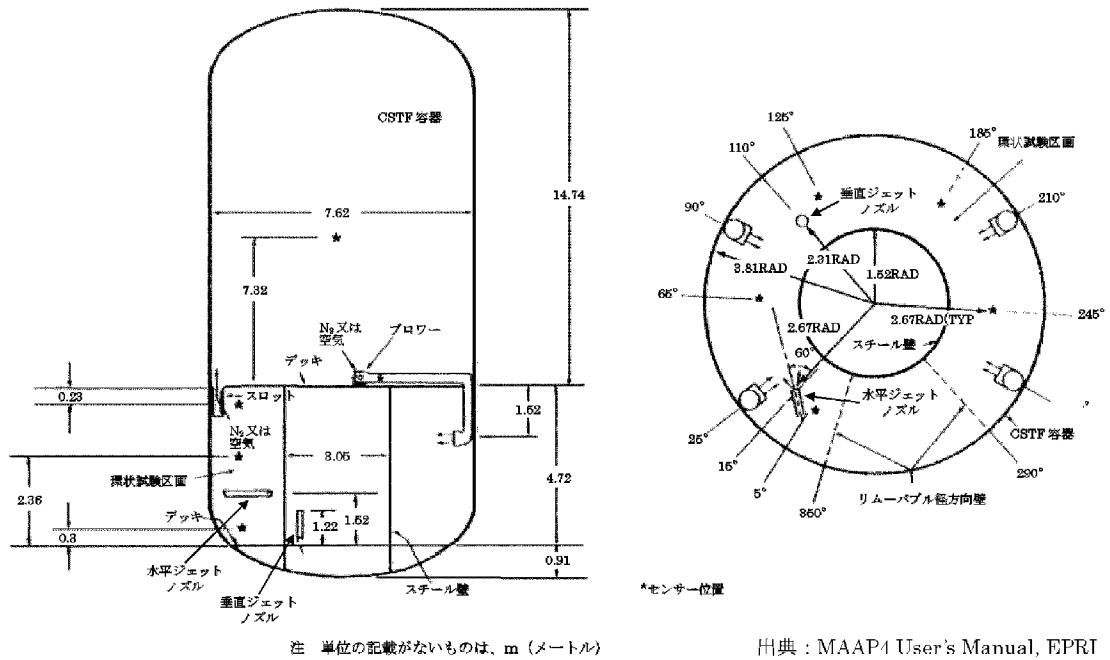
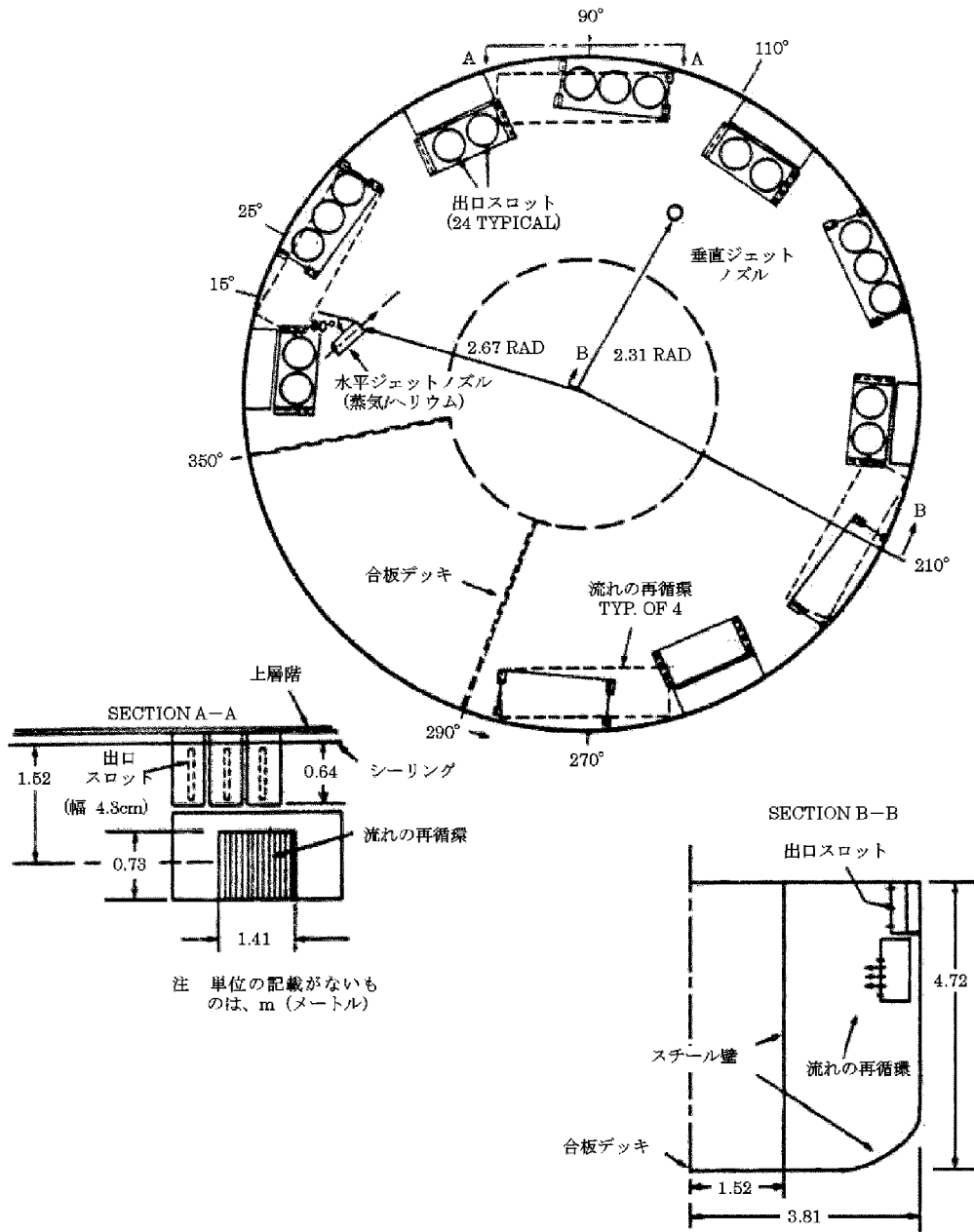
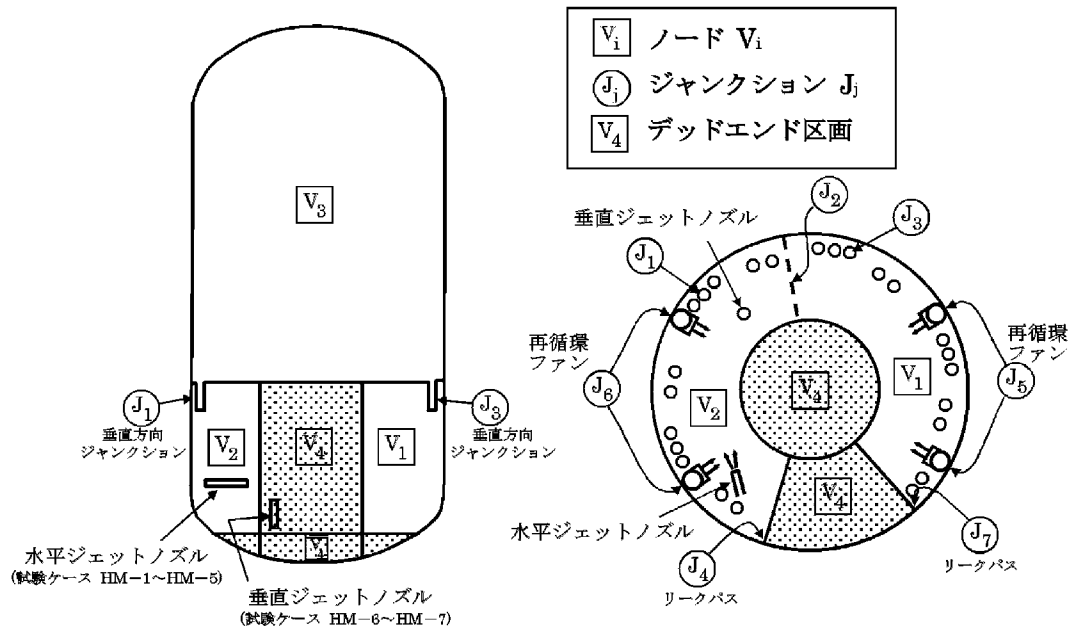


図 4.2-17 CSTF 実験装置の区画構成 (全体)



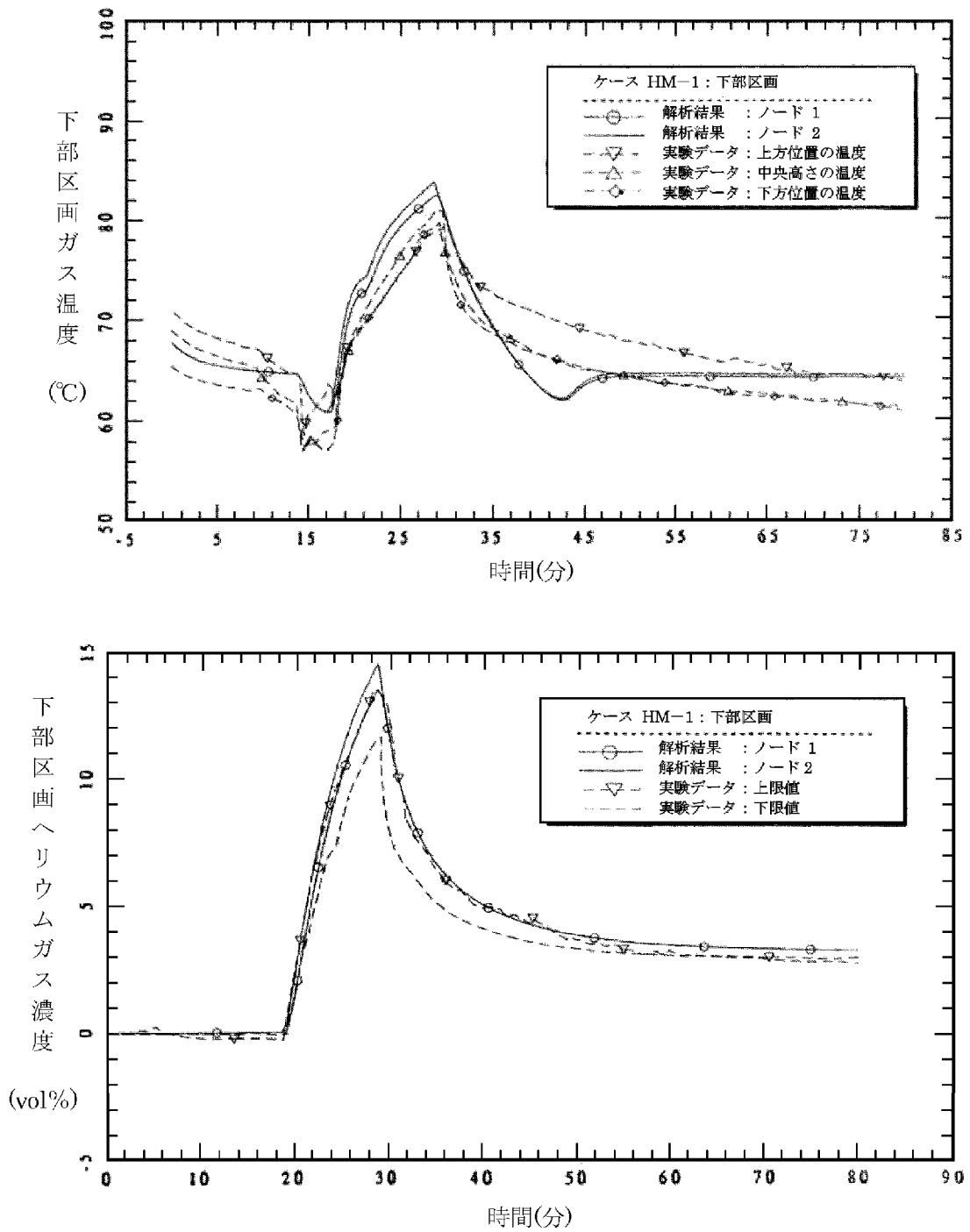
出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

図 4.2-18 CSTF 実験装置の区画構成 (詳細)



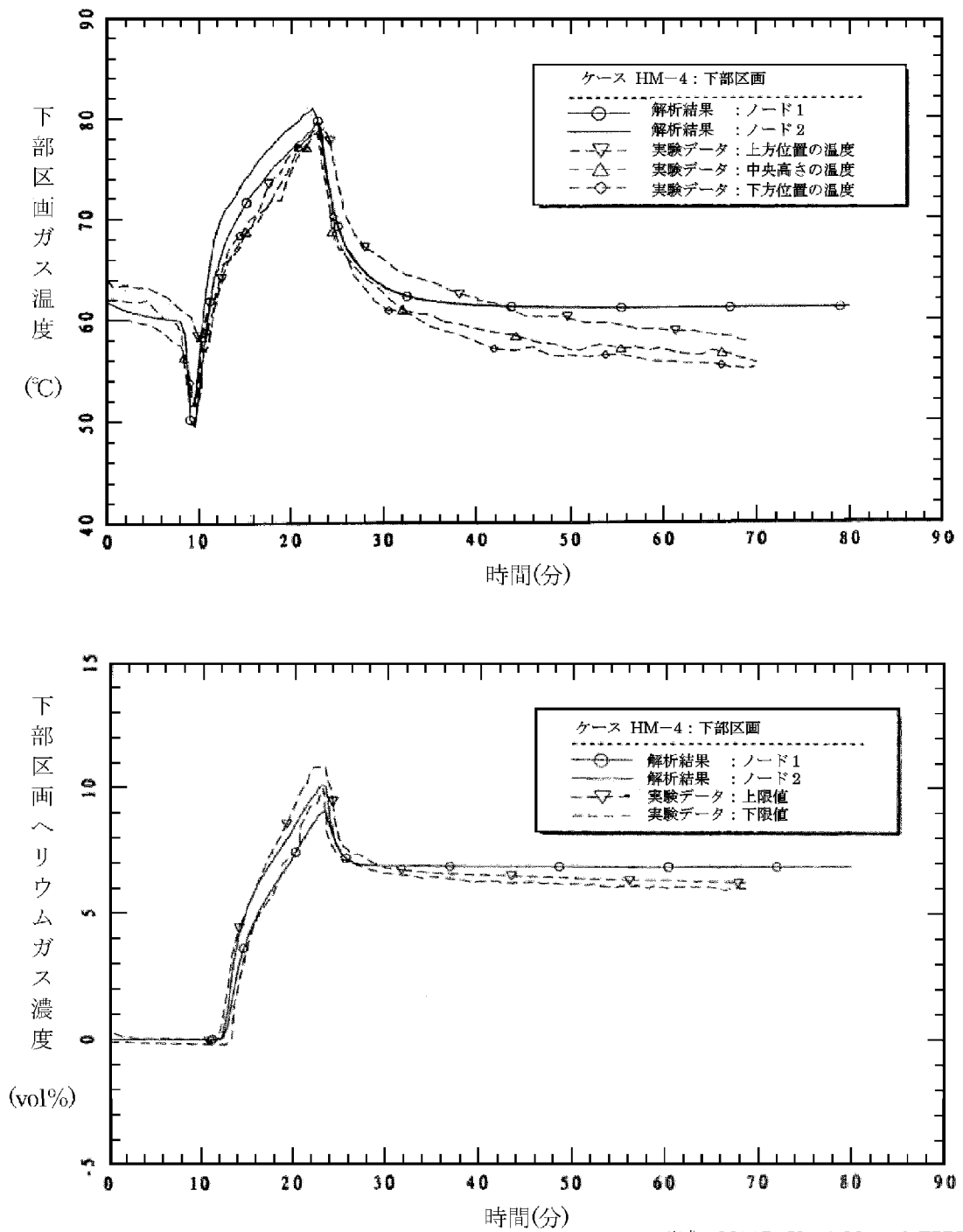
出典 : MAAP4 User's Manual, EPRI

図 4.2-19 CSTF 実験ベンチマーク解析 MAAPコード ノード分割



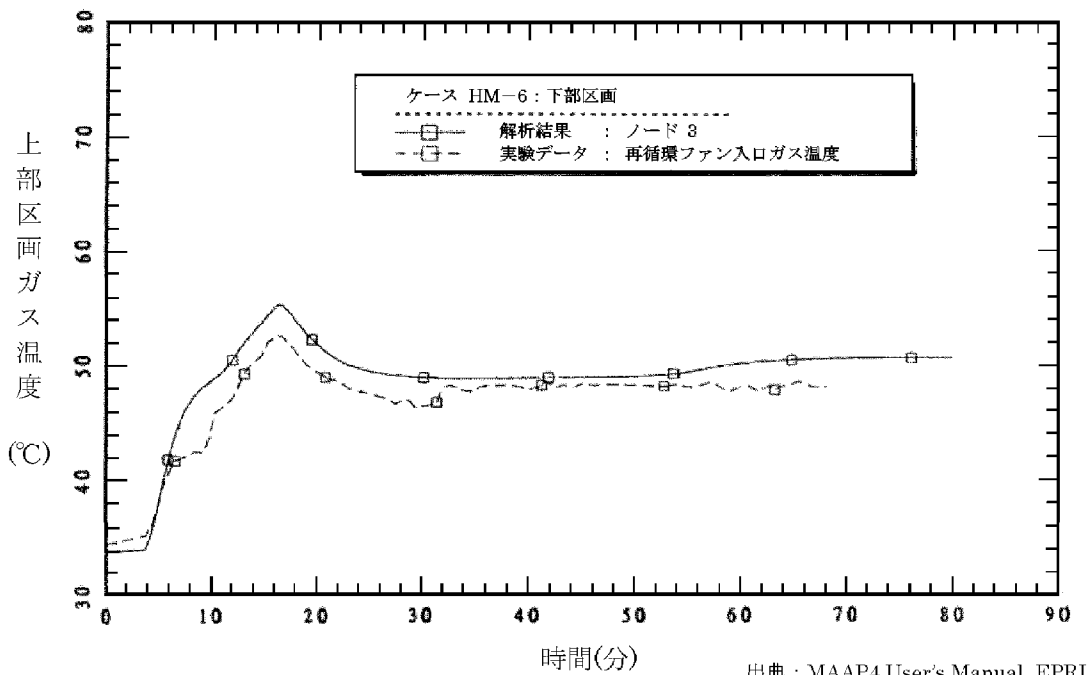
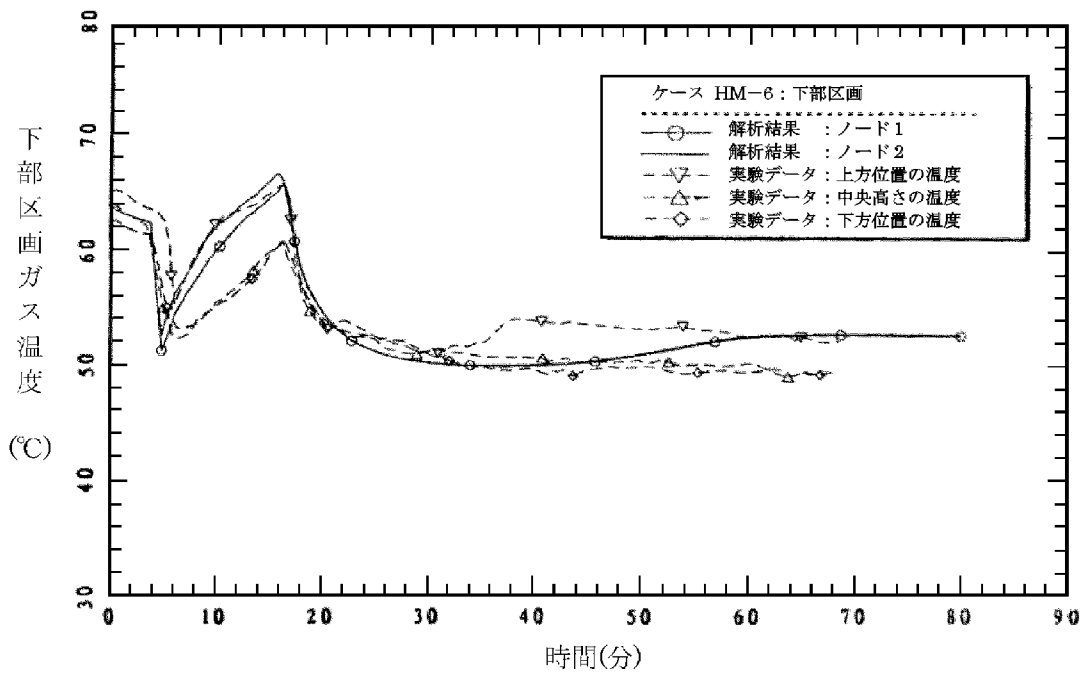
出典 : MAAP4 User's Manual, EPRI

図 4.2-20 CSTF 実験ベンチマーク解析結果 (ケース HM-1)



出典: MAA4 User's Manual, EPRI

図 4.2-21 CSTF 実験ベンチマーク解析結果 (ケース HM-4)



出典 : MAAP4 User's Manual, EPRI

図 4.2-22 CSTF 実験ベンチマーク解析結果 (ケース HM-6) (1/2)

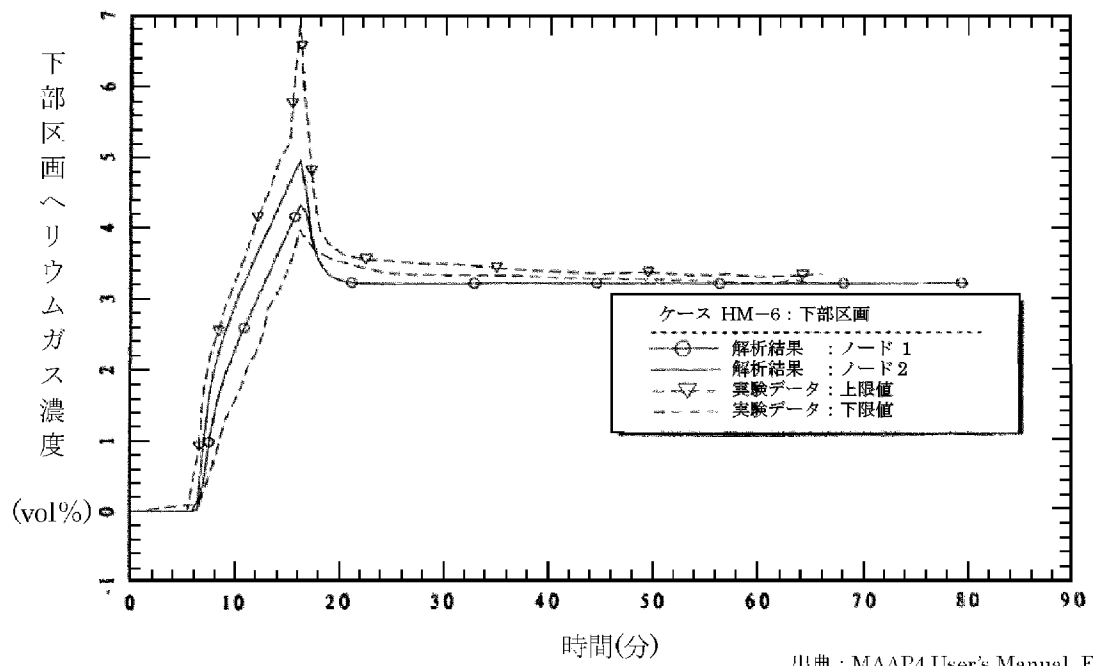


図 4.2-22 CSTF 実験ベンチマーク解析結果 (ケース HM-6) (2/2)

#### 4.2.4 ACE 実験解析

##### (1) 実験の概要

ACE 実験<sup>[7]</sup>は、MCCI における熱水力学的及び化学的プロセスを検証し関連コードのデータベースを拡充することを目的として、国際的に支援された ACE (Advanced Containment Experiments) プログラムの一部として米国アルゴンヌ国立研究所で実施されたものである。

図 4.2-23 に実験装置を示す。4 方向の壁（水冷式パネル）で囲まれた中には、コンクリートベースマット、コンクリートメタル挿入物、コリウム溶融物が入っている。内側表面には 25 個のタングステン電極を備えた額縁型アセンブリがあり、それらは 4 つのタングステンコイルでコリウム溶融物頂部付近に接続されて、コリウム模擬物が溶融して誘導加熱を開始できるまで加熱する。設備の大きさは 53.0cm×50.2cm である。長方形の 2 枚式の蓋（水冷式）があり主ガス管に繋がっている。蓋には、エアロゾル収集並びにガスサンプリング及び排気口用のポートが 1 つと、コリウム溶融物監視用ポート（光学温度計とビデオカメラ付き）が 3 つ付いている。

コリウム溶融物の組成は  $UO_2$  を含み、粉末状で均一にブレンドされた状態である。ACE 実験のうち、PWR 向けに実施されたケース L2 及び L6 のコリウム溶融物組成及びコンクリート成分を表 4.2-7 に示す。実験中、コリウム溶融物はタングステンの電極で加熱され溶融プールを形成する。コンクリート侵食はベースマットの中にある熱電対によりモニターされる。

##### (2) 解析条件

ベンチマーク解析の解析モデルは、図 4.2-24 に示すように、ノード、ジャンクション及びヒートシンクを配置したものである。実験設備のガスプレナムを 1 つのノードとし、ガスプレナムと外部環境とのジャンクションを 1 つ設けている。ベースマット、るつぼの蓋及び壁はヒートシンクである。

ベンチマーク解析の初期状態としては、コンクリート侵食開始のタイミングを 0 秒として取り扱い、実験におけるその時点の状態（初期ガス温度等）を境界条件として与えている。0 秒でのコリウム溶融物温度は、ケース L2 が 2,400K、ケース L6 が 2,500K である。コンクリート侵食開始時のベースマットの温度は、コリウム溶融物との界面をコンクリート融点、底面を室温とし、コンクリート内部は放物線状の温度分布としている。

##### (3) 解析結果

ACE 実験（ケース L2 及び L6）のベンチマーク解析結果について、以下に述べる。

### ケース L2

ケース L2 は、一部酸化した PWR 燃料のコリウム溶融物とケイ土系コンクリートとの相互作用に関する実験である。実験における伝熱量は平均 220 kW、側壁への熱損失は平均 120 kW で、これらを境界条件として与えている。侵食開始時の溶融プール温度は 2,400 K でその後もその温度を維持している。

実験データとベンチマーク解析結果の比較を図 4.2-25 に示す。コリウム溶融物温度は、実験データをよく再現できている。また、侵食深さについても、実験データをよく再現できおり、垂直方向へのコンクリート侵食率の平均は 7.8 mm/分である。

### ケース L6

ケース L6 は、制御棒の材質を含む一部酸化したコリウム溶融物とケイ土系コンクリートとの相互作用に関する実験である。本ケースでは、実験開始時の侵食率は低めであったが、徐々に上昇し、最終的な侵食深さは 40 分の時点で 13 cm に至っている。また、光学温度計により計測されたコリウム溶融物の温度も高めであった。実験における伝熱量は約 200 kW、側壁への熱損失は約 125 kW で、ベンチマーク解析では、これらを境界条件として与えている。

実験データとベンチマーク解析結果の比較を図 4.2-26 に示す。コリウム溶融物の温度は、実験データとよく一致している。一方、侵食深さは、初期段階において深めの傾向となっているが、これは、初期段階のコンクリートベースマツトへの熱損失がわずかに大きいためである。

#### (4) 重要現象に関する不確かさの評価

有効性評価に関わる重要現象として抽出された項目に対し、本ベンチマーク解析から考えられる M A A P コードの不確かさについて考察した。

ACE 実験では、注水がなく、かつ、溶融炉心の堆積状態が既知であることから、注水による冷却や粒子ベッド形状といった他の要因の影響が小さい状態でのコンクリート侵食挙動が確認でき、「溶融炉心とコンクリートの伝熱」及び「コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生」の現象モデルの確認として有効である。

ベンチマーク解析では、実験で観測されたコンクリート侵食速度をよく再現した結果となっている。ACE 実験では二酸化ウランと酸化ジルカロイなどの混合物が使用されており、熱的物性も実機に近い条件となっている。溶融炉心からコンクリートへの熱移動は、基本的にクラスト内の熱伝導や溶融炉心に接するコンクリート内の熱伝導が主要な熱移動挙動になるため、下方向の侵食挙動に関しての不確かさは比較的小さいと考えられる。

以上より、ACE 実験のような溶融炉心の形状が既知の場合に、MAAPコードのモデルにおいて実験で観測されたコンクリート侵食挙動を再現できることが確認された。

表 4.2-7 ACE 実験：コリウム溶融物組成及びコンクリート組成

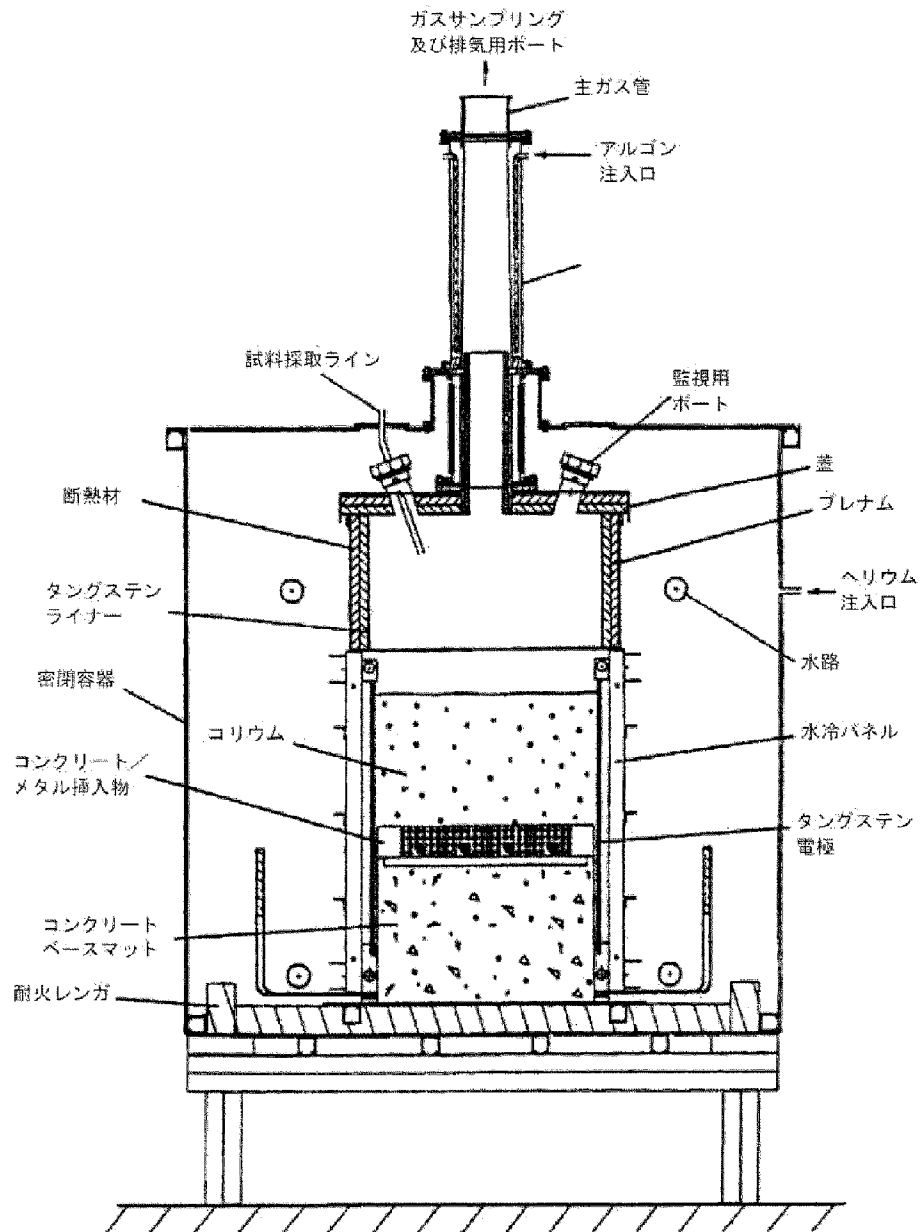
Constituent (kg)	L2	L6
UO <sub>2</sub>	216	219
ZrO <sub>2</sub>	42.5	18.5
Zr	13.4	21.1
Zirc-4	-	1.8
Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	-	-
NiO	-	-
Cr <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	-	-
SS-304	-	9.1
CaO	3.0	7.3
MgO	-	-
SiO <sub>2</sub>	20.9	16.9
BaO	0.8	0.79
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.6	0.6
SrO	0.5	0.5
CeO <sub>2</sub>	1.3	1.3
MoO <sub>2</sub>	0.9	0.94
SnTe	0.2	-
ZrTe <sub>2</sub>	-	0.2
Ru	-	0.38
B <sub>4</sub> C	-	-
Ag	-	1.19
In	-	0.22

Constituent (kg)	L2	L6
SiO <sub>2</sub>	69	69
CaO	13.5	13.5
Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	4	4
K <sub>2</sub> O	1.4	1.4
Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	1.0	1.0
TiO <sub>2</sub>	0.8	0.8
MgO	0.7	0.7
Na <sub>2</sub> O	0.7	0.7
MnO	0.03	0.03
BaO	0.02	0.02
SrO	0.02	0.02
Cr <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.01	0.01
H <sub>2</sub> O + CO <sub>2</sub>	7.9	7.9
Concrete Type	S <sup>1</sup>	S <sup>1</sup>
TOTALS	99.1	99.08

※ コンクリートタイプ

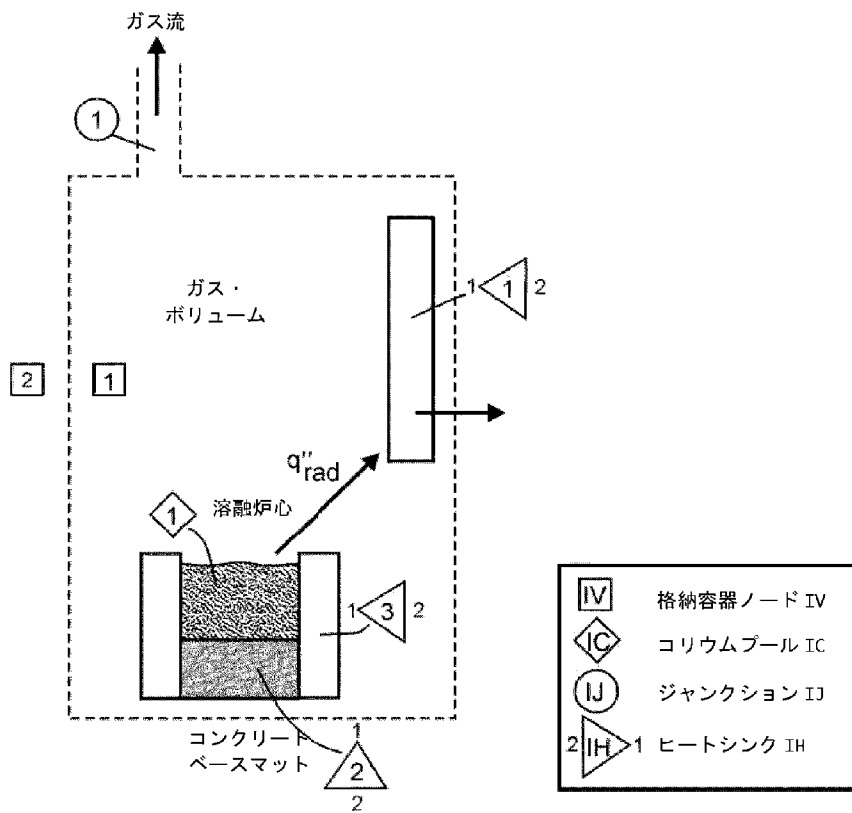
S<sup>1</sup> : ケイ土系

出典 : MAAP4 User's Manual, EPRI



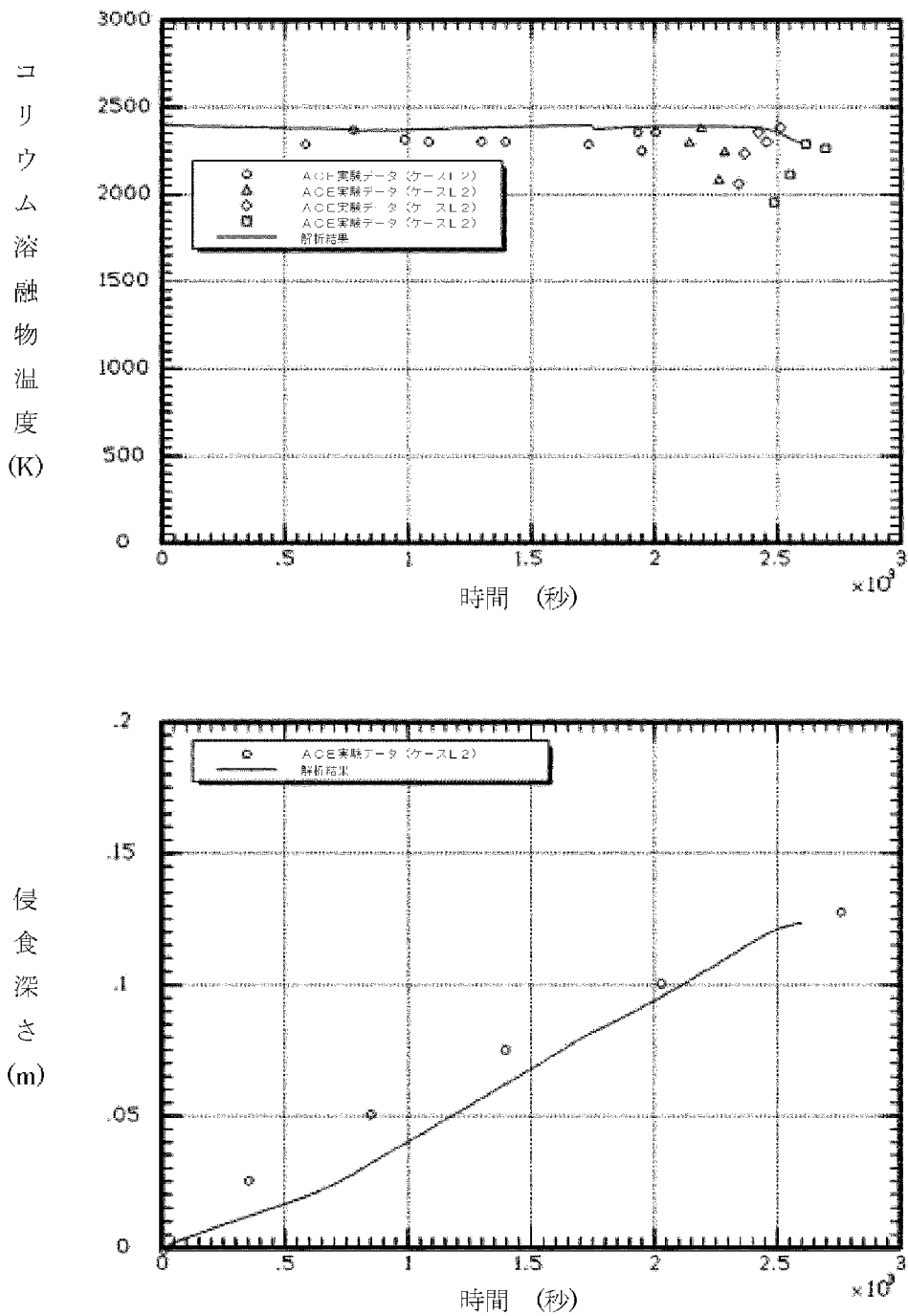
出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

図 4.2-23 ACE 実験装置の概要



出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

図 4.2-24 ベンチマーク解析モデル (MAAPコード)

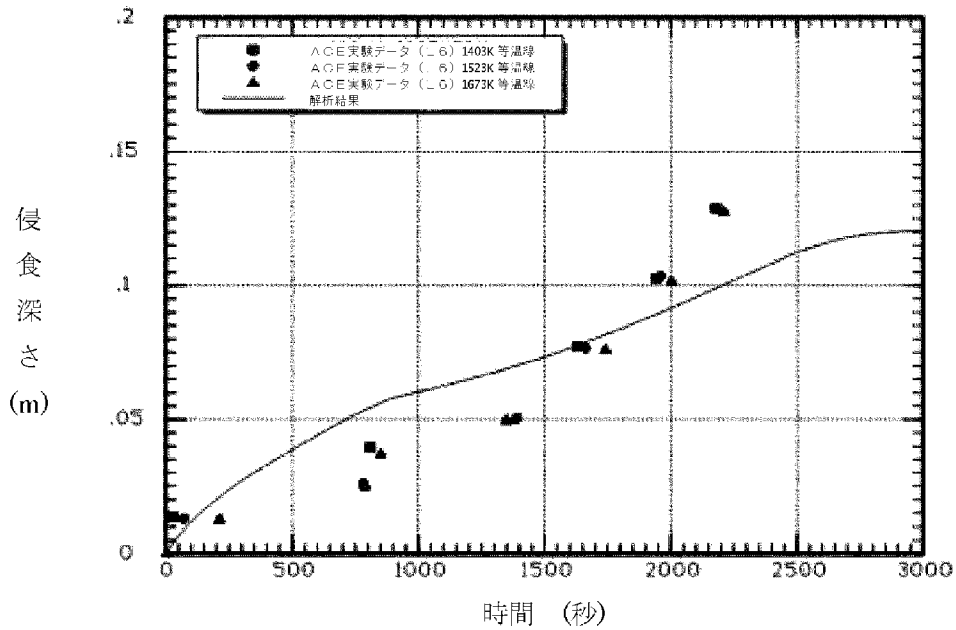
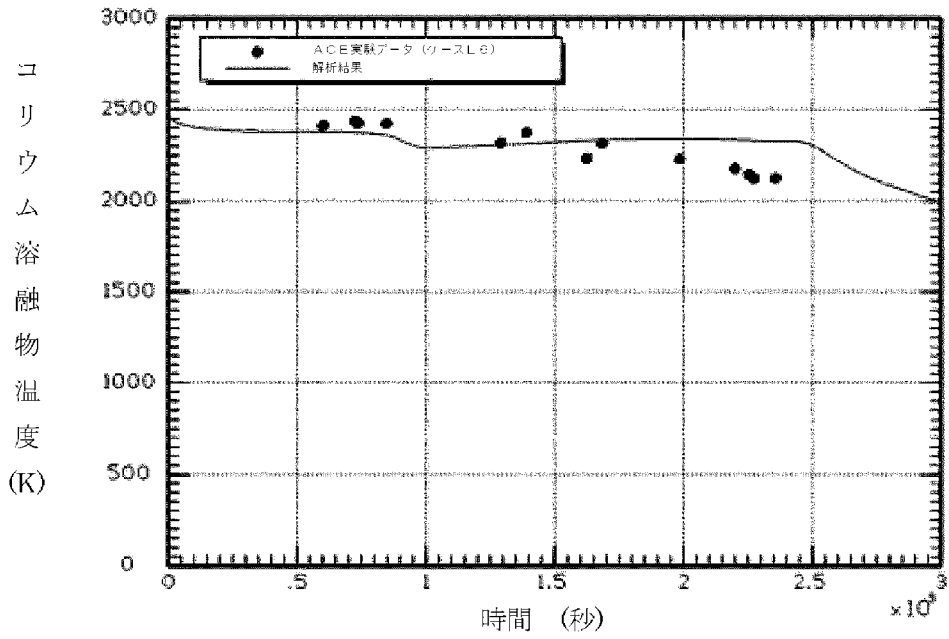


出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

図 4.2-25 ACE 実験ベンチマーク解析結果 (ケース L2)

コリウム溶融物：PWR コリウム溶融物 (部分酸化)

コンクリート：ケイ土系コンクリート



出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

図 4.2-26 ACE 実験ベンチマーク解析結果 (ケース L6)

コリウム溶融物: PWR コリウム溶融物 (部分酸化、制御棒材質を含む)

コンクリート: ケイ上系コンクリート

#### 4.2.5 SURC 実験解析

##### (1) 実験の概要

SURC (Sustained Urania-Concrete Interaction) 実験<sup>[18]</sup>はサンディア国立研究所で行われた MCCI 実験の1つである。本実験は、コード比較のための国際標準問題 (ISP-24) に選定されている。実験装置の概要を図 4.2-27 に示す。円筒状の反応るつぼがアルミ容器内に設置されている。アニュラス部とるつぼの蓋は MgO でできている。反応るつぼの床は厚さ 40cm の玄武岩系コンクリートであり、温度記録用の熱電対が設置されている。

200kg のステンレス鋼と模擬 FP がコンクリート侵食の開始まで加熱される。本実験では、観測されたコンクリート侵食深さは 24.5~27.5cm である。

##### (2) 解析条件

解析モデルは、ACE 実験と同様の体系で模擬できることから、図 4.2-24 に示したものを採用している。

ベンチマーク解析の初期状態としては、コンクリート侵食開始のタイミングを 0 秒として取り扱い、実験におけるその時点の状態 (初期ガス温度等) を境界条件として与えている。0 秒でのコリウム溶融物温度は、1,750K である。コンクリート侵食開始時のベースマットの温度は、コリウム溶融物との界面はコンクリート融点とし、底面は室温とし、コンクリート内部は放物線状の温度分布としている。

##### (3) 解析結果

ベンチマーク解析の初期状態としては、コンクリート侵食開始のタイミングを 0 秒として取り扱い、実験におけるその時点の状態 (初期ガス温度等) を境界条件として与えている。0 秒でのコリウム溶融物温度は 1,750K である。コンクリート侵食開始時のベースマットの温度は実験から得られた準静的な温度プロファイルをもとに、熱境界層において放物線を描くと想定し、その頂部 (コリウム溶融物との接触面) はコンクリート融点、底部は環境温度と想定している。

実験データとベンチマーク解析結果の比較を図 4.2-28 に示す。解析によるコンクリート侵食深さは実験データをよく再現できている。

SURC-4 実験に対するベンチマーク解析の結果から、コンクリート侵食挙動に関する MAA P コードの MCCI モデルの妥当性を確認した。

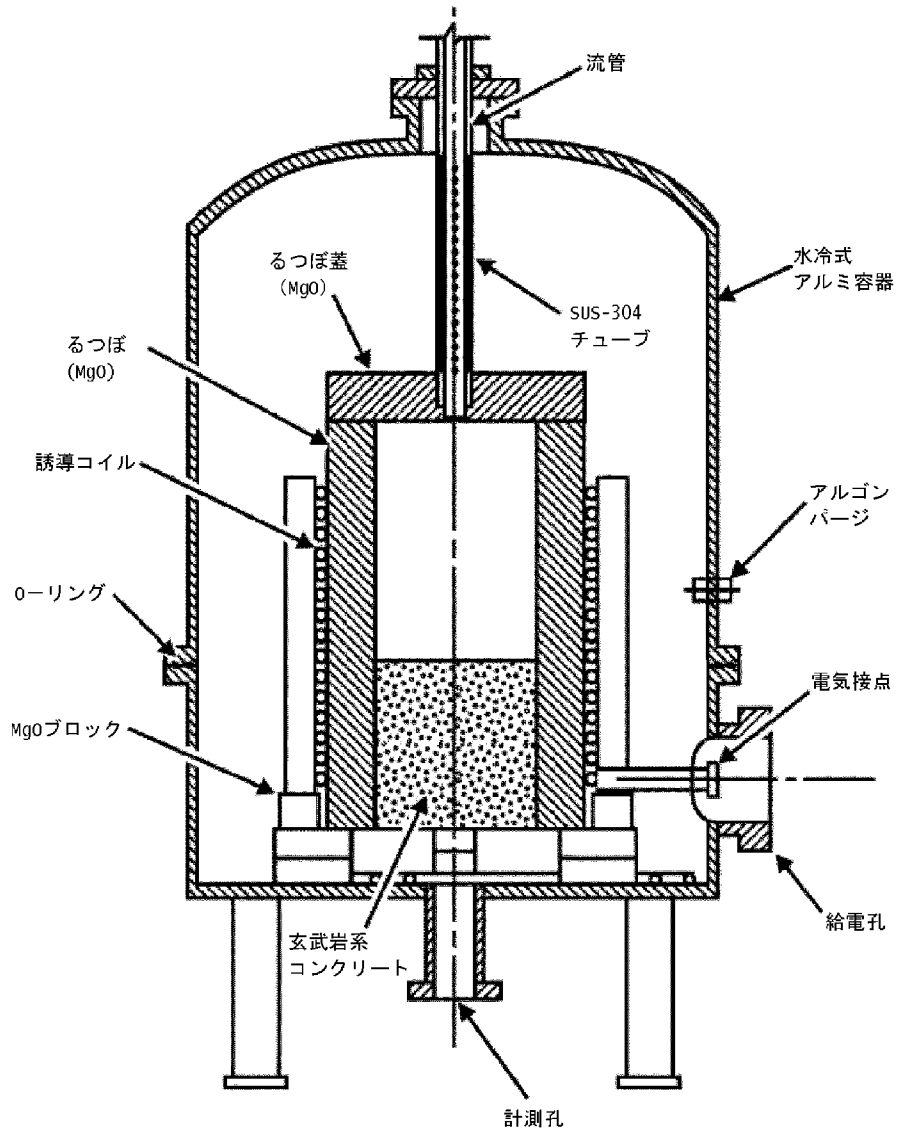
##### (4) 重要現象に関する不確かさの評価

有効性評価に関わる重要現象として抽出された項目に対し、本ベンチマーク解析から考えられる MAA P コードの不確かさについて考察した。

SURC 実験では、注水がなく、かつ、溶融炉心の堆積状態が既知であることから、注水による冷却や粒子ベッド形状といった他の要因の影響が小さい状態でのコンクリート侵食挙動が確認でき、「溶融炉心とコンクリートの伝熱」及び「コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生」の現象モデルの確認として有効である。

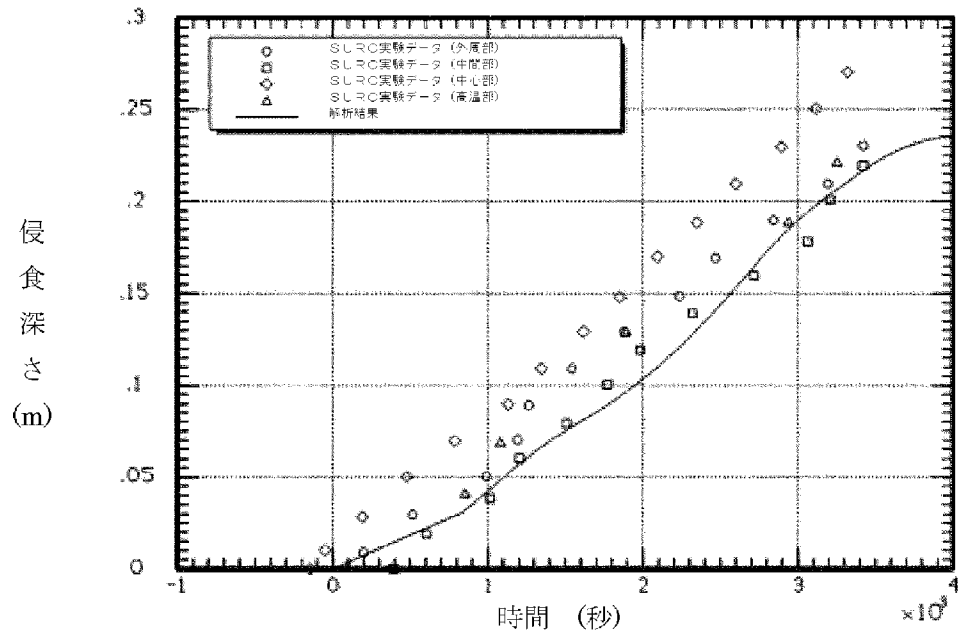
ベンチマーク解析では、実験で観測されたコンクリート侵食速度をよく再現した結果となっている。SURC 実験ではステンレス鋼の模擬 FP が使用されており、実機の材質と異なるが、熱的にも実機に近い条件となっている。溶融炉心からコンクリートへの熱移動は、基本的にクラスト内の熱伝導や溶融炉心に接するコンクリート内の熱伝導が主要な熱移動挙動になるため、下方向の侵食挙動に関しての不確かさは比較的小さいと考えられる。

以上より、SURC 実験のような溶融炉心の形状が既知の場合に、MAAP コードのモデルにおいて実験で観測されたコンクリート侵食挙動を再現できることが確認された。



出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

図 4.2-27 SURC-4 実験装置図



出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

図 4.2-28 SURC-4 実験の模擬解析結果

#### 4.2.6 MB-2 実験解析

##### (1) 実験の概要

MB-2 実験<sup>[19][20]</sup>は、PWR プラントの過渡時及び事故時の蒸気発生器 2 次側の応答を模擬した実験である。設備の概略を図 4.2-29 に示す。本実験設備は、ウェスチングハウスのモデル F 型蒸気発生器の 1/7 スケールモデルで、幾何的かつ熱水力的には同等に設計されている。高さは 14.625 m で、内部構造物も模擬されている。52 本のチューブが長方形にアレンジされ、F 型モデルと同様、インコネル 600 製、外径 17.5 mm、厚さ 1 mm である。ダウンカム下部は、F 型蒸気発生器のダウンカム下部アニュラスの断面積を模擬した独立した配管 2 本でモデル化されている。1 次系の熱供給システムは、ポンプ、制御弁、10 MW ガスヒータを備えた加圧水ループにより行っている。

##### (2) 解析条件

MAAP コードでは、蒸気発生器モデル（2 領域分割モデル）により実験体系を模擬している（図 3.3-5）。1 次系の流量や温度は境界条件として与えている。解析ケース及び解析条件は、次のとおりである。

###### 100%主蒸気管破断

本ケースは、高温停止状態からの 100%主蒸気管破断である。初期の蒸気発生器圧力は 7.64 MPa、1 次系圧力は 14.48 MPa である。1 次冷却材高温側温度は 293.2°C、初期ダウンカム水位はチューブシートから 11.24 m である。初期の補助給水流量は 0.118 kg/s で、10 秒後に停止させている。

###### 給水流量喪失解析

このケースは、定格運転状態から給水流量が喪失し、原子炉トリップの 10 分後に補助給水を開始するケースである。

初期状態は、蒸気発生器圧力が 6.87 MPa、1 次系圧力が 13.79 MPa、1 次冷却材高温側温度が 325°C、ダウンカム水位は 11.18 m である。また、1 次冷却材高温側温度は 325°C で維持される。

##### (3) 解析結果

MB-2 実験のベンチマーク解析結果について以下に述べる。

###### a) 100%主蒸気管破断解析

蒸気発生器圧力、破断流量、伝熱部コラプス水位、1 次系から 2 次系への伝熱量について、実験データと解析結果の比較を図 4.2-30 に示す。

蒸気発生器圧力は、全体的に実験データと一致しているが、実験では約 50 秒に伝熱管が露出して減圧するのに対して、MAAP コードではやや遅れる結果となっている。また、同様に、破断流量も 50 秒まではよく一致し、その後は MAAP コードが高めに推移している。

初期の応答（～約 50 秒）に着目すると、実験データでは、蒸気ドームの二相水位が 2.5 秒後に蒸気発生器頂部に達することで液相放出が開始し、約 30 秒まで継続した後に蒸気放出へと移行するが、MAAP コードにおいても実験データと同等の応答が得られており、これは、MAAP コードの解析モデルが、伝熱部入口での逆流（伝熱部からダウンカマへの流れ）と、上部ドームでの二相水位膨張を考慮できているためである。33 秒時点での放出質量は実験データが 363 kg（初期質量の約 66%）であるのに対し、MAAP コードでは 330 kg（初期質量の約 60%）となっており、よく一致した結果が得られている。

その後の応答（約 50 秒～）については、蒸気発生器圧力及び破断流量は、MAAP コードの方が高めの推移となるが、この原因は、湿分分離器がモデル化されていないために蒸気発生器出口のクオリティが、蒸気ドーム部の二相水位と蒸気発生器頂部のボイド率に依存するためである。すなわち、前述の放出質量の差のために伝熱管の露出が遅れ、その結果として減圧も遅れることで、圧力が高くなり、約 50 秒以降の破断流量が多めに推移している。

伝熱部のコラプス水位及び 1 次系から 2 次系への伝熱量は、全体的に MAAP コードの方が高めに推移しているが、実験結果の特徴をよく捉えている。

#### b) 給水流量喪失解析

蒸気発生器圧力、1 次冷却材低温側配管温度、ダウンカマ水位、伝熱部コラプス水位についての実験データと解析結果の比較を、図 4.2-31 に示す。

蒸気発生器圧力は、実験データの特徴を捉えた応答であるが、やや低めに推移する傾向がある。1 次冷却材低温側温度は、実験結果とよく一致している。ダウンカマ水位は、実験データとよく一致している。また、伝熱部コラプス水位は、実験データの特徴を捉えているものの、高めに推移している。これは、伝熱部でのボイド率を線形分布と仮定しているためである。ダウンカマ水位と伝熱部コラプス水位の応答は、両者の質量や流動圧力損失が釣り合った結果であり、実験結果の応答の特徴をよく捉えた推移となっていることから、事故条件下の蒸気発生器の応答を適切に模擬できている。

#### (4) 不確かさの整理

以上の結果より、MB-2 実験結果に対する MAAP コードによる解析結果は、実験結果の応答の特徴を捉え、よく模擬できていると判断できる。これは、シンプ

ルな蒸気発生器の領域分割と内部再循環やボイド率計算モデルが、これらの事故条件下の蒸気発生器の応答を適切に模擬できることを示している。

有効性評価において、MAAPコードをLOCA及び全交流動力電源喪失に適用するが、LOCA時には1次系保有水量が早期に減少し、1次系と2次系の伝熱量の事象進展に与える影響は小さいことから、全交流動力電源喪失に関して考察する。

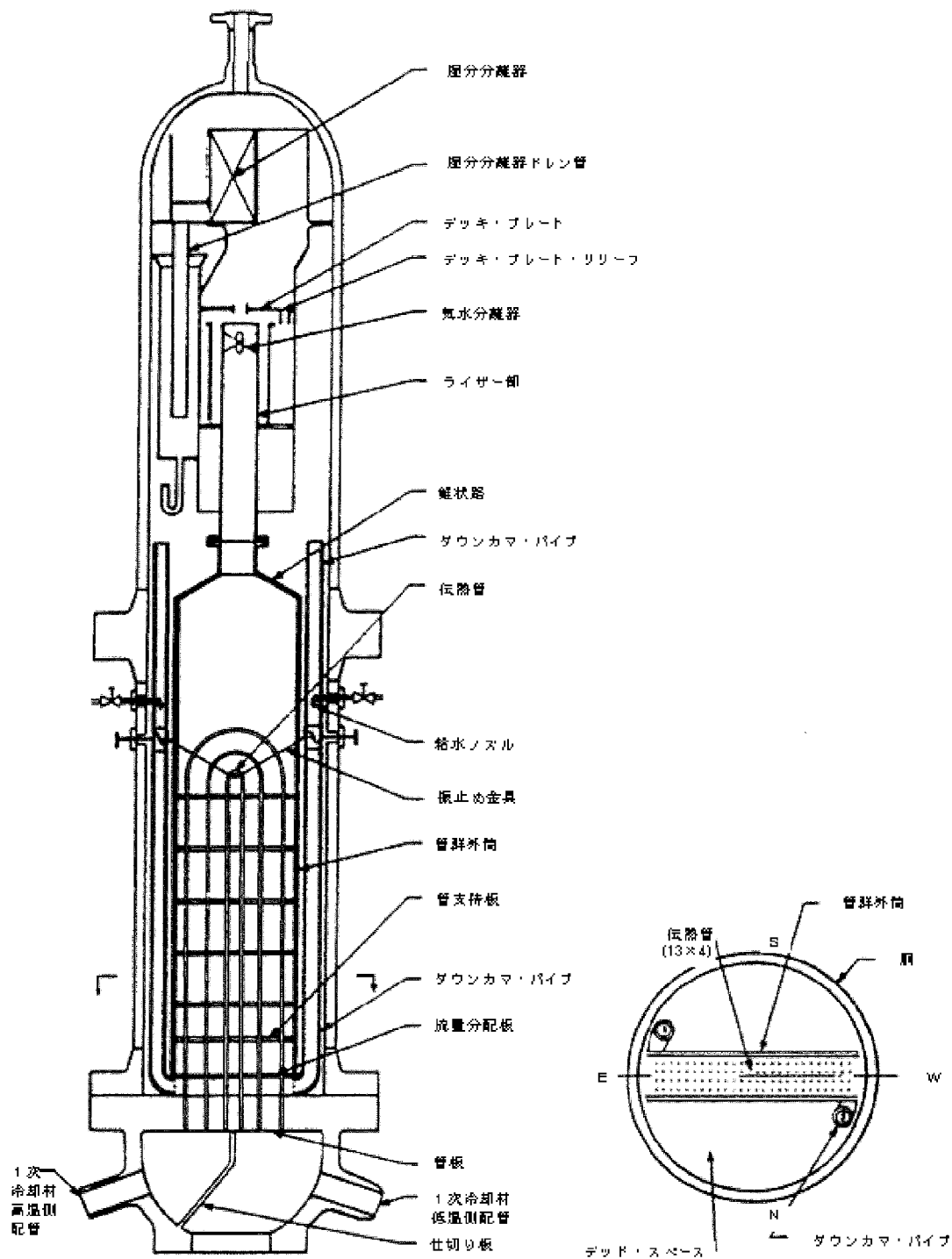
全交流動力電源喪失が発生し、補助給水に失敗する場合は、1次側からの伝熱により2次側が昇温及び昇圧される状態であり、MB-2実験の給水流量喪失のケースから考察する。図4.2-31(1/2)に蒸気発生器圧力と1次冷却材低温側温度の比較を示している。1次冷却材低温側温度は、1次系と2次系の伝熱による1次側への影響が現れたものであり、実験データとほぼ一致した挙動である。また、蒸気発生器圧力は、1次系と2次系の伝熱による2次側への影響が現れたものであり、実験データと0.2MPaの範囲で一致する挙動となっている。また、1次系と2次系の伝熱において、蒸気発生器2次側水位も影響する要因であり、図4.2-31(2/2)のダウンカマ水位、伝熱部コラプス水位ともに、実験データよりわずかに高めに推移するものの、概ね一致した挙動である。

以上より、「1次系・2次系の熱伝達」については、MAAPコードの蒸気発生器2次側モデルによる計算結果の有する不確かさは小さいと言える。

一方、全交流動力電源喪失において2次側が昇温及び昇圧した場合、2次側からの冷却材放出が発生するが、これについては、MB-2実験の100%主蒸気管破断のケースから考察する。図4.2-30(1/2)に示すように、主蒸気管破断とともに蒸気発生器圧力は低下しており、蒸気ドームの二相水位が早期に蒸気発生器頂部に達するために、液相も放出されている。破断流量は、概ね実験データと一致する結果が得られているが、液相放出質量としては、実験データよりやや高めに推移する傾向があり、この結果、図4.2-30(2/2)に示すように、初期のコラプス水位がやや低めに、伝熱量が高めに推移する結果となっている。これは、前述のとおり、湿分分離器がモデル化されていないために蒸気発生器出口のクオリティが、蒸気ドーム部の二相水位と蒸気発生器頂部のボイド率に依存するためである。

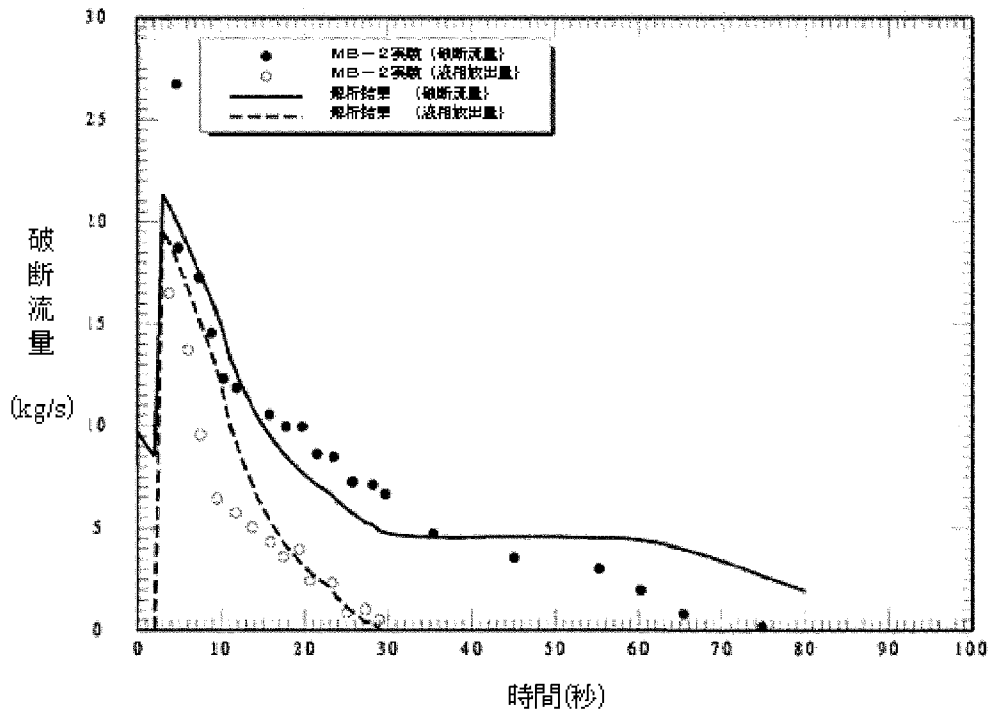
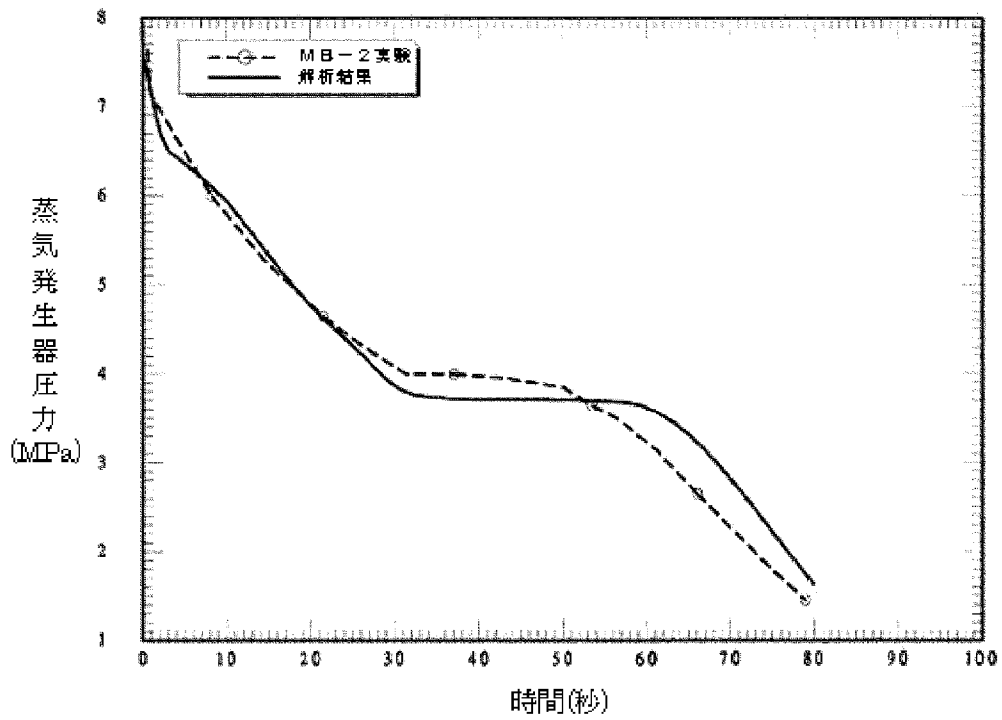
以上より、「冷却材放出」については、放出質量自体はほぼ適正に評価できるが、液相放出については過大に評価するため、その結果、「1次系・2次系の熱伝達」についても過大に評価する可能性がある。

また、上記より、「2次側水位変化・ドライアウト」については、ダウンカマ水位、伝熱部コラプス水位、ともにほぼ適正に評価できるが、液相放出時には低めに評価する可能性がある。



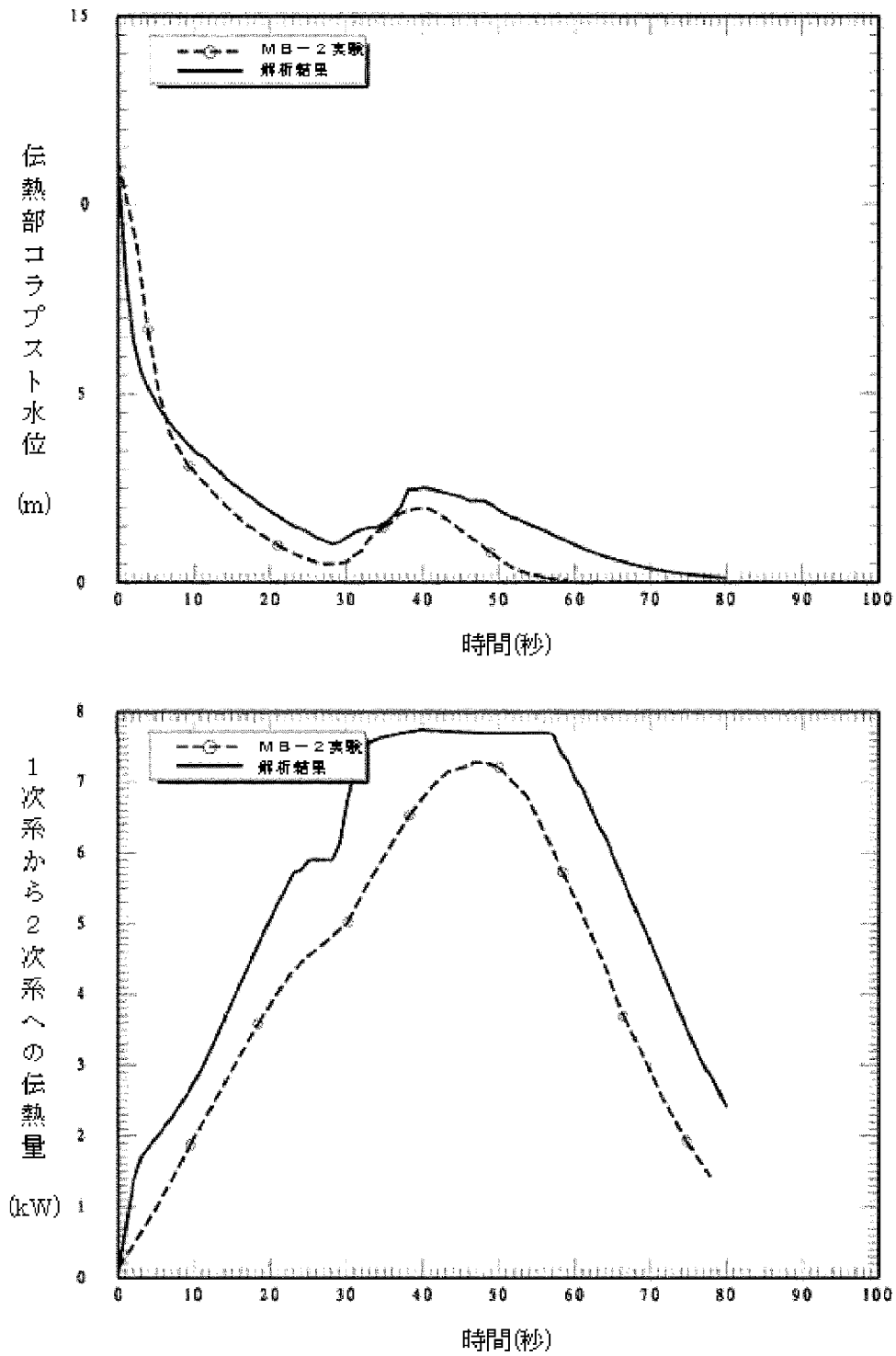
出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

図 4.2-29 MB-2 実験装置の概略



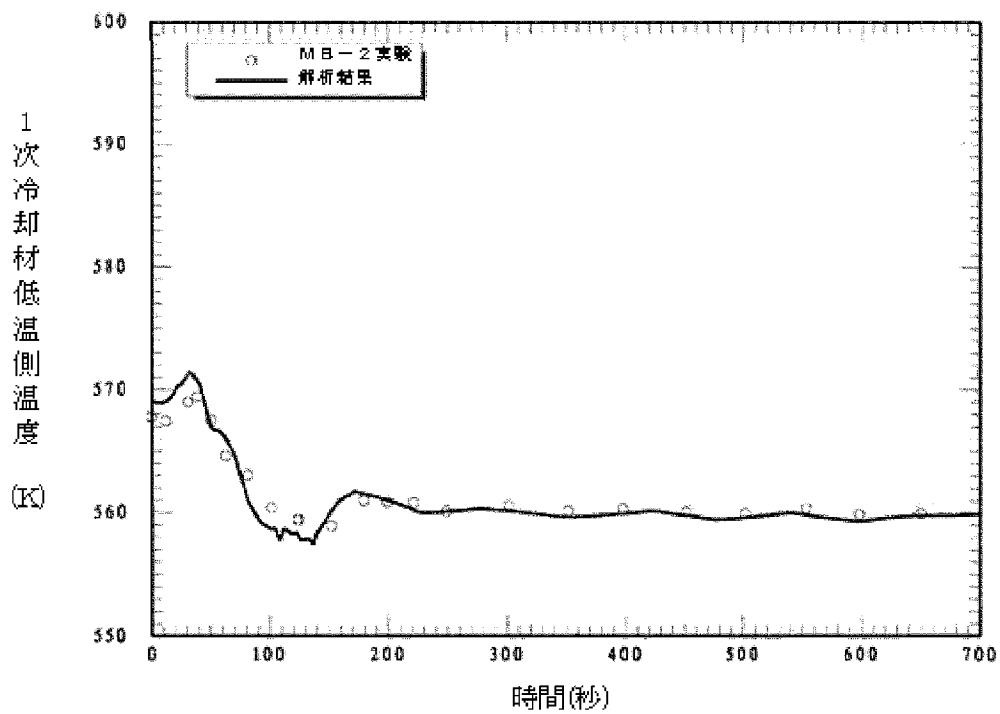
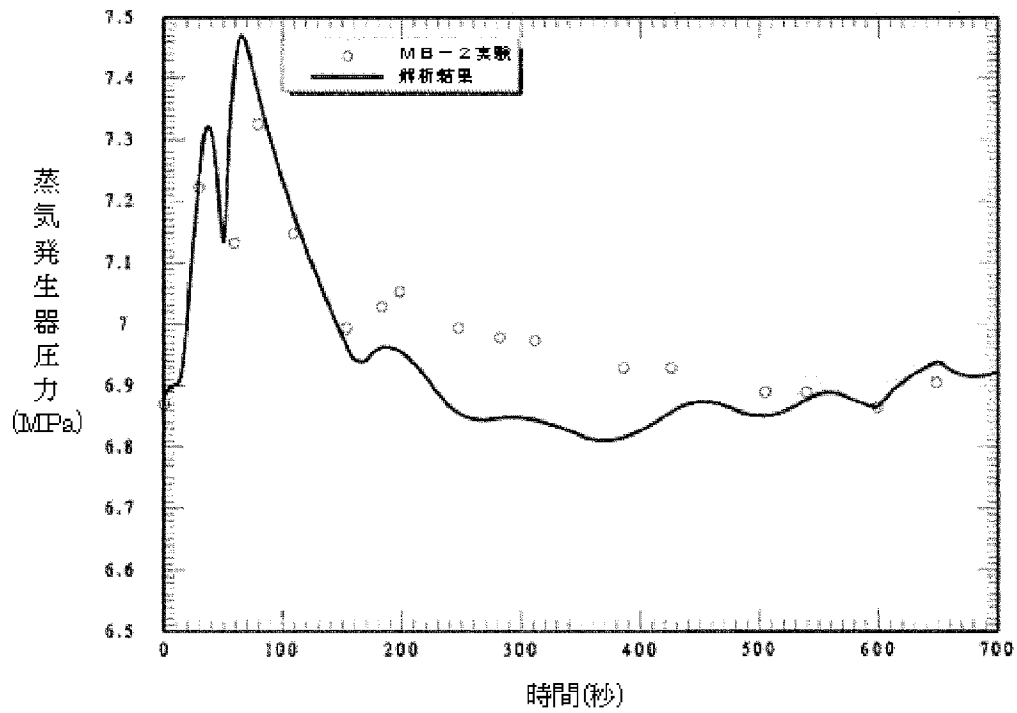
出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

図 4.2-30 MB-2 実験ベンチマーク解析結果 (100%主蒸気管破断) (1/2)



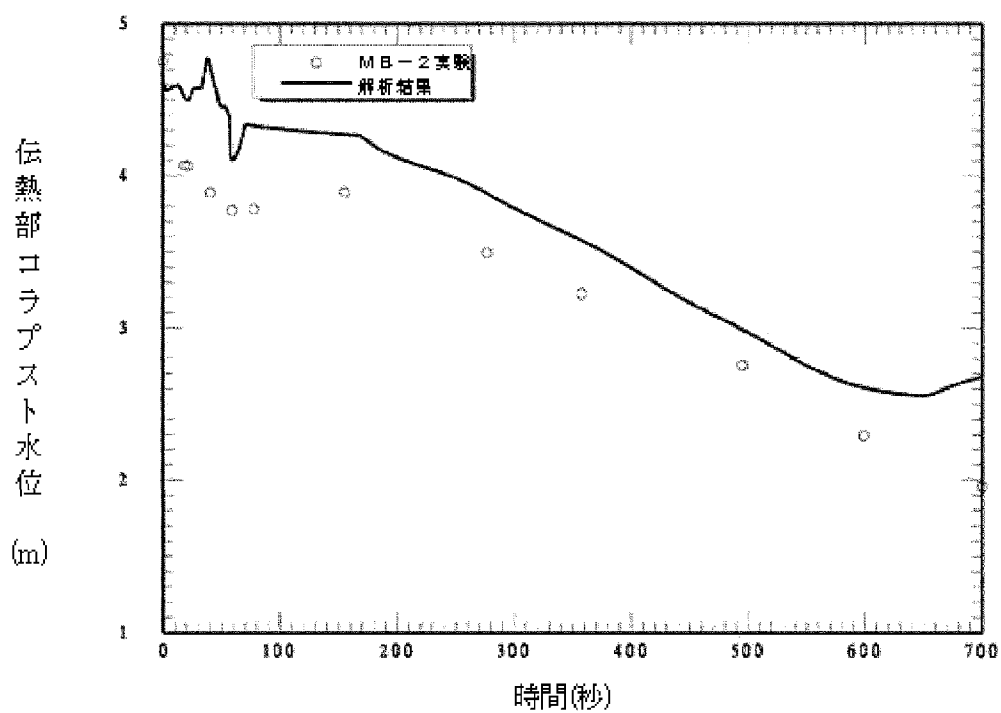
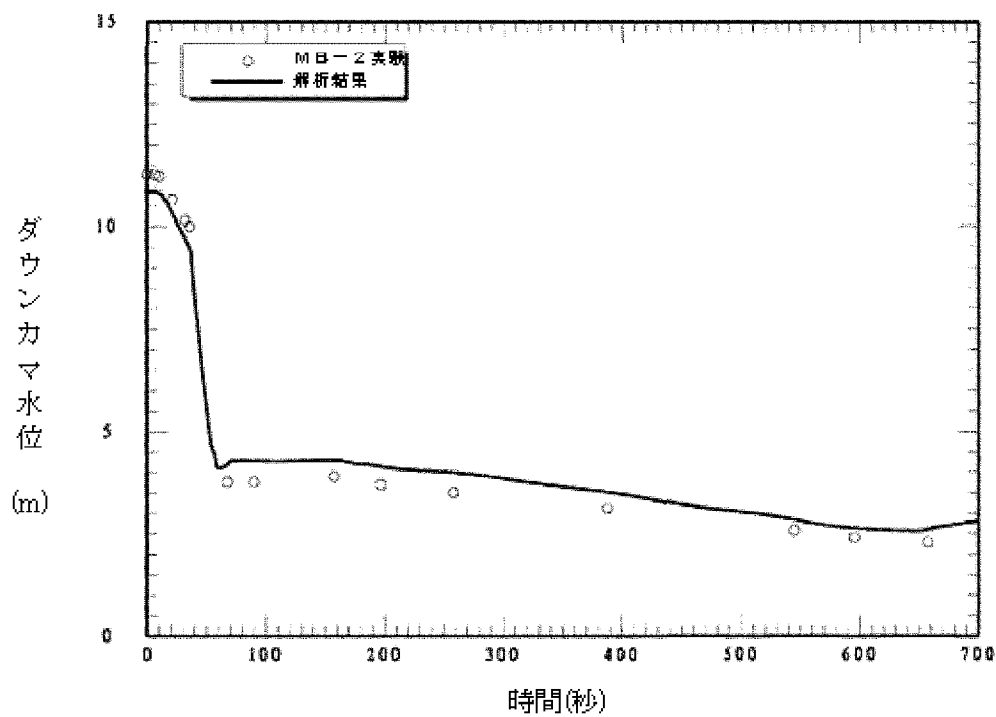
出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

図 4.2-30 MB-2 実験ベンチマーク解析結果 (100%主蒸気管破断) (2/2)



出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

図 4.2-31 MB-2 実験ベンチマーク解析結果 (給水流量喪失) (1/2)



出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

図 4.2-31 MB-2 実験ベンチマーク解析結果 (給水流量喪失) (2/2)

#### 4.2.7 PHEBUS-FP (FPT1) 実験解析

MAAPコードのFP挙動モデルに関し、燃料から1次系へ放出されるFP挙動について、PHEBUS-FP実験に対するベンチマーク<sup>[21]</sup>によって妥当性を確認する。

PHEBUS-FP計画<sup>[22][23]</sup>は、放射線防護・原子力安全研究所（IRSN、フランス）、フランス電力庁及びEUを中核とする国際協力プログラムで、シビアアクシデント条件下での炉心燃料から1次系を経て原子炉格納容器に至るまでのFP挙動を調査した総合試験である。PHEBUS-FP計画では、FPT0、1、2、3及び4の計5実験から構成されており、それぞれの実験ごとに実燃料（酸化ウラン燃料）を用いている。FPT0試験は未照射燃料が対象、FPT4試験は溶融炉心が対象である試験であること、FPT2及び3試験は水蒸気枯渇状態が対象であることから、ここでは、使用済燃料を対象にし、水蒸気雰囲気下で実施されたFPT1実験を対象とする。なお、FPT1実験は、OECE/NEAの国際標準問題（ISP-46）にも取り上げられている。

##### (1) 実験の概要

PHEBUS-FP (FPT1) の実験体系は、炉心、1次系及び原子炉格納容器を模擬したものである。実験設備の概要を図4.2-32に示す。実験設備は、炉心部、1次系及び模擬格納容器を模擬した3領域からなる。本試験では原子炉容器の破損は模擬されていないので、LOCA破断口（低温側配管）が原子炉格納容器へのFP放出パスとなる。

試料は約1mの長さの実燃料（20本、10kg）と制御棒材から構成される。炉心の高さ方向に対する温度測定のため図4.2-33に示されるように熱電対が配置されている。炉心下部からは水蒸気を供給することができる。

1次系は高温側配管、低温側配管及び蒸気発生器伝熱管を模擬した配管より構成される。高温側配管及び低温側配管は内径3cm、長さ約13.3mであり、蒸気発生器伝熱管は内径2cm、長さ約10mである。模擬格納容器は体積10m<sup>3</sup>を有する。

実験ケースFPT1における水蒸気流量及び炉心の加熱出力を図4.2-37に示す。このケースを用いてMAAPコードのFP挙動モデルの妥当性確認を実施している。

##### (2) 解析条件

MAAPコードでは、炉心部は図4.2-34に示すように、径方向に2ノード、軸方向に11ノードに分割している。FP放出モデルは、を用いている。

。1次系は図4.2-35に示すように、炉心、上部プレナム、高温側配管、蒸気発生器伝熱管（高温側配管側チューブ、低温側配管側チ

ューブ)、蒸気発生器出口側配管等でモデル化しているが、PWR 用のノード数が固定の1次系モデルを使用しており、体積や流路断面積等はある程度変えられるものの、実験の1次系体系の形状のモデル化の精度は低いと考えられる。また、模擬格納容器は、図 4.2-36 に示すように、上部区画と下部区画の2区画としている。

実験における燃料バンドルの過熱エネルギー及び水蒸気注入の時間変化は図 4.2-37 に示すとおりであり、これを境界条件として与えている。

### (3) 実験及び解析の考察

燃料被覆管温度、希ガス及びよう素の模擬格納容器への放出割合及び発生水素流量に対する実験と解析結果の比較を図 4.2-38～図 4.2-45 に示す。

#### A) 実験結果の考察

実験結果と解析結果の比較の前に、実験結果について考察する。

図 4.2-38～図 4.2-41 は、燃料被覆管温度であり、1m 長の燃料において下から 700mm、600mm、400mm 及び 300mm の高さ、最外周角部の燃料被覆管温度を示したものである。8,000 秒までの水蒸気の注入及び低いレベルでの加熱により安定した実験装置の初期状態を達成し、その時点（8,000 秒）から水蒸気注入及び炉心加熱を増加させ実験をスタートさせており、炉心の加熱に伴い燃料被覆管温度の測定値が上昇している。その後も温度上昇を続け、約 11,000 秒で約 1,500°C を超えると温度が急上昇している（約 11,000 秒で 1,500°C に達していない 300mm の場合を除く）。約 9,000 秒の燃料被覆管温度が 1,000°C を超えた時点において、水素流量の測定値（図 4.2-44）がわずかに上昇を始め、約 11,000 秒で燃料被覆管温度が 1,500°C を超えるタイミングで水素流量が急速に上昇している。約 11,000 秒において加熱エネルギーに変曲点はないことや、温度上昇と水素発生タイミングが一致していることから急激な温度上昇は燃料被覆管のジルコニウムの酸化反応熱が原因であることが推定できる。

燃料被覆管温度及び水素発生量がピークを過ぎるとすぐに減少して、急上昇する以前と同程度に戻る。これは、熔融燃料のキャンドリングが開始することで燃料被覆管と水蒸気の接触面積が低下し、酸化反応も減少したためと推測される。高さ 300mm の場合に、1,500°C に到達した時点で急激な温度上昇が発生していないことも、上部からのキャンドリングにより酸化反応が顕著にならなかったものと推測される。つまり、ジルコニウム-水反応の進展により燃料被覆管外面には酸化ジルカロイ層が形成されるが、燃料被覆管内面の金属ジルカロイは 1,800°C 程度で熔融するため、それ以上の温度になると酸化ジルカロイ層のみで燃料棒としての形状を維持することになる。約 2,200°C を超えると熔融ジ

ルカロイによる二酸化ウランの溶解現象が進み、燃料被覆管内部は溶融物割合が高まる。そのような状況では酸化ジルカロイ層では燃料被覆管形状を維持できずに破損し、溶融物が流下することになると考えられている。同時に上部に残っていた燃料も落下すると考えられている。主要な酸化反応の時間幅は約 1,000 秒であり、水素発生量の総量から初期ジルカロイの約 64%が酸化したと推定されている。

一方、FP ガスの発生に関し、図 4.2-42 及び図 4.2-43 に希ガス及びよう素の挙動を示す。燃料被覆管は約 6,000 秒、約 850°Cで破損しており、ギャップ中の FP の放出が始まり、その後、約 11,000 秒でジルコニウム酸化反応熱により燃料温度も急上昇すると、希ガス及びよう素の放出量が大きく上昇を始める。これは、約 11,000 秒でジルコニウム酸化反応熱により燃料温度も急上昇し、燃料ペレットからの希ガスや高揮発性 FP の放出が急増したことを示す。その後も、希ガス及びよう素ともに概ねバンドル過熱履歴との相関をもった形で放出を継続するが、約 17,000 秒で加熱がなくなると、燃料被覆管温度は急激に低下し、FP 放出はほとんど停止する。希ガス及びよう素の放出割合は放出開始時とともに 0.08 程度、総放出量は 0.8 前後となっている。希ガスとよう素の最終的な放出割合には若干の差が生じている点については、次に述べる理由による。図 4.2-47 に実験結果の分析から整理されたよう素の回路内質量バランスを示す。1 次系への放出割合は試験前のよう素量から、試験後の燃料中よう素の残存量を差し引くことで求めている。γ ースペクトロメトリを用い、燃料に残存したよう素からの放射線を測定することでその量を評価する手法が採られており、燃料中よう素の残存量は 13%±4%と評価されている。したがって、燃料から放出されたよう素は 87%±4%と評価されている。γ ースペクトロメトリの結果からは、残存部分は燃料の損傷がない燃料バンドルド部に多く存在する。一方、希ガスは、模擬格納容器に設置されたサンプリング装置により収集した量から約 77.4%と評価されているが、PHEBUS-FPT1 実験最終報告書<sup>[23]</sup>においては、燃料の損傷度合いやよう素等の揮発性核種の放出量との比較結果から、やや過小評価であり、実際はよう素と同等の 80~85%程度であったと推定されている。

このように、燃料からの FP 放出過程としては、ギャップ放出(約 6,000 秒~)、燃料破損後(約 11,000 秒~)の 2 段階に分けることができるが、FP 放出の大部分は後者で起こり、かつ、燃料破損の進展とともに上昇する。

## B) 解析結果の考察

次に実験結果と解析結果の比較について考察する。

燃料被覆管温度挙動(図 4.2-38~図 4.2-41)については、燃料被覆管破損時

(約 6,000 秒) の温度は実験結果と同等であり、ギャップ放出の時期については、よく模擬できている。11,000 秒近傍でジルコニウム-水反応により温度は急上昇し、1,500°Cを超える時間は解析が実験より 500 秒程度早くなっている。これは水素流量が急増するタイミングの違いと強い相関があるので、解析ではジルコニウム-水反応の増加挙動を大きめに評価し、その結果生じる反応熱でバンドル外周部の燃料被覆管の温度上昇も速くなったと考えられる。図 4.2-45 に水素積算量を示すように、解析の方が 3 割程度、水素発生量が大きくなっていることから、ジルコニウム-水反応による酸化反応熱を大きめに評価している結果となっている。

MAAP コードの解析では燃料被覆管温度が 1,580°C 以上で Baker-Just モデル、それ以下で Cathcart モデルを使用しているが、燃料被覆管温度が 1,500°C 程度から急上昇した後の挙動は実験と解析ともに同程度であることから、1,500°C 以下で使用している Cathcart モデルによる酸化速度が大きめの傾向を持つことが考えられうる。しかし、燃料被覆管温度は燃料棒間あるいは外周構造材との輻射熱伝達や、蒸気流との熱伝達によっても影響を受けていると考えられる。すなわち、実験のバンドル形状は 5×5 配列で四隅は温度計若しくは流路となっているのに対して、解析では内側 12 本、外側 8 本を 2 チャンネルで模擬したドーナツ状の体系となっていることから、解析ではバンドル内の半径方向温度分布をかなり平均化した扱いとなるために、伝熱流動の観点から要因となりうる。実験後の X 線トモグラフィによると、バンドル内部では半径方向にも軸方向にも複雑に損傷しており、2 チャンネルでモデル化しきれない様相は示していない。

11,000 秒付近の燃料被覆管温度のピーク値については、解析結果が実験結果より数十°C 高めになっている。また、高さ 300mm の場合は実験に見られない急上昇が見られる。これはキャンドリング開始タイミングに関係している。キャンドリング開始タイミングは、燃料棒内で溶融ジルカロイによる二酸化ウランの溶解速度と、二酸化ジルカロイによる形状維持の限界タイミングに依存しており、後者の二酸化ジルカロイ層の破損は振動や流れによる外力の影響が大きい。解析では 2,500K (2,227°C) にて溶融ジルカロイによる二酸化ウランの溶解が開始するとともに二酸化ジルカロイ層の破損によるキャンドリング開始をモデル化している。この温度が実験での観察結果より若干高い設定になっていることになるが、二酸化ウランの融点 (2,800°C 程度) より低い温度で液化するという観点で模擬性は高いといえる。

FP 挙動については、実験結果ではほぼ一定の割合で放出割合が増大しているが、解析結果では放出開始時に希ガス及びヨウ素とともに急速に約 0.5 まで放出されており、実験に比べて上昇の幅が大きい。それ以降は逆に実験よりも低い速

度で模擬格納容器に放出される。

この理由として、解析では、放出開始時の水素流量が実験に比べて大幅に高くなっていることから、直接的な原因としてはジルコニウム-水反応による燃料温度上昇が急激に起き、それにより燃料からの揮発性 FP の放出が促進されたと考えられる。実験では現象に非均質性や不等方性が起きていることが考えられ、それらばらつきが全体でみれば連続的な変化として表れているのに対して、解析ではバンドルを径方向 2 ノードで模擬しているため、チャンネル単位で現象が変化する。そのため、実験での非均質性や不等方性を有する変化に比べて、解析では初期の放出量を多めに評価する結果となっていると考えられる。

実験終了時の放出割合については、解析結果は実験結果と同程度の 0.8 前後となっているが、図 4.2-42 に示した希ガス放出割合の実験結果及び解析結果の比較については、実験に対し若干上回り、図 4.2-43 に示したよう素放出割合の実験結果及び解析結果の比較については実験に対し若干下回っている。MAAP コードの解析においては、径方向を 2 チャンネル、軸方向を 11 ノードに分割しモデル化している(図 4.2-34 参照)。各セルでは温度や溶融状況は均一であり、温度分布及び質量移行による空洞化部分は左右対称となる。一方で、実験後の燃料の X 線トモグラフを図 4.2-46 に示す。図中で黒い部分は溶融により質量が移行し空洞化した部分であり、下部に密度が高い部分があり、溶融した燃料が移行していることを示している。このように、実験では温度分布及び空洞化部分は左右非対称であり、解析でこれを厳密に再現することは困難である。すなわち、MAAP コードの炉心モデルは、1 つのチャンネルに多数の燃料棒を含んだ実機の体系を対象としており、本実験のように個々の燃料棒の形態が影響する場合には輻射伝熱の計算などに誤差が生じやすく、放出割合に若干の差が生じたと推定している。

PHEBUS-FP 実験では、実機の炉心に比較すると小規模な体系を扱っているため、解析における炉心のチャンネル分割方法が結果に及ぼす影響も大きく表れると考えられる。

#### (4) 不確かさの整理

PHEBUS-FP 実験に対する MAAP コードによる実験解析をベースに MAAP コードの FP 挙動関連モデルの妥当性を検討した。

PHEBUS-FP 実験においては、燃料バンドルの過熱に伴う燃料被覆管温度の上昇、燃料被覆管破損に伴うギャップ放出、ジルコニウム-水反応に伴う水素生成及び酸化反応熱による過熱、並びに、炉心溶融が進展する過程で大規模な FP 放出の各フェーズでの挙動が確認されている。これに対し、PHEBUS-FP 実験に対する MAAP コードによるベンチマーク解析では、各パラメータの変化に実験との

差が生じているものの、各フェーズで観測された現象について、ある程度の模擬ができています。

実験と解析の結果を比較すると、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、その後の燃料被覆管酸化反応熱を大きめに評価し、燃料被覆管温度が高めに推移し、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ている。燃料からの FP 放出割合では、最終的な放出割合について実験と同程度となっているものの、燃料被覆管温度を高めに評価し、放出の時間変化に相違がある。これらは、小規模な炉心体系の模擬性に起因していると考えられる。

上述の小規模な炉心体系の模擬性については、1つのチャンネルに多数の燃料棒を含んだ実機体系とは異なり、PHEBUS-FP 実験のような小規模な体系の場合、本実験のように個々の燃料棒の形態が影響する。すなわち、連続的な物理現象を不連続な解析モデルに分割する場合において、体系の大きさによってはモデル化方法が結果に及ぼす影響が大きくなると推測できる。なお、実機スケールでは、ノード分割数が多く、連続的な挙動に近づくため、この種の不確かさは小さくなると考えられる。

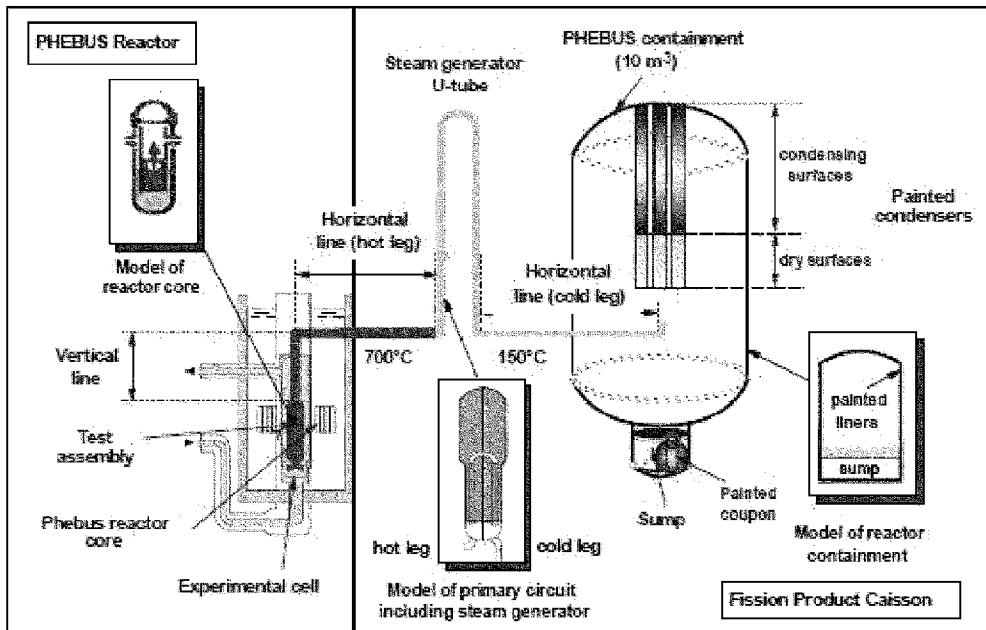


図 4.2-32 PHEBUS-FP 実験設備概要

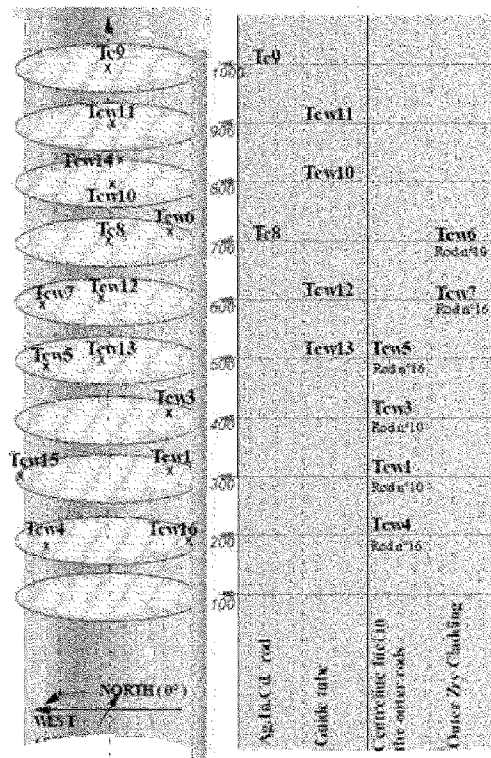


図 4.2-33 FPT1 試験炉心部の熱電対設置位置

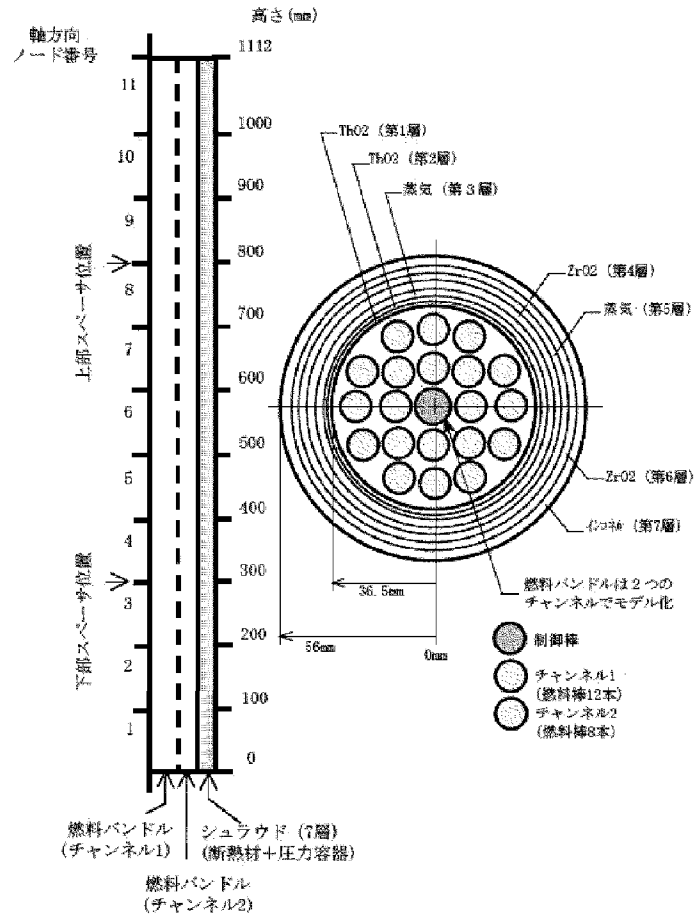


図 4.2-34 炉心 (燃料バンドル) モデル

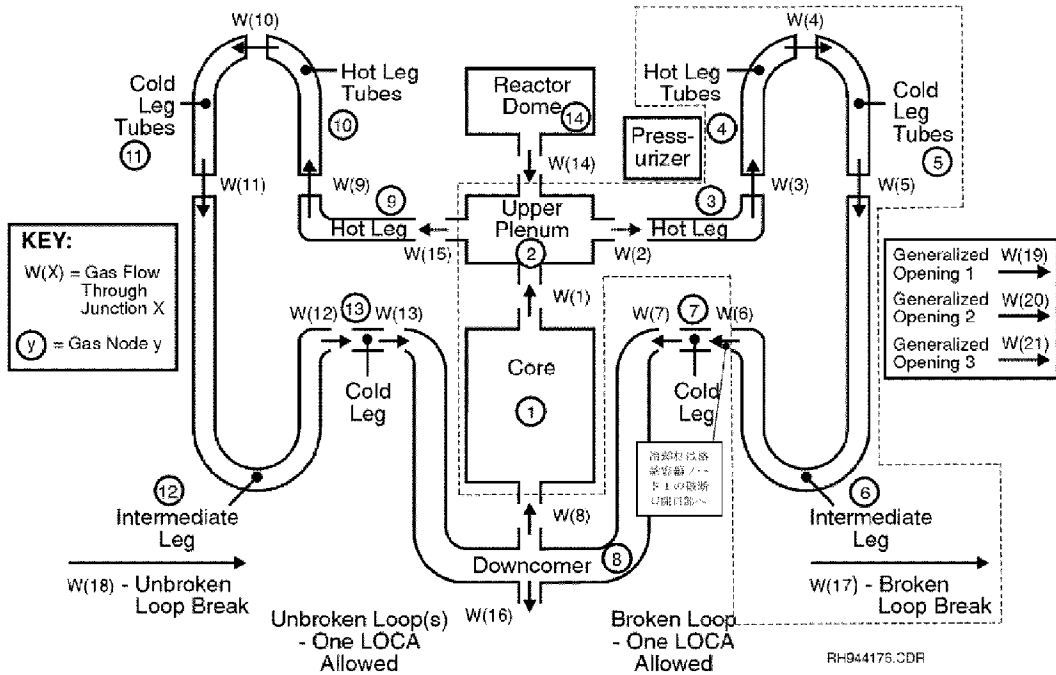


図 4.2-35 1次系モデル

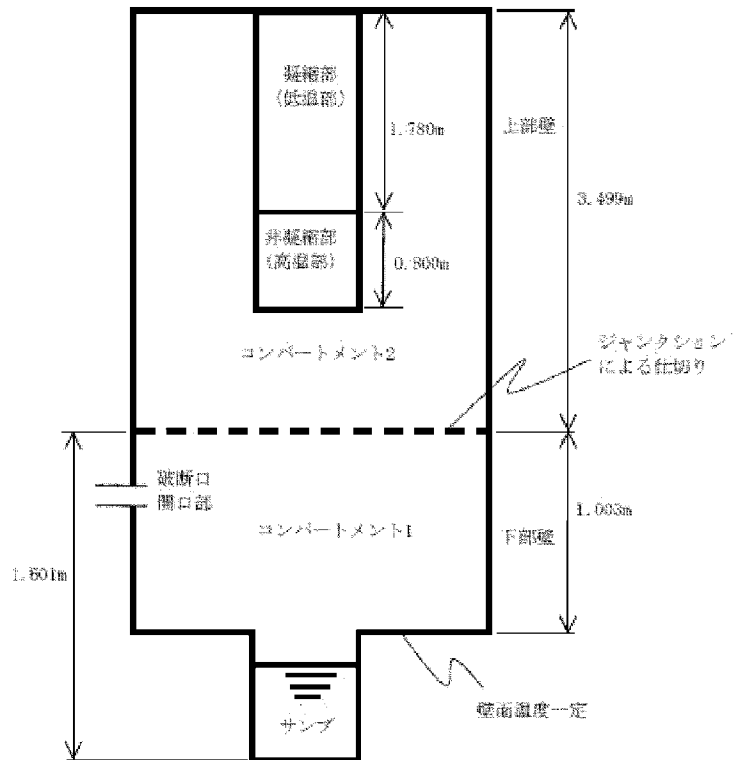


図 4.2-36 格納容器モデル

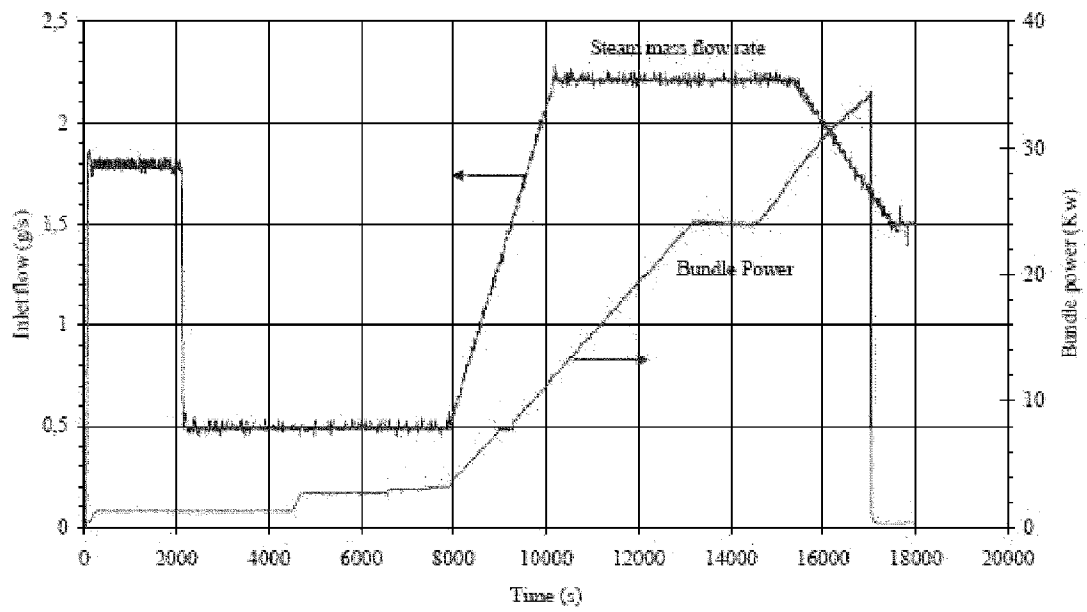


図 4.2-37 境界条件 (バンドル出力と蒸気流量)

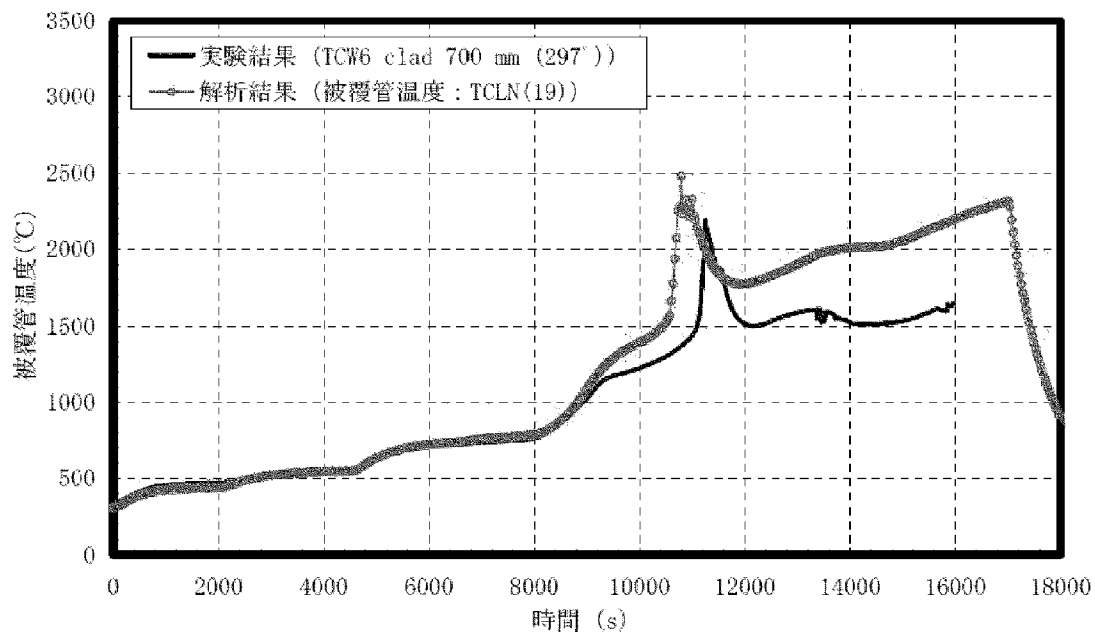


図 4.2-38 燃料被覆管温度 (700mm) の比較

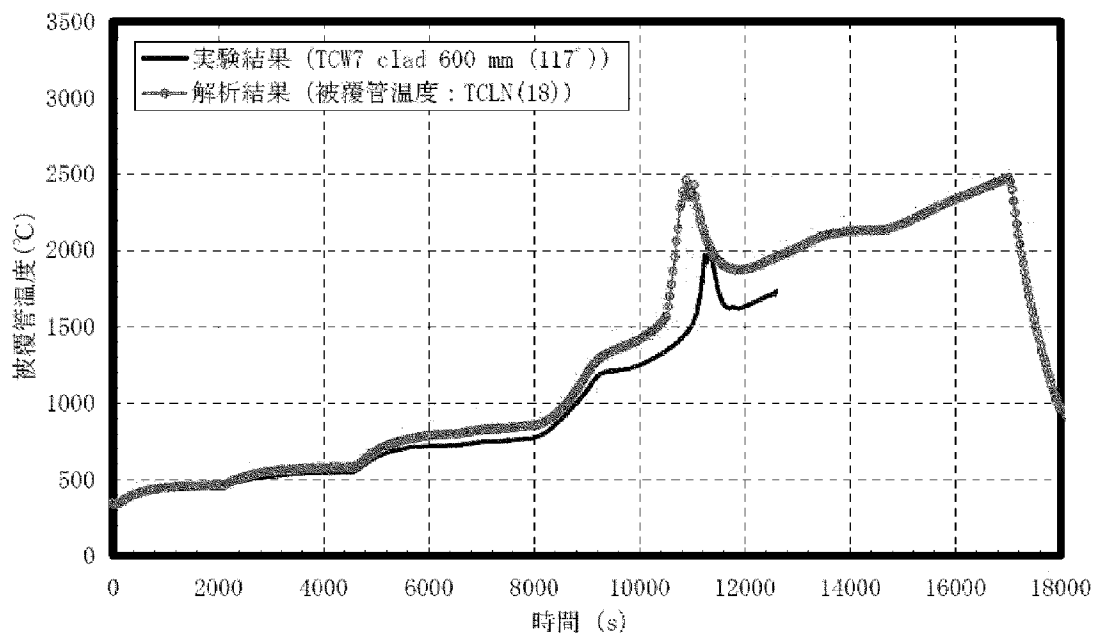


図 4.2-39 燃料被覆管温度 (600mm) の比較

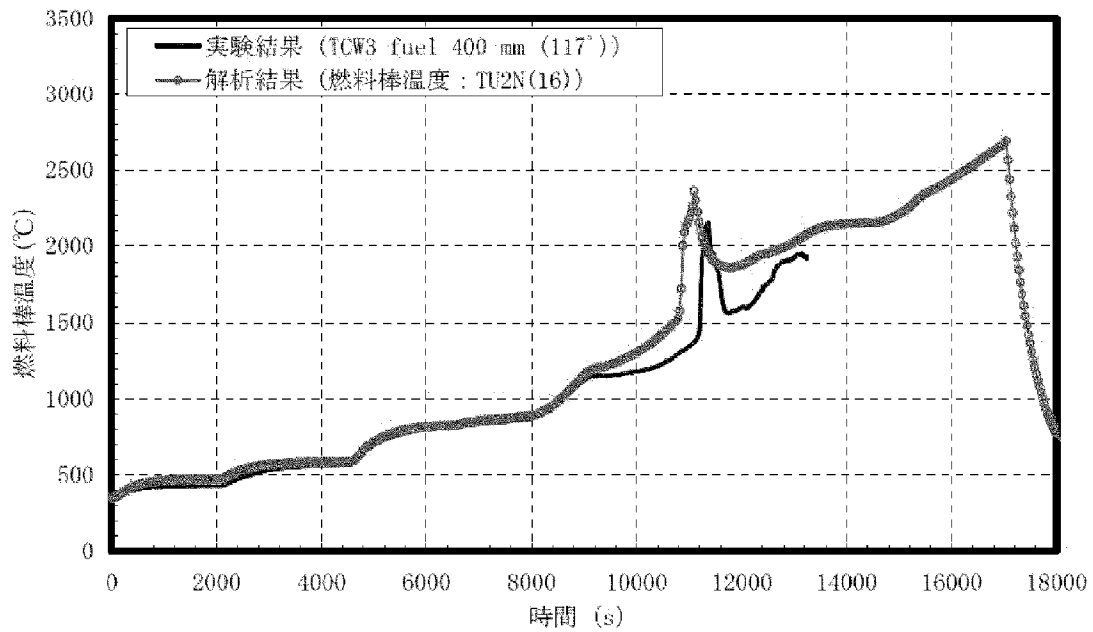


図 4.2-40 燃料被覆管温度 (400mm) の比較

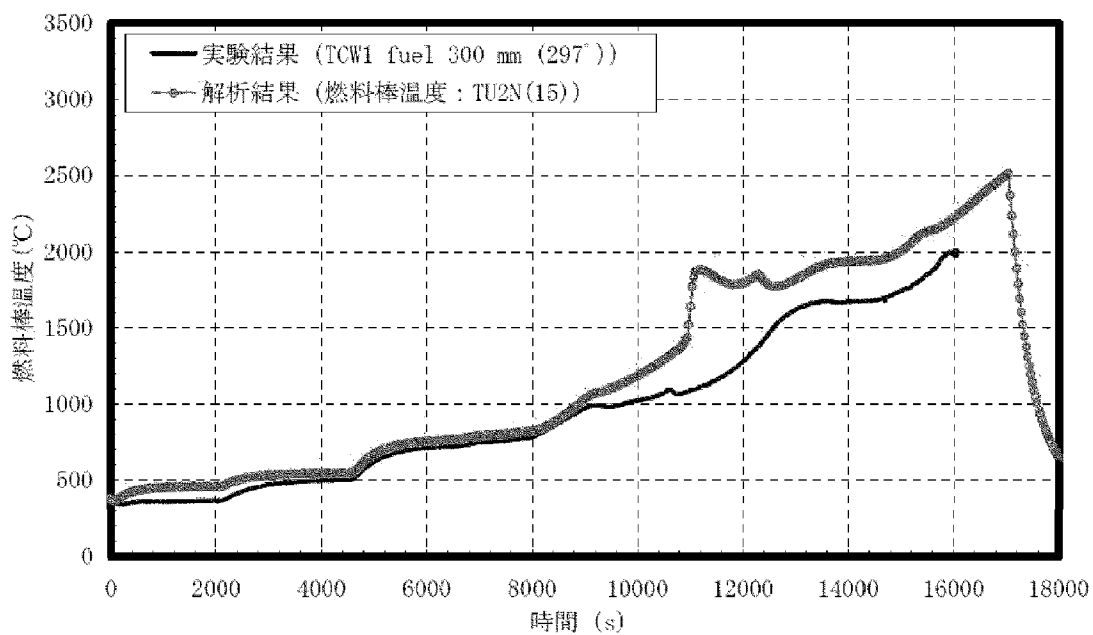


図 4.2-41 燃料被覆管温度 (300mm) の比較

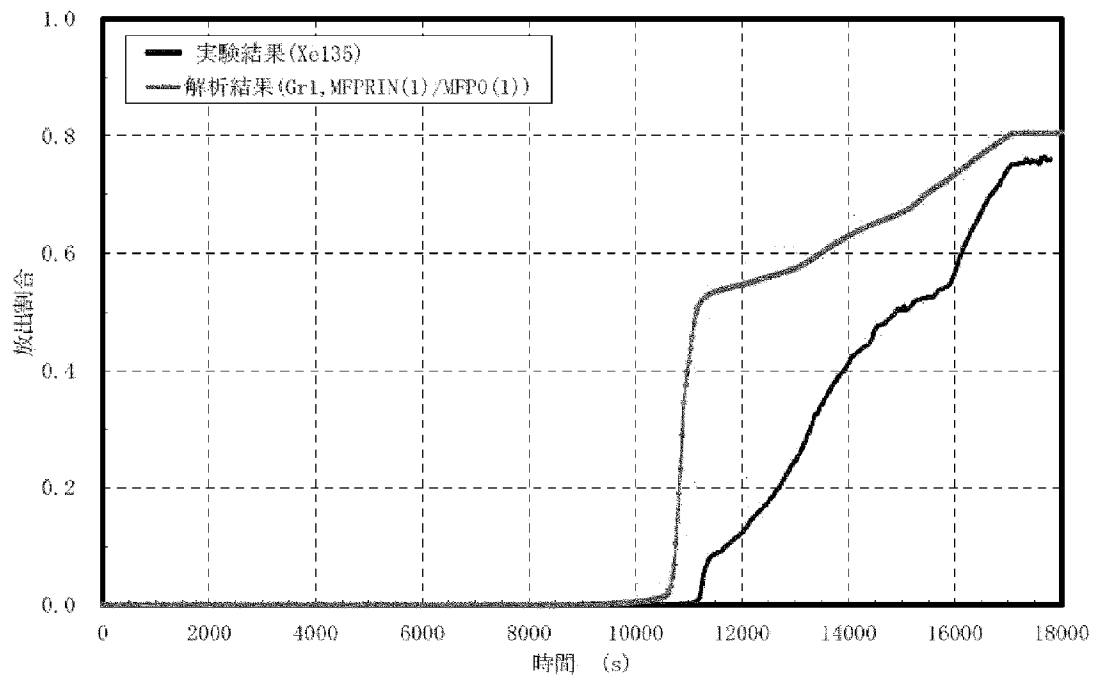


図 4.2-42 希ガス放出割合の比較

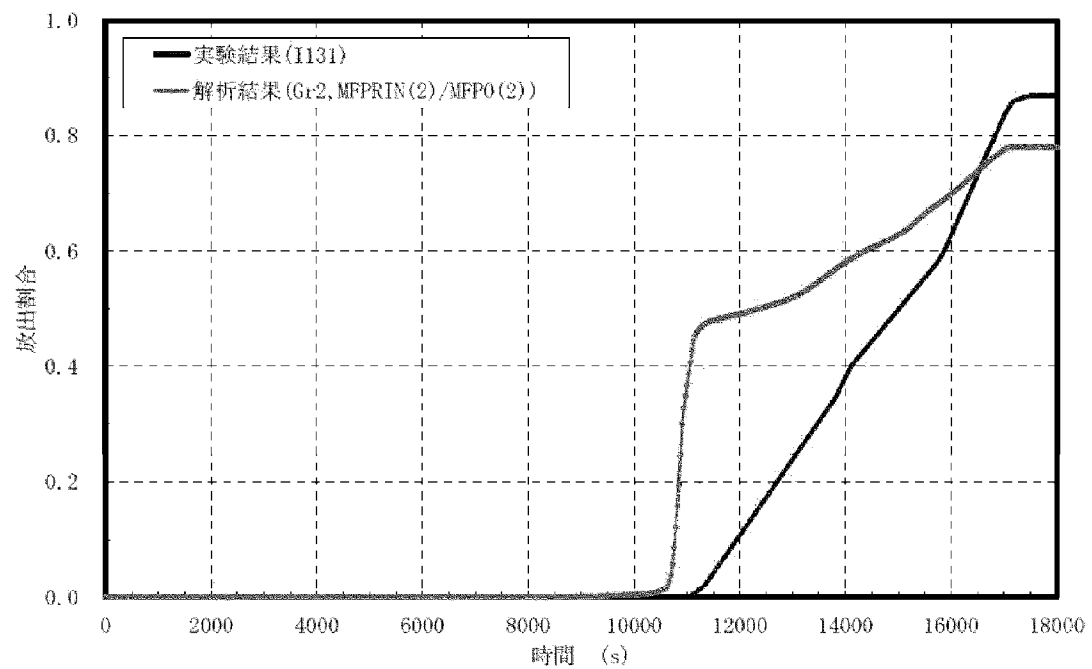


図 4.2-43 よう素放出割合の比較

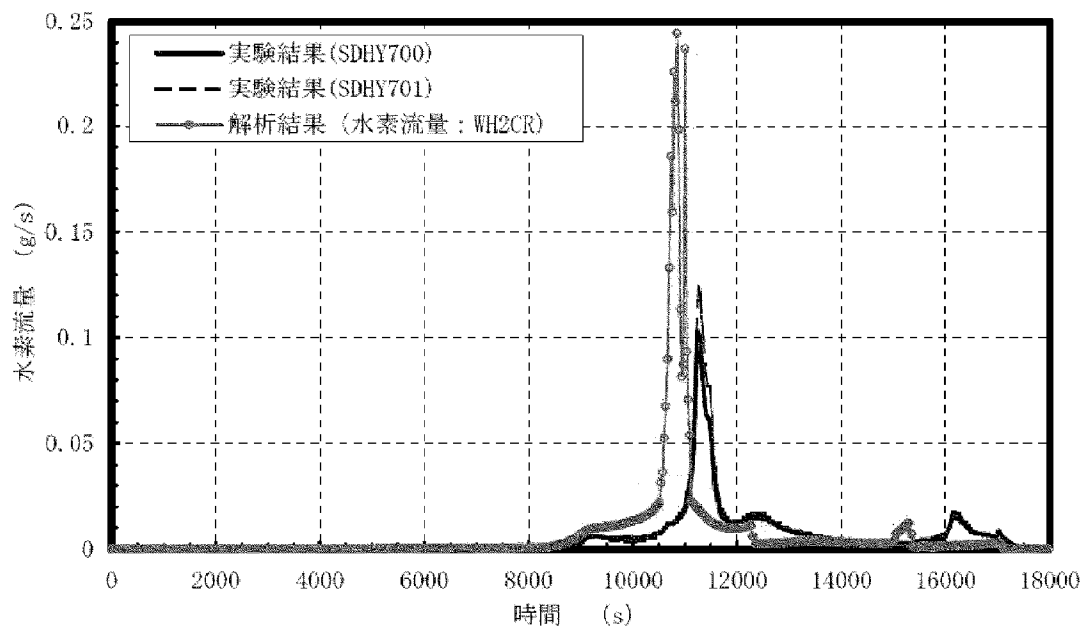


図 4.2-44 1次系での水素流量の比較

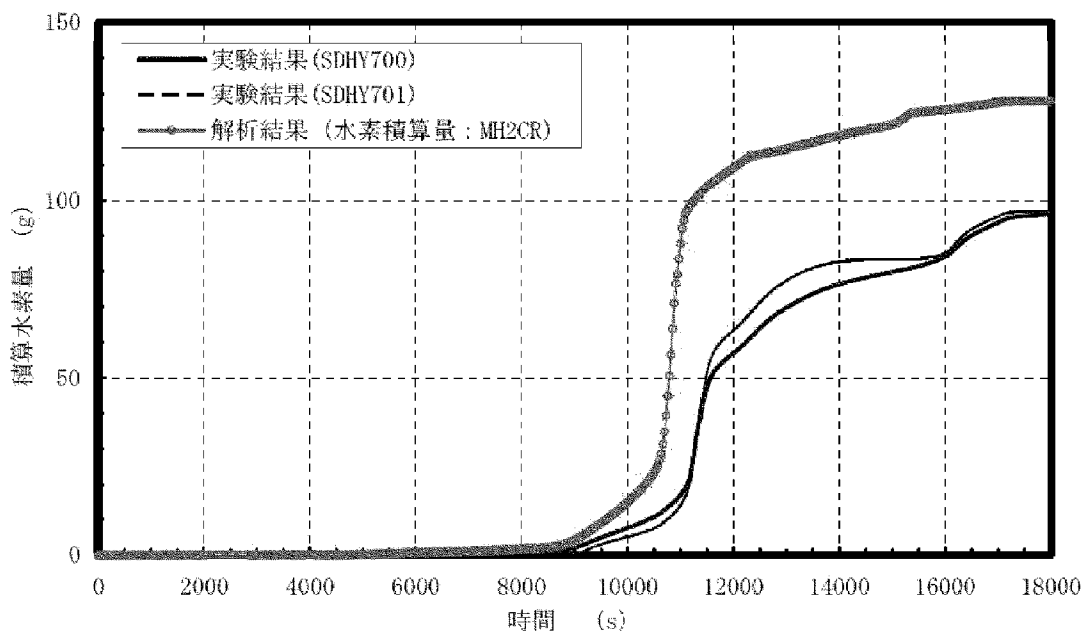


図 4.2-45 積算水素量

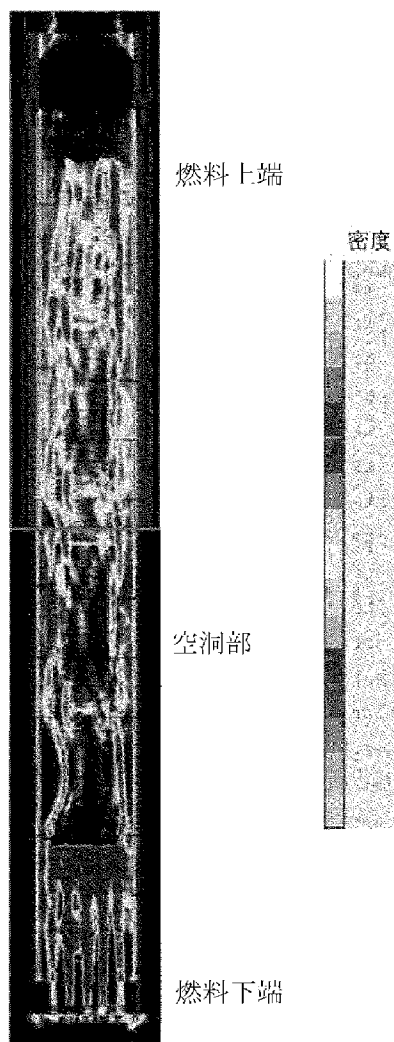
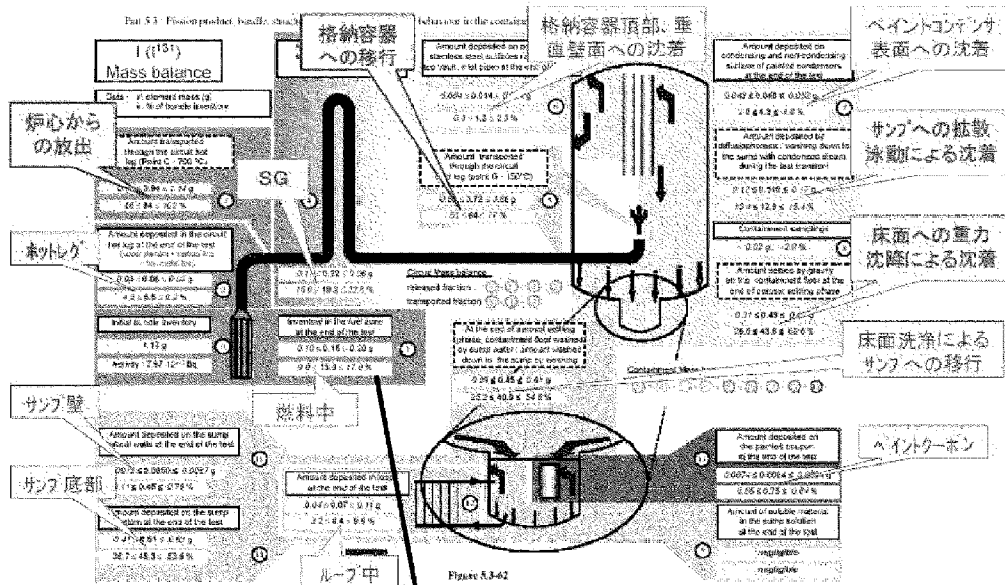


図 4.2-46 燃料バンドルの X 線トモグラフ



燃料に残存したよう素の量は、 $13\% \pm 4\%$ と評価されている。すなわち、1次系に放出されたよう素の量は試験前のように素量から残存量を減じれば算定できるため、 $87\% \pm 4\%$ と評価される。

図 4.2-47 回路内質量バランス (よう素)

#### 4.2.8 ABCOVE 実験解析

##### (1) 実験の概要

過熱炉心からガス状態で放出された希ガス以外の FP は気相中で冷却され、固体の微粒子（粒子径が  $0.1\mu\text{m}$  程度）であるエアロゾルに変化する。これらのエアロゾル粒子が凝集して粒子径が大きくなると重力沈降などにより気相中から 1 次系内あるいは原子炉格納容器内の構造材表面へ沈降することにより気相から離脱する。また重力沈着が支配的であるが熱泳動や拡散泳動でも構造材表面へ沈着される。

ABCOVE (aerosol behavior code validation and evaluation) 試験<sup>[24]</sup>は、格納容器体系試験装置 (CSTF: Containment System Test Facility) で実施された大規模エアロゾル挙動試験である。この試験装置は容積  $852\text{m}^3$ 、直径  $7.62\text{m}$  の大規模試験容器で、これを用いて乾燥状態のエアロゾルの試験 (AB5) が実施された。この試験では試験容器内にエアロゾルを発生させ、その凝集及び沈着挙動による気相中のエアロゾル質量の減少挙動が測定されている。なお、エアロゾルの発生は Na スプレーを燃焼させ酸化 Na エアロゾルを生成させている。

##### (2) 解析条件

ABCOVE-AB5 の試験装置及び試験条件をそれぞれ図 4.2-48 及び表 4.2-8 に示す。試験装置は、体積  $852\text{m}^3$  で、高さ  $20.3\text{m}$  の円筒型の試験容器である。その試験容器の下部 (EL.4.36m) から上向きに Na スプレーを注入させ Na を酸化させることにより、メジアン粒子半径が  $0.25\mu\text{m}$  の酸化ナトリウムエアロゾルが  $445\text{g/s}$  の速度で生成される。ナトリウムの注入によるエアロゾル生成は  $13\sim 885$  秒まで継続される。

##### (3) 解析結果の検討

実験結果と MAA P コード及び厳密解の比較を図 4.2-49 に示す。実験では  $885$  秒まではエアロゾルの生成があるため、気相中のエアロゾルは最高で  $10^4\text{g/cc}$  まで増加する。その後はエアロゾルの生成がなくなるため、凝集及び重力沈降により  $10^5$  秒で  $5\times 10^3\text{g/cc}$  まで減少している。厳密解及び MAA P コードの解析結果はエアロゾル質量がピークになる  $900$  秒からその後に減衰して  $10^5$  秒に至るまでの間、実験結果を良く模擬できている。また、実験結果がない場合についても、MAA P コードの解析結果は  $10^6$  秒まで厳密解と良く一致している。無次元相関式を使用した MAA P コードのモデルでも厳密解と同等に、エアロゾルの凝集とそれによる重力沈降による気相からの離脱を良く模擬できていることを示している。

(4) 不確かさの検討

MAAPコードの結果は、 $10^5$ 秒（約 28 時間）まで実験を良く模擬し、エアロゾルの凝集とそれによる重力沈降による気相からの離脱を良く模擬できていることを示している。また、厳密解との比較においても  $10^6$ 秒（約 280 時間）まで良く一致している。この結果から乾燥エアロゾルにおいては、エアロゾルの凝集及び沈着挙動を良く模擬できると判断することができる。

以上より、「原子炉格納容器内 FP 挙動」のうち原子炉格納容器内エアロゾル挙動として、原子炉格納容器内への放出及び沈降の過程を良く模擬できている。

表 4.2-8 試験装置及び初期条件

試験容器及び初期条件	データ
体積	852 m <sup>3</sup>
高さ	20.3 m
床面積	45.60 m <sup>2</sup>
初期圧力	122.0 kPa
初期温度	29.1 °C
初期ガスモル分率(O <sub>2</sub> )	0.233
初期ガスモル分率(N <sub>2</sub> )	0.767

表 4.2-9 エアロゾル生成条件

エアロゾル発生時刻	13～885 秒
エアロゾル	酸化ナトリウム
エアロゾル生成速度	445g/s
エアロゾル材の密度	2.5g/cm <sup>3</sup>
生成粒子の平均半径	0.25 μm
生成粒子の標準偏差	1.5

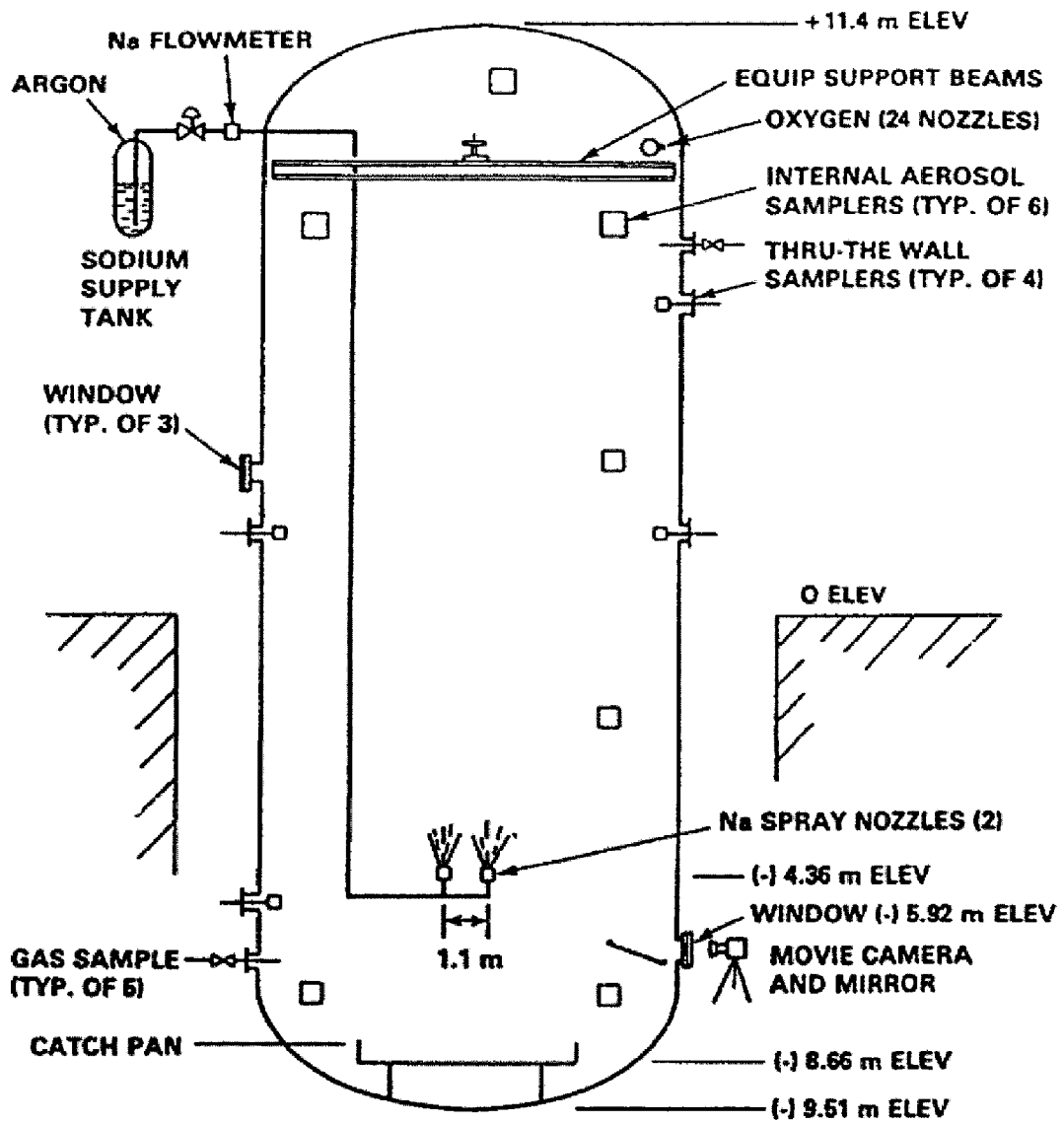
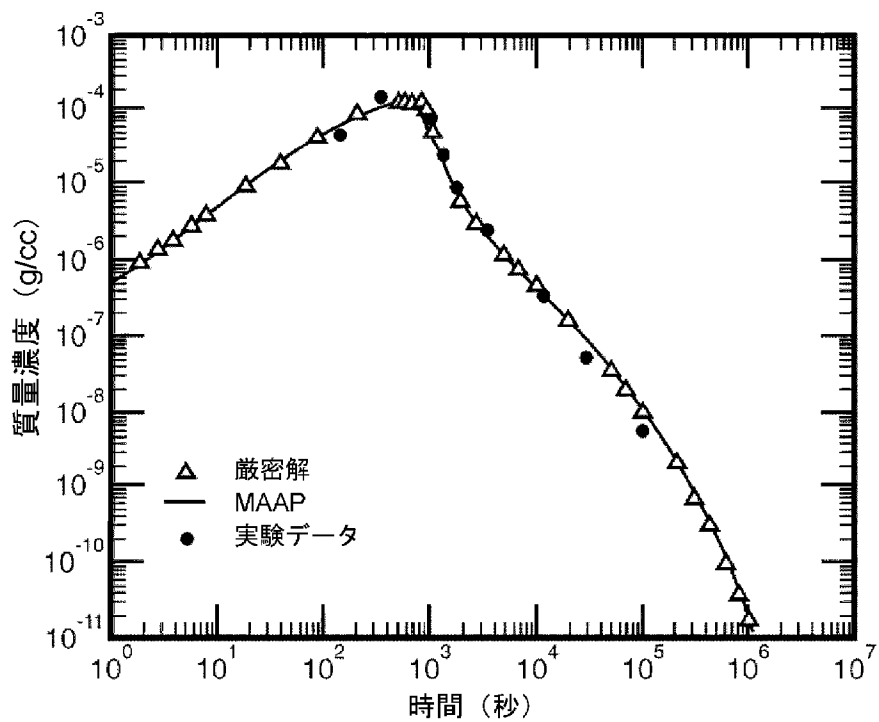


图 4.2-48 ABCOVE-AB5 試驗裝置



出典 : MAAP4 User's Manual, EPRI

図 4.2-49 エアロゾル質量濃度の時間変化

### 4.3 妥当性確認（感度解析）

#### 4.3.1 沸騰・ボイド率変化、気液分離（炉心水位）・対向流（炉心（熱流動））、気液分離・対向流（1次冷却系）

炉心の「沸騰・ボイド率変化」及び「気液分離（炉心水位）・対向流」並びに1次冷却系の「気液分離・対向流」については、炉心水位に関係する現象である。

MAAPコードを適用する事故シーケンスグループにおいて、炉心水位が評価指標に直接影響するのは、「ECCS再循環機能喪失」である。「ECCS再循環機能喪失」では、本資料の本文の「5. 有効性評価に適用するコードの選定」で述べたように、再循環切替時点では、大破断LOCA直後のブローダウン事象よりも緩やかな挙動となることから、基本的に適用可能と考えられ、さらに、再循環切替時には水源である格納容器再循環サンプの状態が原子炉格納容器内の状態に依存すること、大破断LOCA時には1次系圧力が原子炉格納容器圧力より若干高い圧力で推移し原子炉格納容器圧力の影響を受けることから、1次系と原子炉格納容器の連成解析が可能な点で、MAAPコードを選定した。

「ECCS再循環機能喪失」では、再循環失敗から代替再循環による注水開始の間の炉心水位の低下に伴う燃料被覆管温度の上昇が、判断基準（1,200℃）を下回ることによって炉心損傷が防止できることを確認することが目的であり、評価に当たっては、再循環切替失敗以降の炉心の冠水状態が維持されることにより燃料被覆管温度の上昇が抑えられることから、炉心露出に至らないことを確認している。

したがって、「ECCS再循環機能喪失」の評価では炉心水位が重要であり、妥当性確認においては、「崩壊熱による冷却材の蒸散」、「炉心領域の気泡水位（炉心及び上部プレナムのボイド率）」及び「1次系内保有水分分布」に着目する。

MAAPコードの解析モデルにおいて、崩壊熱による冷却材の蒸散については、3.3.2(3)で述べたとおり、沸騰挙動に応じた燃料棒から液相への伝熱と蒸気発生量を計算する。炉心水位（気泡水位）は、3.3.2(4)で述べたとおり、炉心とダウンカマの静水頭のバランスにより計算される。上部プレナム領域についても同様にドリフトフラックスモデルによるボイド率から気泡水位が計算され、炉心水位と合わせて原子炉容器内水位として計算される。1次系内保有水については、3.3.3(2)で述べたように、流路の流動抵抗の合計とノードの静水頭のバランスにより流動計算から求められるが、運動量の収支は準定常を想定し代数的に取り扱い、運動方程式は解いていないモデルであることから、1次系内で炉心や高温側配管よりも高い位置（蒸気発生器伝熱管の鉛直部等）に液相が持ち上がり難いところに不確かさがあると考えられる。

以上を踏まえ、MAAPコードの解析モデルの不確かさについて、原子炉1次系のシステム応答を模擬した総合効果実験データにより検証されてきたM-RELA P 5コード<sup>[25]</sup>との比較により評価する。なお、M-RELA P 5コードは、大破断

LOCAに特有のECCS注入水のバイパスや再冠水挙動等の複雑かつ急激な現象に対して検証が十分ではないが、炉心冠水後のプラント応答には適用できる。

#### (1) M-RELAP5コードとの比較

1次系の挙動をより精緻に評価可能なM-RELAP5コードとの比較を通じて、MAAPコードによる評価の特性について、代表3ループプラントを例として確認した。なお、M-RELAP5コード単体では、原子炉格納容器内の挙動が取り扱えないことから、MAAPコードにより計算された原子炉格納容器圧力、格納容器再循環サンプル水の水温等を境界条件として与えている。

MAAPコード及びM-RELAP5コードによるECCS再循環機能喪失の比較（原子炉容器内水位）を図4.3-1に示す。MAAPコードによる計算結果（実線）では、再循環切替失敗（約19分）から30分後に代替再循環運転を開始することに伴い、約49分後から炉心水位が回復し炉心は露出しない。一方、M-RELAP5コードによる計算結果（破線）では、代替再循環運転を開始する以前（約35分）に炉心露出となる。MAAPコードによる計算では水位の低下を外挿すると約50分に炉心は露出すると考えられることから、MAAPコードはM-RELAP5コードよりも炉心露出を約15分遅く評価すると考えられる。

図4.3-2～図4.3-6に1次系内の各領域の保有水量の比較を示す。以下、コード間差異について考察する。

#### A) ECCS再循環切替失敗までの状態

ECCS再循環切替失敗（約19分）時点の炉心領域の保有水量（図4.3-2）とダウンカマ領域の保有水量（図4.3-3）は両コードで同等である。

一方、高温側配管の保有水量（破断側：図4.3-5、健全側：図4.3-6）に関しては、MAAPコードの方が多い。MAAPコードでは差圧バランスを基本とした簡略なモデルにより1次系内の液相分布が定まることから、高温側配管（水平部）の保有水量が多く、蒸気発生器伝熱管への液相の流入が少ない結果となる。一方、M-RELAP5コードでは、詳細に分割された各ノードにおいて流動様式を考慮した流動、質量分布を計算しており、蒸気発生器伝熱管に流入した液相は鉛直部への蓄水による差圧の増加と2次側からの伝熱により発生した蒸気による1次側の圧力損失の増加（いわゆる「スチームバインディング効果」）を生じていることから高温側配管領域（水平部から蒸気発生器伝熱管まで）の保有水量は少ない結果となる。このように、高温側配管領域に関しては、M-RELAP5コードよりも保有水量を多く評価し、代表3ループプラントの場合、約 $15 \times 10^3$ kg多い。

## B) ECCS 再循環切替失敗以降の状態

再循環切替失敗まではダウンカマは入口ノズル下端まで満水 (図 4.3-4) であり、ダウンカマ領域の保有水量 (図 4.3-3) は同等である。一方、再循環切替失敗直後、MAAPコードに比べ、M-R E L A P 5 コードではダウンカマ水位が大きく低下している。これは、再循環切替失敗に伴い蒸気発生器伝熱管への液相の流入が減少することからスチームバインディング効果が低下し、ダウンカマから炉心への流量が増加するためである。さらに、破断口からの流出を質量バランスから与えるMAAPコードに対し、運動量バランスから解かれるM-R E L A P 5 コードでは、再循環切替直後に崩壊熱に伴う冷却材の蒸散に見合った流量に低下するまでに遅れがあることも要因となっていると考えられる。

その後の崩壊熱による冷却材の蒸散に伴う、炉心領域の保有水量やダウンカマ水位の低下速度 (保有水量の減少速度) は両コードで同等である。

## C) ボイド率予測

原子炉容器内の気泡水位は、炉心及び上部プレナムの水量に加え、これら領域のボイド率より定まる。MAAPコードでは、実績があるドリフトフラックスモデルに基づいて炉心平均及び上部プレナムのボイド率が計算され、当該事象の炉心再冠水以降の期間では、炉心平均で約 50%、上部プレナム (炉心上端から出口ノズル上端まで) で約 60% である。M-R E L A P 5 コードの水位予測及びボイド率計算はORNL/TITF実験データを用いた検証解析によりその妥当性が示されている。M-R E L A P 5 コードでの再冠水以降の期間は炉心平均で約 50%、上部プレナム領域で約 65~70% である。

## (2) 不確かさの検討

MAAPコードのECCS再循環機能喪失への適用に当たって考慮すべき不確かさを検討する。

ECCS再循環機能喪失のMAAPコードとM-R E L A P 5コードの解析結果の比較から、MAAPコードの解析モデルに関して、以下を確認した。

- ・崩壊熱による冷却材の蒸散について、その影響として現れる炉心水位の低下速度は両コードでほぼ同じであり、MAAPコードで計算される沸騰挙動に応じた燃料棒から液相への伝熱と蒸気発生量は、M-R E L A P 5コードと同等である。
- ・炉心領域の気泡水位については、MAAPコードではドリフトフラックスモデルにより計算されるボイド率を用い、そのボイド率について、炉心領域は同等の予測となるが、上部プレナム領域ではやや過小評価となっている。

- ・ 1次系内保有水分分布のうち炉心領域及びダウンカマ領域の保有水量については、両コードは同等と言えるが、高温側配管領域の保有水量については、MAAPコードの方が多く評価され、不確かさが大きいと考えられる。
- ・ 高温側配管領域の保有水量をMAAPコードの方が多く評価する要因としては、MAAPコードで蒸気発生器伝熱管への液相の流入が少ないのに対して、M-RELAP5コードでは蒸気発生器伝熱管への液相の流入があり、それによる差圧の増加と伝熱管でのスチームバインディング効果が生じているためであると考えられる。

これらから、MAAPコードのECCS再循環機能喪失への適用に当たって考慮すべき不確かさとしては、

- ①炉心及び上部プレナム領域のボイド率
- ②高温側配管～蒸気発生器伝熱管領域の保有水分分布
- ③蒸気発生器伝熱管の圧力損失

の3項目に整理される。①項のボイド率については、上部プレナム領域ではやや過小評価するものの大きな差ではなく、②項の高温側配管領域の保有水量を多めに評価することが炉心露出までの時間を長く評価する主要因であると考えられる。また、③項の蒸気発生器伝熱管の圧力損失については、ダウンカマの水頭圧とのつり合いに考慮され、高温側配管領域の液相分布に影響することから②項に含まれている。これらの影響として、MAAPコードは、M-RELAP5コードに比べ、炉心露出までの時間を長く評価しており、代表3ループプラントの場合は約15分と定量化される。

このような1次系保有水量の差は、1次系から原子炉格納容器へ放出されるエネルギーにも影響すると考えられる。すなわち、炉心の崩壊熱により加熱されたECCS注入水が1次系に留まるか原子炉格納容器内に放出されるかの違いが、原子炉格納容器への放出エネルギーの差となることから、1次系保有水量を多く評価する傾向があるMAAPコードの方が、原子炉格納容器への放出エネルギーが少なくなり、原子炉格納容器圧力が低めに推移することが考えられる。したがって、比較対象に用いたM-RELAP5コードでは、MAAPコードにより計算した原子炉格納容器圧力等を境界条件に使用しており、M-RELAP5コードにより計算した放出エネルギーに対する原子炉格納容器圧力は、MAAPコードで計算された原子炉格納容器圧力より高くなる傾向がある。両コードの計算結果から得られる放出エネルギーの差は約3%であり、放出エネルギーには原子炉格納容器の液相部に入る流出水のエネルギーも含まれすべてが原子炉格納容器圧力の上昇に寄与することはないこと、原子炉格納容器内温度の上昇分に応じてヒートシンクによる抑制効果が働くことから、原子炉格納容器圧力の上昇幅はわずかであり、影響は

小さいと考えられるが、1次系内の挙動への影響を以下のとおり整理する。

- ・崩壊熱による冷却材の蒸散に関しては、燃料棒から冷却材への伝熱量により決まることから、原子炉格納容器圧力は影響しない。
- ・炉心領域の気泡水位に関しては、原子炉格納容器圧力が高くなると1次系圧力も高くなることから、炉心領域、上部プレナム領域等のボイドが圧縮され、ボイド率は低くなるため、気泡水位としては低下する傾向であるが、高温側配管からの流入があり、影響は小さい。
- ・1次系保有水分布に関しては、炉心部のボイド率が低下するため、ダウンカムとの静水頭のバランスから、蒸気発生器伝熱管への液相の流入が減り、スチームバインディング効果が小さくなるため、1次系の保有水量としては増加する方向となる。
- ・同じく1次系保有水分布に関して、破断口からの冷却材放出については、炉心の冠水以降は、1次系圧力は原子炉格納容器圧力とバランスして変化しており、放出流量は1次系内の質量バランスから ECCS による注水と崩壊熱による蒸散に相当する流量となるため、原子炉格納容器圧力はほとんど影響しない。

このように、1次系保有水分布の違いにより、原子炉格納容器に放出される質量に差が生じることで、1次系内の挙動への影響が考えられるが、原子炉格納容器圧力の差としてはわずかである。よって、M-RELAP5コードでMAAPコードの不確かさを含む原子炉格納容器圧力等を境界条件に用いることが、解析結果に与える影響は軽微であると考えられる。

また、M-RELAP5コードのECCS再循環機能喪失の評価の不確かさについて、「第1部 M-RELAP5コード」では以下を確認している。

- ・旧日本原子力研究所(旧JAERI)で実施されたCCTF(Cylindrical Core Test Facility、円筒炉心試験装置)実験の実験データと実機解析結果との比較により、M-RELAP5コードは蒸気発生器での圧力損失を大きく計算するため、炉心及び高温側配管での保有水量を実際より少なく計算し、保守的な結果を与える。
- ・旧JAERIで実施されたTPTF(Two-Phase Flow Test Facility、二相流試験装置)実験よりM-RELAP5コードは水平配管でボイド率を高く計算する傾向があることを確認し、その結果をもとに実機の感度解析を実施し、高温側配管でのボイド率計算の不確かさは非保守的な結果を与えない。
- ・M-RELAP5コードは低圧時の炉心のボイド率予測に不確かさを有する。

その不確かさに関する感度解析を実施し、不確かさの影響により原子炉容器内の水位に影響するが、ECCS 再循環機能喪失における 15 分での代替再循環開始により炉心は冠水状態を維持でき、不確かさの感度は小さい。

したがって、M-R E L A P 5 コードによる解析により評価した ECCS 再循環機能喪失での代替再循環開始の時間は、コードのボイド率計算の不確かさを考慮しても非保守的とはならないことを確認している。

以上より、M A A P コードが高温側配管の保有水量を多めに評価することによって炉心露出を遅めに予測する傾向を M A A P コードの不確かさとして取り扱う。

### (3) 判断基準における裕度

「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」では判断基準として炉心損傷に係る基準が適用されるが、有効性評価では炉心露出の防止を基準とした評価を実施している。

この評価基準の差による裕度を確保する目的から、代表 3 ループプラントを対象に M-R E L A P 5 コードにより代替再循環開始までの時間を 15 分、20 分とした解析結果を示す。この解析では、PCT 評価のため、出力分布を考慮した高温燃料棒を模擬している。代替再循環開始を 15 分とした場合（図 4.3-7）では炉心は露出せず、再循環機能喪失以降の燃料被覆管温度に変化は見られない。代替再循環開始を 20 分とした場合（図 4.3-8）、事象発生を約 35 分後に炉心が再露出し燃料被覆管温度が上昇する。その後、代替再循環による炉心への注水が開始されることで燃料被覆管温度の上昇は抑えられ、低下に転じる。炉心の再露出後の燃料被覆管最高温度は約 550℃であり、炉心損傷の判断基準の 1,200℃に対して余裕がある。したがって、炉心露出の防止を基準としていることで、炉心損傷に至るまでには更に 5 分以上の時間余裕がある。

### (4) まとめ

ECCS 再循環機能喪失の評価において、M A A P コードは高温側配管の保有水量を多めに評価する傾向があり、ECCS 再循環切替失敗後の炉心露出までの時間を長く評価する。この影響は、代表 3 ループプラントの場合約 15 分である。また、原子炉格納容器圧力を低めに評価することにも影響するが、M A A P コードと M-R E L A P 5 コードの計算結果から得られる放出エネルギーの差から見積もられる原子炉格納容器圧力の差はわずかである。

比較に用いた M-R E L A P 5 コードについては、M A A P コードの計算結果を境界条件に用いることが解析結果に与える影響は軽微であること、炉心露出予測について非保守的な傾向を与えないことを確認している。

以上より、炉心露出までの時間を長く評価することを、MAAPコードの不確かさとして取り扱い、MAAPコードの評価結果に対して、この不確かさを考慮することで、ECCS 再循環機能喪失に係る炉心損傷防止対策の有効性を確認することが可能である。

なお、同シーケンスに対する炉心損傷防止対策の評価では、炉心露出の防止を基準としていることで、代表3ループプラントの場合、炉心損傷に至るまでには更に5分以上の時間余裕があることを確認した。

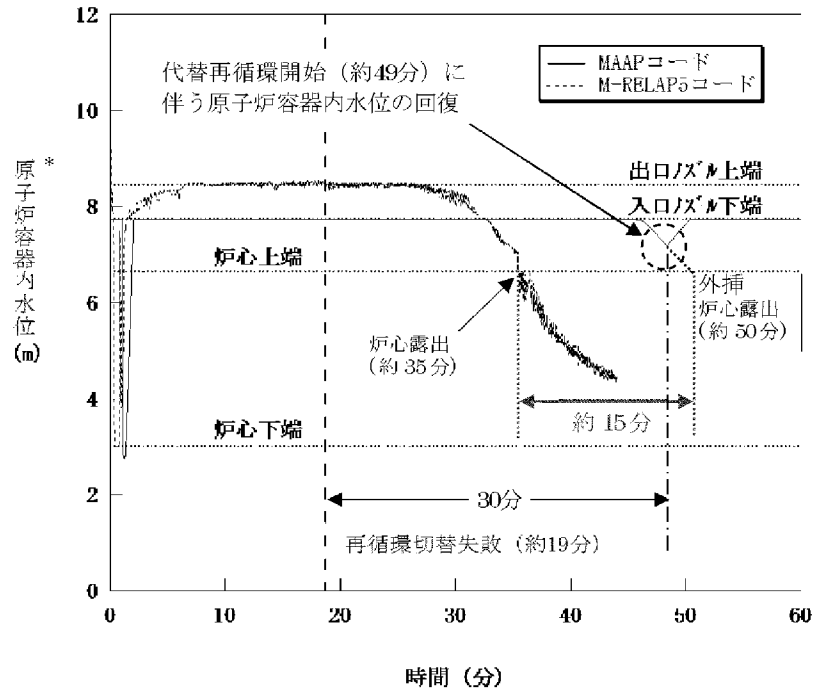


図 4.3-1 ECCS 再循環機能喪失 コード間比較 (原子炉容器内水位)

\* : MAAPコードによる原子炉水位は入口ノズル下端を上限とした表記となる

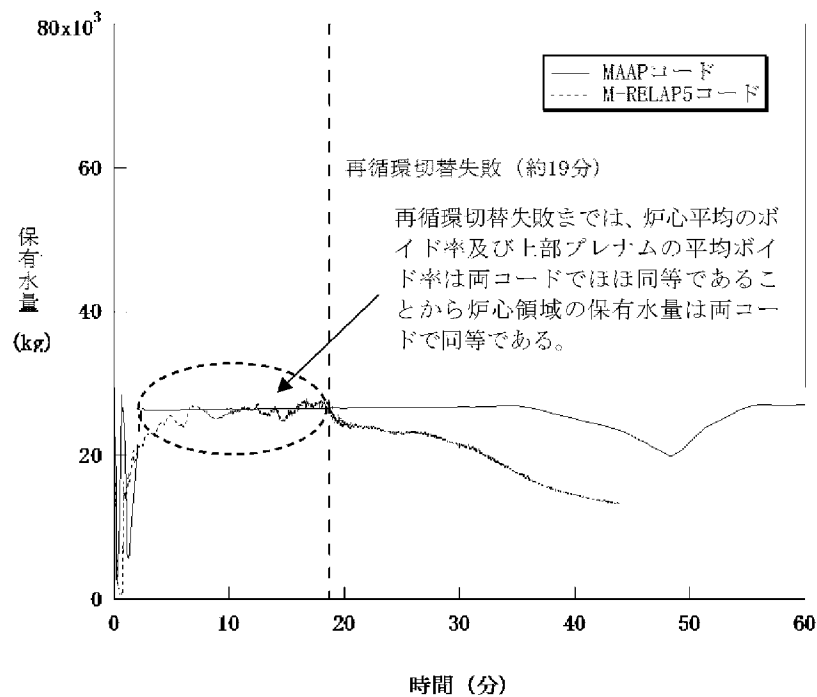


図 4.3-2 炉心領域 (炉心入口～出口ノズル) 保有水量のコード間比較

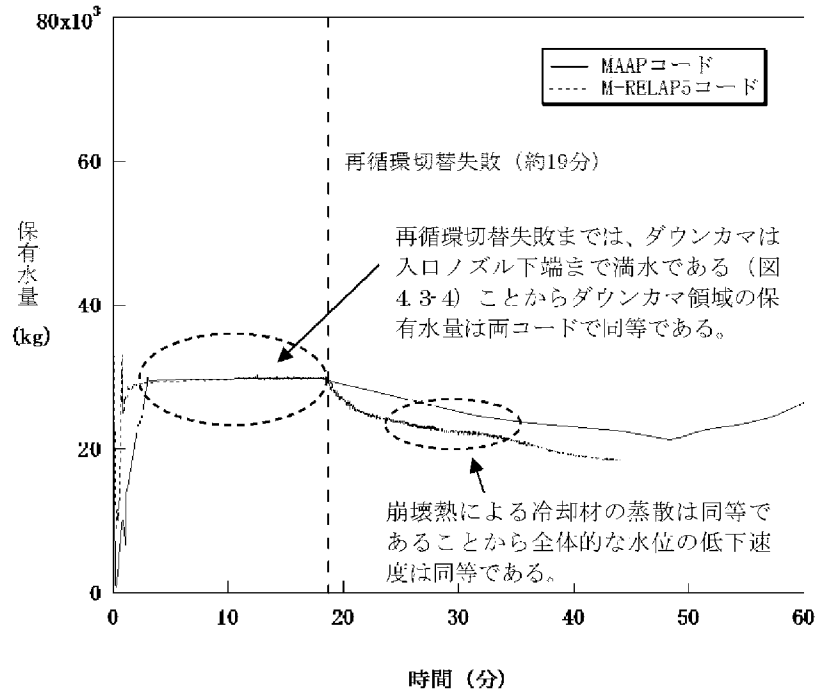


図 4.3-3 ダウンカマ領域 (低温側配管～下部プレナム) 保有水量のコード間比較

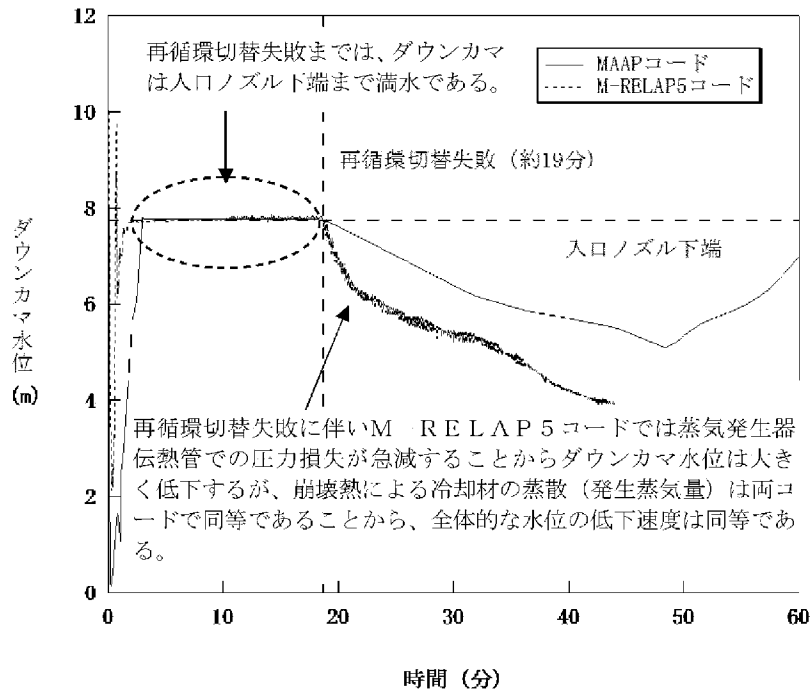


図 4.3-4 ダウンカマ水位のコード間比較

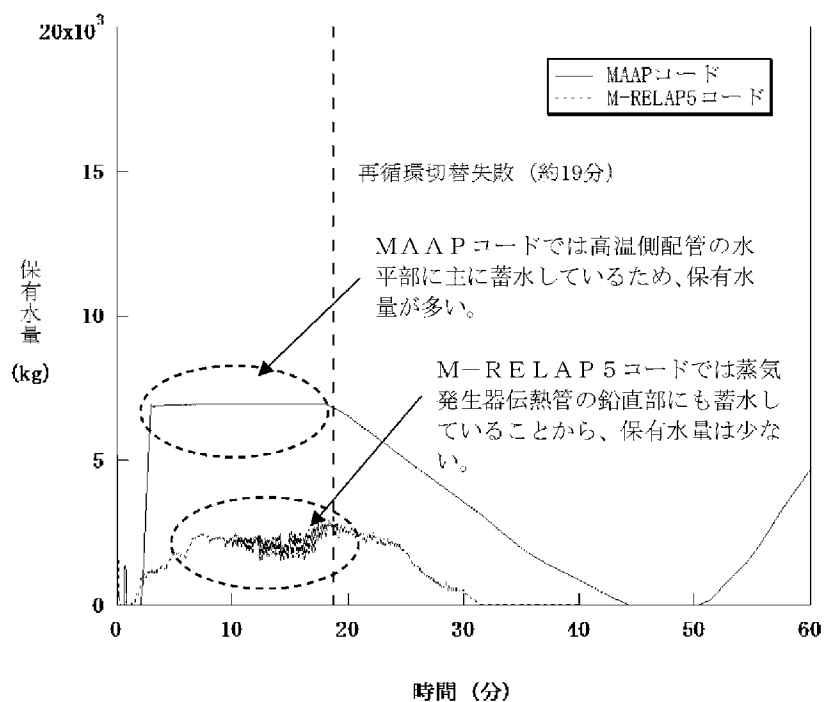


図 4.3-5 高温側配管～蒸気発生器伝熱管領域（破断側）保有水量のコード間比較

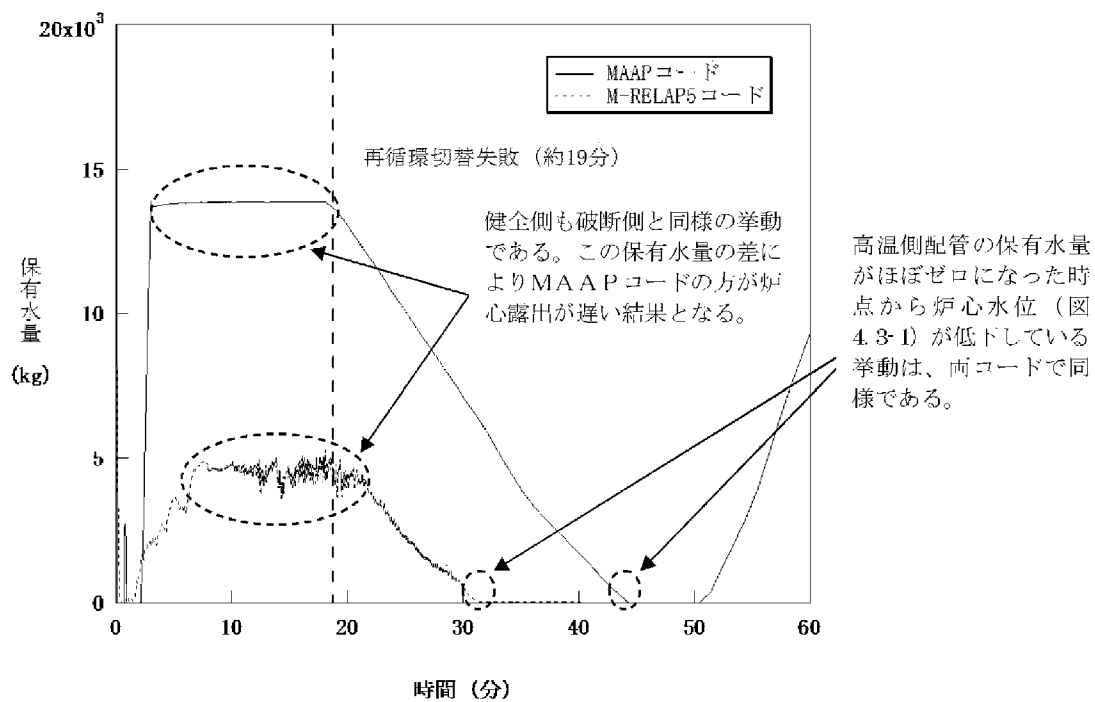


図 4.3-6 高温側配管～蒸気発生器伝熱管領域（健全側）保有水量のコード間比較

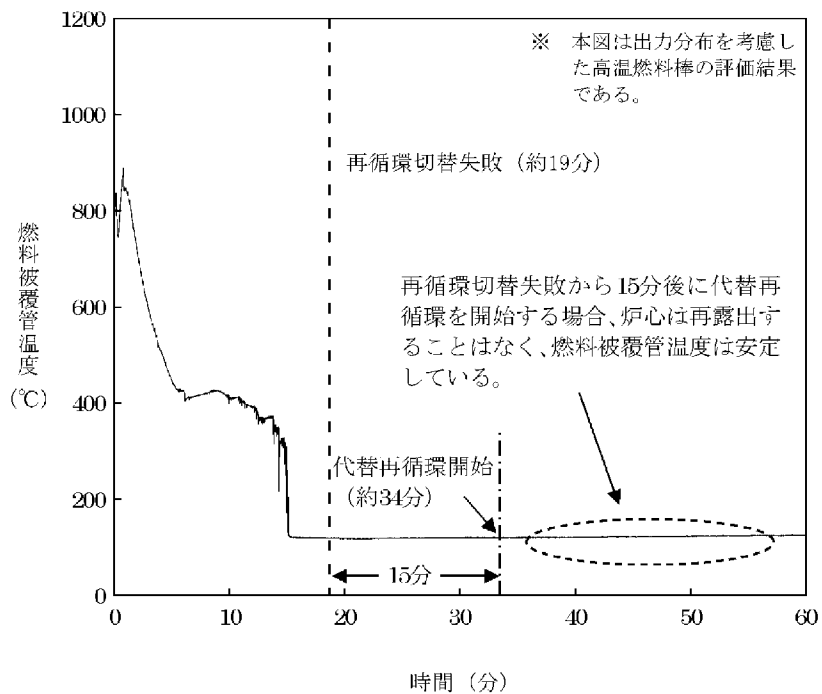


図 4.3-7 3ループ PWR・ECCS 再循環機能喪失・代替再循環 15 分 (燃料被覆管温度)

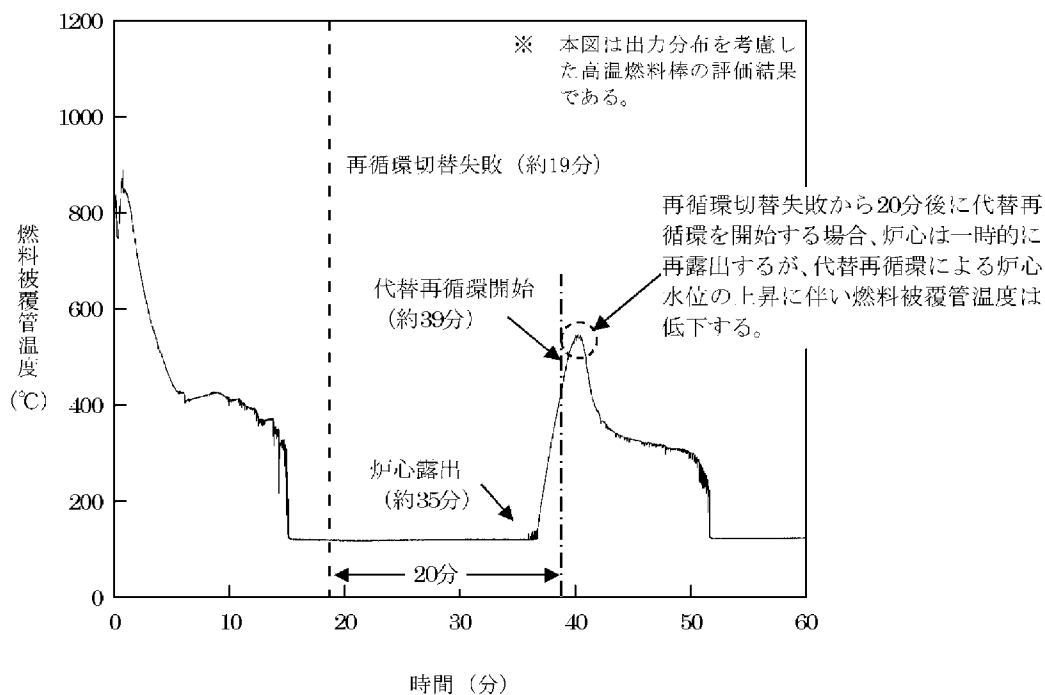


図 4.3-8 3ループ PWR・ECCS 再循環機能喪失・代替再循環 20 分 (燃料被覆管温度)

#### 4.3.2 ECCS 蓄圧タンク注入

蓄圧タンクからの注入流量は蓄圧タンク内圧と1次系圧力の差圧及び配管圧力損失に基づき計算される。一般的な状態方程式及び差圧流モデルが使用されていることから、解析モデルとしても不確かさは小さいと考えられるが、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」（及び「格納容器過温破損」）では、1次系強制減圧時の1次系圧力に影響を与える可能性があるため、添付1において感度解析により影響評価を行っている。以下に概要をまとめる。

##### (1) 解析条件

ベースケースでは圧力損失としてプラント設計に基づく  を与えているが、感度解析では感度を確認する目的から、その50%増の  を設定する。

項目	流動抵抗係数	設定根拠
ベースケース	<input type="text"/>	プラント設計に基づく値
感度解析ケース	<input type="text"/>	プラント設計に基づく値の50%増

##### (2) 解析結果

図 4.3-9 に、流動抵抗係数の感度解析結果を示す。ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は蓄圧注入開始以降に現れる。約 3.3 時間時点で、加圧器逃がし弁開による1次系強制減圧により1次系圧力は急減し、約 3.6 時間の時点で蓄圧注入系が作動する。その時刻までは、ベースケースと感度解析ケースとで挙動は同等である。3.6 時間以降の挙動については、1次系圧力と蓄圧タンク圧力がバランスした緩やかな応答であるため、流動抵抗係数を大きくすることで蓄圧タンクからの注入量が少なくなることの影響はわずかであり、溶融炉心の下部プレナムへの移行から原子炉容器破損までの一連の挙動にほとんど影響を与えず、原子炉容器破損時の1次系圧力に対しても有意な感度はない。

なお、3.6 時間以降に、圧力がやや振動的な挙動となっているが、これは、注入水が炉心部で蒸発することによる圧力上昇、それに伴って注入量が減少し炉心部で蒸発量も低下し圧力減少といったフィードバックによるものである。

##### (3) まとめ

蓄圧注入の流動抵抗に関する感度解析を行い、1次系強制減圧時の1次系圧力挙動への影響を確認した結果、溶融炉心の下部プレナムへの移行から原子炉容器破損までの一連の挙動にほとんど影響を与えず、原子炉容器破損時の1次系圧力に対しても有意な感度はないことを確認した。

「本製品（又はサービス）には、米国電力研究所（the Electric Power Research Institute）の出資により電力産業用に開発された技術が取り入れられています。」

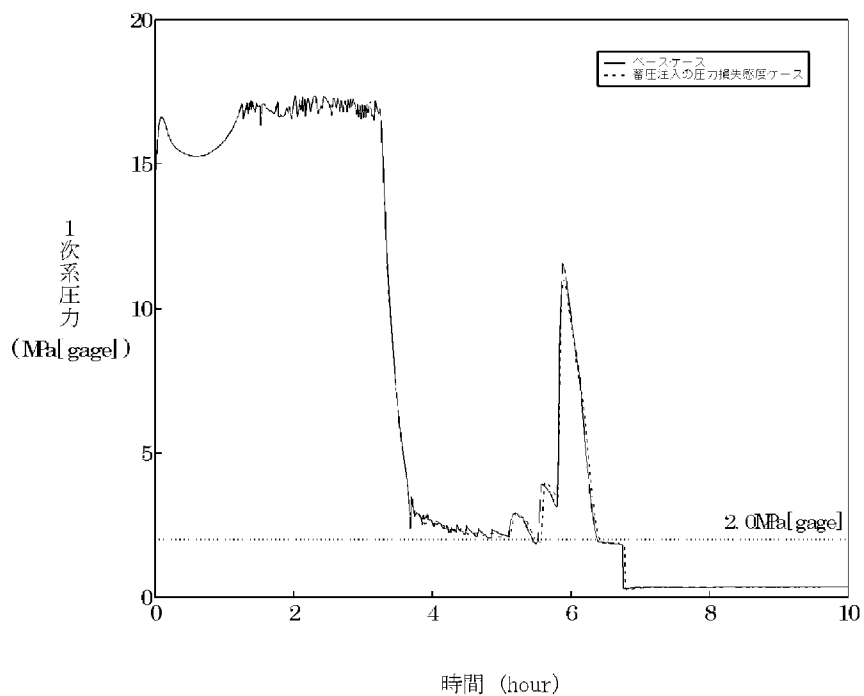


図 4.3-9 蓄圧注入の流動抵抗感度解析

#### 4.3.3 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

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モデルでは、国内の凝縮熱伝達実験において確認された評価式を用いて格納容器再循環ユニットの形状に基づき設定された除熱特性を入力値としており、最適値であると言えるが、モデル化の観点から不確かさの整理を行う。また、入力値に用いている除熱特性は、原子炉格納容器に水素が存在しない場合に対する最適値であり、有効性評価においては、水素が発生する事象もあることから、水素が存在する場合の影響評価を行う。さらに、2つの観点で整理した不確かさを踏まえ、感度解析により影響の程度を把握する。

##### (1) 不確かさの整理（モデル化の観点）

実機の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は、冷却コイルに冷却水を通水することで気相部の水蒸気を凝縮させ、出入口の密度差を自然対流力（ドラフト力）として、自然対流を確立させるものである。

一方、MAAPコードにおけ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のモデルは、3.3.5(3)で述べたとおり、除熱特性（雰囲気温度に対する流速及び除熱量の関係）を与え、そこから計算される格納容器再循環ユニットの流速及び除熱量を用いて、質量及びエネルギーのバランスにより、原子炉格納容器内の状態量を計算する方式である。

この方式では、入力値により除熱特性を与えているので、不確かさは小さいと判断できる。すなわち、3.3.1で述べたとおり、質量の式では、相変化による質量変化を、エネルギーの式では、相変化によるエネルギー変化（潜熱）をそれぞれ考慮していることから、入力された除熱特性から演算された流速及び除熱量に見合った質量、エネルギー及び相変化を適切に取り扱うことが可能であり、モデル化の観点での不確かさは存在しない。

##### (2) 不確かさの整理（水素影響の観点）

MAAPコードの入力値である除熱特性データに関して、原子炉格納容器内に水素が発生している場合の影響を評価する。

有効性評価においては、原子炉格納容器での水素燃焼による爆轟の判定基準であるドライ換算で13vol%の水素濃度を超えないことを確認していることから、ドライ換算13vol%の水素が存在する場合、すなわち、水素濃度が最大限増加した場合を想定して検討する。なお、水素については、水素処理装置によって処理できることから、水素濃度がドライ換算で13vol%に至ることはないと考えられ、以下の検討の前提は水素濃度の観点からは厳しい条件となっている。

## A) 解析モデルへの影響

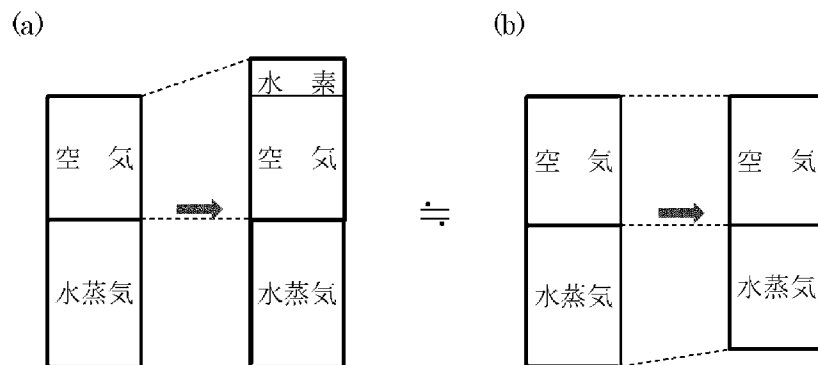
MAAPコードの格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却モデルでは、格納容器再循環ユニット入口のガス温度（すなわち、原子炉格納容器内温度）を入力値として除熱量と吸い込みガス速度を計算するモデルであるため、水素ガスが存在する場合でも影響はなく、除熱量及び速度は、除熱特性に従って計算される。

原子炉格納容器上部区画に水蒸気が混合したウェットな条件において、格納容器再循環ユニットでの除熱量の大部分が水蒸気の凝縮に消費されることから、水素ガスが増加した場合には、非凝縮性ガスの冷却に消費される割合が増加する方向となるが、その影響は、わずかであり無視しうる。

## B) 除熱量への影響

水素が存在しない場合からドライ換算で13vol%に相当する水素ガスが増加した状態とは、非凝縮性ガスの割合が1割程度増加した状態である。これを、冷却コイル表面での蒸気凝縮現象への影響として捉えたと、冷却面への蒸気拡散に対する非凝縮性ガスが1割増加した状態であると捉えることができる。

そこで、非凝縮性ガスの割合が1割程度増加した状態（下図の(a)）を、水蒸気量が1割程度減少した状態（下図の(b)）とみなし、評価を行う((a)と(b)とで、非凝縮性ガスと水蒸気の割合は等価である)。



(b)は、非凝縮性ガス量は同じで、蒸気量が増減した状態、すなわち、蒸気分圧が変化した状態である。そこで、蒸気量の差を見るという観点で、ガス温度の差に対する凝縮伝熱量を概算する。プラントによって格納容器再循環ユニットの形状やガス温度が変化するが、代表3ループプラントを例とすると、

ガス温度	蒸気分圧	凝縮伝熱量
135℃	3.1 気圧	$5.25 \times 10^6$ kcal/h
130℃	2.7 気圧 (-13%)	$4.78 \times 10^6$ kcal/h (-9%)

の関係を得る。この関係を内挿し、蒸気分圧が 10%低下する場合の凝縮伝熱量は約 7%低下すると評価できる（最大限水素濃度が増加する場合（ドライ換算で 13vol%）の評価値）。

### C) 流速への影響

原子炉格納容器内雰囲気は水蒸気と空気（非凝縮性ガス）の混合気体で形成されるが、空気中の水素濃度が増加した場合には、非凝縮性ガスの分圧及び密度が変化し、これに伴う自然対流への影響が考えられる。そこで、水素を含まない場合と水素を含む場合において、自然対流の駆動力となる気体密度の相違及びダクトにおける圧力損失を評価し、両者を比較することで、水素の自然対流流量への影響を半定量的に評価する。

自然対流の駆動力及び格納容器再循環ユニットのダクトにおける圧力損失を以下に示す。この 2 つの式がバランスする点で自然対流が成立する。

$$\text{自然対流力の式： } P_d = h \cdot (\rho_2 - \rho_1)$$

$$\text{圧力損失の式： } \Delta P = \frac{\zeta \times V^2 \times \rho_m}{2g}$$

ここで、	$P_d$	ドラフト力
	$h$	冷却コイルとダクト開口高さ
	$\rho$	密度
	$\Delta P$	圧力損失
	$\zeta$	抵抗係数
	$V$	ユニット正面流速
	$g$	重力加速度

原子炉格納容器内密度 $\rho_1$ 及び格納容器再循環ユニット出口密度 $\rho_2$ は、それぞれの空気密度と水蒸気密度の和であり、

$$\text{原子炉格納容器内密度} \quad : \quad \rho_1 = \rho_{a1} + \rho_{v1}$$

$$\text{格納容器再循環ユニット出口密度} : \quad \rho_2 = \rho_{a2} + \rho_{v2}$$

で示される。 $\rho_m$ は、原子炉格納容器内密度 $\rho_1$ と格納容器再循環ユニット出口密度 $\rho_2$ の平均値であり、

$$\rho_m = \frac{\rho_1 + \rho_2}{2}$$

である。また、 $\rho_{a1}$ 、 $\rho_{v1}$ 、 $\rho_{a2}$ 、 $\rho_{v2}$ は、

$\rho_{a1}$  原子炉格納容器内空気密度（原子炉格納容器内空気分圧に対する密度）

$\rho_{v1}$  原子炉格納容器内水蒸気密度（原子炉格納容器内飽和温度に対する密

度)

$\rho_{a2}$  格納容器再循環ユニット出口空気密度 (格納容器再循環ユニット出口空気分圧に対する密度)

$\rho_{v2}$  格納容器再循環ユニット出口水蒸気密度 (格納容器再循環ユニット出口飽和温度に対する密度)

により定義され、格納容器再循環ユニット出口の空気分圧は、全圧と水蒸気分圧との差である。また、格納容器再循環ユニット出口水蒸気分圧は飽和温度から求める。

以下、水素を含まない場合と水素を含む場合とに分けて評価を行い、両者を比較することで自然対流流速を評価する。

#### a) 水素を含まない場合

流速を評価するため、原子炉格納容器内密度 $\rho_1$ 及び格納容器再循環ユニット出口密度 $\rho_2$ を算定する。

気体の密度 $\rho_a$ は、状態方程式を用い、

$$\rho_a = \frac{P_a \times 1.01325 \times 10^5}{R_a \times (T + 273.15)}$$

により計算する。ここで、 $P_a$ は気体分圧[atm]、 $R_a$ はガス定数[J/K/kg]、 $T$ は雰囲気温度[°C]である。

まず、原子炉格納容器内密度 $\rho_1$ を求める。原子炉格納容器圧力が 3.97 atm の場合の原子炉格納容器内の条件は、

《原子炉格納容器内条件》

- ・原子炉格納容器内温度： 130 °C (原子炉格納容器圧力の飽和温度)
- ・原子炉格納容器内水蒸気分圧： 2.67 atm
- ・原子炉格納容器内空気分圧： 1.31 atm
- ・原子炉格納容器内水蒸気密度 $\rho_{v1}$ ： 1.50 kg/m<sup>3</sup> (飽和蒸気密度)
- ・原子炉格納容器内空気密度 $\rho_{a1}$ ： 1.14 kg/m<sup>3</sup>

である。ここで、原子炉格納容器内空気密度 $\rho_{a1}$ は、

$$\rho_a = \frac{P_a \times 1.01325 \times 10^5}{R_a \times (T + 273.15)} = \frac{1.31 \times 1.01325 \times 10^5}{289 \times (130 + 273.15)} = 1.14$$

により求めている。原子炉格納容器内密度 $\rho_1$ は、 $\rho_{a1}$ と $\rho_{v1}$ の和であり、

$$\rho_1 = \rho_{a1} + \rho_{v1} = 1.50 + 1.14 = 2.64 \text{ [kg/m}^3\text{]} \quad \textcircled{1}$$

を得る。

次に、格納容器再循環ユニット出口密度 $\rho_2$ を求める。原子炉格納容器圧力が 3.97 atm の場合の格納容器再循環ユニット出口の条件は、

《格納容器再循環ユニット出口条件》

- ・格納容器再循環ユニット出口温度： 74.2 °C  
(冷却コイルバランス計算値)
- ・格納容器再循環ユニット出口水蒸気分圧： 0.37 atm  
(格納容器再循環ユニット出口温度の飽和蒸気圧力)
- ・格納容器再循環ユニット出口空気分圧： 3.61 atm  
(全圧－飽和蒸気分圧)
- ・格納容器再循環ユニット出口水蒸気密度 $\rho_{v2}$ ： 0.23 kg/m<sup>3</sup>  
(飽和蒸気密度)
- ・格納容器再循環ユニット出口空気密度 $\rho_{a2}$ ： 3.64 kg/m<sup>3</sup>

である。ここで、格納容器再循環ユニット出口空気密度 $\rho_{a2}$ は、

$$\rho_a = \frac{P_a \times 1.01325 \times 10^5}{R_a \times (T + 273.15)} = \frac{3.61 \times 1.01325 \times 10^5}{289 \times (74.2 + 273.15)} = 3.64$$

により求めている。格納容器再循環ユニット出口密度 $\rho_2$ は、 $\rho_{a2}$ と $\rho_{v2}$ の和であり、

$$\rho_2 = \rho_{a2} + \rho_{v2} = 0.23 + 3.64 = 3.87 \text{ [kg/m}^3\text{]} \quad \textcircled{2}$$

を得る。

#### b) 水素を含む場合（水素混合空気の場合）

a) の状態から、ドライ換算濃度 13vol%の水素が混入した場合の評価を行う。

水素が混入した場合の密度変化は、

$$\text{原子炉格納容器内密度（水素混入後）： } \rho'_1 = \rho'_{a1} + \rho_{v1}$$

$$\text{格納容器再循環ユニット出口密度（水素混入後）： } \rho'_2 = \rho'_{a2} + \rho_{v2}$$

であり、このときの気体の密度 $\rho'_a$ は、

$$\rho'_a = \frac{P'_a \times 1.01325 \times 10^5}{R'_a \times (T + 273.15)}$$

により計算する。

まず、水素混入後の原子炉格納容器内密度 $\rho'_1$ を求める。原子炉格納容器圧力は、3.97atm から水素混入により加圧された状態であり 4.17 atm とする。このときの原子炉格納容器内の条件は、

《原子炉格納容器内条件》

- ・原子炉格納容器内温度： 130 °C (原子炉格納容器圧力の飽和温度)
- ・原子炉格納容器内水蒸気分圧： 2.67 atm
- ・原子炉格納容器内空気分圧： 1.50 atm (水素濃度を 13vol%)
- ・原子炉格納容器内水蒸気密度 $\rho'_{v1}$ ： 1.50 kg/m<sup>3</sup> (飽和蒸気密度)
- ・原子炉格納容器内空気密度 $\rho'_{a1}$ ： 1.15 kg/m<sup>3</sup>

である。ここで、原子炉格納容器内空気密度 $\rho'_{a1}$ は、

$$\rho'_{a1} = \frac{P'_{a1} \times 1.01325 \times 10^5}{R_a \times (T + 273.15)} = \frac{1.50 \times 1.01325 \times 10^5}{328 \times (130 + 273.15)} = 1.15$$

により求めている。原子炉格納容器内密度 $\rho_1$ は、 $\rho_{a1}$ と $\rho_{v1}$ の和であり、

$$\rho_1 = \rho_{a1} + \rho_{v1} = 1.50 + 1.15 = 2.65 \text{ [kg/m}^3\text{]} \quad \textcircled{3}$$

を得る。

次に、水素混入後の格納容器再循環ユニット出口密度 $\rho'_2$ を求める。原子炉格納容器圧力が 4.17 atm の場合の格納容器再循環ユニット出口の条件は、

《格納容器再循環ユニット出口条件》

- ・格納容器再循環ユニット出口温度： 74.2 °C  
(水素を含まない場合の冷却出口温度を第一近似として設定)
- ・格納容器再循環ユニット出口水蒸気分圧： 0.37 atm  
(格納容器再循環ユニット出口温度の飽和蒸気圧力)
- ・格納容器再循環ユニット出口空気分圧： 3.80 atm  
(全圧－飽和蒸気分圧)
- ・格納容器再循環ユニット出口水蒸気密度 $\rho'_{v2}$ ： 0.23 kg/m<sup>3</sup>  
(飽和蒸気密度)
- ・格納容器再循環ユニット出口空気密度 $\rho'_{a2}$ ： 3.38 kg/m<sup>3</sup>

である。ここで、水素混入後の格納容器再循環ユニット出口空気密度 $\rho'_{a2}$ は、

$$\rho'_{a2} = \frac{P_a \times 1.01325 \times 10^5}{R_a \times (T + 273.15)} = \frac{3.80 \times 1.01325 \times 10^5}{328 \times (74.2 + 273.15)} = 3.38$$

により求めている。水素混入後の格納容器再循環ユニット出口密度 $\rho'_2$ は、 $\rho'_{a2}$ と $\rho'_{v2}$ の和であり、

$$\rho'_2 = \rho'_{a2} + \rho'_{v2} = 0.23 + 3.38 = 3.61 \text{ [kg/m}^3\text{]} \quad \textcircled{4}$$

を得る。

## c) 流速への影響評価

a) 及び b) の結果から、水素を含まない場合と水素を含む場合を比較することで自然対流流速を評価する。

自然対流流量（流速）は、自然対流力の式及び圧力損失の式、

$$\text{自然対流力の式： } P_d = h \cdot (\rho_2 - \rho_1)$$

$$\text{圧力損失の式： } \Delta P = \frac{\zeta \times V^2 \times \rho_m}{2g}$$

において、 $P_d$ と $\Delta P$ がバランスする場合の流速 $V$ であり、上式の右辺同士が等しい状態で流速 $V$ について解くと、

$$V = \sqrt{\frac{2gh}{\zeta} \cdot \frac{\rho_2 - \rho_1}{\rho_m}} = \alpha \cdot \sqrt{\frac{\rho_2 - \rho_1}{\rho_m}}$$

を得る。ここで、 $\alpha$ は定数をひとまとめたものである。

上式に、A) 及び B) の結果を代入することで、

$$\text{水素を含まない場合 } V = \alpha \times 0.615$$

$$\text{水素を含む場合 } V' = \alpha \times 0.554$$

となり、水素を含む場合は、水素を含まない場合に対して、流速が約 90%（約 10%の低下）になる。

項目	水素を含まない場合	水素を含む場合
雰囲気密度	2.64 kg/m <sup>3</sup>	2.65 kg/m <sup>3</sup>
ユニット出口密度	3.87 kg/m <sup>3</sup>	3.61 kg/m <sup>3</sup>
流速	$\alpha \times 0.615$ m/s	$\alpha \times 0.554$ m/s (左記に対し-10%)

水素が存在しない場合からドライ換算で 13vol%に相当する水素が増加した状態とは、非凝縮性ガスの割合が 1 割程度増加した状態である。これを、冷却コイル表面での蒸気凝縮現象への影響として捉えると、冷却面への蒸気拡散に対する非凝縮性ガスが 1 割増加した状態であると捉えることができる。

## D) 水素影響評価のまとめ

以上の検討の結果、最大限水素濃度が増加する場合（ドライ換算で 13vol%）の影響として、水素が存在しない場合に対し、

除熱量の低下 : 約 7%

流速の低下 : 約 10%

が見込まれる。

なお、除熱量と流速が低下する場合には、原子炉格納容器の除熱が悪化する分、原子炉格納容器内温度は高くなることから、除熱量と流速はある程度、改善されうる。

### (3) 感度解析

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モデルに関する不確かさとしては、水素が存在する場合に性能低下が見込まれることから、代表3ループプラントを例として、感度解析により原子炉格納容器内の圧力及び温度への影響を評価する。

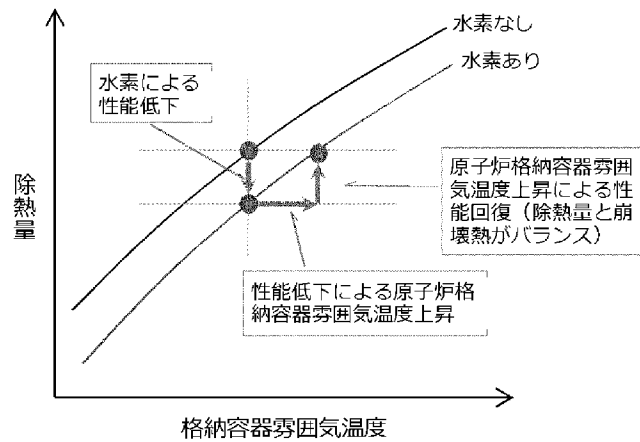
#### A) 解析条件

感度解析のベースケースは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」である。ベースケースでは、3.3.5(3)で述べたとおり、設計値に基づく除熱特性（雰囲気温度に対する流速及び除熱量の関係）を与えている。また、4.3.3(2)の検討より、最大限水素濃度が増加するとした場合の除熱特性の低下は、除熱量で約7%、流速で約10%である。感度解析ケースとしてこれらの性能低下を考慮した解析を実施した。

項目	除熱特性	設定根拠
ベースケース	設計に基づく除熱特性	設計値
感度解析ケース	設計に基づく除熱特性に対し、以下を見込む 除熱量： -7% 流速： -10%	水素による除熱特性への影響の検討結果（4.3.3）を包絡するよう設定

#### B) 解析結果

解析結果を図4.3-10に示す。事象発生後の24時間後に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を開始することにより、原子炉格納容器圧力を長期的に低下させる。感度解析ケースにおいては、除熱量を7%、流速を10%低下させているため、原子炉格納容器圧力及び温度が高めに推移する傾向があり、原子炉格納容器最高圧力は約0.351 MPa[gage]で、ベースケース（約0.335 MPa[gage]）よりも約0.016 MPa高めに評価する結果となる。原子炉格納容器内温度は約135℃であり、ベースケース（約133℃）よりも約2℃高めに評価する結果となる。このように、性能低下幅（除熱量：7%、流速：10%）に対して、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇はわずかであった。その理由は、格納容器再循環ユニットでの除熱量が低下したことで原子炉格納容器内温度が高めとなるためにヒートシンクへの伝熱量が増加すること、及び、格納容器再循環ユニットの除熱効果が改善されることが考えられる。後者は、次頁の図に示すとおりであり、性能低下により原子炉格納容器内温度が上昇するが、それにより除熱性能が改善されることによる。



原子炉格納容器再循環ユニット除熱特性 概念図

これらの結果、水素による性能低下に対して、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が抑えられていると考えられる。

なお、本評価は、最大限水素濃度が増加するとした場合（ドライ換算 13vol%）に対する評価であり、実際の性能低下は、実際の水素生成量、水素処理装置による処理から求められる水素濃度に依存する。

#### (4) まとめ

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モデルに関する不確かさの検討を行い、原子炉格納容器内に水素が存在する場合に除熱性能の低下が見込まれることから、代表 3 ループプラントを例として、最大水素濃度（ドライ条件換算で 13vol%）を想定した場合、水素が存在しない場合に対して、

- ・ 除熱量の低下 : 約 7%
- ・ 流速の低下 : 約 10%

の不確かさがあることを確認した。なお、本評価は、最大限水素濃度が増加するとした場合（ドライ条件換算 13vol%）に対する評価であり、実際の性能低下は水素濃度に依存する。

上記の不確かさについて、感度解析により、有効性評価への影響を確認した。その結果、原子炉格納容器最高圧力で約 0.016MPa、原子炉格納容器内最高温度で約 2°C の感度があり、原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍及び原子炉格納容器内温度 200°C までの余裕は少なくなる傾向となるが、原子炉格納容器内温度が高めとなることで、ヒートシンクへの伝熱量の増加、及び、格納容器再循環ユニットの除熱効果の改善の効果があり、不確かさの影響は、最高使用圧力の 2 倍及び 200°C に対する余裕に比べて 1 桁程度小さい。

項 目	ベースケース	感度解析ケース
原子炉格納容器 最高圧力 (MPa[gage])	約 0.335 (0.231)	約 0.351 (0.215)
原子炉格納容器内 最高温度 (°C)	約 133 (67)	約 135 (65)

※ 括弧内は最高使用圧力の2倍 (0.566MPa[gage]) あるいは200°Cまでの余裕を示す。

上記の評価は、代表3ループプラントを対象とした結果であり、ループ数によらず各プラントで同様の格納容器内自然対流冷却の方式（メカニズム）を採用していることから、原子炉格納容器内に水素が存在する場合に圧力及び雰囲気温度を高め評価する傾向については各プラントでも同様であり、MAAPコードの自然対流冷却に関するモデルは、水素が存在する場合の影響評価手法も含め、実機解析に適用できる。ただし、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冷却性能等の条件はプラントによって異なることから、不確かさの幅（水素による性能低下の幅）及びその影響程度は、プラントごとに評価を要する。

「本製品（又はサービス）には、米国電力研究所（the Electric Power Research Institute）の出資により電力産業用に開発された技術が取り入れられています。」

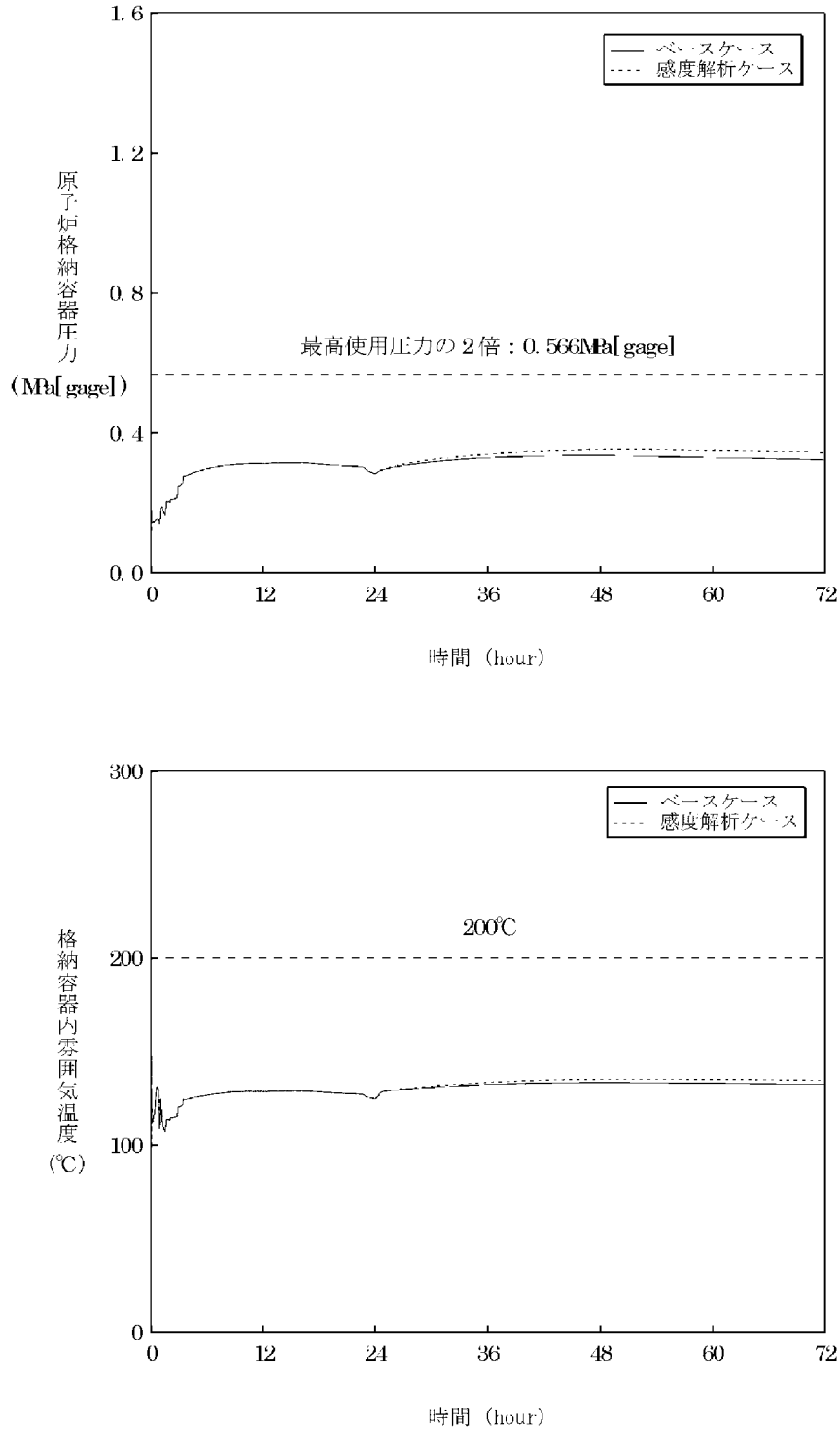


図 4.3-10 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却モデルに関する感度解析結果

#### 4.3.4 炉心ヒートアップ

炉心ヒートアップに関する解析モデル（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）については、4.2.1 に示したように、TMI 事故の分析結果と比較し、妥当な結果が得られている。また、MAAPコードの解析モデルがTMI 事故あるいはその後の検討により得られた知見を基に開発されていることも踏まえると、MAAPコードの解析モデルは一定の妥当性を有していると判断できる。しかし、炉心溶融時の実機の挙動に関しては、現段階では十分な知見が得られていない状況であることから、ここでは、炉心ヒートアップに関する解析モデルに関連したパラメータに対する感度解析により、その影響程度を把握する。

##### (1) 解析条件

炉心水位が低下すると、燃料表面からの除熱が低下し崩壊熱によって炉心がヒートアップする。その際、燃料被覆管温度が上昇すると崩壊熱にジルコニウム-水反応の酸化発熱反応が加わりヒートアップが加速される。また、炉心ヒートアップの過程で燃料棒内が加圧され燃料被覆管バーストが発生する可能性がある。これらの挙動が炉心ヒートアップ速度に与える影響については十分な知見が得られていないことから、4ループプラントを例として、炉心ヒートアップ速度に関する感度解析を実施して、その影響程度を確認する。

この感度解析では、ジルコニウム-水反応が一旦開始すると、この反応熱は崩壊熱よりも大きく、ヒートアップに最も寄与することから、ジルコニウム-水反応の速度に着目する。ジルコニウム-水反応速度の感度をみるため、ジルコニウム-水反応の起きる面積を変化させた感度解析を実施する。反応の起きる面積に乗じる係数（ジルコニウム-水反応速度の係数）はジルコニウム-水反応の計算のみに使用され、熱水力挙動の計算に使用される燃料被覆管の直径、長さ等の幾何形状を変えるものではない。この係数を増加させることにより、酸化反応熱の発生速度、水素発生速度、酸化ジルコニウム生成速度が高くなる方向に影響する。これらは炉心溶融進展が速まる方向へ作用する。この係数は、ベースケースでは燃料被覆管表面積に基づき1倍を与えている。これは、ヒートアップ時には燃料被覆管バーストが発生する場合にバースト部の燃料被覆管内面の酸化もあるが、燃料被覆管内面の酸化は、限定されたバースト部のみで生じること、炉心形状が健全な状態は溶融過程の比較的短期間であることから、炉心全体が溶融する状況では内面の反応は無視できると考えられることに基づいている。これに対し、感度解析のパラメータの振り幅としては、炉心ヒートアップ速度が速くなる場合の応答の確認として、仮想的な厳しい想定ではあるが、2倍とする。

項目	ジルコニウム-水 反応速度の係数	設定根拠
ベースケース	1 倍	燃料被覆管表面積に基づく値
感度解析ケース	2 倍	燃料被覆管表面積に基づく値の 2 倍

## (2) 解析結果

炉心ヒートアップの進展は、炉心領域の冷却材による除熱の効果により差が生じることから、SBO シーケンスと LOCA シーケンスについて、感度解析を実施した。以下に結果を述べる。

### A) SBO シーケンス (添付 1 に詳細を記載)

解析結果を図 4.3-11 に示す。ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は炉心露出以降に現れる。ジルコニウム-水反応速度の係数を 2 倍にしたことで、ジルコニウム-水反応による酸化反応熱が増加することから、炉心溶融は感度解析ケースにおいて約 4 分早くなっている。さらに、酸化反応熱が増加することでその後の炉心溶融の進展も速くなることから、下部プレナムへのリロケーション開始は約 14 分早くなっている。この影響として、原子炉容器破損時の 1 次系圧力はわずかに高くなるが 2.0 MPa[gage]以下である。また、原子炉格納容器圧力・温度に対しては、酸化反応熱が増加したため、原子炉格納容器に放出された熱量の増加によりベースケースより高めになるが、その差はわずかである。

### B) LOCA シーケンス

解析結果を図 4.3-12 に示す。ジルコニウム-水反応速度の係数を 2 倍にしたことで、ジルコニウム-水反応による酸化反応熱が増加する。炉心溶融は、ベースケースと感度解析ケースでほぼ同時刻に発生する。リロケーション開始は感度解析ケースの方が約 30 秒早くなるにとどまり、SBO シーケンスと比較して感度が小さい結果となっている。LOCA シーケンスでは、1 次系保有水量が減少し除熱が悪化することから、SBO シーケンスと比較してより早い時間よりヒートアップが進展する。SBO シーケンスでは、1 次系保有水量の減少がより緩やかであることから、ヒートアップ挙動はより緩慢となる。このため、ジルコニウム-水反応速度の係数の感度は SBO シーケンスの方が大きくなったものである。

### (3) まとめ

ヒートアップに関してジルコニウム-水反応が促進される場合の影響を確認するため、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倍とした感度解析を行った。運転員等操作の起点となる炉心溶融については、SBO、LOCA シーケンスのいずれも感度は小さい。また、下部プレナムへのリロケーションの開始時刻は、SBO シーケンスで約14分の感度があるが、SBO シーケンスは事象進展が遅く、炉心溶融開始から原子炉容器破損までは3~4時間程度の時間がかかることから、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注水がなされており、実機解析への影響はない。さらに、SBO シーケンスでは、原子炉容器破損時の1次系圧力も2.0 MPa[gage]以下であり、原子炉格納容器圧力の上昇もわずかとなることから、実機解析への影響はない。水素発生の観点では、感度解析においては燃料被覆管酸化反応熱の増加を想定して仮想的にジルコニウム-水反応速度の係数を大きくしているものであり、実機の燃料被覆管反応表面積は形状により決まること、また、水素生成量は全炉心内のジルコニウム量の75%が酸化反応するという条件に包絡されることから影響しない。

また、LOCA シーケンスにおいて原子炉容器破損時刻への感度は大きくなく、原子炉下部キャビティへの注水量に大きな差は生じないことから、コンクリート侵食量への影響は小さいと考えられる。

以上より、有効性評価への適用性に問題はないと判断した。

「本製品（又はサービス）には、米国電力研究所（the Electric Power Research Institute）の出資により電力産業用に開発された技術が取り入れられています。」

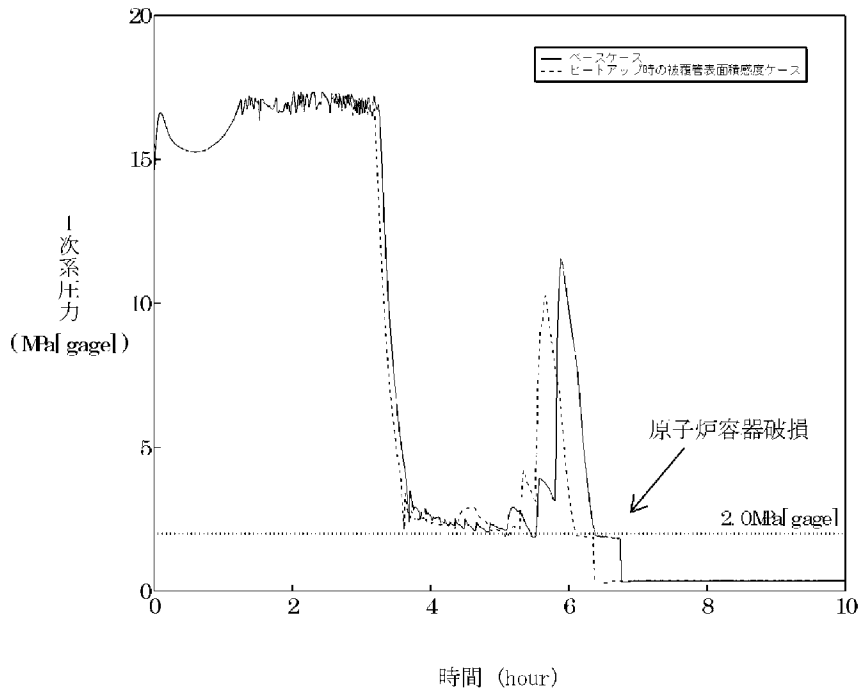
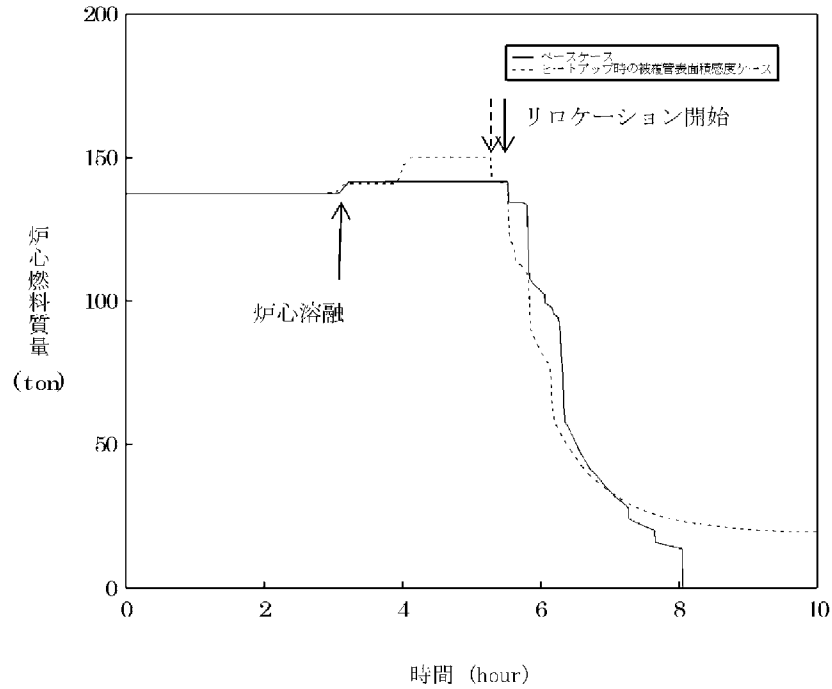


図 4.3-11 炉心ヒートアップに関する感度解析結果（SBO シーケンス）（1 / 2）

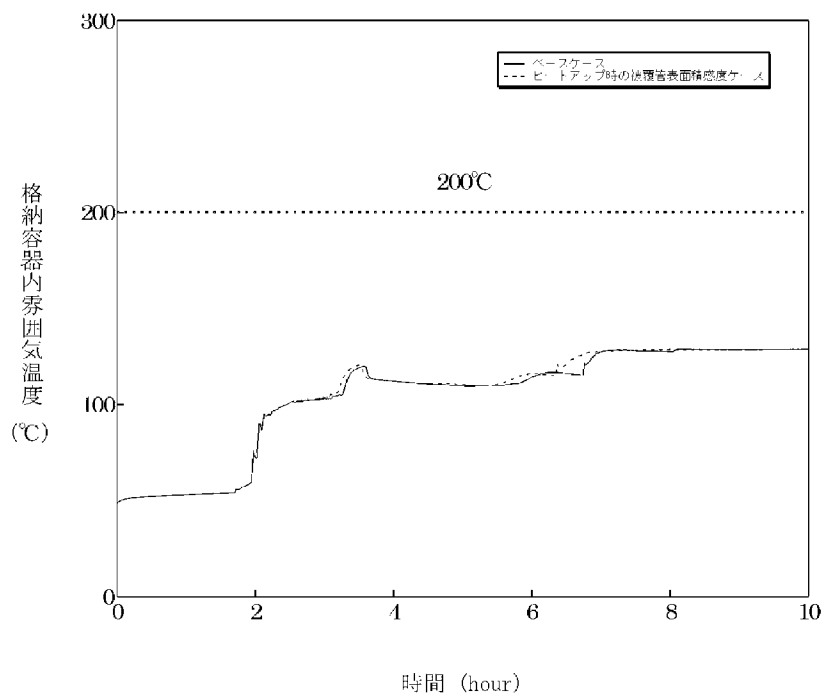
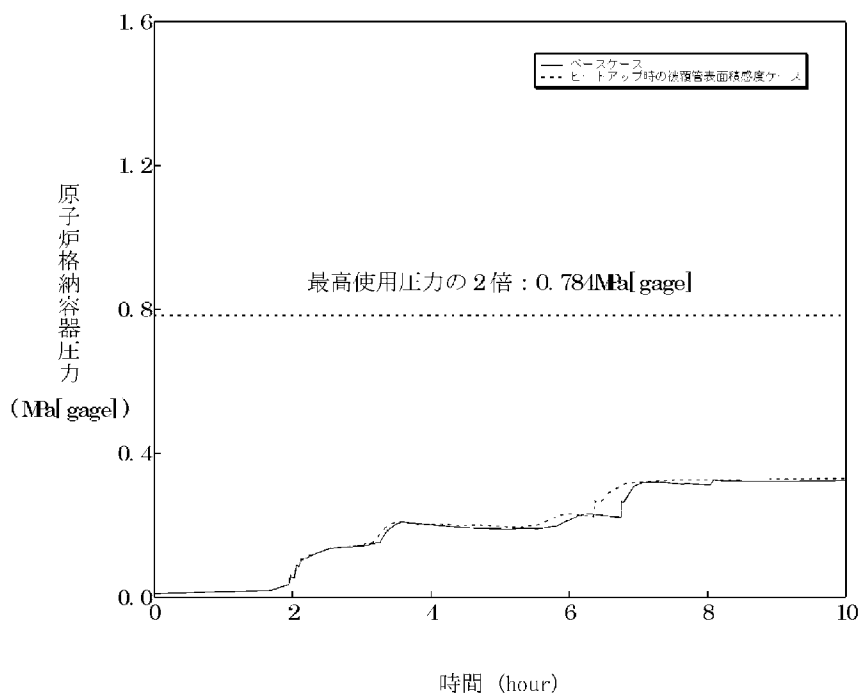


図 4.3-11 炉心ヒートアップに関する感度解析結果 (SBO シーケンス) (2 / 2)

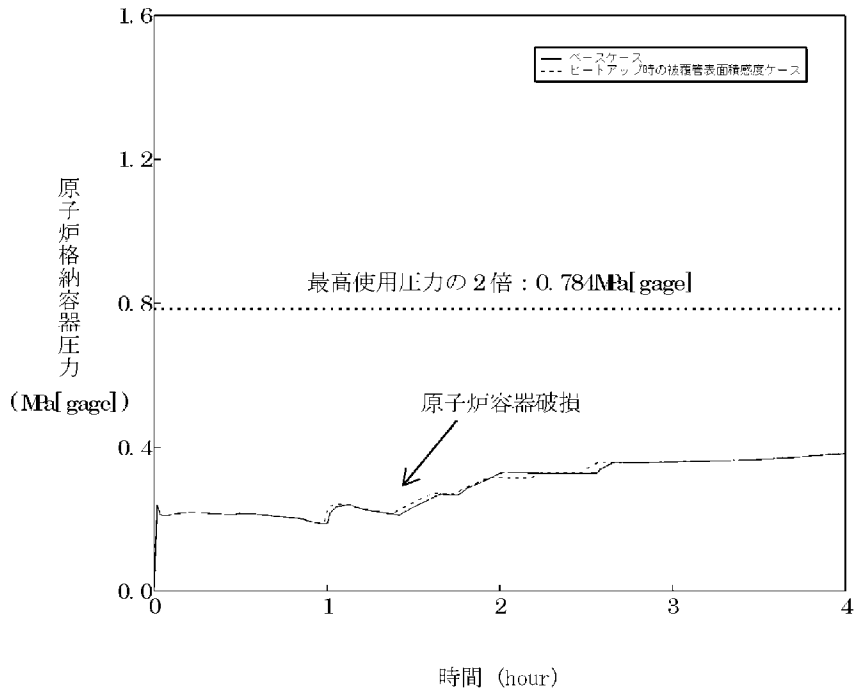
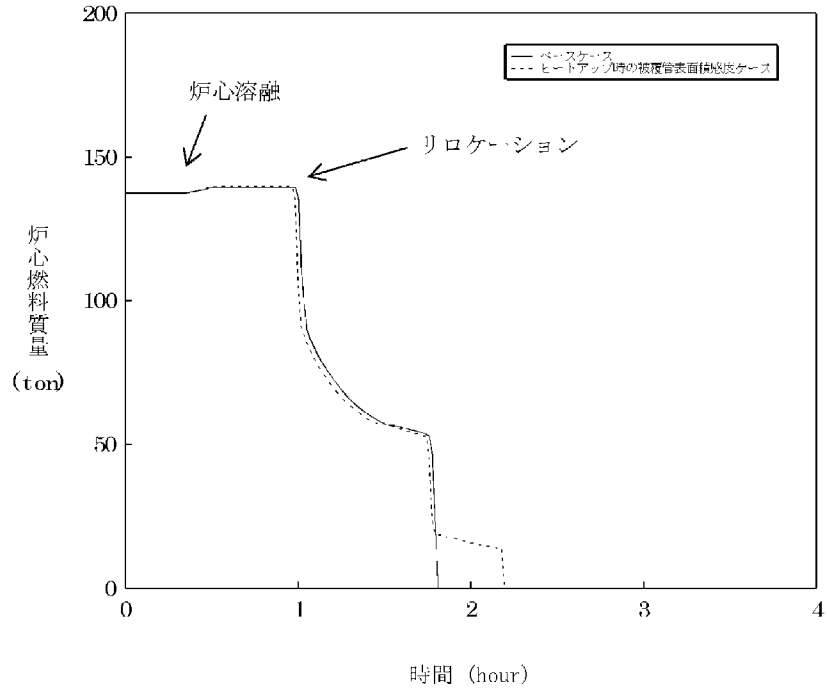


図 4.3-12 炉心ヒートアップに関する感度解析結果 (LOCA シーケンス)

#### 4.3.5 リロケーション

炉心のリロケーションに関する解析モデルについては、4.2.1に示したように、TMI事故の分析結果と比較し、妥当な結果が得られている。また、MAAPコードの解析モデルがTMI事故あるいはその後の検討により得られた知見を基に開発されていることも踏まえると、MAAPコードの解析モデルは一定の妥当性を有していると判断できる。しかし、炉心溶融時の実機の挙動に関しては、現段階では十分な知見が得られていない状況であることから、ここでは、炉心のリロケーションに関する解析モデルに関連したパラメータに対する感度解析を実施して、その影響程度を把握する。

##### (1) 解析条件

炉心がヒートアップすると、燃料棒の体系から、燃料ペレットが崩壊した状態となる。燃料ペレットが崩壊すると、燃料棒体系の場合に比べて水蒸気による冷却が困難となり、溶融状態へ至る事象進展が速くなる。MAAPコードでは、炉心がある温度に達してから、燃料ペレットが崩壊するまでの時間（あるいは、一定時間のうちに燃料ペレットが崩壊する温度）を条件として、炉心崩壊の判定を行っており、この条件がリロケーションに与える影響については十分な知見が得られていないことから、リロケーションに関する感度解析を実施して、その影響程度を確認する。

ベースケースでは、炉心ノードが  K 一定と仮定した場合に  時間で炉心が崩壊することを想定しているが、感度解析では、炉心崩壊が早まることを想定し、炉心ノードが  K 一定と仮定した場合に  時間（あるいは  K 一定で  秒）経過すると炉心が崩壊する場合の影響を確認する。これは、炉心崩壊の判定条件を  K 早くするものであり、炉心ヒートアップ時の燃料及び燃料被覆管の融点は精度よく予測できるため、 K 低く評価することは実現象に対しては仮想的かつ厳しいものであるが、リロケーションが早まる場合の影響の把握を目的としたものである。なお、実際には温度履歴に応じて、燃料ペレットが崩壊するまでの時間を計算している。

項目	<input type="text"/> 時間で炉心崩壊に至る場合の炉心温度	設定根拠
ベースケース	<input type="text"/> K	当該変数推奨範囲の最確値
感度解析ケース	<input type="text"/> K	燃料ペレットが崩壊する時間を早めるように設定

## (2) 解析結果

炉心のリロケーションは、炉心領域の冷却材が失われ、崩壊熱及び燃料被覆管酸化反応により燃料温度が上昇して発生するが、SBO シーケンスと LOCA シーケンスについて、感度解析を実施した。以下に結果を述べる。

### A) SBO シーケンス (添付 1 に詳細を記載)

解析結果を図 4.3-13 に示す。ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は炉心露出以降に現れる。感度解析ケースにおいては、燃料ペレットが崩壊する判定を厳しくしたことで、より早期に燃料ペレットの崩壊及び炉心溶融が進展するが、炉心溶融時刻はほぼ同時刻である。リロケーション時刻は、約 17 分感度解析ケースの方が早いものの、図から分かるとおり感度解析ケースでリロケーション直後の溶融炉心の移動量はわずかであり、事象全体の進展に大きな影響はない。原子炉容器破損時刻は、感度解析ケースの方が約 26 分早くなっている。このときの 1 次系圧力は、ベースケースよりも高くなるものの、2.0MPa[gage]以下である。また、原子炉格納容器圧力に対しては、溶融炉心の原子炉下部キャビティへの落下時刻が早まるために、原子炉格納容器圧力や温度の上昇時期も早くなるものの、到達する圧力値の差はわずかである。

### B) LOCA シーケンス

解析結果を図 4.3-14 に示す。感度解析ケースにおいては、燃料ペレットが崩壊する判定を厳しくしたことで、より早期に燃料ペレットの崩壊及び炉心溶融が進展する。ベースケースと感度解析ケースにおいて、炉心溶融時刻は同時刻である。リロケーションは約 24 秒、原子炉容器破損は約 3 分と、わずかながら感度解析ケースの方が早いものの、ほぼ同時刻である。LOCA シーケンスでは、1 次系保有水量が減少し除熱が悪化することから炉心のヒートアップが促進され、SBO シーケンスと比較して早い時間でリロケーションが進展する。また、溶融炉心の原子炉下部キャビティへの落下のタイミングが変化することで、原子炉格納容器圧力の挙動にも影響するがわずかである。

## (3) まとめ

リロケーションが早く進む場合の確認として、非常に厳しい条件ながら、炉心崩壊の判定温度を低下させた感度解析を行った。運転員等操作の起点となる炉心溶融については、SBO、LOCA シーケンスのいずれも感度は小さい。また、原子炉容器破損の時点では SBO シーケンスで約 26 分の感度があるが、SBO シーケンスは事象進展が遅く、炉心溶融開始から原子炉容器破損までは 3~4 時間程度の時間がかかることから、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注水

がなされており、実機解析への影響はない。さらに、SBO シーンでは、原子炉容器破損時の1次系圧力も2.0MPa[gage]以下であり、原子炉格納容器圧力の上昇幅もわずかであり、実機解析への影響はない。

水素生成量に関しては、燃料崩壊前の発生量には影響はなく、その後はリロケーションに応じて変化し得るが、全炉心内のジルコニウム量の75%が酸化反応するという条件に包絡される。

コンクリート侵食量については、LOCA シーンにおいて原子炉容器破損時刻への感度は小さくなく、原子炉下部キャビティへの注水量に大きな差は生じないことから、影響は小さいと考えられる。

以上より、有効性評価への適用性に問題はないと判断した。

「本製品（又はサービス）には、米国電力研究所（the Electric Power Research Institute）の出資により電力産業用に開発された技術が取り入れられています。」

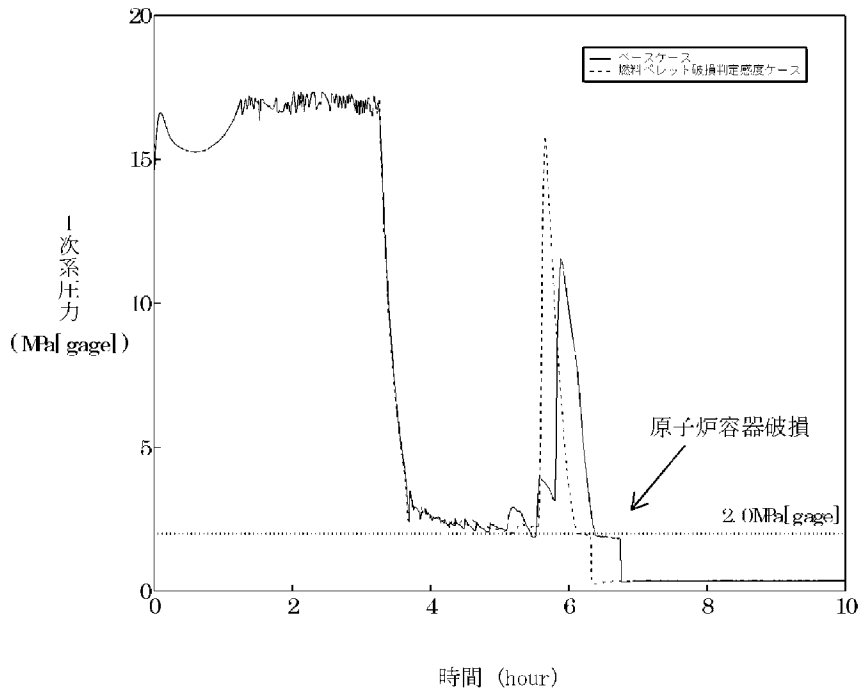
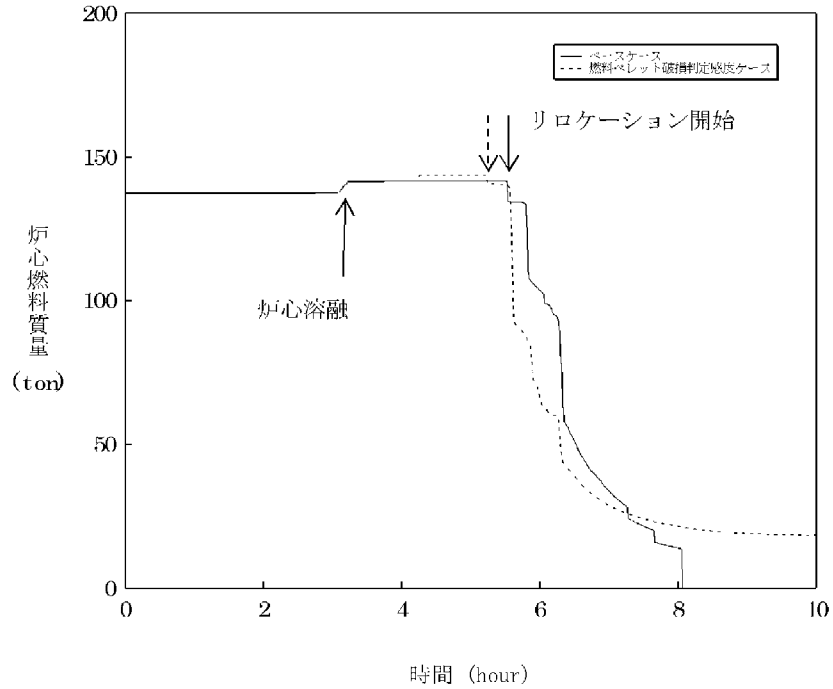


図 4.3-13 リロケーションに関する感度解析結果 (SBO シーケンス) (1/2)

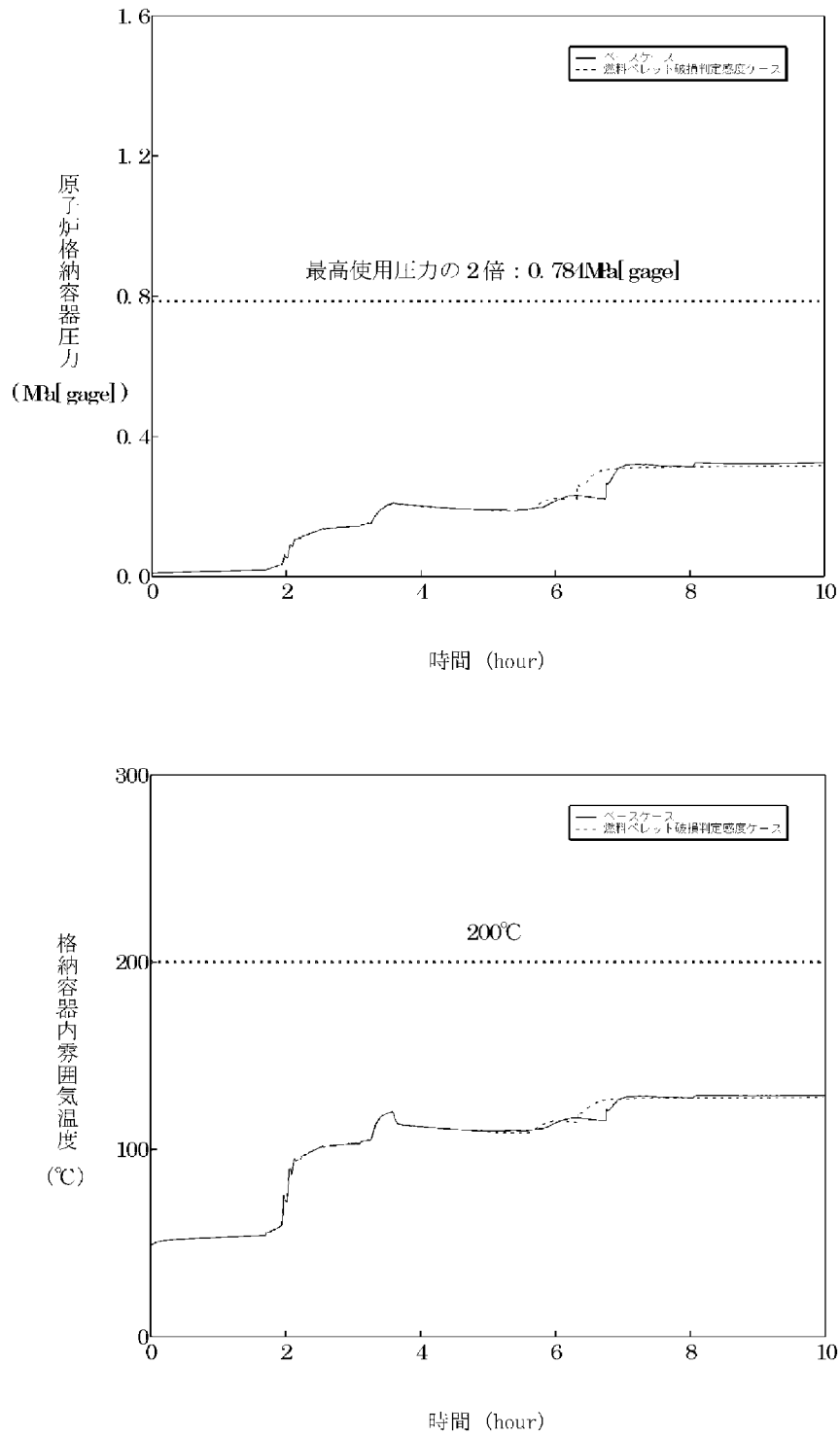


図 4.3-13 リロケーションに関する感度解析結果 (SBO シーケンス) (2 / 2)

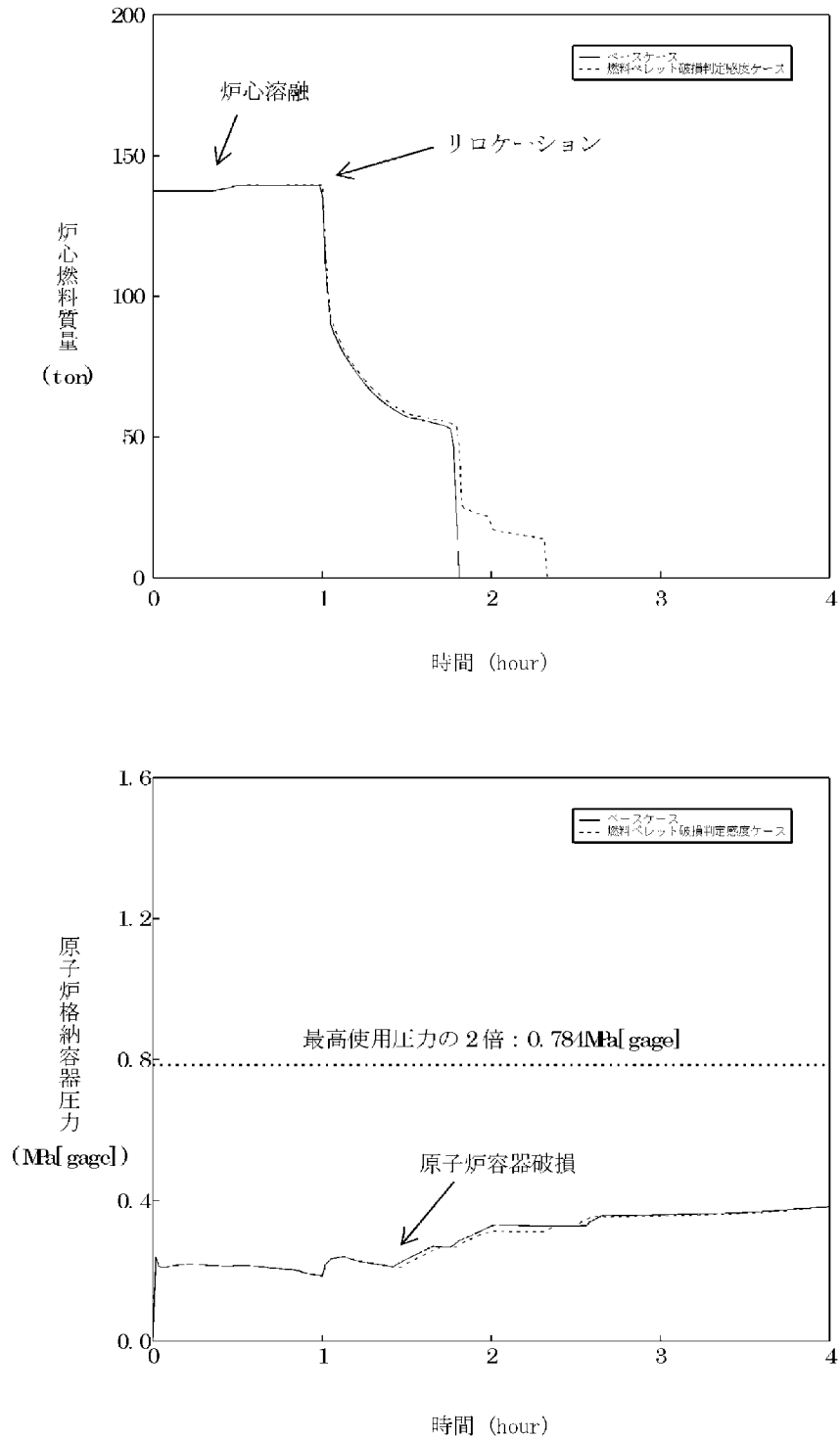


図 4.3-14 リロケーションに関する感度解析結果 (LOCA シーケンス)

#### 4.3.6 原子炉容器内 FCI（溶融炉心細粒化、熱伝達）

原子炉容器内 FCI により生じる圧力スパイクは、原子炉冷却材圧力バウンダリや原子炉格納容器の破損に対する脅威とはならないと考えられるが、高圧溶融物噴出を防止する観点で、原子炉容器破損の時期とあいまって、影響するものと考えられることから、添付 1 において不確かさの整理と感度解析による影響評価を行っている。

以下に概要をまとめる。

##### (1) 不確かさの整理

原子炉容器内 FCI は、溶融炉心が炉心から下部プレナムに落下する際に、溶融炉心と冷却水の伝熱により、短期間に水蒸気が発生し、1 次系圧力が急上昇する現象である。したがって、現象に影響する要因として、①下部プレナムの冷却水の状態（温度）、②デブリジェット径、③エントレイン量、④冷却水とデブリ粒子の伝熱が挙げられる。このうち、①については、1 次冷却材と蓄圧注入の混合により決まり、一般的な質量及びエネルギー保存則に基づき計算されることから、現象としての不確かさは小さいものと考えられる。よって、②～④について感度解析を行う。

##### (2) 感度解析及び結果

###### A) デブリジェット径

溶融炉心の下部プレナムへの落下は、物理現象としては、溶融炉心のリロケーションにより下部炉心支持板の上部に堆積した溶融炉心のクラストが融解し、そこから溶融炉心が下部炉心支持板の開口部を通過して下部プレナムへ落下する過程である。これに対し、解析モデルでは、ノード単位でクラストの融解を取り扱い、溶融ジェットの落下径は、下部炉心支持板の開口部の面積を等価直径として入力条件として与えたものから計算される。したがって、実現象では解析よりもデブリジェットの落下径が小さい場合が考えられる。

有効性評価においては、デブリジェット径として、下部炉心支持板の水力等価直径を与えており、感度解析としては、クラスト破損面積が小さくなる場合を想定して、その 1/2 倍を設定した。

解析結果を図 4.3-15 に示す。感度解析ケースでは、溶融ジェット径を小さくしたことにより、細粒化割合が高くなり、粒子ベッドの質量が増加しているため、圧力スパイクによる圧力上昇幅が約 3.7MPa となっているが、過渡的な変化であり、原子炉容器破損時点での 1 次系圧力は 1.8MPa[gage]程度であるため大きな感度はないことが確認された。

なお、感度解析ケースではデブリジェットのほぼ全量が細粒化することから、これ以上ジェット径が小さくなくても、細粒化量はほとんど変化しない。

#### B) エントレイン量

原子炉容器内 FCI により生じる圧力スパイクは、エントレインされたデブリ粒子と冷却材との伝熱により生じることから、エントレイン量による感度を確認する。

エントレイン量は Ricou-Spalding により計算しており、その比例係数（エントレインメント係数）を変化させる。エントレインメント係数は、大規模実験に対するベンチマーク解析により検討された設定範囲があり、有効性評価の解析ではその最確値を設定している。よって、感度解析としては、エントレイン量が最大となるよう、設定範囲の最大値とする。

解析結果を図 4.3-16 に示す。感度解析ケースでは、エントレインメント係数を大きくしたことにより、細粒化割合が高くなり、粒子ベッドの質量が増加しているため、圧力スパイクによる圧力上昇幅が約 1.8MPa となっているが、過渡的な変化であり、原子炉容器破損時点での 1 次系圧力は 1.8MPa[gage]程度であるため大きな感度はないことが確認された。

#### C) 冷却水とデブリ粒子の伝熱

冷却水とデブリ粒子の伝熱は、膜沸騰熱伝達と輻射熱伝達により計算するが、その伝熱量は、デブリ粒子の表面積、すなわち、粒子径に依存する。有効性評価の解析では、デブリ粒子の径を、 $\text{UO}_2$  及び  $\text{ZrO}_2$  を用いた大規模実験に基づき、その平均的な値を使用しているが、実験ケースによってばらつきが存在していることから、この粒子径を小さくする場合の感度を確認する。よって、感度解析ケースでは、大規模実験に基づき検討された設定範囲の最小値とする。

解析結果を図 4.3-17 に示す。感度解析ケースでは、粒子径を小さくしたことにより、冷却水とデブリ粒子の伝熱が促進され、圧力スパイクによる圧力上昇はわずかに大きくなるが、ベースケースとの差はわずかであり大きな感度はないことが確認された。したがって、原子炉容器破損時点での 1 次系圧力にもほとんど影響がない。

#### (3) まとめ

以上、デブリジェット径、エントレイン量及び冷却水とデブリ粒子の伝熱に関して感度解析を行った結果、デブリジェット径、エントレイン量について、圧力スパイクのピーク値に対して影響を与えるものの、原子炉容器破損時点での 1 次系圧力への影響はわずかであることが確認された。

「本製品（又はサービス）には、米国電力研究所（the Electric Power Research Institute）の出資により電力産業用に開発された技術が取り入れられています。」

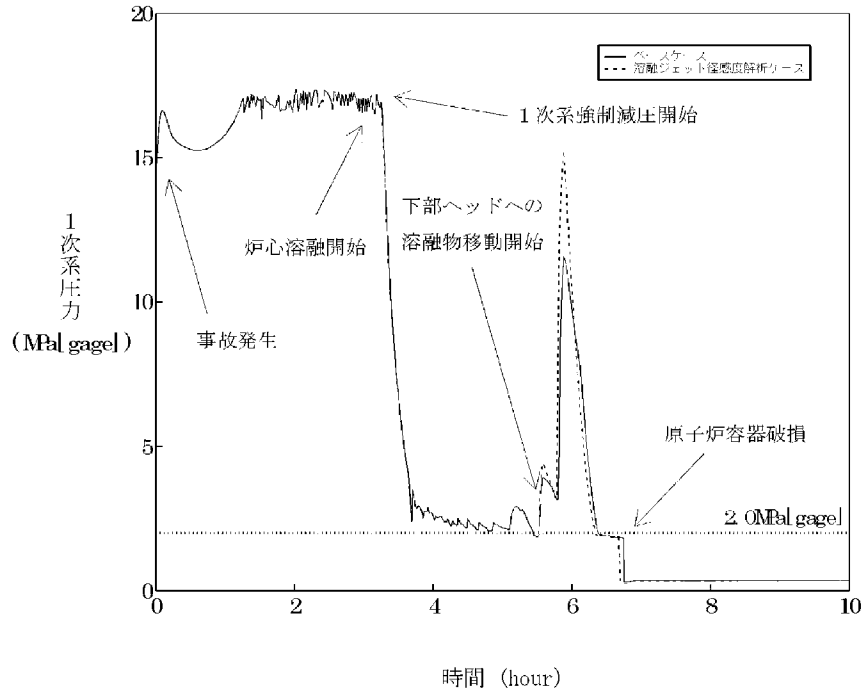


図 4.3-15 原子炉容器内 FCI に関する感度解析結果（デブリジェット径）

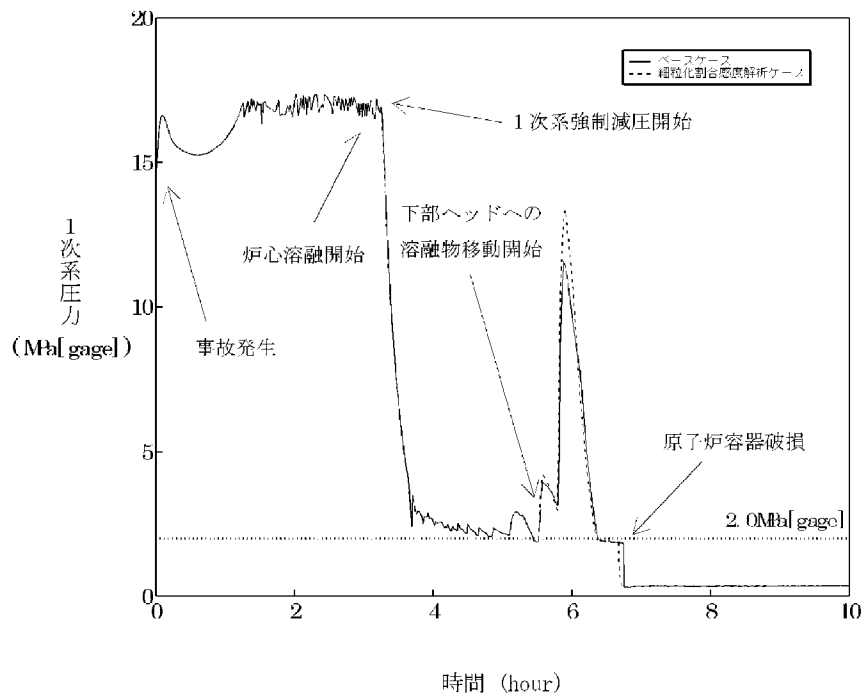


図 4.3-16 原子炉容器内 FCI に関する感度解析結果（エントレイン量）

「本製品（又はサービス）には、米国電力研究所（the Electric Power Research Institute）の出資により電力産業用に開発された技術が取り入れられています。」

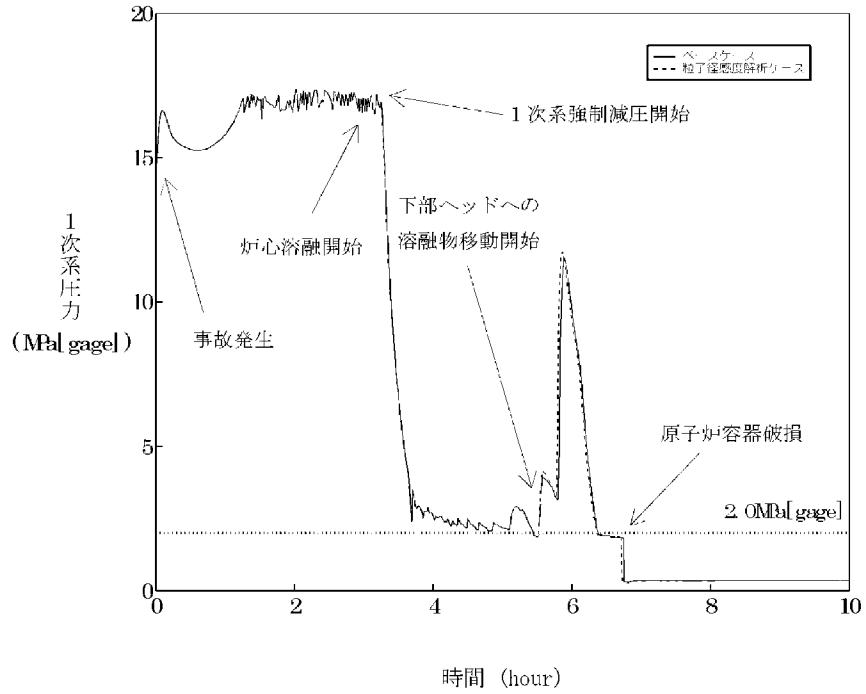


図 4.3-17 原子炉容器内 FCI に関する感度解析結果（冷却水とデブリ粒子の伝熱）

#### 4.3.7 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達

下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達モデルについては、4.2.1に示したように、TMI事故の分析結果と比較し、妥当な結果が得られている。また、MAAPコードの解析モデルがTMI事故あるいはその後の検討により得られた知見を基に開発されていることも踏まえると、MAAPコードの解析モデルは一定の妥当性を有していると判断できる。しかし、炉心溶融時の実機の挙動に関しては、現段階では十分な知見が得られていない状況であることから、添付1において、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する解析モデルに関連したパラメータの不確かさを検討し、感度解析によりその影響程度を把握している。以下に概要をまとめる。

##### (1) 解析条件及び解析結果

###### A) 溶融炉心と上面水プールとの伝熱

溶融炉心が下部プレナムに堆積し、上面が水プールで覆われる状況では、溶融炉心は冷却され、そのときの熱流束は限界熱流束で制限される。上部クラスト形態には不確かさがあり、クラストのひび割れがない場合には、溶融炉心が冷却されにくくなり、原子炉容器破損へ至る事象進展も速くなる。したがって、下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束に関する感度解析を実施する。

ベースケースでは、限界熱流束にかかる係数として最確値を与え、感度解析ケースでは水への熱伝達が制限される値を設定する。

図 4.3-18 に、下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束の感度解析結果を示す。

ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は溶融炉心の下部プレナムへの落下以降に現れる。溶融炉心が下部プレナムにリロケーションした後は、感度解析ケースにおいて溶融炉心と上面水プールの伝熱量が減少することになる。その結果、感度解析ケースにおいて溶接部破損割合及びクリーブ破損割合の上昇がわずかながら急峻になっている。また、原子炉容器破損時間はわずかに早くなっている。ただし、原子炉容器破損割合及び破損時刻のいずれについても、感度の大きさとしてはわずかであることが分かる。

###### B) 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達

原子炉容器がクリーブしているため、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。MAAPコードの解析モデルでは、ギャップに浸入した水と溶融炉心の熱流束は限界熱流束で制限される。この現象は実験的に確認されているものの、溶融炉心重量が多い場合にはギャップ幅が小さくなり、気液対向流現象によりギャップに十分

な水が流れ込まないことも報告されている<sup>[26]</sup>。また、計装用案内管等の貫通部及びその溶接部を持つ体系での実験はこれまでなされていない。このように、ギャップによる冷却には不確かさがあり、これが小さい場合には、溶融炉心が冷却されにくくなり、原子炉容器破損へいたる事象進展も速くなる。

したがって、下部プレナム内の溶融炉心とギャップに浸入した水との間の限界熱流束に関する感度解析を行い、その影響を把握する。

溶融炉心と下部ヘッドのギャップに存在する水による除熱量には不確かさがあり、ベースケースではギャップへの熱流束にかかる係数として最値を与えている。この係数は、下部ヘッドギャップの水による除熱量にかかるファクタとして定義され、ベースケースではギャップによる除熱量の評価式により計算された除熱量がそのまま適用される。一方、係数を小さくすることは、ギャップに十分な水が流れ込まないことにより、ギャップに存在する水による除熱量の低下を模擬するものである。また、有効性評価では最初に貫通部の溶接部破損が生じているが、貫通部近傍でのギャップ冷却は実験例がなく、ギャップ水による除熱量が平板体系と比較してどの程度になるかには不確かさがある。以上より、感度解析ケースでは、溶融炉心と下部ヘッドが接触している状態を模擬するための設定とした評価を実施する。

図 4.3-19 に、下部ヘッドギャップの除熱量にかかる係数の感度解析結果を示す。ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は溶融炉心の下部プレナムへの落下以降に現れる。溶融炉心が下部プレナムに移行した後は、感度解析ケースにおいてプレナムギャップによる除熱がないため、下部ヘッドの温度がより早く上昇することから、クリーブ破損割合や貫通部破損割合は感度解析ケースの方が急峻に上昇する傾向となる。ただし、このパラメータは下部プレナムの水がドライアウトするまでの間しか影響を及ぼさないことから、1次系圧力及び原子炉容器破損時刻に対する感度としては非常に小さい。

## (2) まとめ

溶融炉心と上面水プールとの伝熱、溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達に関して感度解析を行った結果、原子炉容器破損時刻への影響はわずかであることが確認された。

「本製品（又はサービス）には、米国電力研究所（the Electric Power Research Institute）の出資により電力産業用に開発された技術が取り入れられています。」

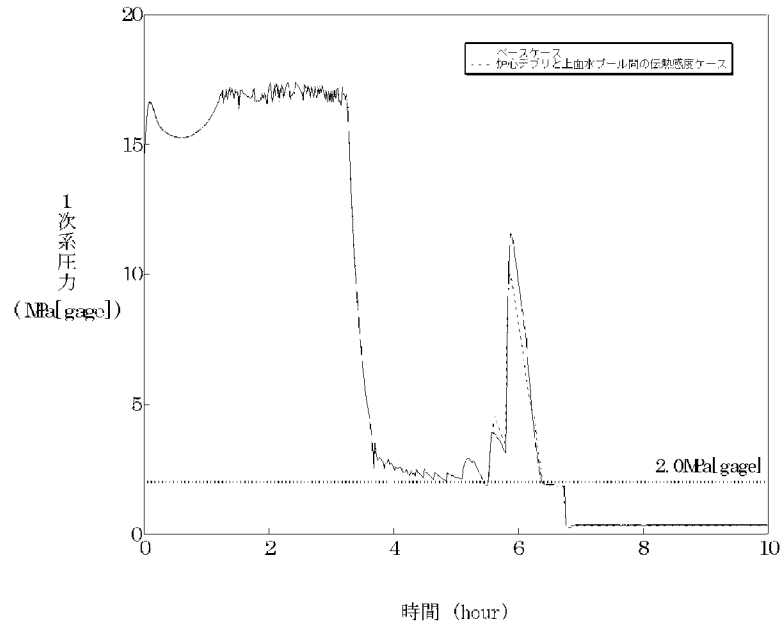


図 4.3-18 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する感度解析結果  
(溶融炉心と上面水プールとの伝熱)

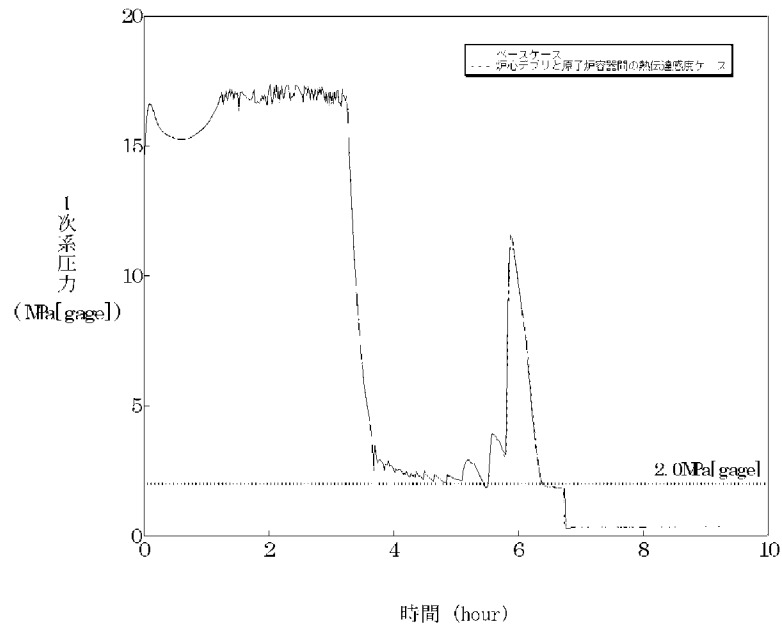


図 4.3-19 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する感度解析結果  
(溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達)

#### 4.3.8 原子炉容器破損

原子炉容器破損及びそれに伴う溶融炉心の流出挙動に関しては、体系的な実験等による研究がなく、特に実機スケール現象について有効なデータが得られていない状況であり、ベンチマーク解析による妥当性確認が困難である。また、海外での考察等による知見に基づいてMAAPコードの解析モデルが開発されていることから、一定の妥当性は有すると判断できるが、現象自体が持つ不確かさもあることを鑑み、添付1及び添付2において不確かさの整理及び感度解析による影響確認を行っており、以下に概要を示す。

##### (1) 原子炉容器破損

###### A) 原子炉容器破損について

下部プレナムに溶融炉心が堆積し、溶融炉心が冷却されない状態が継続すると、原子炉容器の破損に至る。原子炉容器は、1次系圧力、原子炉容器壁温度、溶融炉心温度、材料物性及び形状等に応じて様々なモードで破損すると考えられる。

###### B) 解析モデルに関する考察

MAAPコードでは、原子炉容器の破損について、計装用案内管溶接部の破損、原子炉容器のクリープ破損など、複数の破損モードを模擬しており、最も早く判定される破損モードが適用される。以下に、有効性評価における原子炉容器破損の主要因である計装用案内管溶接部の破損、クリープ破損への影響因子について、MAAPコードのモデルの妥当性を考察する。

###### a) 限界せん断応力（計装用案内管溶接部の破損）

貫通部の溶接部が溶融炉心によって加熱されることで強度を失い、貫通部が飛び出すことによって原子炉容器が破損する。具体的には、貫通部の溶接部のせん断応力は、1次系と原子炉格納容器の圧力差と釣り合った状態になっているが、せん断応力が限界せん断応力を超えると貫通部が飛び出し、原子炉容器が破損する。この限界せん断応力は温度に依存しており、MAAPコードでもこの温度依存性がデータとして考慮されているため、MAAPコードモデルは妥当と判断できる。

###### b) 歪み（計装用案内管溶接部の破損）

溶融炉心が下部プレナムに落下することにより、高温かつ高圧の環境下にある原子炉容器の壁に歪みが生じ、溶接部にも同様に歪みが発生し、溶接部の歪み量がしきい値を超えた場合に、破損が発生したと判定している。この

しきい値は実験によって妥当性が確認されたものであるが、実験結果のばらつきも考慮し、歪みのしきい値に関する感度を確認する。

#### c) Larson-Miller パラメータ (クリープ破損)

Larson-Miller パラメータ手法は、応力と破損時間の関係を整理した Larson-Miller パラメータを利用しクリープ破損寿命を予測する手法であり、一般的な手法である。MAAPコードでは、応力として圧力、温度、溶融炉心の荷重を考慮し、Larson-Miller パラメータを使用してクリープ破損寿命を予測しており、そのモデル化は妥当と判断できる。

#### C) 原子炉容器破損に関する感度解析

溶接部破損時の歪みのしきい値に関する感度解析を実施した。

図 4.3-20 に溶接部破損時の最大歪みの感度解析結果を示す。

感度解析では、歪みのしきい値の有意な感度を確認する目的で、早期に破損に至る条件として、溶接部破損時の歪みのしきい値を 1/10 に低下させ、その場合、原子炉容器破損が 5 分程度早くなる結果を得た。したがって、歪みのしきい値が原子炉容器破損の時期に与える感度は小さいと言える。

#### D) 原子炉容器破損に関するまとめ

溶融炉心の原子炉下部キャビティへの落下時期は原子炉容器破損モデルに依存する。原子炉容器破損モデルには、計装用案内管溶接部の破損あるいは原子炉容器のクリープ破損があり、これらは原子炉容器内外圧力差、溶融炉心の水頭、原子炉容器壁温度の評価パラメータによって計算される。原子炉容器破損モデルについては、「限界せん断応力」、「歪み」及び「Larson-Miller パラメータ」に関して、MAAPコードの解析モデルにおいて、実現象に即した模擬を行っているため、いずれも構造強度の一般的な評価式を用いており、不確かさは小さい。また、評価パラメータについては、同じ重要事故シーケンスであれば大きくは変わらないことから、不確かさは小さい。以上から、溶融炉心の原子炉下部キャビティへの落下時期に関するモデルは有効性評価に適用することは妥当と判断できる。

### (2) 溶融炉心流出

#### A) 溶融炉心流出について

原子炉容器が破損すると、その破損口からクラストを除く溶融炉心（溶融プール、デブリ粒子、溶融スチール）が原子炉下部キャビティへ流出する。破損箇所は必ずしも原子炉容器底部とは限らないため、破損口よりも上部に堆積し

ている溶融炉心が流出し、破損口より下部に堆積している溶融炉心は原子炉容器内に残存する。原子炉容器内に残存している溶融炉心が十分に冷却されない場合には、2回目の破損が原子炉容器底部で発生し、残存している溶融炉心が流出する。溶融炉心が流出する際、原子炉容器破損口は侵食によって拡大する。

## B) 解析モデルに関する考察

MAAPコードでは前述した原子炉容器破損後の溶融炉心流出挙動をモデル化しており、原子炉容器破損時の溶融炉心の流出挙動への影響因子について、MAAPコードのモデルの妥当性を考察する。

### a) 開口部の閉塞

溶融炉心が流出する際、デブリ粒子も一緒に原子炉容器外に流出するモデルとなっているが、実現象では開口部がデブリ粒子によって閉塞し、溶融炉心が原子炉下部キャビティへ流出しない可能性がある。

しかしながら、MAAPコードではデブリ粒子の溶融も同時にモデル化しており、また、実現象においても、冷却ができずに原子炉容器が破損する状況ではデブリ粒子は崩壊熱によって再溶融するため、開口部での閉塞の可能性は小さく、したがって、破損口より上部に堆積している溶融炉心が流出するMAAPコードのモデルは妥当と判断できる。

### b) 破損口の侵食による拡大

破損口を溶融炉心が通過する際に、破損口の側面が溶融炉心により溶かされ、破損口が拡大する現象も考えられ、MAAPコードの原子炉容器の破損モデルにおいては、溶融炉心と破損口側面の伝熱計算に基づき、破損口が溶融し拡大するモデルを備えていることから、実現象に即しているが、このモデルの感度を確認するために、初期破損口径に関する感度解析を実施する。

### c) 原子炉容器2次破損

最初の原子炉容器破損が発生した後、溶融炉心は重力と水頭圧により流れることから、破損口よりも高い部分の溶融炉心のみが原子炉下部キャビティに落下し、残りは原子炉容器内に残存する。また、冷却がなければ、残存した溶融炉心が原子炉容器を加熱し、溶融炉心の自重も加わることによって、原子炉容器がクリープ破損することが、実機において考えられ、MAAPコードのモデルはこの挙動を模擬できるものであり、妥当と判断できる。

C) 溶融炉心流出に関する感度解析

初期破損口径を大きくすることで、破損口の侵食速度が高い場合と同等の状況を評価する。

図 4.3-21 に原子炉容器の破損口径の感度解析結果を示す。

初期破損口径を約3倍に設定しても、初期のデブリジェットの流れが多くなるものの、その後の事象進展への影響はほとんどなく、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と言える。

D) 溶融炉心流出に関するまとめ

溶融炉心の落下量は原子炉容器破損位置に依存する。原子炉容器破損位置は、原子炉容器下部ヘッドのノードの代表点を基準にそれよりも上に存在する溶融炉心が落下するモデルとなっている。ノード内の破損位置には不確かさがあるが、破損口は溶融炉心によって拡大し、原子炉容器の底部の方向に開口部が広がることから、開口部の下端の高さの不確かさは小さくなる。以上から、溶融炉心流出に関するモデルは有効性評価へ適用できる。

「本製品（又はサービス）には、米国電力研究所（the Electric Power Research Institute）の出資により電力産業用に開発された技術が取り入れられています。」

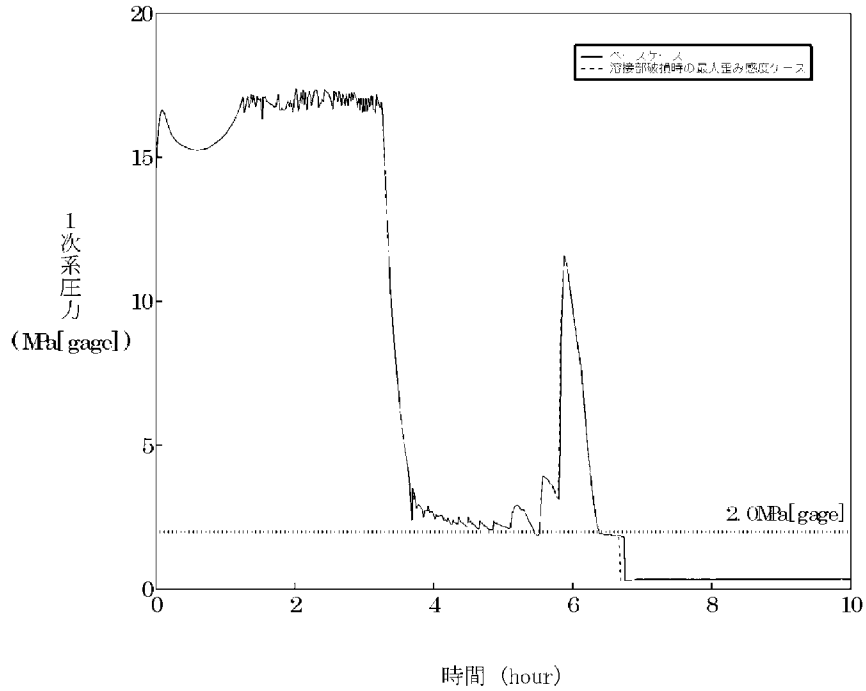


図 4.3-20 溶接部破損時の最大歪みに関する感度解析結果

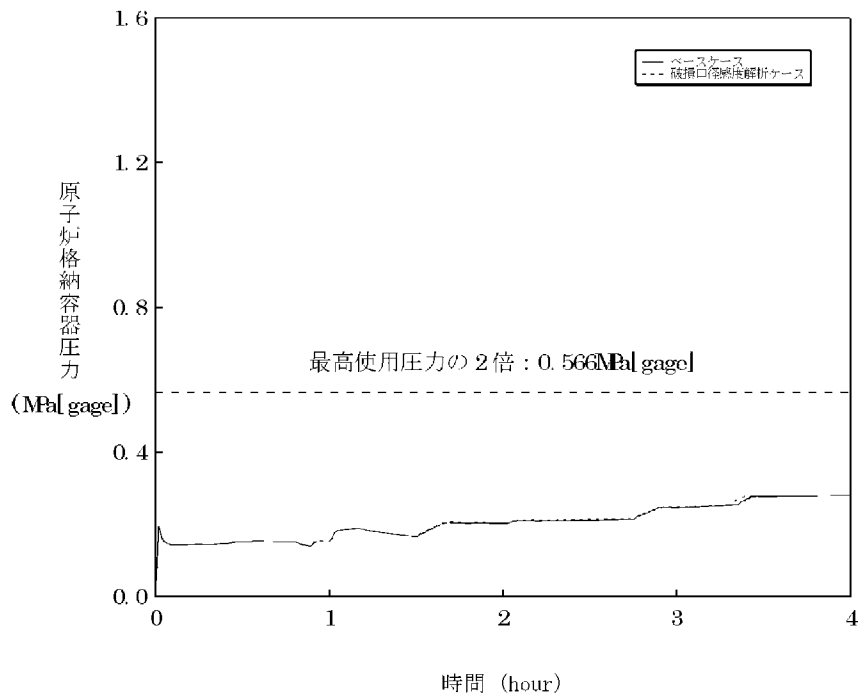


図 4.3-21 原子炉容器の破損口径に関する感度解析結果

#### 4.3.9 原子炉容器外 FCI (溶融炉心細粒化、熱伝達)

FCI 現象に関しては、国内外において現象の解明や評価に関する多くの活動が行われてきているが、現在においても研究段階にあり、また、実機規模での現象についてほとんど経験がなく、有効なデータが得られていないのが現状であり、不確かさが大きい現象であると言える。

そこで、添付 2 では、国内外で実施された実験等による知見を整理するとともに、解析モデルに関する不確かさの整理を行い、感度解析により有効性評価への影響を確認している。

以下に概要を示す。

##### (1) 知見の整理

###### A) FCI 実験

国内外の FCI 実験として、

- ・ FARO 実験 (欧州 JRC (Joint Research Center)、イスプラ研究所)
- ・ KROTOS 実験 (欧州 JRC (Joint Research Center)、イスプラ研究所)
- ・ ALPHA 実験 (旧原子力研究所 JAERI)
- ・ COTELS 実験 (カザフスタン国立原子力センター (NNC : National Nuclear Center))

について調査を行い、知見を整理した。

###### B) 原子炉容器外 FCI における水蒸気爆発の発生可能性

UO<sub>2</sub> を用いた大規模 FCI 実験である FARO 実験、KROTOS 実験及び COTELS 実験の結果から、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて低いと結論付けた。

また、参考文献[27]に示す JASMINE コードを用いて水蒸気爆発が発生したという条件における格納容器破損確率の評価について考察した。同文献での評価で想定した条件 (トリガリング及び融体ジェット直径) が実機解析に比べて厳しくなるよう選定し、水蒸気爆発時のエネルギーが高くなるように評価され、かつ、保守的なフラジリティ分布を用いた場合の条件付確率であるのに対し、実機においてトリガリングとなり得る要素は考えにくいこと、水蒸気爆発が発生した場合でも流体の運動エネルギーはフラジリティカーブと重ならず、格納容器破損確率は十分低くなることから原子炉格納容器への脅威にはならないと結論付けた。

## (2) 不確かさの整理

原子炉容器外 FCI について、実現象と解析モデルの差に着目しつつ、不確かさの整理を行い、原子炉容器外 FCI による原子炉格納容器圧力に影響する要因として、

- ・原子炉下部キャビティ水温及び水量
- ・原子炉下部キャビティへの注水量
- ・デブリジェット径
- ・1次系圧力
- ・エントレイン量
- ・冷却水とデブリ粒子の伝熱
- ・原子炉格納容器内での水蒸気の流動

を抽出し、それぞれについて不確かさ及びその取扱いを以下のとおり整理した。

### A) 原子炉下部キャビティ水温及び水量

原子炉下部キャビティ水温が高い場合（＝サブクール度が低い場合）には、水蒸気発生が促進され、圧力スパイクの観点では厳しい方向となる。MAAP コードの解析モデルでは、原子炉下部キャビティ水は、1次系から放出された冷却水とスプレイ水が混合したものであり、これらの質量及びエネルギーバランスより、原子炉下部キャビティ水温が決定される。1次系から放出された冷却水の初期状態は、プラント設計に基づき設定されるものであり、不確かさは小さいと言える。また、スプレイ水は、再循環前は燃料取替用水タンク（ピット）を水源とし、再循環後は格納容器再循環サンプル水から熱交換器を通して得られた水温が使用される。ここで、有効性評価の解析では燃料取替用水タンク（ピット）の水温を現実的な範囲内で高めの値である夏季温度に設定している。したがって、不確かさが存在する場合でも、原子炉下部キャビティ水温は、解析で仮定した条件よりも低くなる方向であり、水蒸気の大量発生観点から、不確かさは問題とならない。また、FCI による圧力スパイクは、水の顕熱よりも潜熱の寄与が大きいため、水温の圧力スパイクに対する感度は小さい。

なお、有効性評価では格納容器破損モードにおける評価事故シーケンスとして、「全交流動力電源喪失＋補助給水失敗」も選定されており、この場合の原子炉下部キャビティ水温について述べる。大破断 LOCA では高温の1次系からの破断流が初期より原子炉下部キャビティに放出されるため原子炉下部キャビティ水温はより早期に上昇するが、全交流動力電源喪失では主に代替格納容器スプレイから注水されるため初期の温度は低くなるものの、原子炉容器破損までの時間が長いことから、次第に飽和温度に近づいていき、原子炉容器破損時点での原子炉下部キャビティ水温は、大破断 LOCA とほぼ同程度となる。ただし、

全交流動力電源喪失では原子炉容器破損が遅いことから、原子炉容器破損時点での原子炉格納容器圧力も高めとなっており、サブクール度は大破断 LOCA よりも高くなり、水蒸気発生に必要なエネルギー量も大きく、水蒸気が発生しにくくなる。また、破損時点での原子炉下部キャビティ水量は注水の期間が短いため大破断 LOCA の方が、原子炉下部キャビティ水が飽和に達しやすく、水蒸気が発生しやすくなる。したがって、全交流動力電源喪失では、大破断 LOCA よりも原子炉容器外 FCI による圧力スパイクの規模が小さくなると考えられる。

一方、原子炉下部キャビティ水量に関しては、水深が深い方が、溶融炉心の細粒化量が多くなる傾向がある。MAAP コードの解析モデルでは、原子炉格納容器内の流動は、ノードジャンクションモデルによって、ブローダウン水、スプレイ水等の原子炉下部キャビティへの流入量を計算し、原子炉下部キャビティの幾何形状に基づき、水位（水深）を計算している。すなわち、原子炉格納容器形状とスプレイ開始のタイミング（評価事故シーケンス）で決まる。原子炉格納容器形状に関してはプラント設計データにより設定されることから不確かさは小さい。一方で、溶融炉心の落下時にも原子炉下部キャビティへの注水が継続した状態であり、原子炉下部キャビティへの注水や溶融炉心の落下のタイミングによっては、原子炉下部キャビティ水深が変化し得ることから評価事故シーケンスに基づく不確かさは存在すると考えられる。したがって、原子炉下部キャビティ水深の感度を確認する。

## B) 溶融炉心の落下量（落下速度）と細粒化量

溶融炉心の落下量及び落下速度は、原子炉容器の破損口径と破損時の 1 次系圧力及び下部プレナム内の溶融炉心の水頭に依存する。

原子炉容器の破損口径に関しては、原子炉容器下部ヘッドに貫通部が存在し、主たる破損モードは、貫通部（計装案内管）の溶接部が破損し、貫通部程度の開口が生じるものと仮定している。したがって、破損の際、貫通部と同等の破損口が形成されるのか、貫通部の周辺も溶融破損するののかについては不確かさがあることから、破損口径の感度を確認する必要がある。なお、原子炉容器破損形態に関しても、不確かさが存在するが、破損口径として整理できる。

1 次系圧力に関して、圧力が高ければ原子炉容器下部ヘッド破損口からの溶融炉心の落下（噴出）を加速させる傾向がある。炉心溶融時に 1 次系圧力が高い状態の評価事故シーケンスにおいては、炉心損傷の検知による運転員等操作による加圧器逃がし弁の開放に伴い、溶融炉心の落下前に、1 次系は十分に減圧された状態となる。

細粒化量に関して、MAAP コードでは、Ricou-Spalding の式から細粒化量を計算している。エントレインメント係数について、MAAP コードでは FCI

の大規模実験に対するベンチマーク解析によって、その範囲を設定しており、有効性評価の解析ではその中間的な値（最確値）を設定している。ここで、エントレインメント係数の最大値は最確値に対して $\square$ 割程度大きく、これを不確かさとして見込む。デブリジェットの落下速度は、原子炉容器内外圧力差と熔融炉心の水頭圧から計算される。大破断 LOCA シーケンスでは、原子炉容器内外圧力差は大きくなく、不確かさも小さいと考えられるが、熔融炉心の水頭については、原子炉容器の破損位置により不確かさがある。原子炉容器の破損位置は、原子炉容器下部ヘッドのノード代表点で表されるため、落下速度の不確かさ幅は2割程度となる。

以上より、落下速度の不確かさ幅はエントレインメント係数の不確かさ幅に包絡されることから、細粒化量の不確かさ幅でエントレインメント係数の感度を確認する。

#### C) 冷却水とデブリ粒子の伝熱

水中にエントレインされたデブリ粒子は、高温かつ崩壊熱による発熱状態にあり、周囲の水が膜沸騰となることから、デブリ粒子自体は蒸気膜に覆われた状態である。MAAP コードでは、この伝熱を膜沸騰熱伝達と輻射熱伝達に関する相関式でモデル化しており、伝熱量はデブリ粒子の径に依存する。有効性評価の解析では、デブリ粒子の径を、 $\text{UO}_2$  及び  $\text{ZrO}_2$  を用いた大規模実験に基づき設定していることから妥当であると考えられるが、解析において設定したデブリ粒子の径は、実験での平均的な値であり、実験ケースによってばらつきが存在していることから、デブリ粒子の径の感度を確認する。

#### D) 原子炉格納容器内での水蒸気の流動

FCI による圧カスパイクの評価の観点では、原子炉下部キャビティ区画から他区画への気体の流れのモデルも不確かさの要因として考えられる。MAAP コードでは、原子炉格納容器内の流動はノード-ジャンクションモデルであり、原子炉下部キャビティ区画から他区画への流れは、ノードの圧力、ジャンクションの圧力損失により、差圧流や臨界流として取り扱われる。ジャンクションの圧力損失に関しては、一般的な流動モデルを扱っていることから、不確かさは小さいと判断する。

#### (3) 感度解析による確認

上記の検討により、原子炉容器外 FCI における圧カスパイクに関して、解析モデルでの不確かさは、

- ・原子炉下部キャビティ水深

- ・破損口径
- ・Ricou-Spalding のエントレインメント係数
- ・デブリ粒子の径

に代表され、それぞれをパラメータとした感度解析を実施した（解析条件及び結果は添付 2 参照）。

その結果、いずれのパラメータについても、原子炉容器外 FCI により生じる圧カスパイクへの感度が小さいことを確認した。これは、国内 PWR プラントでは、大きな自由体積を有する原子炉格納容器を採用しており、原子炉容器外 FCI による水蒸気発生に伴う圧カスパイクを抑制し得る能力があることを示している。

#### 4.3.10 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

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は、MCCI に関する物理現象である。MCCI については、国内外において現象の解明や評価に関する多くの活動が行われてきているが、現在においても研究段階にあり、また、実機規模での現象についてほとんど経験がなく、有効なデータが得られていないのが現状であり、不確かさが大きい現象であると言える。

そこで、添付 3 では、国内外で実施された実験等による知見を整理するとともに、解析モデルに関する不確かさの整理を行い、感度解析により有効性評価への影響を確認した。

以下に概要を示す。

##### (1) 知見の整理

国内外での MCCI に関する実験及び研究として、

- ・ ACE 実験 (アルゴンヌ国立研究所 (ANL))
- ・ SURC-4 実験 (サンディア国立研究所 (SNL)) (国際標準問題 ISP-24)
- ・ SWISS 実験 (サンディア国立研究所 (SNL))
- ・ WETCOR 実験 (サンディア国立研究所 (SNL))
- ・ MACE 実験 (米国電力研究所 (EPRI))
- ・ COTELS 実験 (テスト B/C 及び A) (原子力発電技術機構 (NUPEC))
- ・ CCI 実験 (アルゴンヌ国立研究所 (ANL))
- ・ DEFOR-A 実験 (スウェーデン王立工科大学 (KTH))
- ・ セルフレベリング実験 (アルゴンヌ国立研究所 (ANL))
- ・ SSWICS 試験 (OECD-MCCI プロジェクト)
- ・ クラスト強度の解析研究 (原子力安全基盤機構 (JNES))
- ・ FARO 実験 (欧州 JRC (Joint Research Center)、イスブラ研究所)
- ・ PULiMS 試験 (スウェーデン王立工科大学 (KTH))

について調査し、知見を整理し、実験結果の実機への適用性を考察し、以下のとおり整理した。

##### 【溶融炉心落下時】

溶融炉心は完全には粒子化せず、床上を溶融炉心が拡がり、床面との間にケークが形成される。ジェットの一部分は粒子化して溶融炉心上に降下する。クラストが形成されるまでは水と溶融炉心の間において比較的高い熱流束が維持される。この時の現象は、小規模実験で溶融物へ注水を開始した時点と同等と考

えられ、MACE 実験、CCI 実験では、 $1 \text{ MW/m}^2$ 以上の値が観測されている。

#### 【長期冷却時】

熔融炉心上面からクラストが形成されるが、自重あるいは熱応力によって破砕していく（JNES 解析研究より）ため、時間の経過とともに亀裂の入ったクラストが成長し、熔融炉心全体が固化する。下部のケーキの部分を除いて浸水性があり、その際の限界熱流束は、CCI 実験より  $0.5 \text{ MW/m}^2$ 程度であると考えられる。熔融炉心全体が固化した後の挙動においては、熔融炉心固化物の熱伝導が律速となるが、ひび割れによる伝熱面積の増大と内部への水浸入により除熱が促進される。また、コンクリートと熔融炉心の境界にギャップが発生し、水がギャップへ浸入することで冷却が促進される（COTELS 実験より）。

コンクリート混入がある場合のドライアウト熱流束については、SSWICS 試験において確認されており、コンクリートの混入割合が 15%程度に達した場合にドライアウト熱流束は  $0.125 \text{ MW/m}^2$ 程度となっている。

熔融炉心が固化し安定化クラストが形成され、熔融炉心温度が  $1,500 \text{ K}$ 程度まで下がった場合の熱流束は  $0.2 \text{ MW/m}^2$ 程度と考えられる（WETCOR 実験、MACE 実験より）。

## (2) 不確かさに関する整理

MCCI は、原子炉下部キャビティ底に堆積した熔融炉心が周囲のコンクリートや原子炉下部キャビティ水と伝熱する過程でコンクリートが加熱され侵食を引き起こす現象である。国内 PWR プラントでは、コンクリート侵食を防止するために、炉心損傷検知後速やかに原子炉下部キャビティに水を張り、高温の熔融炉心を水中に落下させることによって細粒化及び固化を促進させる方策を採っている。したがって、コンクリート侵食に至る過程は、

- ① 熔融炉心の原子炉下部キャビティへの堆積過程
- ② 熔融炉心の冷却過程
- ③ コンクリートの侵食過程

のように段階的に進展する。以下、各過程での物理現象及び解析モデルに関し、不確かさの観点で整理した。

### A) 熔融炉心の原子炉下部キャビティへの堆積過程

#### a) エントレイン量（熔融炉心の細粒化量）

エントレインされたデブリ粒子は、水中に拡散しており、かつ、水との接触面積が大きいことから、塊状の熔融炉心に比べ、冷却が促進された状態で

あり、MCCI 現象においてコンクリートの侵食を促進する観点からは、エントレイン量が少ない方が厳しいと言えるが、溶融プール上に堆積した状態では、溶融プール上面の伝熱を低下させる要因となる。

原子炉下部キャビティ水量に関しては、水深が浅い方が、溶融炉心の細粒化量が少なくなる傾向がある。MAAPコードの解析では、原子炉下部キャビティ水量は、原子炉格納容器形状とスプレイ開始のタイミングで決まる。原子炉格納容器形状に関してはプラント設計データにより設定されることから不確かさは小さい。原子炉下部キャビティへの注水や溶融炉心の落下のタイミングによっては、原子炉下部キャビティ水深が変化し得ることから、評価事故シーケンスに基づく不確かさは存在すると考えられ、代替格納容器スプレイの作動タイミングの感度を確認することによって、水深の不確かさの影響を把握する。

エントレイン量について、MAAPコードでは、Ricou-Spalding の式に基づき細粒化量を計算し、エントレインメント係数は FCI 実験に対するベンチマーク解析により設定された範囲の中間的な値（最確値）を設定している。ここで、当該係数の最小値は最確値に対して $\square$ 割程度小さく設定されているため、これを不確かさとして見込む。

一方、デブリジェットの落下速度は、原子炉容器内外圧力差と溶融炉心の水頭から計算される。大破断 LOCA シーケンスでは、原子炉容器内外圧力差は大きくなく、不確かさも小さいと考えられるが、溶融炉心の水頭については、原子炉容器の破損位置により変わるため、落下速度の不確かさ幅は 2 割程度となる。

デブリジェット径は、Ricou-Spalding のエントレインメント則で使用されるパラメータではないものの、実機スケールではデブリジェット全体が細粒化するわけではなく、ジェット径の増加はエントレインメント割合の減少と等価であることから、エントレイン量の不確かさの一部として取り扱う。デブリジェット径は原子炉容器の破損口径と等価として扱われており、実機では、最終的な破損口径は、初期径及び侵食の拡大幅によって決まり、侵食の拡大幅は破損口を通過する溶融炉心の量に依存する。初期径の不確かさとして、「添付 2 溶融炉心と冷却水の相互作用について」の「5. 感度解析と評価」において約 3 倍の不確かさを想定した場合、侵食後の原子炉容器貫通部の破損口径は、ベースケースと比較して約 1% 拡大している。侵食の拡大幅の不確かさとして、「添付 1 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止について」の「4. 感度解析と評価」においてリロケーションが早まることを想定した場合、原子炉容器貫通部の破損口径は、ベースケースと比較して約 3 割増加している。

以上より、エントレインメント係数、破損口径及び落下速度の不確かさはエントレインメント量の不確かさとしてまとめて考えることができ、エントレインメント係数、落下速度、破損口径の不確かさを重畳させると、不確かさ幅は約 5 割となり、不確かさの大きいエントレインメント係数を代表して感度を確認する。

一方、堆積した状態のデブリ粒子に関しては、物理現象としては溶融プールとデブリ粒子が成層化した状態となるが、MAAPコードの解析モデルでは、溶融プールとデブリ粒子が成層化した状態としては取り扱っておらず、クラストと溶融プールから構成される均一な組成の平板状の発熱体として模擬しており、そのモデルの不確かさについては「B) 溶融炉心の冷却過程」で取り扱う。溶融プールとデブリ粒子が成層化した状態では、溶融プールから原子炉下部キャビティ水への伝熱の点で影響があり、不確かさが存在する(感度解析に関しては、後述の「a) 溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱」にて整理する)。

#### b) 溶融炉心の拡がり及び堆積形状

溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面への拡がりについては、水がないドライ状態では、溶融させたステンレス鋼により溶融炉心を模擬した実験より均一に拡がるという知見が得られている。国内 PWR プラントでは、炉心損傷を検知した後に、原子炉下部キャビティへの水張りを行うことから、溶融炉心は冷却され表面にクラストを形成しつつ拡がることとなる。クラストは、溶融炉心の相変化時(固化時)の収縮によりクラックが生じ、溶融炉心の自重によってクラストは崩壊して、拡がっていくが、ドライの状態に比べて、拡がりが抑制されることも報告されており、今後、知見の拡充が必要である。

MAAPコードの解析モデルでは、原子炉下部キャビティ底に落下した溶融炉心は均一に混合された状態を仮定し、原子炉下部キャビティ床面への拡がりについては、拡がり面積を入力条件として与えている。重大事故の緩和策の有効性評価では、原子炉下部キャビティ床全面に均一に拡がることを前提として評価している。これは、米国の新設炉に対する電力要求では炉心出力から原子炉下部キャビティ床面積を求める要求があり、そこでは溶融炉心が床全面に均一に拡がることを前提にした考え方が採用されており、本有効性評価においても同様の考え方に則っている。しかしながら、上述のとおり、冠水した原子炉下部キャビティ床面への溶融炉心の拡がり面積については、DEFOR 実験において堆積形状が山状になるという結果が得られているものの、拡がりの観点で詳細に研究がなされているものではなく、知見の拡充が

必要であり、現象として不確かさがある。よって、原子炉下部キャビティ床面への拡がりについての感度を確認する。

## B) 熔融炉心の冷却過程

### a) 熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱

熔融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱は、熔融プールの表面に形成されるクラストに、原子炉下部キャビティ水によって亀裂が入り、その中に原子炉下部キャビティ水が浸入することによって行われる。

MAAPコードでは、クラストから水への伝熱は沸騰熱伝達として扱っており、その熱流束は Kutateladze の式を用いて計算され、その Kutateladze 係数 $C_K$ は、SWISS 実験において報告されている熔融体から水プールへの熱流束が  $0.8 \text{ MW/m}^2$  であることに基づき  $C_K = 0.1$  としている。実機条件においては、強度評価によってクラストは破損すると評価されており、上面水プールと熔融炉心が直接接触することによって、高い熱流束が維持されるといえる。

Kutateladze の式を原子炉下部キャビティ床に堆積した熔融炉心に対する限界熱流束の式として用いる場合、本来平板に適用する相関式を山状に堆積するクラストや粒子ベッドに適用することになるため、MAAPコードのモデルには不確かさが存在する。クラストと水の界面は、諸外国での実験で示されているように、クラストに亀裂を生じており、そこに水が浸水することが考えられ、解析モデル上はその影響を考慮していないことから、不確かさを有すると言えるが、その場合、クラストと水の接触面が大きくなり、熔融炉心の冷却は促進されることから、クラストの亀裂に関しては、不確かさの観点では問題とならない。また、クラストの表面形状に凹凸が生じる可能性については、伝熱面積が大きくなることから、不確かさの観点では問題とならない。また、上面クラストの温度低下については、熔融炉心が冷却される方向であり、これについても不確かさの観点では問題とならない。一方、熔融プール上にデブリ粒子が堆積することにより、クラストと水の接触が阻害され、熔融炉心の冷却が悪くなることも考えられる。解析モデルでは、このプロセスは模擬されず、熱伝達が悪化することから、不確かさが存在する。これらの不確かさは、熔融炉心の冷却の悪化（熱伝達係数の低下）であるから、熱伝達係数の感度を確認する。

細粒化時の熱伝達については、デブリ粒子の顕熱及び潜熱から水プールへの伝熱が計算され、その伝熱量は膜沸騰及び輻射熱伝達によって計算される。デブリ粒子からの熱量は水蒸気生成と水の温度上昇に変換される。デブリ粒子から水への熱伝達については、細粒化割合と相関があることから、この不確かさについては「エントレインメント係数」の中で整理する。

#### b) 溶融炉心とコンクリートの伝熱

原子炉下部キャビティ底に堆積した溶融炉心は、下側のコンクリート床と側面のコンクリート壁に伝熱する。溶融炉心からコンクリートへの伝熱は、溶融プールからクラストへの伝熱とコンクリートへの伝熱に分けられる。

溶融プールとクラストとの間は、対流熱伝達によって伝熱される。対流熱伝達は、溶融プールのバルク温度と融点温度の差及び溶融プールと炉心クラストとの間の熱伝達係数から計算される。また、クラスト内の温度分布は、溶融炉心とクラストの境界からコンクリート表面への熱流束を用いて、準定常の1次元熱伝導方程式を解くことで計算される。溶融炉心からコンクリート床及び側壁に対する熱流束は、溶融炉心プールから下部及び側部クラストへの伝熱と、クラスト内での発熱によるものである。

溶融プールとクラストとの間の熱伝達については、溶融プール内の状態（固化燃料の割合）に関する不確かさや対流の不確かさが存在する。溶融プールとクラストとの間の熱伝達が大きい場合には、クラストが溶融し、コンクリートへの伝熱量が増大するため、コンクリート侵食がしやすくなる傾向となる。ただし、有効性評価の状態（原子炉下部キャビティへ注水した状態）においては、溶融炉心からの除熱は、溶融炉心と温度差が大きい冷却水側（上面）が支配的になることから、不確かさは存在するものの、影響としては小さいものとする。

クラストとコンクリートの間の熱伝達については、ACE 実験及び SURC 実験に対するベンチマーク解析の結果から実験データと同等の侵食深さが MAAP コードにより模擬できていることから、溶融炉心からコンクリートへの伝熱は、適切に模擬できていると判断する。しかしながら、溶融炉心とコンクリートの接触に関しては MAAP コードでは、理想的な平板で密着した状態で取り扱っていることから、接触面積に不確かさが存在する。接触面積が小さいとコンクリートへの伝熱量が少なくなることが考えられ、解析モデル上はその影響を考慮していないことから、不確かさを有すると言えるが、その場合、クラストとコンクリートの接触面が小さくなり、コンクリート侵食が抑制されることから、接触面積に関しては、不確かさの観点で問題とならない。

### C) コンクリートの侵食過程

#### a) コンクリート組成

コンクリートには主に玄武岩系のコンクリートと石灰岩系のコンクリートがある。コンクリート組成が異なると、コンクリート侵食挙動にも違いが生じる。玄武岩系のコンクリートの特徴は Si の含有量が多い。一方、石灰岩系

のコンクリートの特徴は Ca、CO<sub>2</sub> が比較的多く含まれていることである。しかしながら、コンクリート組成については、物性値が把握できており、不確かさに対する感度解析は不要である。

### (3) 感度解析による確認

前項の検討において抽出された不確かさの項目及びそれらを組み合わせた条件で感度解析により影響を確認した。解析結果については、添付 3 に示しており、ここでは条件設定の考え方及び評価についてまとめる。

#### A) 原子炉下部キャビティ水深

炉心損傷を検知した後 30 分で代替格納容器スプレイを実施することとしており、更に 30 分遅れる場合の感度を確認した。

感度解析の結果、代替格納容器スプレイ操作が遅れることで、原子炉下部キャビティ水深が約半分となり、コンクリート侵食深さは、ベースケースの約 3mm に対して、感度解析ケースでは約 4mm であり、影響はわずかであった。

	解析条件	コンクリート侵食深さ
ベースケース	代替格納容器スプレイ作動： 炉心溶融後 30 分	約 3 mm
感度解析ケース	ベースケース+30 分	約 4 mm

#### B) Ricou-Spalding のエントレインメント係数

エントレインメント係数は、FCI の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された範囲の中間的な値（最確値=) を設定しているが、その範囲の中で細粒化割合が最も低く評価される値（=) とした場合の感度を確認した。

感度解析の結果、エントレインメント係数を小さくしたことで、塊状のまま原子炉下部キャビティ床面に到達する溶融炉心量が多くなり、冷却の観点で厳しい条件となるが、コンクリート侵食深さは、ベースケースの約 3mm に対して、感度解析ケースでは約 4mm であり、影響はわずかであった。一方、ジェットの径及び落下速度の不確かさについては、(2)A) で述べたとおり、エントレインメント係数の不確かさと重畳させると約 5 割の不確かさがあり結果を厳しくする方向であるが、上記の感度解析結果から、影響は小さいと言える。

	解析条件	コンクリート侵食深さ
ベースケース	エントレインメント係数： <input type="text"/>	約 3 mm
感度解析ケース	エントレインメント係数： <input type="text"/>	約 4 mm

### C) 溶融炉心の拡がり面積

水中での溶融炉心の落下過程において、溶融炉心の冷却が進むと、拡がり面積が小さくなり、冷却されないと拡がり面積が大きくなる傾向が、PULiMS 試験 (KTH)、BNL 実験 (KTH)、SPREAD 実験 (日立製作所)、KATS 実験 (カールスルーエ研究センター、FZK) 及び CORINE 実験 (CEA/DRN/DTP) の実験結果から考察されている。水中での溶融物の拡がりの挙動については、これまで実験による知見も少なく、複雑であることから、実現象の不確かさを網羅するという観点で、

①落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケース

②落下時に細粒化などにより冷却が進むケース

の条件が考えられ、①は、評価上、最初の原子炉容器破損による溶融炉心の落下により、原子炉下部キャビティ床面に約  $47\text{m}^2$  の広さで拡がり、原子炉下部キャビティ床面積とほぼ同等となる。その後、断続的に溶融炉心が落下するため、溶融炉心は床全面を超えて拡がると考えられるが、実際は原子炉下部キャビティ壁により拡がりは制限されるため、溶融炉心の拡がり面積としては原子炉下部キャビティ床一面を設定すればよく、ベースケースの設定と同等である。

一方、②の落下時に細粒化などにより冷却が進むケースでは、添付 3 の添付 3-1 に示すように、PULiMS 実験により得られた知見から溶融炉心の水中での拡がり挙動を定式化しており、溶融炉心の質量約 50 t (MAAP コードにおける 1 回目の原子炉容器破損による溶融炉心落下量相当) に対して評価した拡がり面積 (約  $1.8\text{m}^2$ ) に対して、溶融炉心の堆積高さが原子炉下部キャビティ水面より高くなった場合は、原子炉下部キャビティ水面より高い部分については、原子炉下部キャビティ水による冷却がないことから溶融状態のままであり、固化しないと考えられることから、溶融炉心の堆積の高さとしては原子炉下部キャビティ水深までとし、それ以降の堆積は横に拡がることを加味し、原子炉下部キャビティ床面積の約 1/10 を初期値として、落下量に応じて拡がり面積が拡大する条件を設定した。ただし、この条件では、拡がり面積が小さくなるよう、溶融炉心の過熱度分がすべて原子炉下部キャビティ水に伝熱され溶融炉心の融点まで冷却されることを想定しているのに対し、実際は、溶融ジェット径が 0.5m 程度と大きいため、落下過程で冷却されずに過熱度を保ったまま原子炉下部キャビティ床に到達する溶融ジェットの割合が高いと考えられることから、実機条件よりも厳しい条件を与えるものである。

感度解析の結果、溶融炉心の拡がり面積 (= 溶融炉心と水の接触面積) が小さくなることで、溶融炉心の単位時間当たりの除熱量が少なくなり、溶融炉心の冷却に時間を要し、コンクリート侵食深さはベースケースが約 3mm であるのに対して、感度解析ケースでは約 18cm となった。このケースは、前述のとおり

り、実機条件よりも厳しい条件を与えるものであり、実機でのコンクリート侵食量は、感度解析よりも厳しくなることはないと考えられる。また、この結果から、コンクリート侵食が進む場合でも、原子炉下部キャビティ水により溶融炉心は冷却され、最終的にコンクリート侵食が停止し得ることが確認された。

	解析条件	コンクリート侵食深さ
ベースケース	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	約 3 mm
感度解析ケース	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	約 18 cm

#### D) 水と溶融炉心間の熱伝達係数

溶融炉心が原子炉下部キャビティ水に落下する際は、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の間で熱伝達が行われ、それにより溶融炉心が冷却されるとともに、原子炉下部キャビティ床に堆積する際に溶融炉心表面にクラストが形成されると考えられている。したがって、溶融炉心落下直後は熱流束が比較的高い状態が持続され、この間に溶融炉心の保有する熱は原子炉下部キャビティ水によって除熱される。その後、溶融炉心表面にクラストが形成されると、熱流束は低下する傾向となる。

また、CCI 実験においても、溶融物への注水直後は高い熱流束が確認され、その後クラストが冷却されて熱流束も低下する結果が得られているとともに、クラストが自重及び原子炉下部キャビティ水の水頭などによる破損により、原子炉下部キャビティ水と直接接触することで再び高い熱流束が得られている。さらに、実機スケールの現象ではクラストにひび割れが生じるため、高温の溶融炉心と上面水プールが再度直接接触して、高い熱流束が生じる現象が継続的に発生すると判断できる。

以上を踏まえて、本パラメータについて、次の 4 ケースの感度解析を実施する。

感度解析ケース 1 は、CCI 実験において観測されている初期のバルク冷却期間中の熱流束である  $3\text{MW/m}^2$  を条件とし、溶融炉心の温度が低下した場合に崩壊熱相当の熱流束に低下されることを想定したものである。

感度解析ケース 2 は、原子炉下部キャビティへの落下直後の高い熱流束や、クラストの破損による内部の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水との直接接触を考慮せず、CCI-2 及び CCI-3 実験において初期のピークを除外した熱流束である  $0.5\text{MW/m}^2$  を設定したものである。

感度解析ケース3は、段階的に水と溶融炉心との熱伝達係数を変化させるケースである。溶融炉心内部にプールがある状態では、クラストは破損、浸水を繰り返し、安定したクラストは形成されないと考えられ、その状態では溶融物から水への高い伝熱となり、一律に  $0.8\text{MW/m}^2$  を適用する。その後、溶融炉心全体が固化した後は、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水との直接接触を考慮しない熱流束として  $0.5\text{MW/m}^2$  を適用する。さらに、SSWICS 実験で得られた知見として、コンクリート混入があり、コンクリートの混入割合が 15% 程度以上の場合にドライアウト熱流束が  $0.125\text{MW/m}^2$  程度に低下することを模擬して、コンクリート混入割合が 15% に達するまで、コンクリート混入割合に比例させて、ドライアウト熱流束を低下させたものである。

感度解析ケース4は、クラスト全体が固化して温度が低下した状態の熱流束である  $0.2\text{MW/m}^2$  を一律に適用するものであり、溶融炉心の落下直後は高い熱流束の状態を無視した仮想的なケースである。

感度解析の結果、感度解析ケース1、2、3においては、設定した条件に応じてコンクリート侵食深さにわずかな変化はあるものの、有意なコンクリート侵食には至らず、その不確かさが有効性評価の結果へ与える影響は小さい。一方、溶融炉心の落下直後から、安定化クラスト形成後の熱流束を仮定した条件のケース4では、コンクリート侵食が有意に進む結果となった。このケースは、前述のとおり、溶融炉心の落下直後は高い熱流束の状態を無視した仮想的なケースであり現実的に起こり得るものではないと考えられる。

	解析条件	コンクリート侵食深さ
ベースケース	Kutateladze 係数 : 0.1 ( $0.8\text{MW/m}^2$ 相当 <sup>(注)</sup> )	約 3 mm
感度解析ケース1	Kutateladze 係数 : 0.375 ( $3\text{MW/m}^2$ 相当 <sup>(注)</sup> )	約 0 mm
感度解析ケース2	Kutateladze 係数 : 0.0625 ( $0.5\text{MW/m}^2$ 相当 <sup>(注)</sup> )	約 7 mm
感度解析ケース3	Kutateladze 係数 : 溶融物存在時 : 0.1 ( $0.8\text{MW/m}^2$ 相当 <sup>(注)</sup> ) 全体固化時 : 0.0625 ( $0.5\text{MW/m}^2$ 相当 <sup>(注)</sup> ) コンクリート 15% 混入時 : 0.015625 ( $0.125\text{MW/m}^2$ 相当 <sup>(注)</sup> )	約 3 mm
感度解析ケース4	Kutateladze 係数 : 0.025 ( $0.2\text{MW/m}^2$ 相当 <sup>(注)</sup> )	約 20 cm

(注) 大気圧条件

#### E) 感度解析パラメータの組合せ

MCCI 現象は、原子炉下部キャビティ底に堆積した溶融炉心が周囲のコンクリートや原子炉下部キャビティ水と伝熱する過程でさまざまなパターンの不確

かさが考えられること、また直接的な実験例が少なく知見が不十分であることから、A)～D)のパラメータの組合せを考慮し、感度解析を実施した。

解析条件の設定に当たっては、C)で述べた、

①落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケース

②落下時に細粒化などにより冷却が進むケース

に着目して、パラメータの組合せを考慮した。

感度解析ケース1 (①の場合) は、細粒化が進みにくくなるよう設定するため、エントレインメント係数を推奨範囲の最小値とし、溶融炉心の拡がり面積としては、原子炉下部キャビティ床面積を設定した。

感度解析ケース2 (②の場合) は、細粒化が進みやすくなるよう設定するため、エントレインメント係数は推奨範囲の最大値とし、溶融炉心の拡がり面積としては、C)で設定した面積とした。水深については不確かさの範囲では結果への影響が小さいため、ベースケースの値を使用する。水と溶融炉心間の熱流束については、両ケースとも不確かさとして考慮させることとし、現実的な不確かさの幅を確認する観点から、D)の感度解析ケース3の熱流束を使用する。

感度解析の結果、感度解析ケース1は溶融炉心の落下時に冷却されず高温のまま床に到達するケースであり、水と溶融炉心間の熱流束は、最初の落下時に大気圧条件相当で  $0.8\text{MW/m}^2$  に達するものの、その後は瞬時に全体が固化するため、大気圧条件相当で  $0.5\text{MW/m}^2$  となる。このため、溶融炉心温度、コンクリート表面温度はベースケースよりも高温の期間が若干長く維持される。その結果、コンクリート侵食深さは、ベースケースの約  $3\text{mm}$  に対して、感度解析ケース1が約  $4\text{mm}$  となり、わずかに増加する程度であった。なお、感度解析ケース1では、原子炉下部キャビティでの水素生成量がベースケースに比べてわずかながら減少した。具体的には、ベースケースではMCCIによる水素発生量が約  $3\text{kg}$ 、細粒化によるジルコニウム-水反応による水素発生量が約  $18\text{kg}$  であるのに対して、感度解析ケース1では、MCCIによる水素発生量が約  $4\text{kg}$ 、細粒化によるジルコニウム-水反応による水素発生量が約  $10\text{kg}$  となった。これは、感度解析ケース1においてエントレインメント係数を小さくしたことから、細粒化によるジルコニウム-水反応量が少なくなったためである。

感度解析ケース2は、溶融炉心の落下時に細粒化などにより冷却が進むケースである。水と溶融炉心間の熱流束について、溶融炉心の拡がり面積を制限したことで、溶融炉心と水の接触面積が小さくなり、その結果溶融炉心の単位時間当たりの除熱量が少なくなったことで、熱流束が高く維持される時間が長くなっている。また、溶融炉心温度、コンクリート表面温度もベースケースに比べて高温の期間が長く維持され、特にコンクリート表面は融点温度に達している期間が長く、この間にコンクリート侵食が継続する。その後、コンクリー

ト表面温度の低下に伴い、コンクリート侵食は停止する。その結果、コンクリート侵食深さは約 19cm となったが、原子炉下部キャビティ底面のコンクリート厚さは数メートルであり、侵食深さは十分小さいことが確認できた。なお、感度解析ケース 2 においては、コンクリート侵食深さが増加したことにより水素発生量は約 53 kg であり、大部分が原子炉容器破損後 30 分までに発生し、最終的な原子炉格納容器内の水素濃度は 6vol% (ドライ条件換算) に達するが、水素処理装置 (PAR 及びイグナイタ) を使用することで処理が可能なレベルに収まっている。また、エントレインメント係数を大きくしたことにより、細粒化によるジルコニウム-水反応量が多くなり、約 24kg となっている。原子炉容器内での水素発生量と MCCI による水素発生量を合わせると、全炉心内のジルコニウム量の約 37.9% が水と反応する結果となっている。MCCI により発生する水素は、すべてジルコニウムに起因するものであった。

項目	パラメータ	コンクリート侵食深さ
ベースケース	代替格納容器スプレイ作動：炉心溶融後 30 分 エントレインメント係数： <input type="text"/> 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 Kutateladze 係数：0.1 (0.8 MW/m <sup>2</sup> 相当 <sup>(注)</sup> )	約 3 mm
感度解析ケース 1	代替格納容器スプレイ作動：炉心溶融後 30 分 エントレインメント係数： <input type="text"/> 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 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> )	約 4mm
感度解析ケース 2	代替格納容器スプレイ作動：炉心溶融後 30 分 エントレインメント係数： <input type="text"/> 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 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> )	約 19cm

(注) 大気圧条件

#### (4) まとめ

MCCI に関する種々の実験から得られた知見等に基づき不確かさの要因の分析を行い、以下のパラメータ個別の感度解析及び以下のパラメータを組み合わせた感度解析を行い、コンクリート侵食への影響を確認した。

- ・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
- ・溶融炉心の拡がり
- ・水と溶融炉心間の熱伝達係数

感度解析の結果、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と溶融炉心間の熱伝達係数については、コンクリート侵食量への感度は小さく、重大事故対策の有効性評価の結果に影響は与えないことを確認した。

溶融炉心の拡がりについては、溶融炉心が過熱度を持ち連続的に原子炉下部キャビティ床へ落下すること等から、原子炉下部キャビティ床面積相当に拡がると考えられるが、溶融炉心の過熱度分がすべて原子炉下部キャビティ水に伝熱され溶融炉心の融点まで冷却されることを想定し、局所的に堆積する条件を仮定した場合でも、コンクリート侵食は約 18cm にとどまる結果であった。

感度解析パラメータを組み合わせた場合の感度解析でもコンクリート侵食は約 19cm となったが、継続的なコンクリート侵食は生じないことが確認できた。また、原子炉下部キャビティ底面のコンクリート厚さは数メートルであり、侵食深さは十分小さいことが確認できた。この規模のコンクリート侵食が発生する場合でも、原子炉格納容器内の水素濃度は 6vol%程度（ドライ条件換算）にとどまり、水素処理装置（PAR 及びイグナイタ）による処理が可能なレベルに収まる結果となっている。また、MCCI により発生する水素は、すべてジルコニウムに起因するものであった。

以上のことから、物理現象を踏まえた不確かさを考慮すると、コンクリート侵食については、溶融炉心の拡がりが影響を与えることが明らかとなった。一方で、厳しい条件を組み合わせた場合においても、最終的にコンクリート侵食が停止し得ることから、原子炉下部キャビティに水を張ることによる溶融炉心の冷却の効果も確認できた。しかしながら、MCCI については、複雑な多成分及び多相熱伝達現象であり知見が不十分であること、また直接的な実験例が少ないことから、今後も継続して検討を進め、知見の拡充に努めることが重要であると考えられる。

#### 4.3.11 1次系内 FP 挙動、原子炉格納容器内 FP 挙動

炉心損傷の検知直後に直ちに実施する運転員等操作としては、1次系減圧操作と原子炉格納容器注水操作があり、炉心損傷の検知手段の1つとして原子炉格納容器内線量率がある。このため、炉心損傷とそれに伴うFPの原子炉格納容器への放出による原子炉格納容器内線量率の上昇のタイミングが適切に評価される必要がある。そこで、FP放出モデルの感度がFPの原子炉格納容器内放出タイミングほどの程度影響するかを確認する。

有効性解析で採用しているFP放出モデルの炉心損傷検知の観点での妥当性を検討するために、炉心からのFP放出速度を変更した感度解析によって、炉心損傷検知判断に影響があるかを確認する。着目するFPは、最も早期に放出され、放出過程で沈着せず、原子炉格納容器内線量率に最も影響する希ガスとする。

炉心損傷検知判断が遅れる可能性があるという観点から、FP放出モデル間の放出速度の相違の幅を参照し、炉心からのFP放出速度に係る係数を1割低減し、どの程度影響があるかを感度解析によって評価した。評価対象シーケンスは、FPの原子炉格納容器への放出が加圧器逃がしタンクを経由するため、LOCA事象よりも遅くなる「全交流動力電源喪失+補助給水失敗」を想定した。

原子炉格納容器上部区画の希ガス量を図4.3-22に示す。ベースケースとFP放出率に係る係数を1割低減させたケースとを比較すると、いずれの場合も、原子炉格納容器上部区画の希ガス量は、燃料被覆管破損時点から増加し始め、炉心が本格的に溶融するにしたがって急激に増加し、最終的にほぼ同じ量になった。したがって、FP放出速度が1割低減しても、炉心損傷検知判断への影響はほとんどないといえる。この結果はFPが加圧器逃がしタンクを経由せず、直接原子炉格納容器へ放出されるLOCA事象にも適用可能であると考えられる。

また、炉心溶融時点における原子炉格納容器内線量率は、感度解析ケースにおいてベースケースよりも約2%高くなる結果となった。感度解析ケースでは、FP放出速度を低下させているが、その分崩壊熱が燃料内に蓄積され、炉心の温度が高くなることから、FP放出量が増加し、炉心溶融時点における原子炉格納容器上部区画のFP質量は感度解析ケースの方が多くなっており、その結果線量率もわずかに増加した。しかしながら、炉心溶融開始後、原子炉格納容器内の線量率は急激に増加することから、いずれにしても炉心損傷検知判断への影響はほとんどないと考えられる。

「本製品（又はサービス）には、米国電力研究所（the Electric Power Research Institute）の出資により電力産業用に開発された技術が取り入れられています。」

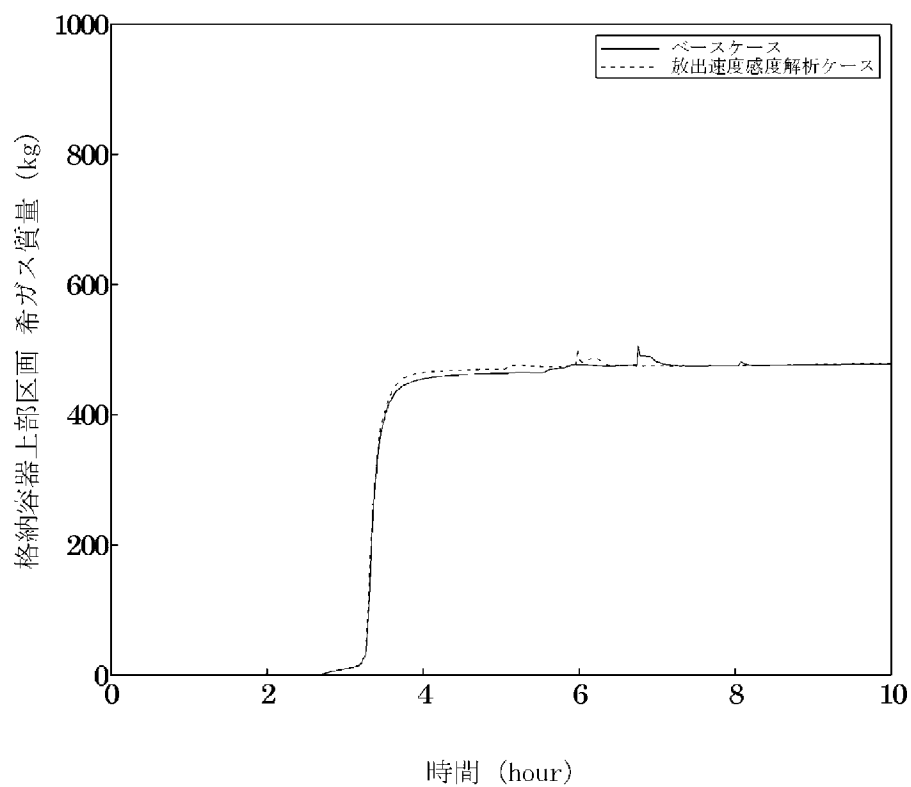


図 4.3-22 FP 放出速度感度解析

#### 4.4 実機解析への適用性

##### 4.4.1 事故解析及び実験解析の実機への適用性

各種の事故解析及び実験解析によりモデルの妥当性を確認し、さらに、スケール性に関する考察を行い、実機への適用性を確認する。確認結果を以下に記述する。

##### (1) 冷却材放出（加圧器）

加圧器逃がし弁からの放出量は、加圧器逃がし弁の設定圧における流量特性を入力値として与えることから、作動時の流量には妥当性がある。TMI 事故解析（実機スケール）において、事故発生から加圧器逃がし弁元弁閉止（約 139 分）までの 1 次系圧力及び加圧器水位に着目した考察を行った結果、1 次系圧力及び加圧器水位は、TMI 事故データの特徴を模擬できていることから、加圧器逃がし弁からの冷却材放出モデルが妥当であることを確認した。

TMI 2 号機は、国内の 3 ループプラントと同程度の出力であるが、大型の貫流型蒸気発生器を採用した 2 ループプラントであることが特徴である。MAAP コードによる解析は、このような特徴を入力条件として与えており、そこで得られた応答が事故データを模擬しているものであれば、解析モデルも妥当性を有すると考えられる。また、MAAP コードの 1 次系モデルは、健全側ループを 1 ループに縮約した 2 ループモデルであるが、この取扱いは、多くのコードで採用された実績があり、3 ループプラントや 4 ループプラントへの適用性を有すると考えられる。

なお、有効性評価では、格納容器破損防止対策として加圧器逃がし弁開放による 1 次系強制減圧を行い、加圧器逃がし弁からの冷却材放出が減圧挙動に影響するが、臨界流の計算に用いている Henry-Fauske モデルでは、蒸気単層放出に対しては、参考文献[4]に示されるように、その理論式は、低圧の領域においても実験結果をよく再現することが示されている。

以上より、MAAP コードは加圧器からの冷却材放出に関して実機解析に適用できる。

##### (2) 1 次系から 2 次系への熱伝達、冷却材放出（臨界流・差圧流）、2 次側水位変化・ドライアウト（蒸気発生器）

MB-2 実験の解析結果より、「1 次系から 2 次系への熱伝達」、「冷却材放出」及び「2 次側水位変化・ドライアウト」については、適正に評価されることを確認した。不確かさは小さいが、2 次系からの液相放出を伴う場合には、ともに過大評価する傾向があることを確認した。

MB-2 実験装置は、実機よりも規模が小さい 1/7 スケールであるものの、幾何的かつ熱水力的には同等に設計され、内部構造物も模擬したものである。したがっ

て、ここで評価された「1次系から2次系への熱伝達」の不確かさについては、実機スケールにおいても適用できると考えられる。「冷却材放出(臨界流・差圧流)」については、有効性評価では、主蒸気逃がし弁や主蒸気安全弁からの放出であり、設計に基づいた容量を入力値で与え、その上で、上述の液相放出時の不確かさを扱えば良く、実機スケールにおいても適用できると考えられる。「2次側水位変化・ドライアウト」については、実験装置の伝熱管高さ比は実機に比べ約2/5であり、スケール比を加味しても、不確かさが過度に拡大することはない、実機スケールにおいても適用できると考えられる。

また、蒸気発生器は、2～4ループプラントで、ほぼ同等なものが設置されており、プラントのループ数に対する依存性はない。

以上より、MAAPコードの蒸気発生器モデルは、実機解析に適用できる。

### (3) 区画間の流動(蒸気、非凝縮性ガス)、構造材との熱伝達

HDR実験(実機スケール、70ノード)、CSTF実験(実機スケールの0.3倍、4ノード)の種々の解析結果より、「構造材との熱伝達」を小さめに評価することを確認した。これに起因して原子炉格納容器内温度については十数℃程度高めに、原子炉格納容器圧力を1割程度高めに評価する傾向を確認した。これらは、HDRの縦長格納容器形状及び高い注入点の条件により温度成層化を高めに評価した結果生じた可能性があり、PWRの原子炉格納容器及び低位置の1次系では、上記の傾向は緩和され、より適切に模擬する方向になると考えられる。

一方、HDR実験、CSTF実験の解析結果より、原子炉格納容器中に放出した非凝縮性ガスの濃度は、実験結果をよく模擬していることを確認した。

また、詳細なノード分割(70ノード)を行っているHDR実験と実機解析と同程度のノード分割を行っているTMI事故及びCSTF実験(いずれも4ノード)において、同様の挙動が確認されていることから、実機解析のノード分割数においても、原子炉格納容器内の挙動を適切に模擬できることを確認した。

さらに、ループ数が異なるプラントにおいても、蒸気、ガス及び液体の基本的な流動は共通である。ループ数が異なることにより、流体の移動に係る駆動力や凝縮等の熱的変化の度合いが異なるが、MAAPコードでは、異なるサイズや形状を持つHDR実験及びCSTF実験に対して同様の挙動が確認されており、ループ数が異なることによる原子炉格納容器内の流動の差は、コードにより十分に模擬されるものと判断できる。

以上より、MAAPコードは、原子炉格納容器の流動に関して実機解析に適用できる。

- (4) 炉心ヒートアップ（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）、リロケーション、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、水素濃度変化

炉心ヒートアップ時の水素発生について、水素発生量及びその発生期間が TMI 事故の分析結果と概ね一致する結果が得られることを確認した。

炉心ヒートアップ（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）に引き続き計算された炉心のリロケーションについては、220 分時点の炉心状態について、TMI 事故の分析結果と一致する状態が得られていることを確認した。下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達として、原子炉容器壁面の温度の挙動に着目し、同様に、TMI 事故の分析結果と同等な結果が得られていることを確認した。

TMI-2 号機の炉心は、国内の 3 ループプラントと同程度のサイズであり、また、炉心ヒートアップやリロケーションに関する基本的な現象は、ループ数を問わず同様の経過となるものと考えられる。

以上より、炉心ヒートアップ（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）モデル、炉心リロケーションモデル、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達モデルについて、実機解析に適用できる。

- (5) 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

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分解挙動においては、実機の床面積及び溶融炉心の体積に基づいた溶融炉心の厚さが伝熱挙動モデルに反映され、下方向及び横方向にそれぞれ 1 次元的挙動として扱われている。ACE 実験及び SURC 実験は、注水がなく、かつ、溶融炉心の堆積状態が既知であることから、注水による冷却や粒子ベッド形状といった他の要因の影響が小さい状態でのコンクリート侵食挙動が確認でき、「溶融炉心とコンクリートの伝熱」及び「コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生」の現象モデルの確認として有効である。

ACE 実験及び SURC 実験のコンクリート侵食挙動に対し、MAAP コードの解析結果は、溶融炉心温度及びコンクリート侵食深さの時間変化を比較的適切に模擬している。なお、ACE 実験では二酸化ウランと酸化ジルカロイなどの混合物が使用されており、熱的物性も実機に近い条件となっている。溶融炉心からコンクリートへの熱移動は、基本的にクラスト内の熱伝導や溶融炉心に接するコンクリート内の熱伝導が主要な熱移動挙動になるため、下方向の侵食挙動に関しての不確かさは比較的小さいと考えられる。

以上より、ACE 実験及び SURC 実験のような溶融炉心の形状が既知の場合に、MAAP コードのモデルにおいて実験で観測されたコンクリート侵食挙動を再現

できることが確認され、「熔融炉心とコンクリートの伝熱」及び「コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生」の現象モデルの不確かさは小さく、実機解析に適用可能と考えられる。このように、床面積及び熔融炉心の体積に基づいた熔融炉心の厚さに応じた挙動を取り扱うことができ、ループ数に依らず、適用可能である。

なお、実機におけるコンクリート侵食挙動に関しては、原子炉下部キャビティでの FCI 現象も含めた熔融炉心の堆積の仕方（すなわち、粒子ベッド形状）や水による冷却などがコンクリートへの伝熱挙動にも影響する複合的な現象であることから、添付 3 において総合的な検討を行っている。

#### (6) 1 次系内 FP 挙動、原子炉格納容器内 FP 挙動

PIIEBUS-FP 実験に対する MAA P コードによる実験解析をベースに MAA P コードの FP 挙動関連モデルの妥当性を検討した。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、その後の燃料被覆管酸化反応熱を大きめに評価し、燃料被覆管温度が高めに推移し、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ている。燃料からの FP 放出割合では、最終的な放出割合について実験と同程度となっているものの、燃料被覆管温度を高めに評価し、放出の時間変化に相違がある。これらは、小規模な炉心体系の模擬性に起因していると考えられるが、実機スケールでは、ノード分割数が多く、この種の不確かさは小さくなると考えられ、実機解析へ適用可能であると考えられる。

ABCOVE-AB5 実験に対する MAA P コードの解析結果をベースに気相から FP エアロゾルが重力沈降により離脱する挙動モデルの妥当性を確認した。この試験では、FP エアロゾルが凝集し、粒子径が成長することで重力沈降速度が高くなり、その結果、気相の FP 濃度が減衰する挙動を測定している。MAA P コードでは試験結果を良く模擬しており、また厳密な計算結果とも良い一致を示し、原子炉格納容器内の気相中の FP 濃度が減衰する挙動を模擬できている。実験では高さ 20m、床面積 45m<sup>2</sup> で原子炉格納容器の区画のスケールと大きな相違がないことや、エアロゾルの凝集に伴い沈降速度が増大する挙動は区画の大きさに依存しないので、スケールの観点においても実機への適用は可能であると考えられる。

FP 放出開始のタイミングは運転員等操作検討のための炉心損傷検知の観点で重要になり、原子炉格納容器への FP 放出量、1 次系内及び原子炉格納容器内の空間内における気相中の FP の減衰挙動は、環境への潜在的な放出可能な量であり重要になると考えられる。これらの 2 つの観点で概ね妥当に評価されていることを考慮すると、MAA P コードの FP 挙動モデルは実機への適用性を有すると思われることができる。

#### 4.4.2 感度解析による検討の整理

感度解析では、重要現象に関連したパラメータの不確かさ幅を分析し、感度解析を実施することによって、その重要現象に対する影響を把握し、実機解析への適用性を確認する。

##### (1) 沸騰・ボイド率変化、気液分離（炉心水位）・対向流（炉心）、気液分離・対向流（1次冷却系）

炉心水位挙動に関連する現象であり、有効性評価において炉心水位挙動が評価指標に直接影響する「ECCS 再循環機能喪失」に対して、MAAPコードとM-RELAP5コードの比較を行うことで、MAAPコードに対する不確かさの評価を行った。

MAAPコードとM-RELAP5コードの解析結果の比較から、①炉心及び上部プレナム領域のボイド率について上部プレナム領域ではやや過小評価するものの、両コードで同等であること、②MAAPコードでは高温側配管領域（水平部から蒸気発生器伝熱管の鉛直部まで）の保有水量を多めに評価する傾向があること、及び、③蒸気発生器伝熱管への液相流入が少なく、2次側からの伝熱により発生した蒸気による1次側の圧力損失の増加（いわゆる「スチームバインディング効果」）が小さくなるが、高温側配管領域の液相分布に影響することから、その影響は②項に含まれていることを、それぞれ確認した。代表3ループプラントの場合、M-RELAP5コードとの比較より、高温側配管領域の保有水量を多めに評価することによりECCS再循環切替失敗後の炉心露出までの時間を約15分遅く評価することを確認した。

また、1次系の保有水量を多めに評価する影響として、原子炉格納容器圧力を低めに評価するが、MAAPコードとM-RELAP5コードの計算結果から得られる放出エネルギーの差から見積もられる原子炉格納容器圧力の差はわずかである。

一方、比較に用いたM-RELAP5コードについては、MAAPコードの計算結果を境界条件に用いることが解析結果に与える影響は軽微であること、「第1部 M-RELAP5コード」に示すようにECCS再循環機能喪失後の炉心露出予測について非保守的な傾向とはならないことを確認している。

これらの結果から、再循環切替失敗までの高温側配管領域の保有水量を多めに評価することにより炉心露出までの時間を長く評価する傾向をMAAPコードの不確かさとして取り扱う。この影響は、代表3ループプラントの場合は約15分であり、プラントごとに評価を要する。

以上より、MAAPコードによる ECCS 再循環機能喪失の評価結果に対して、炉心露出までの時間を長めに評価する不確かさを考慮することで、ECCS 再循環機能喪失に係る炉心損傷防止対策の有効性を確認することが可能である。

## (2) ECCS 蓄圧タンク注入

蓄圧タンクからの注人流量は蓄圧タンク内圧と 1 次系圧力の差圧及び配管圧力損失に基づき計算するモデルであり、また、一般的な状態方程式及び差圧流モデルが使用されていることから、解析モデルとしての不確かさは小さいと考えられるが、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」（及び「格納容器過温破損」）においては、1 次系強制減圧時の 1 次系圧力に影響を与える可能性があるため、影響程度の把握を目的として感度解析を行った。蓄圧注入ラインの流動抵抗（圧力損失）を 50%増加させた場合でも、事象進展に与える影響は軽微であり、蓄圧タンク内圧と 1 次系圧力の差圧流に関するモデルの感度が小さいことを確認した。感度解析を行った評価事故シーケンスでは、1 次系圧力の低下が緩やかであり、蓄圧タンクからの注入量が少なく、注入ラインの流動抵抗の差が注入量自体に影響しないことを示している。

この感度解析は 4 ループプラントの条件で実施したものであるが、ループ数によらず解析モデルの取扱いは同じであり、また、実機設備は炉心出力（崩壊熱）に応じて蓄圧タンク容量が決定されおり、2、3 ループプラントに対しても同様の結果が適用可能であると判断される。したがって、MAAP コードは蓄圧注入特性に関して、個別のプラントにおいても、実機解析に適用できる。

## (3) 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

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については、原子炉格納容器内に水素が存在する場合の影響を確認した。代表 3 ループプラントの場合、最大水素濃度（ドライ条件換算で 13vol%）を想定すると、水素が存在しない場合に対し、除熱量で約 7%、流速で約 10%の性能低下が見込まれ、感度解析による影響評価の結果、原子炉格納容器圧力を 0.016MPa、温度を 2°C 程度高めに評価することを確認した。不確かさを考慮することで、原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍及び原子炉格納容器内温度 200°C までの余裕は少なくなる傾向となるが、水素による性能低下の影響は、最高使用圧力の 2 倍及び 200°C に対する余裕に比べて 1 桁程度小さい。なお、本評価は、最大限水素濃度が増加するとした場合（ドライ条件換算 13vol%）に対する評価であり、実際の性能低下は水素濃度に依存する。

上記は、代表 3 ループプラントを対象とした結果であり、ループ数によらず各プラントで同様の格納容器内自然対流冷却の方式（メカニズム）を採用している

ことから、原子炉格納容器内に水素が存在する場合に圧力及び温度を高め評価する傾向については各プラントでも同様であり、MAAPコードの自然対流冷却に関するモデルは、水素が存在する場合の影響評価手法も含め、実機解析への適用性を有すると判断される。ただし、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冷却性能等の条件はプラントによって異なることから、水素による性能低下の幅及びその影響程度はプラントごとに評価を要する。

#### (4) 炉心ヒートアップ

炉心ヒートアップに関する解析モデルについては、4.2.1に示したように、TMI事故の分析結果と比較し、妥当な結果が得られている。また、MAAPコードの解析モデルがTMI事故あるいはその後の検討により得られた知見を基に開発されていることも踏まえると、MAAPコードの解析モデルは一定の妥当性を有していると判断できる。しかしながら、炉心溶融時の実機の挙動に関しては、現段階では十分な知見が得られていない状況であることから、ここでは、炉心ヒートアップに関する解析モデルに関連したパラメータに対する感度解析により、その影響程度を把握した。

炉心ヒートアップは、崩壊熱及びジルコニウム-水反応の酸化反応熱により進展することから、酸化反応が促進されることを模擬してジルコニウム-水反応速度の係数を変化させた場合の感度解析を行った。感度解析においては、仮想的な厳しい想定ではあるが、2倍とする条件とした。感度解析は代表4ループプラントを対象とし、炉心領域の冷却材による除熱の効果により差が生じることから、SBOシーケンスとLOCAシーケンスについて実施した。

その結果、運転員等操作の起点となる炉心溶融については、SBO、LOCAシーケンスのいずれも感度は小さいことを確認した。また、炉心溶融後の事象進展として、下部プレナムへのリロケーション開始は、SBOシーケンスの場合に14分早まる結果であったが、原子炉容器破損時点の1次系圧力は2.0 MPa[gage]を下回り、SBOシーケンスは事象進展が遅く、炉心溶融開始から原子炉容器破損までは3~4時間程度の時間がかかるため、原子炉下部キャビティへの注水も十分になされた状態である。また、原子炉格納容器圧力への影響もわずかである。一方、LOCAシーケンスの場合は約30秒早まる結果であり、事象進展への影響は小さい。これは、LOCAシーケンスでは1次系保有水量が早期に減少することで、炉心の過熱が早く進むためである。

以上、酸化反応が促進されることを模擬し、仮想的な条件としてジルコニウム-水反応速度の係数を2倍とした場合の影響程度を把握した。実際には、2倍に相当する程度まで酸化反応が促進されることは考えにくく、また、MAAPコード

で採用している Baker-Just 相関式は、酸化反応量を過大に推定するように導出した式であり、ヒートアップを早めに評価する傾向となる。

この結果は4ループプラントに対して評価したものであるが、現象のメカニズムは2、3ループプラントでも同じであり、感度解析と同様の傾向となる。MAAPコードの炉心ヒートアップに関する解析モデルは、実機解析に適用できると判断される。

一方、「ECCS 再循環機能喪失」では、炉心が露出する場合の重要現象として「燃料棒表面熱伝達」が挙げられているが、有効性評価では炉心露出を判断基準としており、炉心が冠水した状態では「燃料棒表面熱伝達」が炉心水位や燃料被覆管温度に与える影響は小さく、実機解析に適用できると判断される。

#### (5) リロケーション

炉心のリロケーションに関する解析モデルについては、4.2.1 に示したように、TMI 事故の分析結果と比較し、妥当な結果が得られている。また、MAAPコードの解析モデルがTMI 事故あるいはその後の検討により得られた知見を基に開発されていることも踏まえると、MAAPコードの解析モデルは一定の妥当性を有していると判断できる。しかしながら、炉心溶融時の実機の挙動に関しては、現段階では十分な知見が得られていない状況であることから、ここでは、炉心のリロケーションに関する解析モデルに関連したパラメータに対する感度解析により、その影響程度を把握した。

MAAPコードでは、燃料の温度履歴に応じて燃料ペレットが崩壊するまでの時間を計算しており、その判定基準を□□K引き下げることで、リロケーションが早く進展する状態を模擬した。

SBO シーケンスの場合、リロケーションの開始自体は、早期に発生するが、初期の段階では崩壊した燃料は炉心部に留まるために、下部プレナムへのリロケーション量が多くなる時間としては約20分早まり、原子炉容器破損時刻は、感度解析ケースの方が約26分早くなったが、原子炉容器破損時点の1次系圧力は2.0 MPa[gage]を下回り、SBO シーケンスは事象進展が遅く、炉心溶融開始から原子炉容器破損までは3~4時間程度の時間がかかるため、原子炉下部キャビティへの注水も十分になされた状態である。一方、LOCA シーケンスの場合は、リロケーション開始が約24秒、原子炉容器破損が約3分、それぞれ早くなり、大きな感度はない結果であった。これは、LOCA シーケンスでは1次系保有水量が早期に減少することで、炉心の過熱が早く進むためである。

以上、燃料ペレットが崩壊する条件を、大幅ながら、□□K引き下げることでリロケーションが早く進展する状態を模擬した感度解析を行い、SBO シーケンスに対して感度があるものの、原子炉容器破損時の1次系圧力は2.0MPa[gage]以下で

あり、かつ、原子炉下部キャビティには十分な注水があることから、実機解析での評価に影響を与えるものではない。

この結果は4ループプラントに対して評価したものであるが、現象のメカニズムは2、3ループプラントでも同じであり、感度解析と同様の傾向となる。MAAPコードのリロケーションに関する解析モデルは、実機解析に適用できると判断される。

#### (6) 原子炉容器内 FCI (溶融炉心細粒化、熱伝達)

原子炉容器内 FCI により生じる圧力スパイクは、原子炉冷却材圧力バウンダリや原子炉格納容器の破損に対する脅威とはならないと考えられるが、高圧溶融物噴出を防止する観点で、原子炉容器破損の時期とあいまって、影響するものと考えられることから、不確かさの整理と感度解析によりその影響を把握した。

圧力スパイクの大きさは溶融炉心の細粒化割合及び粒子径の影響が大きいため、細粒化モデルとして適用している Ricou-Spalding モデルにおけるエントレインメント係数、デブリ粒子の径をパラメータとして感度解析を実施した。

その結果、いずれの場合でも圧力スパイクは原子炉容器破損までに収束する結果となっており、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。このことは、原子炉容器内 FCI は下部プレナムのドライアウトとともに収束し、原子炉容器破損は下部ヘッドへの伝熱量が多くなるドライアウト後に発生するため、両者が重畳しにくいことを示している。

この結果は4ループプラントに対して評価したものであるが、炉心質量と1次系体積の比は2、3ループプラントと同程度であるため、感度解析パラメータの影響は4ループプラントで代表でき、結果への影響も小さい。これにより、MAAPコードのモデルの不確かさの影響が確認できたため、MAAPコードの原子炉容器内 FCI に関するモデルは、実機解析に適用できると判断される。

#### (7) 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達

下部プレナムでの溶融炉心の状態により、原子炉容器の破損時期への影響が考えられる。4.2.1 において、下部ヘッドの温度挙動に関して TMI 事故の分析結果と比較した結果からは、一定の妥当性があると判断される一方で、下部プレナムでの溶融炉心の冷却挙動に関する現象は、不確かさが大きいと考えられる。そこで、下部プレナムでの溶融炉心の冷却挙動に関する解析モデルに関して感度解析を行い、その影響程度を把握した。

溶融炉心と上面水プールとの伝熱は限界熱流束により制限されるが、この制限を低下させた条件で感度解析を実施した。その結果、原子炉容器下部ヘッドの計

装案内管溶接部の破損割合及び原子炉容器下部ヘッドのクリープ破損割合の増加はわずかであり、原子炉容器破損時刻にほとんど感度がないことが確認された。

一方、溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達については、ギャップにおける限界熱流束で制限される。この制限を低下させた条件で感度解析を実施した結果、原子炉容器下部ヘッドの計装案内管溶接部の破損割合及び原子炉容器下部ヘッドのクリープ破損割合の増加はわずかであり、原子炉容器破損時刻にほとんど感度がないことが確認された。

溶融炉心と上面水プールとの伝熱、溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達ともに感度が小さい結果となった。これは、下部プレナムがドライアウトするまでの期間のみの作用にとどまるためである。また、溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達について原子炉容器破損時期への影響が小さいことは、溶融炉心と原子炉容器への浸水があることで、原子炉容器への伝熱を抑制する効果があることを示している。

上記の感度解析は4ループプラントを対象に評価したものであるが、原子炉容器下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達挙動は、ループ数によらず同様の取扱いとなっている。感度解析パラメータの影響は4ループプラントにおいて結果への影響が小さいため、2、3ループプラントにおいても同様の傾向となる。これにより、MAAPコードのモデルの不確かさ幅が確認できたため、MAAPコードは下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関して、実機解析に適用できると判断される。

#### (8) 原子炉容器破損

計装用案内管溶接部の破損は、溶接部の歪み量と、最大歪み（しきい値）を比較することで判定している。そこで、最大歪み（しきい値）を1/10に低下させた場合の感度解析を実施した結果、原子炉容器破損時間が5分程度早まることを確認した。この結果は、有意な感度を確認する目的から最大歪み（しきい値）を1/10に低下させているが、実機解析においては、最大歪がここまで低下することはないので、影響は大きくないものと判断される。

この結果は4ループプラントを対象に評価したものであるが、原子炉容器本体や計装用案内管の構造は個別プラントによらず大きな違いはないため、2、3ループプラントにおいても、4ループプラントと同程度の影響があると考えられる。これにより、MAAPコードのモデルの不確かさ幅が小さいことが確認でき、原子炉容器破損に関するモデルは、実機解析に適用できると判断される。

(9) 原子炉容器外 FCI (溶融炉心細粒化、熱伝達)

原子炉容器外 FCI について、添付 2 において、国内外で実施された実験等による知見を整理するとともに、解析モデルに関する不確かさの整理を行い、感度解析により有効性評価への影響を確認した。

原子炉容器外 FCI における水蒸気爆発に関しては、 $UO_2$  を用いた大規模 FCI 実験である FARO 実験、KROTOS 実験及び COTELS 実験の結果から、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて小さいと結論付けた。また、参考文献[27]に示す JASMINE コードを用いて水蒸気爆発が発生したという条件における格納容器破損確率の評価について考察し、評価で想定した条件(トリガリング及び融体ジェット直径)が実機解析に比べて厳しくなるよう選定され、水蒸気爆発時のエネルギーが高くなるように評価されたものであることから、実機において発生エネルギーは原子炉格納容器への脅威にはならないと結論付けた。以上より、有効性評価において、原子炉容器外 FCI における水蒸気爆発に関しては発生可能性が低く、水蒸気爆発挙動及びその後の原子炉格納容器の動的挙動に関する評価は必須とはならない。

原子炉容器外 FCI における圧カスパイクに関しては、解析モデルでの不確かさは①原子炉下部キャビティ水深、②原子炉容器破損口径、③Ricou-Spalding モデルのエントレインメント係数及び④デブリ粒子の径に代表され、それぞれをパラメータとした感度解析を実施した。その結果、いずれのパラメータについても、原子炉容器外 FCI により生じる圧カスパイクへの感度が小さいことを確認した。

原子炉容器外 FCI による圧カスパイクは、原子炉下部キャビティに落下する溶融炉心の量や原子炉下部キャビティ水深等の条件に依存して変化し得るものの、そのメカニズムはループ数に依存しないこと、また、PWR プラントの原子炉格納容器が十分大きな自由体積を有しており原子炉容器外 FCI に伴う水蒸気発生に対する原子炉格納容器圧力の上昇を抑制しうることから、原子炉容器外 FCI に関する不確かさが有効性評価結果に与える影響は小さく、実機解析への適用性を有すると考えられる。

また、次項で述べるとおり、MCCI への影響の観点で、①原子炉下部キャビティ水深及び②Ricou-Spalding モデルのエントレインメント係数をパラメータとした感度解析を実施しており、その結果、コンクリート侵食深さに有意な影響はなく、感度が小さいことを確認した。

(10) 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

MCCI に関する種々の実験から得られた知見等に基づき不確かさの要因の分析を行い、①原子炉下部キャビティ水深及び②Ricou-Spalding モデルのエントレ

ンメント係数、③溶融炉心の拡がり及び④水と溶融炉心との熱伝達係数をパラメータとした個別の感度解析及びこれらを組み合わせ、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行い、コンクリート侵食への影響を確認した。

①原子炉下部キャビティ水深、②Ricou-Spalding モデルのエントレインメント係数及び④水と溶融炉心との熱伝達係数については、コンクリート侵食量への感度が小さいことを確認した。

③溶融炉心の拡がりについては、拡がり面積が小さくなるよう、溶融炉心の過熱度分がすべて原子炉下部キャビティ水に伝熱され溶融炉心の融点まで冷却されることを想定し、拡がり面積と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 であった。また、①～④に関してコンクリート侵食に対して厳しい条件を組み合わせた場合の感度解析を行い、コンクリート侵食は約 19cm に達する結果となったが、原子炉下部キャビティ底面のコンクリート厚さは数メートルであり、侵食深さは十分小さいことが確認できた。このときの、MCCI による水素発生を加えても、最終的な原子炉格納容器内の水素濃度は 6vol%程度（ドライ条件換算）にとどまり、水素処理装置（PAR 及びイグナイタ）による処理が可能な程度であった。

上記の感度解析は、溶融炉心が拡がりにくくなるよう、実機条件よりも厳しい条件を与えるものであり、実機でのコンクリート侵食量は、感度解析よりも厳しくなることはないと考えられ、これを不確かさとして設定する。

この結果は 3 ループプラントを対象としたものであり、MAAP コードの解析モデルとしては各プラントの実機解析に適用できると考えられるが、その不確かさ幅については、溶融炉心の総量等に影響を受けると考えられることから、プラントごとに評価が必要である。

#### (11) 1 次系内 FP 挙動、原子炉格納容器内 FP 挙動

炉心損傷検知判断が遅れる可能性があるという観点から、FP 放出モデル間の放出速度の相違の幅を参照し、炉心からの FP 放出速度に係る係数を 1 割低減し、どの程度影響があるかを感度解析によって評価した。その結果、ベースケース、感度解析ケースともに、原子炉格納容器上部区画の希ガス量は、燃料被覆管破損時点から増加し始め、炉心が本格的に溶融するにしたがって急激に増加し、最終的にほぼ同じ量になった。したがって、FP 放出速度が 1 割低減しても、炉心損傷検知判断への影響はほとんどないといえる。

この結果は 4 ループプラントを対象に評価したものであるが、FP 放出速度は燃料に関連するもので個別プラントへの依存性は小さいと考えられることから、2、

3 ループプラントに対しても同様の傾向となると考えられる。

以上より、MAAPコードは1次系内FP挙動、原子炉格納容器内FP挙動に関して、実機解析に適用できると判断される。

表 4.4-1 重要現象の不確かさの整理 (1/6)

分類	重要現象	解析モデル	妥当性確認	不確かさ
炉心	崩壊熱	炉心モデル（原子炉出力及び崩壊熱）(3.3.2(2))	・不要	○入力値に含まれる。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル（炉心熱水力モデル）(3.3.2(3))	・TMI 事故解析 (4.2.1)	○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した。
	燃料棒表面熱伝達	溶融炉心挙動モデル（炉心ヒートアップ）(3.3.7(1))	・感度解析 (4.3.4 及び添付 1)	○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した（代表4ループプラントを例とした）。 ・SBO、LOCA シーケンスともに、運転員等操作の起点となる炉心溶融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分早まる。LOCA シーケンスでは30秒程度早まる。
	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）(3.3.2(4))	・感度解析 (4.3.1)	○「ECCS 再循環機能喪失」について、MAAPコードとM-RELAP5コードの比較から、以下により、MAAPコードは、炉心露出までの時間を長く評価する傾向があることを確認した。 ①炉心及び上部プレナム領域のボイド率について上部プレナム領域ではやや過小評価するものの、両コードではほぼ同等である。 ②高温側配管領域（水平部から蒸気発生器伝熱管の鉛直部まで）の保有水量を多めに評価する。 ③蒸気発生器伝熱管への液相流入が少なく、2次側からの伝熱により発生した蒸気による1次側の圧力損失の増加（いわゆる「スチームバインディング効果」）が小さいことが高温側配管領域の液相分布に影響するが、②項に含まれる。 ○また、1次系の保有水量を多めに評価する影響として、原子炉格納容器圧力を低めに評価するが、MAAPコードとM-RELAP5コードの計算結果から得られる放出エネルギーの差から見積もられる原子炉格納容器圧力の差はわずかである。 ○比較に用いたM-RELAP5コードについては、MAAPコードの計算結果を境界条件に用いることが解析結果に与える影響は軽微であること、ECCS 再循環機能喪失後の炉心露出予測について非保守的な傾向とはならないことを確認している。 ○以上より、MAAPコードが高温側配管の保有水量を多めに評価することに伴い炉心露出までの時間を長く評価する傾向を、不確かさとして取り扱い、その影響程度はプラントごとに評価を要する。	
気液分離（炉心水位）・対向流				
1次冷却系	気液分離・対向流	1次系モデル（1次系の熱水力モデル）(3.3.3(2))		

表 4.4-1 重要現象の不確かさの整理 (2/6)

分類	重要現象	解析モデル	妥当性確認	不確かさ
1次系	構造材との熱伝達	1次系モデル (1次系破損モデル) (3.3.3(4))	・不要	○熱伝達及びクリープ破損については、いずれも工学分野で広く使用されるモデルであり、不確かさは小さいと判断される。
	加圧器	冷却材放出	1次系モデル (加圧器モデル) (3.3.3(3))	・TMI 事故解析 (4.2.1) ○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量を適正に評価した。
ECCS	ECCS 強制注入	安全系モデル (ECCS) (3.3.6(1))	・不要	○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) (3.3.6(2))	・注入特性：不要 ・流動抵抗 (圧力損失)：感度解析 (4.3.2)	○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 (圧力損失) の感度が小さいことを確認した。
蒸気発生器	1次系・2次系の熱伝達	蒸気発生器モデル (3.3.4)	・MB-2 実験解析 (4.2.6)	○MB-2 実験解析より、1次系から2次系への熱伝達を適正に評価することを確認した。ただし、2次系からの液相放出がある場合、伝熱量を過大評価する傾向を確認した。
	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ことを確認した。液相放出の場合、過大評価する傾向を確認した。
	2次側水位変化・ドライアウト			○MB-2 実験解析より、ダウンコマ水位、伝熱部コラプス水位をほぼ適正に評価することを確認した。液相放出がある場合、伝熱部コラプス水位を低めに評価する傾向を確認した。
原子炉格納容器	区画間の流動 (蒸気、非凝縮性ガス)	原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル) (3.3.5(2))	・HDR 実験解析 (4.2.2) ・CSTF 実験解析 (4.2.3)	○HDR 実験解析及びCSTF 実験解析の結果より以下を確認した。 ・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。
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導			・不要
	区画間の流動 (液体)	・不要	・不要	・原子炉格納容器の形状 (流路高低差や堰高さ) に基づく静水頭による流動が主であり、不確かさは小さいと判断される。
	スプレイ冷却	安全系モデル (格納容器スプレイ) (3.3.6(3))	・不要	○入力値に含まれる。

表 4.4-1 重要現象の不確かさの整理 (3/6)

分類	重要現象	解析モデル	妥当性確認	不確かさ
原子炉格納容器	水素濃度変化	原子炉格納容器モデル（水素発生）(3.3.5(4))	・TMI 事故解析 (4.2.1)	○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した。
	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）(3.3.6(5))	・感度解析 (4.3.3)	○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、最大限水素が発生した状態（ドライ条件換算 13vol%）では、除熱量で約 7%、流速で約 10%の性能低下が見込まれ、感度解析による影響評価の結果、原子炉格納容器圧力を 0.016MPa、温度を 2℃程度高めに評価することを確認した。水素による性能低下の影響は、原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍及び原子炉格納容器内温度 200℃に対する余裕に比べて 1 桁程度小さい。 ○上記結果は代表 3 ループプラントの場合であり、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冷却性能等の条件はプラントによって異なることから、水素による性能低下の幅及びその影響程度はプラントごとに評価を要する。
原子炉容器（炉心損傷後）	リロケーション	熔融炉心挙動モデル（リロケーション）(3.3.7(2))	・TMI 事故解析 (4.2.1) ・感度解析 (4.3.5 及び添付 1)	○TMI 事故解析における炉心損傷挙動について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。 ○リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認した（代表 4 ループプラントを例とした）。 ・下部プレナムへのリロケーション後の原子炉容器の破損時刻は、SBO シーケンスの場合約 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（熔融炉心細粒化、熱伝達）	熔融炉心挙動モデル（下部プレナムでの熔融炉心挙動）(3.3.7(3))	・感度解析 (4.3.6 及び添付 1)	○原子炉容器内 FCI に影響する項目として「デブリジェット径（炉心部の下部クラストの破損口径）」、「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」及び「デブリ粒子の径」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、1 次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ことを確認した。

表 4.4-1 重要現象の不確かさの整理 (4/6)

分類	重要現象	解析モデル	妥当性確認	不確かさ
原子炉容器 (炉心損傷後)	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) (3.3.7(3))	・TMI 事故解析 (4.2.1) ・感度解析 (4.3.7 及び添付1)	○TMI 事故解析における下部ヘッドの温度挙動について TMI 事故分析結果と一致することを確認した。 ○下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、原子炉容器破損割合及び破損時刻に対して感度が小さいことを確認した。また、「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、1次系圧力及び原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認した(代表4ループプラントを例とした)。
	原子炉容器破損、溶融	溶融炉心挙動モデル (原子炉容器破損モデル) (3.3.7(4))	・感度解析 (4.3.8 及び添付1)	○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した。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。
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉容器外 FCI(溶融炉心細粒化、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) (3.3.7(5))	・感度解析 (4.3.9 及び添付2)	○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」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への感度が小さいことを確認した。
			・感度解析 (4.3.10 及び添付3)	○MCCI 現象への影響の観点で、「原子炉下部キャビティ水深」及び「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」に関して、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行い、MCCI によるコンクリート侵食量への感度が小さいことを確認した。

表 4.4-1 重要現象の不確かさの整理 (5/6)

分類	重要現象	解析モデル	妥当性確認	不確かさ
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動) (3.3.7(5))	・感度解析 (4.3.10 及び添付3)	○MCCI 現象への影響の観点で、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行った。「水と溶融炉心との熱伝達係数」に関して、コンクリート侵食量への感度が小さいことを確認した。また、「溶融炉心の拡がり面積」に関して、拡がり面積が小さくなるよう、溶融炉心の過熱度分がすべて原子炉下部キャビティ水に伝熱され溶融炉心の融点まで冷却されることを想定して拡がり面積と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 であった。さらに、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組み合わせた場合の感度解析でのコンクリート侵食は約 19cm であり、継続的な侵食が生じないことを確認した。また、原子炉下部キャビティ底面のコンクリート厚さは数メートルであり、侵食深さは十分小さいことが確認できた。 ○一方、コンクリート侵食が約 19cm の場合、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 6vol% 程度 (ドライ条件換算) であり、水素処理装置 (PAR 及びイグナイタ) による処理が可能なレベルであることを確認した。 ○上記の感度解析は、実機条件よりも厳しい条件を与えるものであり、実機でのコンクリート侵食量は、感度解析よりも厳しくなることはないと考えられ、これを不確かさとして設定する。不確かさ幅については、溶融炉心の総量等に影響を受けると考えられることから、プラントごとに評価が必要である。
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱			
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	・ACE 実験解析 (4.2.4) ・SURC 実験解析 (4.2.5)	○ACE 及び SURC 実験解析より、溶融炉心の堆積状態が既知である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認した。	
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生			

表 4.4-1 重要現象の不確かさの整理 (6/6)

分類	重要現象	解析モデル	妥当性確認	不確かさ
原子炉容器 (炉心損傷後)	1次系内FP挙動	FP挙動モデル(3.3.8)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ PHEBUS-FP 実験解析 (4.2.7)</li> <li>・ ABCOVE 実験解析 (4.2.8)</li> <li>・ 感度解析 (4.3.11)</li> </ul>	<p>○PHEBUS-FP 実験解析により、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されるが、燃料被覆管温度を高めに評価し、燃料破損後のFP放出開始のタイミングも早く評価する結果となる。しかし、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ことを確認した。</p> <p>○炉心損傷検知に影響する項目として「炉心からのFP放出速度」を低減させた場合の感度解析を行い、原子炉格納容器上部区画の希ガス量への影響は小さいことを確認した。</p>
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉格納容器内FP挙動			

## 5. 有効性評価への適用性

4 の妥当性確認において得られた重要現象に対する不確かさと、その不確かさが有効性評価に与える影響を表 5.2-1 に示す。

### 5.1 不確かさの取扱いについて（評価指標の観点）

#### 5.1.1 崩壊熱

崩壊熱について、有効性評価では、崩壊熱の不確かさ及び実機運用による変動を考慮した大きめの崩壊熱曲線を使用する。この影響について以下に述べる。

炉心損傷防止の観点では、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の場合、1次系からの長期的な冷却材放出量が多くなり、原子炉格納容器圧力を高めに評価する傾向となる。「ECCS 再循環機能喪失」の場合、大きめの崩壊熱曲線を与えることで、代替再循環後の崩壊熱による冷却材の蒸散が多くなるために炉心露出が早くなり、また、露出後の燃料被覆管温度を高めに評価する傾向となる。

格納容器破損防止の観点では、大きめの崩壊熱曲線を与えることで、いずれの格納容器破損モードでも、炉心ヒートアップ、熔融進展を早める傾向となる。「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の場合、長期的な熔融炉心からの放出エネルギー量が多く評価されるため、原子炉格納容器圧力・温度に対して厳しい結果を与える。「高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の場合、炉心熔融から原子炉容器破損までの事象進展を速める傾向となり、高圧熔融物放出防止に対して厳しい結果を与える。「原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」の場合、熔融炉心と冷却材の相互作用に伴う圧力スパイクを大きめに評価する結果を与える。「水素燃焼」の場合は、ジルコニウム－水反応による水素発生を早め、かつ、発生量を多めに、コンクリート分解による水素発生量も多めに評価する傾向となり、水素濃度評価に対して厳しい結果を与える。「熔融炉心・コンクリート相互作用」の場合、熔融炉心の冷却がされにくくなり、コンクリート侵食に対して厳しい結果を与える。

以上、いずれについても、厳しい結果を与えるものの、炉心損傷防止策及び格納容器破損防止策の有効性の判断には影響しない。

#### 5.1.2 沸騰・ボイド率変化、気液分離（炉心水位）・対向流（炉心（熱流動））、気液分離・対向流（1次冷却系）

これらは炉心水位挙動に関連する現象であり、有効性評価において炉心水位挙動が評価指標に直接影響する「ECCS 再循環機能喪失」に対して、MAAPコードとMRELAP5コードの比較を行い、MAAPコードには高温側配管領域（水平部から蒸気発生器伝熱管の鉛直部まで）の保有水量を多めに評価する傾向があり、これを主要因として、炉心露出までの時間を長く評価する傾向がある。また、1次

系の保有水量を多めに評価し、原子炉格納容器への放出エネルギーが少なくなることから、原子炉格納容器圧力を低めに評価することが考えられるが、MAAPコードとM-RELAP5コードの計算結果から得られる放出エネルギーの積算値の差から見積もられる原子炉格納容器圧力の差はわずかであり、M-RELAP5コードでMAAPコードの不確かさを含む原子炉格納容器圧力等を境界条件に用いることが解析結果に与える影響は軽微であると考えられる。

「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、大破断 LOCA+格納容器スプレイ失敗を想定し、ECCSは、注入モード及び再循環モードともに成功することから、LOCA後の再冠水以降の期間では炉心は冠水しており、炉心冷却の観点からは影響はないと考えられる。一方、原子炉格納容器圧力及び温度については、ピーク値に到達する時間が長く（事故後8時間以上）、放出エネルギー積算値が上記よりはるかに大きいいため、1次系保有水量が多めに評価される影響は上記より更に軽微になると考えられる。

「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」では、大破断 LOCA（高温側配管）+ECCS 注入失敗+格納容器スプレイ失敗を想定する。「水素燃焼」では、大破断 LOCA+ECCS 注入失敗を想定する。高温側配管破断の場合、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、MAAPコードの炉心水位計算に係る不確かさは影響しないと考えられる。

「格納容器過温破損」及び「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」では、全交流動力電源喪失+補助給水失敗を想定し、炉心損傷前は加圧器安全弁からの冷却材流出が支配的となり、早期に上部プレナム、高温側配管は蒸気領域になり、MAAPコードの炉心水位計算に係る不確かさは影響しないと考えられる。

#### 5.1.3 冷却材放出（臨界流・差圧流）（加圧器）

加圧器逃がし弁の設定圧における流量特性を入力値として与えているため、作動時の流量には妥当性があると考えられる。また、TMI 事故データでは、加圧器逃がし弁からの放出量に関しては、直接的なデータは得られていないが、事故発生から加圧器逃がし弁元弁閉止までの1次系圧力及び加圧器水位の挙動から加圧器逃がし弁からの冷却材放出は適正に評価していると判断できる。

したがって、有効性評価において、加圧器からの冷却材放出を伴う「格納容器過温破損」及び「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」への適用性を有する。

#### 5.1.4 構造材との熱伝達（1次冷却系）

過熱蒸気と構造材の熱伝達は、炉心部と同じく Dittus-Boelter の相関式を用い、1次系配管のクリープ破損については、Larson-Miller パラメータ手法を適用してい

る。いずれも、工学分野でクリープ破損評価に広く使用されるモデルであり、妥当性を有すると考えられる。

#### 5.1.5 ECCS 注入系特性（1次冷却系）

強制注入系の動作は炉心損傷防止の場合のみ仮定し、その注入特性は入力値で与え、目的に応じて保守的な流量となるよう設定する。

「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、再循環水が飽和に近い状態で循環するため、注入水による蒸気凝縮効果がほとんどなく、原子炉格納容器圧力への影響は小さい。「ECCS 再循環機能喪失」では、ECCS の注入特性として大きめの流量を設定することで、水源が早期に枯渇することから、解析の方が再循環切替の時期が早まる。再循環切替失敗後の代替再循環については、少なめの流量を設定することで、炉心水位の回復を保守的に評価できる。

なお、格納容器破損防止の場合、いずれの格納容器破損モードでも、強制注入系の不作動を仮定しているため、影響はない。

#### 5.1.6 ECCS 蓄圧タンク注入（1次冷却系）

有効性評価では、いずれの事象に対しても、蓄圧タンクの条件は入力値で与え、注入量が少なくなるよう設定し、炉心冷却に対して保守的な条件を与えている。

炉心損傷防止の場合、「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、長期的には格納容器圧力に与える影響は小さい。「ECCS 再循環機能喪失」の場合、再循環切替時には蓄圧タンクからの注人が終了し、強制注入系から注入されている状態であり、再循環切替以降は注入がなく、事象進展に与える影響は小さい。

格納容器破損防止の場合で LOCA を想定する「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」、「水素燃焼」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」の場合は、炉心損傷以降の挙動を着目しており、蓄圧注入流量の影響は小さい。全交流動力電源喪失を想定する「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」の場合も同様であるが、蓄圧タンクからの注入時は1次系が緩やかに圧力低下する状態であり、蓄圧タンクから断続的に注入されるため、注入量自体は事象進展に与える程度ではない。

以上、蓄圧タンク注入特性の入力値を注入量が少なくなるよう設定することで、一部の事象で、事象進展を早める厳しい結果を与える傾向となるが、炉心損傷防止策及び格納容器破損防止策の有効性の判断には影響するものではない。

### 5.1.7 1次系から2次系への熱伝達、冷却材放出（臨界流・差圧流）、2次側水位変化・ドライアウト（蒸気発生器）

冷却材放出については、液相放出がない場合は、適正に評価され、液相放出がある場合は、過大評価する傾向となった。1次系から2次系への熱伝達についても同様に、液相放出がない場合は適正に評価され、液相放出がある場合は冷却材放出を大きめに評価し、それにより伝熱量が大きめとなる傾向がある。

事故シーケンスとして LOCA を想定する「原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「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」、「水素燃焼」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」の場合は、早期に1次系保有水量が減少することから、「1次系から2次系への熱伝達」の影響自体が小さく、また、2次系から冷却材が放出される状態とはならないことから、いずれも、評価指標に対する不確かさの影響は小さいと考えられる。また、「ECCS 再循環機能喪失」の場合も同様であるが、再循環によって1次系保有水量が回復し、蒸気発生器での熱伝達がわずかに生じる場合が考えられ、熱伝達は適正に評価されると考えられ、不確かさの影響は小さい。

一方、評価事故シーケンスとして全交流動力電源喪失を想定する「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」の場合は、蒸気発生器2次側の冷却材放出を伴う。しかし、蒸気発生器2次側の減圧がないことから、二相水位は上昇せず液相放出とはならないことから、「1次系から2次系への熱伝達」、「冷却材放出」及び「2次側水位変化・ドライアウト」は適正に評価されると考えられる。

以上、MAAPコードの蒸気発生器モデルについては、不確かさの評価指標に対する影響は小さく、有効性評価への適用性を有する。

### 5.1.8 区画間の流動（蒸気、非凝縮性ガス）、構造材との熱伝達

「区画間の流動（蒸気、非凝縮性ガス）」は蒸気及び非凝縮性ガスの流動や蒸気の凝縮に伴う非凝縮性ガス濃度の上昇など挙動は比較的妥当に評価され、不確かさは小さい。「構造材との熱伝達」については、HDR の縦長格納容器と高い位置での水蒸気注入が影響したものと推測されるが、短期的な応答として原子炉格納容器内温度については十数℃程度高めに、原子炉格納容器圧力を1割程度高めに評価する結果となった。実験解析では結果がより厳しめな方向となるが、実験体系及び注入位置の条件が実機条件に置き換われれば、不確かさは低減される方向となると判断される。

したがって、有効性評価において長期的な原子炉格納容器圧力及び温度の挙動に着目する「原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「格納容器過温破損」及び「格納容器過圧破損」並びに圧力スパイク時の原子炉格納容器圧力挙動に着目する「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」については、MAAPコードによる解析結

果は、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を実機の挙動よりも大きめに評価する影響があり、実際の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は解析結果に比べて小さくなり、最高使用圧力の2倍及び200℃に対する余裕は大きくなる。

#### 5.1.9 区画間の流動（液体）

「区画間の流動（液体）」は、FCI現象やMCCI現象に関する事象進展に影響のある重要現象として抽出されるが、原子炉格納容器の形状（流路高低差や堰高さ）に基づく静水頭による流動が主であり、不確かさは小さいものと判断される。

#### 5.1.10 格納容器スプレイ

流量については保守的に算出し、境界条件として与えているため、圧力上昇は過大に評価される。混合挙動については、液滴径を入力し、液滴と気相部の界面熱伝達により気相部が冷却されるモデルであるが、液滴の伝熱面積が大きいことより、スプレイされた水は気相部温度と等しくなって液相に落下する結果となる。したがって、モデルの不確かさによる結果への影響はないと考えられる。

#### 5.1.11 水素濃度変化

炉心ヒートアップ時の水素発生について、ジルコニウム-水反応に伴う水素発生量及びその発生期間が、TMI事故の分析結果と概ね一致する結果が得られることを確認した。水素の発生期間については、燃料被覆管あるいは熔融炉心と水の反応により発生するものであることから、炉心ヒートアップ開始から熔融炉心が下部プレナム部にリロケーションするまでの期間であり、有効性評価においても同様の傾向となると考えられる。

水素発生量については、有効性評価では、MAAPコードで得られた水素発生量変化を、全炉心のジルコニウム量75%分の水素発生量で補正して原子炉格納容器内水素濃度の評価を行うことから、有効性評価の結果に与える影響はない。

#### 5.1.12 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ある。

炉心損傷防止の「原子炉格納容器の除熱機能喪失」の場合は、水素発生を伴わないことから、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における原子炉格納容器気相部の冷却は適正に評価される。

「格納容器過温破損」及び「格納容器過圧破損」では、水素の発生があり、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低下するため、実際の原子炉格

格納容器圧力及び温度は解析結果よりも高めに推移する傾向となる。代表3ループプラントの場合は、最大限水素が発生した状態（ドライ条件換算 13vol%）で原子炉格納容器圧力を 0.016MPa、温度を 2°C程度高めに評価することを確認した。不確かさを考慮することで、原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍及び原子炉格納容器内温度 200°Cまでの余裕は少なくなる傾向となるが、水素による性能低下の影響は、最高使用圧力の 2 倍及び 200°Cに対する余裕に比べて 1 桁程度小さい。この結果は代表3ループプラントに対する評価結果であり、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冷却性能等の条件はプラントによって異なることから、水素による性能低下の幅及びその影響程度は、プラントごとに評価を要する。

#### 5.1.13 炉心ヒートアップ（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）、水素濃度変化

炉心ヒートアップ（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）に関する現象に関しては、実機スケールで確認された例が少ない。しかしながら、MAAPコードのモデルは、TMI 事故やその後の実験等の知見に基づいて開発され、そのモデルを用いて実施された TMI 事故のベンチマーク解析において再現性も確認されていることから、妥当性があると判断でき、各評価事故シーケンスの評価に適用できる。

また、炉心ヒートアップ現象に関する感度を確認するために、ジルコニウム-水反応の速度（解析上はジルコニウム-水反応速度の係数）に対し、格納容器破損防止の事象をベースに感度解析により影響を確認した。LOCA シーケンス、SBO シーケンスともに、炉心溶融開始時期への感度は小さく、また、炉心ヒートアップする状態では炉心出口温度は 350°Cを超過し、炉心損傷を起点とする運転員等操作への影響は小さい。下部プレナムへのリロケーションの開始時間は、SBO シーケンスにおいては、有意に早まる結果であったが、「格納容器過温破損」では炉心溶融開始から原子炉容器破損まで 3~4 時間あり、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注水がなされていることから、原子炉格納容器内温度への影響も軽微であり、有効性評価の結果に与える影響はない。また、「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」では、原子炉容器破損時の 1 次系圧力も 2.0MPa[gage]を下回ることから、格納容器破損防止の有効性評価結果の成立性に影響しない。LOCA シーケンスに対しては感度が小さく、「格納容器過圧破損」及び「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」については、1 次系保有水量が減少し除熱が悪化することからヒートアップの感度は小さく、原子炉格納容器圧力に対する影響は小さい。「溶融炉心・コンクリート相互作用」については、原子炉容器破損時間への影響が小さく、原子炉下部キャビティへの注水量の影響も小さいため、コンクリート侵食量への影響は小さいと考えられる。「水素燃焼」については、燃料被覆管酸化反応熱の増加を想定

して仮想的にジルコニウム-水反応速度の係数を大きくしており、実機の燃料被覆管反応表面積は形状により決まり、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ジルコニウム量の75%が反応するように補正して評価していることから、有効性評価の結果に与える影響はない。

#### 5.1.14 リロケーション

リロケーションに関する現象に関しては、実機スケールで確認された例が少ない。しかしながら、MAAPコードのモデルは、TMI事故やその後の実験等の知見に基づいて開発され、そのモデルを用いて実施されたTMI事故のベンチマーク解析において再現性も確認されていることから、妥当性があると判断でき、各評価事故シーケンスの評価に適用できる。

また、リロケーションに関する感度を確認するために、燃料ペレットが崩壊する判定条件に対し、格納容器破損防止の事象をベースに感度解析により影響を確認した。SBOシーケンスで炉心溶融やリロケーション後の原子炉容器の破損時刻が有意に早まる結果であったが、「格納容器過温破損」では炉心溶融開始から原子炉容器破損まで3~4時間あり、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注水がなされており、原子炉格納容器内温度への影響も小さく、有効性評価の結果に与える影響はない。「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」では、原子炉容器破損時の1次系圧力は2.0MPa[gage]を上回ることはなく、格納容器破損防止対策の成立性に影響しない。LOCAシーケンスに対しては、感度は大きくなく、「格納容器過圧破損」及び「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」については、1次系保有水量が減少し除熱が悪化し、早期にヒートアップするため、リロケーションの感度は小さく、原子炉容器破損時間への影響も小さいため、原子炉格納容器圧力への影響は小さい。「水素燃焼」について、燃料崩壊前の発生量には影響はなく、その後はリロケーションに応じて変化し得るが、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ジルコニウム量の75%が反応するように補正して評価していることから、有効性評価の結果に与える影響はない。「溶融炉心・コンクリート相互作用」について、原子炉容器破損時点での原子炉下部キャビティへの注水量に大きな差は生じないことから、コンクリート侵食量への影響は小さいと考えられる。

#### 5.1.15 原子炉容器内 FCI (溶融炉心細粒化、熱伝達)

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タの破損口径)」、「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」及び「デブリ粒子の径」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、1次系圧力の過渡

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ことを確認した。

「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、高圧溶融物噴出防止の観点で、原子炉容器破損の時期とあいまって、原子炉容器内 FCI による1次系圧力変化が影響すると考えられるが、上記のとおり、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く、2.0MPa[gage]を上回ることはない。

#### 5.1.16 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達

下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する現象に関しては、実機スケールで確認された例が少なく、現象自体に不確かさが大きいと考えられる。しかしながら、MAAPコードのモデルは、TMI 事故やその後の実験等の知見に基づいて開発され、そのモデルを用いて実施された TMI 事故のベンチマーク解析において再現性も確認されていることから、MAAPコードによる解析結果は一定の妥当性を有するものと考えられる。

また、下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束、下部プレナムギャップ除熱量に係る係数に対する感度解析を実施し、結果への影響を確認した。原子炉容器破損時期等の事象進展に大きな相違はないため、不確かさによる原子炉容器破損時期等の事象進展への影響は小さく、各評価事故シーケンスの評価指標への影響は小さい。

#### 5.1.17 原子炉容器破損

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分程度早まることを確認した。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。

全交流動力電源喪失を起因とする「格納容器過温破損」及び「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」を対象とした原子炉容器破損モデルに関する感度解析により、原子炉容器破損時刻に大きな感度はなく、各評価事故シーケンスの評価結果への影響は小さい。

大破断 LOCA を起因とする「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」、「水素燃焼」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、下部プレナムへの溶融炉心の落下が早く、下部ヘッドの加熱も早く進むことから、上記よりも感度は小さくなり、各評価事故シーケンスの評価結果への影響は小さいと考えられる。

#### 5.1.18 原子炉容器外 FCI（溶融炉心細粒化、熱伝達）

原子炉容器外 FCI における水蒸気爆発に関しては、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて低く、有効性評価においては、水蒸気爆発挙動及びその後の原子炉格納容器の動的挙動に関する評価は必須ではなく、各評価事故シーケンスの評価指標に対して影響するものではない。

原子炉容器外 FCI における圧力スパイクに関しては、解析モデルでの不確かさが原子炉下部キャビティ水深、原子炉容器破損口径、Ricou-Spalding モデルのエントレインメント係数及びデブリ粒子の径に代表され、感度解析により原子炉容器外 FCI により生じる圧力スパイクへの感度は小さいことを確認しており、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の評価指標への影響は小さい。

また、MCCI 現象への影響の観点で、「原子炉下部キャビティ水深」及び「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」に関して、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行い、MCCI によるコンクリート侵食量への感度が小さいことを確認した。

#### 5.1.19 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

MCCI に関する種々の実験から得られた知見等に基づき不確かさの要因の分析を行い、MCCI 現象への影響の観点で、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行った。その結果、溶融炉心の拡がり、コンクリート侵食の予測に与える影響が大きいことを確認した。コンクリート侵食に対して厳しい条件を組み合わせた場合の感度解析結果より得られたコンクリート侵食量を不確かさとして取り扱う。

「溶融炉心・コンクリート相互作用」については、MAAP コードで得られた結果に対し、上述の溶融炉心の拡がり面積を主要因としてコンクリート侵食の予測に与える不確かさを考慮することで、格納容器破損防止対策の有効性を確認できる。

「水素燃焼」については、上記のコンクリート侵食の予測に与える不確かさを考慮することで、原子炉格納容器内の水素濃度が上昇する傾向となる。なお、コンクリート侵食に伴い発生する水素は、すべてジルコニウムに起因するものである。

#### 5.1.20 FP 挙動（1次系内、原子炉格納容器内）

PHEBUS-FP 実験解析において、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ことを確認している。その後の燃料破損後の FP 放出開始のタイミング及び放出挙動については、燃料被覆管酸化反応熱を大きく、燃料被覆管温度が高めに推移することにより早めに評価する傾向があったが、小規模な炉心体系の模擬性に起因していると考えられ、実機スケールでは、ノード分割数が多く、この種の不確か

さは小さくなると考えられる。なお、最終的な FP 放出割合は実験と同程度となっている。

ABCOVE 実験解析により、原子炉格納容器へ放出されたエアロゾルの沈着挙動について、ほぼ適正に評価できることを確認しており、各評価事故シーケンスの評価への影響は小さい。

また、FP が加圧器逃がしタンクを經由して原子炉格納容器に放出される「全交流動力電源喪失＋補助給水失敗」を対象として、FP 放出速度を変えた場合の感度解析の影響を確認した。燃料からの FP 放出モデルの不確かさを考慮し、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、ベースケースと同様、原子炉格納容器上部区画の希ガス量は、燃料被覆管破損時点から増加し始め、炉心が本格的に溶融するに従って急激に増加し、最終的にほぼ同じ量になった。これより、FP 放出速度が 1 割低減しても、炉心損傷検知判断への影響はほとんどないといえる。

これらより MAA P コードの FP 挙動モデルの炉心損傷検知判断に関する不確かさは小さく、有効性評価に適用できるものと判断される。

## 5.2 不確かさの取扱いについて（運転員等操作の観点）

有効性評価において、MAA P コードを適用する事象で仮定する運転員等操作は、

- ①格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却
- ②原子炉格納容器スプレイ設備を利用した代替再循環
- ③加圧器逃がし弁開放による 1 次系強制減圧
- ④代替設備による格納容器スプレイを用いた格納容器内注水

である。以下、各運転員等操作に対する MAA P コードの不確かさの影響を整理する。

### 5.2.1 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

「原子炉格納容器の除熱機能喪失」及び各格納容器破損モードでは、原子炉格納容器圧力が最高使用圧力に到達した時点で格納容器再循環ユニットの冷却コイルへの注水を行い、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を開始し、原子炉格納容器内の冷却を行う。ここで、操作時間としては 30 分を想定する。

はじめに、運転員等操作の起因となる原子炉格納容器圧力に影響のある重要現象の不確かさについて、有効性評価への影響を以下に述べる。

長期的に原子炉格納容器圧力に影響する重要現象としては、崩壊熱、原子炉格納容器熱水力応答及び原子炉下部キャビティ内溶融炉心の冷却性が挙げられる。

崩壊熱については、崩壊熱の不確かさ及び実機運用による変動を考慮した大きめの崩壊熱曲線を使用しており、圧力上昇を早める方向に作用する。また、原子炉格納容器熱水力応答としては、原子炉格納容器圧力を 10 %程度高く評価する不確かさがあり、圧力上昇が早くなる傾向となる。原子炉下部キャビティ内溶融炉心の冷却

性については、クラストが破損し、上面水プールから溶融炉心の冷却が促進され、水蒸気が多く発生する想定としているが、実機スケールではクラストが破損することが報告されており、この想定は妥当といえる。

したがって、MAAPコードの評価では、崩壊熱の不確かさと実機運用による変動及び原子炉格納容器圧力の不確かさによって圧力上昇がわずかに早くなることから、有効性評価における運転員等操作の開始時期は、実現象よりもわずかに早くなるが、原子炉格納容器圧力上昇は緩やかな事象であるため、この影響は小さい。

次に、最高使用圧力に到達した時点から、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を開始するまでに、操作時間として30分間を想定しているが、この間の事象の推移に関する影響は、以下のとおりである。

原子炉格納容器圧力及び温度については、緩やかな変化ではあるものの、前述のとおり、高めに評価される傾向となると考えられる。このため原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍までの余裕が若干減ることとなる。崩壊熱については、崩壊熱の不確かさ及び実機運用による変動を考慮した大きめの崩壊熱曲線を使用しており、冷却材の蒸散を促進するため、原子炉格納容器の圧力上昇を早める方向に作用し、最高使用圧力の2倍までの余裕が減ることとなる。ただし、格納容器内自然対流冷却開始時の原子炉格納容器圧力は、MAAPコードの評価上は実現象よりも高くなるが、格納容器内自然対流冷却の除熱量は温度の上昇分に応じて除熱が大きくなることから、格納容器内自然対流冷却開始後には、解析結果と実機で原子炉格納容器圧力及び温度の相違は小さくなる。

以上、MAAPコードによる解析結果は、実機の挙動よりも、原子炉格納容器の圧力上昇を高めに評価することから、有効性評価では、実現象に比べて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開始時期が早くなり、運転員等操作期間の事象進展としても、同様な傾向で、原子炉格納容器圧力の上昇は、実際よりも早くなると考えられる。

#### 5.2.2 原子炉格納容器スプレイ設備を利用した代替再循環

「ECCS 再循環機能喪失」では、炉心損傷防止策として、原子炉格納容器スプレイ設備を利用した代替再循環の運転員等操作を実施するが、ECCS 再循環の失敗を検知してから代替再循環開始までを30分と想定している。

運転員等操作開始はECCS 再循環の失敗を検知することから事象進展による影響はないが、MAAPコードでは高温側配管の保有水量を多めに見積もる傾向があり、これにより炉心水位を高めに評価し、再循環失敗後の炉心露出に至るまで時間を遅めに見積もる傾向となる。したがって、代替再循環の有効性を確認するためには、MAAPコードによる解析結果に対し、この不確かさを考慮する必要がある。

なお、「実用発電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」では炉心損傷に係る基準として「燃料被覆管の最高温度が 1,200°C以下であること。」が適用されるが、有効性評価では炉心露出の防止を基準とした評価を実施している。したがって、炉心露出から炉心損傷までに裕度がある。

### 5.2.3 加圧器逃がし弁開放による 1 次系強制減圧

加圧器逃がし弁開放による 1 次系強制減圧は、炉心損傷検知後、1 次系圧力が 2.0 MPa[gage]以上の場合に実施し、操作時間としては 10 分を想定する。

はじめに、運転員等操作の起因となる 1 次系圧力及び炉心溶融に影響のある重要現象の不確かさについて、有効性評価への影響を以下に述べる。

1 次系圧力の条件 (2.0 MPa[gage]以上) については、1 次系の破断を伴わない場合、炉心溶融時点では、大幅に高い圧力が維持された状態となることから、1 次系圧力挙動に多少の不確かさが生じる場合においても、有効性評価結果に影響はない。

炉心損傷の検知については、炉心損傷は、炉心出口温度 350°Cかつ原子炉格納容器内高レンジエリアモニタ 100Sv/h によって判定する。

炉心出口温度については、炉心が露出してヒートアップする状態では、炉心出口温度は既に 350°Cを超過していると考えられ、解析結果と実機とで条件が大きく異なることはないと考えられる。

原子炉格納容器内高レンジエリアモニタ 100Sv/h については、想定する評価事故シーケンスにより、成立する時刻が異なる。

1 次系の破断を伴う場合 (LOCA の場合)、燃料から放出された希ガス FP は、沈着することなく水蒸気とともに輸送され、1 次系の破断口から直接原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器上部区画 (高レンジエリアモニタ位置) には早期に到達することから、FP の移動に伴う炉心溶融の判断の遅れはない。なお、MAAP コードの解析において希ガスは炉内保有水量のほぼ全量が原子炉格納容器内に放出されるが、参考 1 に示すように、NUREG-1465 におけるソースターム評価結果と同等なことが確認されている。したがって、事象進展に応じて放出される希ガス放出量には妥当性があると考えられる。

一方、1 次系開口部の小さい評価事故シーケンス「全交流動力電源喪失+補助給水失敗」でも希ガスは沈着することなく水蒸気とともに輸送され、加圧器逃がしタンクを経由して原子炉格納容器内に放出される。炉心溶融開始時点で加圧器逃がしタンクのラプチャディスクは破損しているため、輸送時間としては LOCA の場合と同様に早期に上部区画での線量率が急速に増大する。したがって、1 次系開口部の小さい評価事故シーケンスにおいても、FP の移動に伴う炉心溶融の判断の遅れは小さい。

MAAPコードの解析では、炉心溶融開始時期は炉心最高温度が2,500Kに到達した時点として評価している。炉心最高温度が2,500Kを超えている状況では、実現象においても炉心出口温度は350℃を超えていると想定される。一方、炉心最高温度が2,500Kを超えた後は、ペレット内部の希ガスは高温の領域から段階的に放出されることになるため、実現象においてエリアモニタ指示が100Sv/hに達する時期には不確かさはあるものの、エリアモニタ指示の急速な上昇とあいまって、炉心溶融の兆候は遅滞なく検知可能と考えられる。FP挙動モデルの妥当性確認においても、実験と同様にジルコニウム-水反応の開始近傍でFPが原子炉格納容器に放出されることが評価できている。また、FPが加圧器逃がしタンクを経由するケースにおいてFP放出速度を低減させた場合の感度解析結果でも炉心損傷検知の遅れは考えにくいと判断される。

以上から、炉心損傷の検知に関しては、MAAPコード解析により実現象に見合った概ね妥当な結果が得られると言える。

次に、炉心損傷を検知した時点から、1次系強制減圧を開始するまでに、操作時間として10分間を想定しているが、この間の事象の推移に関する影響は、以下のとおりである。

1次系圧力については、加圧器安全弁による蒸気放出が継続しており、実機においても同様の状態である。また、大きめの崩壊熱を設定していることで、炉心溶融及びリロケーションの進展が早くなるが、その状態で1次系が高圧条件での原子炉容器破損を防止することが確認できれば、その結果は実機にも適用できると考える。

#### 5.2.4 代替設備による格納容器スプレイを用いた格納容器内注水

代替設備による格納容器スプレイを用いた格納容器内注水は、炉心損傷の検知を起因とし、操作時間として30分を想定する。

炉心損傷の検知への不確かさによる影響は、5.2.3と同様であり、操作時間中の事象の進展への不確かさの影響としては、原子炉格納容器内注水を開始するまでの30分間で炉心出口温度は引き続き350℃を超過し、炉心から原子炉格納容器へ放出される希ガスは増大すると評価され、実現象でも同様の状態となることから、運転員等操作への影響はない。

以上から、炉心損傷の検知に関しては、MAAPコード解析により実現象に見合った概ね妥当な結果が得られると言える。

次に、炉心損傷を検知した時点から、原子炉格納容器内注水を開始するまでに、操作時間として30分間を想定しているが、この間の事象の推移に関する影響は、以下のとおりである。

炉心溶融進展としては、MAAPコードのモデルは、TMI事故やその後の実験等による知見をもとに開発され、TMI事故の再現性を有していることから一定の妥当

性を有しており、実機解析でもそれに準じた炉心溶融進展挙動が得られるものと判断する。ただし、大きめの崩壊熱を設定していることで、炉心溶融進展は、解析の方がやや早くなる傾向がある。

表 5.2-1 重要現象の不確かさの有効性評価解析への影響の整理 (1/7)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
炉心	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱) (3.3.2(2))	○入力値に含まれる。	○有効性評価では、崩壊熱の不確かさ及び実機運用による変動を考慮した大きめの崩壊熱曲線を使用することから、いずれの事象についても厳しい結果を与えるものの、重大事故等対策の有効性の判断には影響しない。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル (炉心熱水力モデル) (3.3.2(3)) 溶融炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ) (3.3.7(1))	○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した。 ○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した (代表4ループプラントを例とした)。 ・SBO、LOCA シーンケンスともに、運転員等操作の起点となる炉心溶融の開始時刻には影響は小さい。 ・下部プレナムへのリロケーションの開始時刻は、SBO シーンケンスでは約14分早まる。LOCA シーンケンスでは約30秒早まる。	○TMI 事故の再現性を確認しており、炉心ヒートアップに係る基本的なモデルについては、妥当性があると判断でき、各評価事故シーケンスの評価に適用できる。 ○感度解析では炉心溶融の時刻に対する感度は小さく、炉心ヒートアップする状態では炉心出口温度は350℃を超過し、炉心損傷を起点とする運転員等操作への影響は小さい。 ○同じく感度解析では、下部プレナムへのリロケーションの開始時間は、SBO シーンケンスで有意に早まる結果であったが、「格納容器過温破損」では炉心溶融開始から原子炉容器破損まで3～4時間あり、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注水がなされており、原子炉格納容器内温度への影響も軽微であり、有効性評価の結果に与える影響はない。「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」では、原子炉容器破損時の1次系圧力は2.0MPa[gage]を上回ることではなく、格納容器破損防止対策の成立性に影響しない。 ○LOCA シーンケンスに対しては感度が小さく、「格納容器過圧破損」及び「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」については、1次系保有水量が減少し除熱が悪化することからヒートアップの感度は小さく、原子炉容器破損時間への影響も小さいため、原子炉格納容器圧力に対する影響は小さい。「溶融炉心・コンクリート相互作用」については、原子炉容器破損時間への影響が小さく、原子炉下部キャビティへの注水量の影響も小さいため、コンクリート侵食量への影響は小さい。「水素燃焼」については、燃料被覆管酸化反応熱の増加を想定して仮想的にジルコニウム-水反応速度の係数を大きくしており、実機の燃料被覆管反応表面積は形状により決まり、有効性評価では、M A A P コードで得られた水素発生量の変化を全炉心内のジルコニウム量の75%が反応するように補正して評価していることから、有効性評価の結果に与える影響はない。
	燃料棒表面熱伝達			
	燃料被覆管酸化			
	燃料被覆管変形			

表 5.2-1 重要現象の不確かさの有効性評価解析への影響の整理 (2/7)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
炉心	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心水位計算モデル) (3.3.2(4))	<ul style="list-style-type: none"> <li>○「ECCS 再循環機能喪失」について、MAAPコードとM-RELAP5コードの比較から、以下により炉心露出までの時間を長く評価する傾向があることを確認した。 <ul style="list-style-type: none"> <li>①炉心及び上部プレナム領域のボイド率について上部プレナム領域ではやや過小評価するものの、両コードでほぼ同等である。</li> <li>②高温側配管領域 (水平部から蒸気発生器伝熱管の鉛直部まで) の保有水量を多めに評価する。</li> <li>③蒸気発生器伝熱管への液相流入が少なく、2次側からの伝熱により発生した蒸気による1次側の圧力損失の増加 (いわゆる「スチームバインディング効果」) が小さいことが高温側配管領域の液相分布に影響するが、②項に含まれる。</li> </ul> </li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○「ECCS 再循環機能喪失」では、炉心露出までの時間を長く評価する不確かさがあり、この時間を実操作時間に考慮することでECCS再循環機能喪失に係る炉心損傷防止対策の有効性を確認できる。</li> <li>○「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、ECCSは注入モード及び再循環モードともに成功し、LOCA後の再冠水以降では炉心は冠水しており、炉心冷却の観点からは影響はないと考えられる。一方、原子炉格納容器圧力及び温度については、ピーク値に到達する時間が長く (事故後8時間以上)、放出エネルギー積算値が大きいと、1次系保有水量が多めに評価される影響は軽微である。</li> </ul>
	気液分離 (炉心水位)・対向流		<ul style="list-style-type: none"> <li>②また、1次系の保有水量を多めに評価する影響として、原子炉格納容器圧力を低めに評価するが、両コードの計算結果から得られる放出エネルギーの差から見積もられる原子炉格納容器圧力の差はわずかである。</li> <li>○比較に用いたM-RELAP5コードについては、MAAPコードの計算結果を境界条件に用いることが解析結果に与える影響は軽微であること、ECCS再循環機能喪失後の炉心露出予測について非保守的な傾向とはならないことを確認している。</li> <li>○以上より、MAAPコードが高温側配管の保有水量を多めに評価することに伴い炉心露出までの時間を長く評価する傾向を、不確かさとして取り扱い、その影響程度はプラントごとに評価を要する。</li> </ul>	
1次冷却系	気液分離・対向流	1次系モデル (1次系の熱水力モデル) (3.3.3(2))	<ul style="list-style-type: none"> <li>○また、1次系の保有水量を多めに評価する影響として、原子炉格納容器圧力を低めに評価するが、両コードの計算結果から得られる放出エネルギーの差から見積もられる原子炉格納容器圧力の差はわずかである。</li> <li>○比較に用いたM-RELAP5コードについては、MAAPコードの計算結果を境界条件に用いることが解析結果に与える影響は軽微であること、ECCS再循環機能喪失後の炉心露出予測について非保守的な傾向とはならないことを確認している。</li> <li>○以上より、MAAPコードが高温側配管の保有水量を多めに評価することに伴い炉心露出までの時間を長く評価する傾向を、不確かさとして取り扱い、その影響程度はプラントごとに評価を要する。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○「格納容器過圧破損」、「原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」、「水素燃焼」及び「熔融炉心・コンクリート相互作用」では、高温側配管破断を想定し、上部プレナム、高温側配管及び蒸気発生器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、炉心水位計算に係る不確かさは影響しない。</li> <li>○「格納容器過温破損」及び「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」では、炉心損傷前は加圧器安全弁からの冷却材流出が支配的となり、早期に上部プレナム、高温側配管は蒸気領域になり、MAAPコードの炉心水位計算に係る不確かさは影響しない。</li> </ul>
	構造材との熱伝達	1次系モデル (1次系破損モデル) (3.3.3(4))	<ul style="list-style-type: none"> <li>○熱伝達及びクリープ破断については、いずれも工学分野で広く使用されるモデルであり、不確かさは小さいと判断される。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○有効性評価の結果に影響しない。</li> </ul>
	ECCS 強制注入	安全系モデル (ECCS) (3.3.6(1))	<ul style="list-style-type: none"> <li>○入力値に含まれる。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○強制注入系特性は、解析では評価目的に応じた作動圧力や流量を入力する。</li> </ul>
	ECCS 蓄圧タンク注入	安全系モデル (蓄圧タンク) (3.3.6(2))	<ul style="list-style-type: none"> <li>○注入特性の不確かさは入力値に含まれる。</li> <li>○感度解析により流動抵抗 (圧力損失) の感度が小さいことを確認した。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○注入系特性は、解析では評価目的に応じた作動圧力や流量を入力する。</li> <li>○流動抵抗 (圧力損失) の感度は小さく、有効性評価解析への影響はほとんどない。</li> </ul>
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) (3.3.3(3))	<ul style="list-style-type: none"> <li>○TMT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量を適正に評価することを確認した。</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価を行っており、有効性評価解析への影響はほとんどない。</li> </ul>

表 5.2-1 重要現象の不確かさの有効性評価解析への影響の整理 (3/7)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
蒸気発生器	1次側・2次側の熱伝達	蒸気発生器モデル (3.3.4)	○MB-2 実験解析より、1次系から2次系への熱伝達を適正に評価することを確認した。ただし、2次系からの液相放出がある場合、伝熱量を過大評価する傾向を確認した。	○有効性評価においては、2次系からの液相放出が生じないため、1次系から2次系への熱伝達を適正に評価する。
	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、放出質量流量を適正に評価することを確認した。液相放出の場合、過大評価する傾向を確認した。	○有効性評価においては、2次系からの液相放出が生じないため、2次系からの蒸気放出を適正に評価する。
	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ことを確認した。液相放出がある場合、伝熱部コラプス水位を低めに評価する傾向を確認した。	○有効性評価においては、2次系からの液相放出が生じないため、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。
原子炉格納容器	区画間の流動 (蒸気、非凝縮性ガス) 構造材との熱伝達及び内部熱伝導	原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル) (3.3.5(2))	○HDR 実験解析及び CSTF 実験解析の結果より以下を確認した。 ・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。	○有効性評価において長期的な原子炉格納容器圧力及び温度の挙動に着目する「原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「格納容器過温破損」及び「格納容器過圧破損」並びに圧力スパイク時の格納容器圧力挙動に着目する「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」では、MAAPコードによる解析結果は、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を実際の挙動よりも大きめに評価する影響がある。したがって、解析結果に比べて、実際の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は小さくなり、最高使用圧力の2倍及び200℃に対する余裕は大きくなる。 ○また、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操作時刻を早めに見積もる傾向があるが、原子炉格納容器圧力上昇は緩慢であるため、影響は小さいと考えられる。
	区画間の流動 (液体)		○原子炉格納容器の形状 (流路高低差や堰高さ) に基づく静水頭による流動が主であり、不確かさは小さいと判断される。	○有効性評価の結果に影響しない。
	スプレイ注入	安全系モデル (格納容器スプレイモデル) (3.3.6(3))	○入力値に含まれる。	○注入特性は、解析では評価目的に応じた作動圧力や流量を入力する。
	水素濃度変化	原子炉格納容器モデル (水素発生) (3.3.5(4))	○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した。	○TMI 事故の再現性を確認しており、水素発生に関する基本的なモデルについては、妥当性があると判断でき、各評価事故シーケンスの評価に適用できる。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ジルコニウム量の75%が反応するように補正して評価していることから、有効性評価の結果に与える影響はない。

表 5.2-1 重要現象の不確かさの有効性評価解析への影響の整理 (4/7)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
原子炉格納容器	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 (3.3.6(5))	<p>○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。</p> <p>○水素が存在する場合、最大限水素が発生した状態（ドライ条件換算 13vol%）では、除熱量で約 7%、流速で約 10% の性能低下が見込まれ、感度解析による影響評価の結果、原子炉格納容器圧力を 0.016MPa、温度を 2℃程度高めに評価することを確認した。水素による性能低下の影響は、原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍及び原子炉格納容器内温度 200℃に対する余裕に比べて 1 桁程度小さい。</p> <p>○上記結果は代表 3 ループプラントの場合であり、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冷却性能等の条件はプラントによって異なることから、水素による性能低下の幅及びその影響程度はプラントごとに評価を要する。</p>	<p>○「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、水素発生がないことから影響しない。</p> <p>○「格納容器過温破損」及び「格納容器過圧破損」では、水素の発生があり、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低下するため、実際の原子炉格納容器圧力及び温度は解析結果よりも高めに推移する傾向となる。</p>
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） (3.3.7(2))	<p>○TMI 事故解析における炉心損傷挙動について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。</p> <p>○リロケーションの進展が早まることを想定し、炉心崩壊に至る温度を下げた場合の感度解析により影響を確認した（代表 4 ループプラントを例とした）。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> </ul>	<p>○TMI 事故の再現性を確認し、リロケーションに係る基本的なモデルについては妥当性があると判断でき、各評価事故シーケンスの評価に適用できる。</p> <p>○感度解析では、SBO シーケンスで炉心溶融やリロケーション後の原子炉容器の破損時刻が有意に早まる結果であったが、「格納容器過温破損」では炉心溶融開始から原子炉容器破損まで 3~4 時間あり、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注水がなされており、原子炉格納容器内温度への影響も小さく、有効性評価の結果に与える影響はない。「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」では、原子炉容器破損時の 1 次系圧力は 2.0MPa[gagc] を上回ることなく、格納容器破損防止対策の成立性に影響しない。</p> <p>○LOCA シーケンスに対しては、感度は大きくなく、「格納容器過圧破損」及び「原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用」については、1 次系保有水量が減少し除熱が悪化し、早期にヒートアップするため、リロケーションの感度は小さく、原子炉容器破損時間への影響も小さいため、原子炉格納容器圧力への影響は小さい。「水素燃焼」については、炉心崩壊前の水素発生量には影響はなく、その後はリロケーションに応じて変化し得るが、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ジルコニウム量の 75% が反応するように補正して評価していることから、有効性評価の結果に与える影響はない。「溶融炉心・コンクリート相互作用」については、原子炉容器破損時間への影響が小さく、原子炉下部キャビティへの注水量の影響も小さいため、コンクリート侵食量に対する影響は小さい。</p>

表 5.2-1 重要現象の不確かさの有効性評価解析への影響の整理 (5/7)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
原子炉容器 (炉心損傷後)	原子炉容器内 FCI (溶融炉心細粒 化、デブリ粒子熱 伝達)	溶融炉心挙動モデル (下部プレナムでの 溶融炉心挙動) (3.3.7(3))	○原子炉容器内 FCI に影響する項目として「デブリジ ェット径 (炉心部の下部クラストの破損口径)」、 「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」及び 「デブリ粒子の径」をパラメータとして感度解析を 行い、いずれについても、1次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ことを確 認した。	○「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」では、高圧溶融 物噴出を防止の観点で、原子炉容器破損の時期とあ いまって、原子炉容器内 FCI による1次系圧力変 化が影響すると考えられるが、左記のとおり、原 子炉容器破損時点での1次系圧力に対する感度は 小さく、2.0MPa[gage]を上回ることはない。
	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) (3.3.7(3))	○TMI 事故解析における下部ヘッ드의温度挙動 について TMI 事故分析結果と一致することを確認 した。 ○下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項 目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」 をパラメータとして感度解析を行い、原子炉容器 破損割合及び破損時刻に対して感度が小さいこと を確認した。また、「溶融炉心と原子炉容器間の熱 伝達」をパラメータとして感度解析を行い、1次系 圧力及び原子炉容器破損時刻に対して感度が小さ いことを確認した (代表4ループプラントを例とし た)。	○TMI 事故の再現性を確認しており、下部プレナム での溶融炉心の熱伝達に係る基本的なモデルにつ いては、一定の妥当性を有すると判断でき、各評 価事故シーケンスの評価に適用できる。 ○感度解析では、原子炉容器破損時期等の事象進 展への影響は小さく、各評価事故シーケンスの評 価指標への影響は小さい。
	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) (3.3.7(4))	○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 認した。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。	○全交流動力電源喪失を起因とする「格納容器過 温破損」及び「高圧溶融物放出/格納容器雰 囲気直接加熱」を対象とした原子炉容器破損モ デルに関する感度解析により、原子炉容器破損 時刻に大きな感度はなく、各評価事故シーケン スの評価結果への影響は小さい。 ○大破断 LOCA を起因とする「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」、「水素燃焼」及び「溶融炉心・ コンクリート相互作用」では、下部プレナム への溶融炉心の落下が早く、下部ヘッ드의加 熱も早く進むことから、上記よりも感度は小 さくなり、各評価事故シーケンスの評価結果 への影響は小さいと考えられる。

表 5.2-1 重要現象の不確かさの有効性評価解析への影響の整理 (6/7)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉容器外 FCI (熔融炉心細粒化、 デブリ粒子熱伝達)	熔融炉心挙動モデル(原子炉下部キャビティでの熔融炉心挙動) (3.3.7(5))	<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熔融燃料-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への感度が小さいことを確認した。</p> <p>○MCCI 現象への影響の観点で、格納容器破損防止の「熔融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行った。「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、MCCI によるコンクリート侵食量への感度が小さいことを確認した。</p>	<p>○感度解析により「原子炉压力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用」の原子炉容器外 FCI 現象に対する不確かさの影響は小さく、有効性評価の結果に影響しない。</p> <p>○感度解析により「熔融炉心・コンクリート相互作用」の MCCI 現象に対する影響は小さく、有効性評価の結果に影響しない。また、コンクリート侵食量に有意な差はなく、水素発生量への影響も小さい。</p>
	原子炉下部キャビティ床面での熔融炉心の拡がり  熔融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	熔融炉心挙動モデル(原子炉下部キャビティでの熔融炉心挙動) (3.3.7(5))	<p>○MCCI 現象への影響の観点で、格納容器破損防止の「熔融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行い、「原子炉下部キャビティ水深」、「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」及び「水と熔融炉心の間の熱伝達係数」に関して、コンクリート侵食量への感度が小さいことを確認した。また、「熔融炉心の拡がり面積」に関して、拡がり面積が小さくなるよう、熔融炉心の過熱度分がすべて原子炉下部キャビティ水に伝熱され熔融炉心の融点まで冷却されることを想定して拡がり面積と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 であった。さらに、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組み合わせた場合の感度解析でのコンクリート侵食は約 19cm であり、継続的な侵食が生じないことを確認した。また、原子炉下部キャビティ底面のコンクリート厚さは数メートルであり、侵食深さは十分小さいことを確認した。</p> <p>○一方、コンクリート侵食が約 19cm の場合、MCCI によって発生する水素を加えても、最終的な格納容器内の水素濃度は 6vol%程度(ドライ条件換算)であり、水素処理装置(PAR 及びイグナイタ)による処理が可能なレベルであることを確認した。</p> <p>○上記の感度解析は、熔融炉心が拡がりにくくなるよう、実機条件よりも厳しい条件を与えるものであり、実機でのコンクリート侵食量は、感度解析よりも厳しくなることはないと考えられ、これを不確かさとして設定する。不確かさ幅については、熔融炉心の総量等に影響を受けると考えられることから、プラントごとに評価が必要である。</p>	<p>○「熔融炉心・コンクリート相互作用」では、熔融炉心の拡がり面積を主要因としてコンクリート侵食の予測に与える不確かさがあり、MAAPコードで得られた結果に対し、不確かさを考慮することで、格納容器破損防止対策の有効性を確認できる。</p> <p>○「水素燃焼」では、上記のコンクリート侵食の予測に与える不確かさを考慮することで、原子炉格納容器内の水素濃度が上昇する傾向となる。なお、コンクリート侵食に伴って発生する水素は、すべてジルコニウムに起因するものである。</p>

表 5.2-1 重要現象の不確かさの有効性評価解析への影響の整理 (7/7)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
原子炉格納容器(炉心損傷後)	溶融炉心とコンクリートの伝熱	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) (3.3.7(5))	○ACE 及び SURC 実験解析より、溶融炉心の堆積状態が既知である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認した。	(前ページに記載)
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生			
原子炉容器(炉心損傷後)	1次系内 FP 挙動	FP 挙動モデル (3.3.8)	<p>○PHEBUS-FP 実験解析により、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されるが、燃料被覆管温度を高めに評価し、燃料破損後の FP 放出開始のタイミングも早く評価する結果となったが、実験の小規模な炉心体系の模擬によるものであり、実機の大規模な体系においてこの種の不確かさは小さくなると考えられる。</p> <p>○ABCOVE 実験解析により、原子炉格納容器内のエアロゾル沈着挙動をほぼ適正に評価できることを確認した。</p> <p>○炉心損傷検知に影響する項目として「炉心からの FP 放出速度」を低減させた場合の感度解析を行い、原子炉格納容器上部区画の希ガス量への影響は小さいことを確認した。</p>	○PHEBUS-FP 実験解析で、ギャップ放出のタイミングについて、よく模擬できており、炉心損傷検知を起因とする運転員等操作の時期への影響は小さいと考えられる。燃料破損後の FP 放出挙動については、小規模体系の模擬性が原因と推定され、TMI 事故解析で再現性が示されているように、実機規模の体系においては妥当性を有すると判断でき、各評価事故シーケンスの評価に適用できる。
原子炉格納容器(炉心損傷後)	原子炉格納容器内 FP 挙動			<p>○原子炉格納容器へ放出されたエアロゾルの沈着挙動について、各評価事故シーケンスの評価に適用できる。</p> <p>○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た。したがって、FP 放出速度が 1 割低減しても、炉心損傷検知判断への影響はほとんどない。</p>

## 6. 参考文献

- [1] 三菱PWR 炉心損傷及び格納容器破損に係る重要事故シナシへのMAAPコードの適用性について、MHI-NES-1056、三菱重工業、平成25年
- [2] "Proceedings: MAAP Thermal-Hydraulic Qualifications and Guidelines for Plant Application Workshop", EPRI NP-7515, 1991.
- [3] "MAAP PWR Application Guidelines for Westinghouse and Combustion Engineering Plants", EPRI TR-100743, 1992.
- [4] R. E. Henry and H. K. Fauske, "The Two-Phase Critical Flow of One-Component Mixtures in Nozzles, Orifices and Short Tubes", J. Heat Transfer, Trans. ASME, 1971.
- [5] "Critical Flow Data Review and Analysis", EPRI NP-2192, 1982.
- [6] Kwang-hahn(KAERI) et al., "A State-of-art review of the reactor lower head models employed in three representative U.S. Severe Accident Codes", Progress in Nuclear Energy, Vol. 42, No.3, p361-382, 2003.
- [7] D. Magallon et al., "European expert network for the reduction of uncertainties in severe accident safety issues (EURSAFE)", Nuclear Engineering and Design 235 (2005) 309-346.
- [8] "Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants", NUREG-1465, 1995
- [9] "Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors", NRC Regulatory Guide 1.195.
- [10] 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
- [11] "TMI-2 Analysis Exercise Final Report", NEA/CSNI/R(91)8, 1992.
- [12] "TMI-2 Vessel Investigation Project Integration Report", NUREG/CR-6197, 1994.
- [13] "A Scenario of the Three Mile Island Unit 2 Accident", Nuclear Technology Vol.87, 1989.
- [14] "International standard problem 29: distribution of hydrogen within the HDR containment under severe accident conditions: final comparison report", NEA/CSNI/R(93)4, 1993.
- [15] S. J. Lee, C. Y. Paik, R. E. Henry, M. E. Epstein, and M. G. Plys, "Benchmark of the Heiss Dampf Reaktor E11.2 Containment hydrogen-Mixing Experiment using the MAAP4 Code", Nucl. Technol., 125, 182 (1999).
- [16] G. R. Bloom, et al., "Hydrogen mixing and distribution in containment atmospheres", EPRI Report NP-2669, 1983.
- [17] OECD/NEA, "Second OECD (NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten Core

- Debris-Concrete Interactions” , NEA/CSNI/R(92)10.
- [18] “International standard problem No 24: ISP-24: SURC-4 experiment on core-concrete interactions” , NEA/CSNI-155, 1988.
- [19] Mendler, O. J. et al., “Loss of Feed Flow, Steam Generator Tube Rupture, and Steam Line Break Thermohydraulic Experiments” , NUREG/CR-4751, EPRI NP-4786, WCAP-11206 (1986).
- [20] C. Y. Paik et al., “Benchmarking of MAAP4 Steam Generator Model against Westinghouse MB-2 Experiments” , The 11th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal-Hydraulics (NURETH-11) (2005).
- [21] 社団法人 日本原子力学会「シビアアクシデント時の格納容器内の現実的ソースターム評価」(平成 22 年 4 月)
- [22] Clement and Haste (IRSN, Cadarache), “Thematic Network for a PIIEBUS FPT-1 International Standard Problem” , OECD/NEA, July 2003.
- [23] D. Jacquemain, et al., “FPT1 Final Report Final Version” , December 2000.
- [24] R.K. Hilliard et al., “Aerosol Behavior Code Validation and Evaluation (ABCOVE) Preliminary Results of Test AB5” , HEDL-SA-2854FP, Feb. 1983.
- [25] 三菱PWR 炉心損傷に係る重要事故シナシケンスへのM-R E L A P 5 コードの適用性について、MIII-NES-1054、三菱重工業、平成 25 年
- [26] K. Kang, et, al., “Experimental Investigations on In-Vessel Corium Retention through Inherent Gap Cooling Mechanisms” , Journal of Nuclear Science and Technology, 2006.
- [27] JAEA-Research 2007-072「軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価」 2007 年 8 月

## 参考 1

## MAAPコードと NUREG-1465 のソースタームの比較について

## 1. まえがき

MAAPコードでは炉心溶融に伴う燃料からの核分裂生成物（FP）の放出、FPの状態変化及び輸送モデル等がモデル化されており、炉心溶融時の原子炉格納容器内へのFPの放出及び原子炉格納容器内のFPの移行挙動を事象進展に応じて評価することができる。

一方で炉心溶融を考慮した場合の原子炉格納容器内へのFPの放出、FPの状態変化及び輸送モデルとしては、米国NRCで整備されたNUREG-1465のソースタームがあり、海外での規制等に活用されており、有効性評価における被ばく評価に使用している。

本参考資料は、MAAPコードのソースタームと被ばく評価に用いているNUREG-1465のソースタームの比較検討を行うことで、MAAPコードによる原子炉格納容器内ソースターム評価の特徴について考察したものである。

## 2. NUREG-1465の更新ソースタームについて

MAAPコードではFPを12のグループに分類し、炉心からの放出速度と1次系内及び原子炉格納容器内での移行挙動を計算している。

一方、原子炉格納容器内のソースタームについては、NUREG-1465<sup>[A-1]</sup>では、8つのFPグループに対して、4つの放出フェーズごとの原子炉格納容器内のソースタームを評価している。MAAPコードのソースタームとNUREG-1465のソースタームの相違について、参考文献<sup>[A-2]</sup>において検討がなされており、以下にまとめる。

NUREG-1465の更新ソースタームでは、原子炉格納容器へのFP放出過程を以下の4つのフェーズに分類している。これらの放出フェーズには継続時間が設定され、各放出フェーズにおける放出率は一定としている。

ギャップ放出（燃料被覆管破損から0.5時間）

燃料被覆管の破損が生じ、燃料ペレットと燃料被覆管との間のギャップに存在するFPが放出される。

早期原子炉容器内放出（炉心損傷から1.3時間）

炉心損傷開始から溶融炉心が原子炉容器底部へ落下して原子炉容器底部が破損するまでの期間に燃料からFPが放出される。

原子炉容器外放出（原子炉容器破損から2.0時間）

原子炉容器底部の破損後、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心がコンクリートと反応し、FPが放出される。この放出は溶融炉心が十分冷却されたときに終

了する。

後期原子炉容器内放出（原子炉容器破損から 10 時間）

早期原子炉容器内放出期間に 1 次系内に沈着していた揮発性核種（ハロゲン、アルカリ金属、テルルグループ）が再蒸発し、原子炉格納容器へ放出される。

FP 組成については、物理・化学的挙動の類似性や放射線学的影響の重要度等に基づき、各核種の放射エネルギーを求める用途に用いることから、以下の 8 つの元素ごとのグループに分類している。NUREG-1465 における FP グループの分類は、WASII-1400<sup>[A-8]</sup>における FP グループ分けを祖とし、その後の検討を反映したものであり、炉心温度に対する放出速度の相違に基づいた MAA P コードの分類と直接的な関連はない。しかしながら、MAA P コードで分類されている放射性物質のうち、放出に寄与するものは NUREG-1465 のソースタームにおいても網羅されている。このため、MAA P コードによる原子炉格納容器内ソースタームの評価を行うにあたり必要な核種が取り扱われていると考えられる。

[FP の核種グループ]

(NUREG-1465)		(MAA P コード)	
グループ	核種	グループ	代表核種
1	希ガス/Xe, Kr	1	希ガス
2	ハロゲン/I, Br	2	CsI
3	アルカリ金属/Cs, Rb	3	TeO <sub>2</sub>
4	テルルグループ/ Te, Sb, Se	4	SrO
5	バリウム・ストロンチウム/ Ba, Sr	5	MoO <sub>2</sub>
6	貴金属/ Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co	6	CsOH
7	ランタノイド/ La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am	7	BaO
8	セリウムグループ/ Ce, Pu, Np	8	La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>
		9	CeO <sub>2</sub>
		10	Sb
		11	Te <sub>2</sub>
		12	UO <sub>2</sub>

### 3. MAA Pコードと NUREG-1465 のソースタームの比較について

NUREG-1465 の FP の放出割合については、前述の FP 核種グループごとに平均的な放出割合を「更新ソースターム」としてまとめている。ここでは、低圧シーケンス（原子炉容器が低圧で破損するシーケンス）に対して、FP 放出割合に関する不確かさ評価結果に基づき、不確かさ分布の統計値が採用されている。ここで、低圧シーケンスを選定した理由は、高圧シーケンスに比べて、1 次系内での滞留時間が短いため、FP 保持効果が低くなり、早期原子炉容器内放出フェーズにおいて原子炉格納容器への放出がより多くなること、高圧シーケンスに比べて低圧シーケンスの発生頻度が高いことによる<sup>[A-4]</sup>。このように評価した更新ソースタームを以下に記す。

[更新ソースターム (PWR プラント)]

(初期炉内インベントリに対する割合)

グループ	名称	ギャップ 放出	早期原子炉 容器内放出	原子炉 容器外放出	後期原子炉 容器内放出
1	希ガス	0.05	0.95	0	0
2	ハロゲン	0.05	0.35	0.25	0.1
3	アルカリ金属	0.05	0.25	0.35	0.1
4	Te グループ	0	0.05	0.25	0.005
5	Ba, Sr	0	0.02	0.1	0
6	貴金属	0	0.0025	0.0025	0
7	ランタノイド	0	0.0002	0.005	0
8	Ce グループ	0	0.0005	0.005	0

NUREG-1465 で参照されている PWR の原子炉格納容器内のソースタームを用いたシビアアクシデント時の原子炉格納容器外への放出割合について、MAA Pコードによる解析結果との比較を実施する。被ばく評価の観点で厳しいものとして、炉心損傷が早く、格納容器スプレイが失敗し、原子炉格納容器の圧力が高く推移する「大破断 LOCA + ECCS 注入失敗 + 格納容器スプレイ失敗」を対象とする。

#### A) 原子炉格納容器内での挙動について

炉心に蓄積した FP は、炉心溶融に伴って原子炉格納容器内へ放出され、原子炉格納容器内での重力沈降やスプレイによる除去により放射エネルギーは低減されながら、原子炉格納容器内に浮遊する。さらに、有効性評価の原子炉格納容器圧力の変化をもとに設定された原子炉格納容器からの漏えい率にしたがって放出される。

#### B) 原子炉格納容器内への放出のタイミングについて

以下の代表 3 ループプラントの評価例に示すとおり、炉心溶融開始及び原子炉容器

破損のタイミングについては、ほぼ同じであると考えられ、FP が大量に放出される初期の事象進展に大きな差はないと判断している。

	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 コード	～約 19 分	約 19 分～約 1.5 時間
NUREG-1465	～30 分	30 分～1.8 時間

### C) 原子炉格納容器からの放出割合の比較について

NUREG-1465 ベースの原子炉格納容器からの放出割合とMAAPコード解析結果に対してよう素の化学形態の補正を行った原子炉格納容器からの放出割合を比較する。比較に当たっては、被ばく上主要な元素であるよう素及びCsを代表とする。

よう素については、粒子状よう素に対するMAAPコード解析の結果に、有機よう素及び無機よう素に対しては、放出タイミングをMAAPコード解析の希ガスと同等、放出割合をNUREG-1465の75%とし、RG1.195<sup>1A-51</sup>ベースの各化学形態の存在比、沈着等を別途考慮して表3.A-1のとおり補正した値である。その他の元素については、MAAPコード解析結果を表3.A-2のとおり用いたものである。MAAPコードベースのよう素補正計算概要を図3.A-1に示す。NUREG-1465ベースの計算は、中央制御室等の居住性評価や有効性評価のうちCs-137放出量の評価に用いる評価と同じものである。NUREG-1465ベースの計算概要を図3.A-2に示す。原子炉格納容器浮遊量の時間変化は、各放出フェーズの原子炉格納容器への放出割合と沈着等の減少効果のバランスを解いている。原子炉格納容器からの放出量は原子炉格納容器浮遊量に原子炉格納容器漏えい率を乗じている。原子炉格納容器漏えい率は、MAAPコードベースの計算では、現実的な原子炉格納容器からの放出量を求める観点から、MAAPコード解析に基づく圧力解析値を用いて差圧流の式で漏えい率を算定し、NUREG-1465ベースの計算では保守的な原子炉格納容器からの放出量を求める観点から、MAAPコードベースの値に余裕を考慮したものをを用いている。

よう素の原子炉格納容器内浮遊量の経時変化について図3.A-3及び図3.A-4に、その他の核種として被ばくの観点で代表的なCsの原子炉格納容器浮遊量の経時変化について図3.A-5及び図3.A-6に示す。

MAAPコードベースの評価結果は炉心溶融時点及び原子炉容器損傷時点で放出のピークが見られており、NUREG-1465ベースについては、ギャップ放出～後期原子炉内放出の4つの放出フェーズが確認される。それぞれの挙動の考察については以下のとおりである。

### (a) 短期的な挙動（ピーク値）の比較

原子炉格納容器内浮遊量（炉心内蓄積量に対する割合）の短期的な挙動（ピーク値）はピーク値が出る時間帯において屋外で作業をする場合の線量評価において重要となる。

よう素については、MAAPコードベースのピーク値（約0.4）がNUREG-1465ベース（約0.1）よりも高めの値を与える結果となった。図3.A-3に示すとおり無機（元素状）よう素の浮遊量が支配的であり、これは無機よう素の割合が放出初期からRG1.195に示される化学組成の割合として91%を用いていることに起因している。

3.3.8(4)に示すとおり、無機よう素はCsIエアロゾルが水中で溶解し、放射線による水の分解により生成した反応性の高い化学種（OH等のラジカル）により化学反応が促進され生成され、その割合はpHに依存することが知られており、pHが低いほどヨウ化イオンが結合してよう素が生成される。水中のよう素の反応は専用コードを使用しても精度の良い予測が非常に難しいが、事故初期のpHについては、ほう酸水のpH（約4.5）程度であると推定される。NUREG/CR-5732<sup>[A-9)]</sup>にヨウ化イオン(I<sup>-</sup>)とよう素(I<sub>2</sub>)の存在割合とpHの関係が整理されており、図3.A-7に示す。これによれば、pH4.5の場合のI<sub>2</sub>の存在割合は約15%であり、無機よう素の割合としてはRG1.195に示される値（91%）の約1/6となる。したがって、現実的なよう素の浮遊割合は有機4%、無機15%、粒子5%の合計24%となり浮遊量としては1/4程度と考えられる。この効果を考慮すると、図3.A-3に示すMAAPコードベースの浮遊量のピーク値は0.4から0.1程度となり、図3.A-4に示すNUREG-1465ベースと同等となると考えられる。

上記の推定は初期に無機よう素が浮遊しているという仮定であるが、粒子状よう素が原子炉格納容器内の水に接触せずに粒子状よう素から無機よう素への変換が生じなく粒子状よう素のまま気相部に残存すると仮定した場合は、事象初期に高線量となる可能性がある。このように、事象の初期の炉心損傷時点においては、粒子状よう素の水中への溶解を伴う挙動の正確な予測が難しく今後の課題であると考えられる。

Csについては、図3.A-5及び図3.A-6のピーク値は同程度であること、屋外滞在時の線量については直接スカイシャイン線量の寄与が多く、表3.A-3に示す評価例のとおり原子炉建屋内の線源のうちCsからの寄与は支配的ではないことから、Csのピーク値の違いは結果として影響しない。

### (b) 長期的な挙動（積分値）の比較

長期的な挙動（積分値）において、よう素については沈着及びスプレイによって除去されない有機よう素が支配的となり両者の挙動は同等となる。Cs等の粒子状物質については、MAAPコードベースの原子炉格納容器内の沈着は、重力沈降に加え、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突等の挙動を考慮したモデルである一方、NUREG-1465

ベースの原子炉格納容器内の沈着については重力沈降による除去のみを取り扱っているため、原子炉格納容器内の浮遊FP量を高めに評価する傾向となる。代表3ループプラントの原子炉格納容器からの放出割合評価例を表3.A-4に示す。この結果から、シビアアクシデント時の原子炉格納容器からの放出割合については、MAAPコード解析での評価のほうが、NUREG-1465を用いたモデルでの評価よりも低い数値となっている。一部の元素グループ（Ru類：貴金属）についてはMAAPコード解析での評価値が高めとなっているが、これは燃料から原子炉格納容器への放出割合についてグループ内を代表する元素がMAAPコードではMo、NUREG-1465ではRuと相違していることに起因するものと考えられる。ただし、表3.A-5に示すとおり、Ru類の環境に放出される放射性物質放出量はよう素131等価量に換算すると微小であり、影響は小さい。なお、よう素131等価量は、よう素131の実効線量係数に対する各核種の実効線量係数の比を各核種の放射エネルギーに乗じて合算したものである。

#### (c) 被ばく評価結果への影響

MAAPコードではよう素の化学形態を考慮できないという課題はあるが、前述の方法のように、よう素の化学形態を仮定することでNUREG-1465ベースによる評価との比較を行った。比較に当たっては、被ばく上主要な元素であるよう素及びCsを代表とした。

その結果、(a)項及び(b)項のとおり、MAAPコードベースの原子炉格納容器内の沈着は、重力沈降に加え、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突等の挙動を考慮したモデルである一方、NUREG-1465ベースの原子炉格納容器内の沈着については重力沈降による除去のみを取り扱っていることから、MAAPコードベースの評価はNUREG-1465ベースと同等あるいは小さめな結果を与える。

なお、水中のよう素の反応は精度の良い予測が難しく、特に事象初期の挙動予測は今後の課題であると考ええる。

#### 4. まとめ

MAAPコードのソースタームと被ばく評価に用いているNUREG-1465のソースタームの比較検討を行うことで、MAAPコードによる原子炉格納容器内ソースターム評価の特徴について考察し、以下を確認した。

- MAAPコードの核種グループは、炉心温度に対する放出速度の相違に基づき12グループに分類されている。これに対し、NUREG-1465は物理・化学的挙動の類似性等の観点から8つのグループに分類されており、グループ分類の設定の考え方が異なるものの、MAAPコードで分類されている放射性物質のうち、放出に寄与するものはNUREG-1465のソースタームでも網羅されており、MAAPコードによる原

原子炉格納容器内ソースタームの評価を行うにあたり必要な核種が取り扱われていると考えられる。

- 原子炉格納容器からの放出割合に関し、MAAPコードではよう素の化学形態をスプレイによる除去や沈着を見込むことができる粒子状よう素のみを取り扱っているため、スプレイで除去されない無機よう素や、スプレイで除去されず沈着もしない有機よう素の存在が想定される場合にMAAPコードによる解析結果は過小評価する傾向がある。
- よう素の化学形態に関しては、MAAPコードの解析結果に対し、R.G.1.195、NUREG-1465 や NUREG/CR-5732 等に基づき無機よう素や有機よう素の影響を補正して取り扱うことで、NUREG-1465 ベースと同等の評価結果となり得る。ただし、粒子状よう素の水中への溶解を伴う挙動については正確な予測が難しいことから、その点で課題があると考えられる。
- 原子炉格納容器外への放出量について、MAAPコードベースの評価はNUREG-1465 ベースと比べて全般に小さめな結果を与える傾向がある。これは、原子炉格納容器内のエアロゾルの沈着について、NUREG-1465 ベースの評価では重力沈降による気相部の放射性物質濃度の低減のみを取り扱っているのに対して、MAAPコードベースでは重力沈降に加え、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突等を模擬した実現象を踏まえたモデルであるためと考えられる。なお、一部の元素グループ（Ru類：貴金属）についてはMAAPコード解析での評価値が高めとなる。これは燃料から原子炉格納容器への放出割合についてグループ内を代表する元素の相違に起因するものと考えられるが、Ru類の環境に放出される放射性物質放出量はやう素 131 等価量に換算すると微小であり、線量への影響は小さい。

以上のことから、MAAPコードのFP挙動モデルは、よう素の化学形態の模擬性に起因して、よう素の環境への放出量を過小評価する可能性があるため、ソースターム評価にMAAPコードを適用する際には、MAAPコードの解析結果に対し、よう素の化学形態に関して適切な補正を行う等の取扱いを考慮する必要がある。

## 5. 参考文献

- [A-1] “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” , NUREG-1465, 1995.
- [A-2] 社団法人 日本原子力学会 「シビアアクシデント時の格納容器内の現実的ソースターム評価」 (平成 22 年 4 月)
- [A-3] “Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants” , NRC, WASH-1400(NUREG-75/014)
- [A-4] “Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Plants” , NUREG-1150, 1991.
- [A-5] “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors” , NRC Regulatory Guide 1.195.
- [A-6] E. C. Beahm, et al., “Iodine Chemical Forms in LWP Severe Accidents” , NUREG/CR-5732, 1992.

表 3.A-1 原子炉格納容器気相部浮遊 FP 量の影響評価方法  
(よう素の化学形態の補正)

	化学形態 (RG1.195)	放出割合及び 放出タイミング	スプレイ、沈着等による 気相部からの除去	原子炉格納容 器漏えい率
MAAP コード (補正)	有機よう素 (4%)	MAAPコード解析結果 (放出タイミングは保守的 に最も早期に放出される希 ガスの値を用いる。MAAP コードでは考慮されないの で放出割合は NUREG -1465 の4つの放出フェ ーズの放出割合の合計値で ある75%とする)	考慮しない	MAAPコード 解析に基づ く圧力解析値 を用いて差圧 流の式で漏え い率を算定 (下図「解析 値」)
	無機よう素 (91%)	同上	MAAPコードでは考慮 されないのでCSE実験に 基づく沈着速度を用いて 沈着を考慮。スプレイは考 慮しない。	
	粒子状よう素 (5%)	MAAPコード解析結果	MAAPコード解析結果	
	粒子状物質	同上	同上	
NUREG -1465	有機よう素 (4%)	NUREG-1465	考慮しない	MAAPコード 解析に基づ く値に余裕を 考慮した値 (下図「評価 使用値」)
	無機よう素 (91%)	同上	スプレイ：考慮しない 沈着：CSE実験に基づく 沈着速度	
	粒子状よう素 (5%)	同上	スプレイ：SRP6.5.2に基 づく除去速度を用いる。 沈着：重力沈降に基づく沈 着速度を用いる。	
	粒子状物質	同上	同上	

[参考] 代表3ループプラントの原子炉格納容器漏えい率

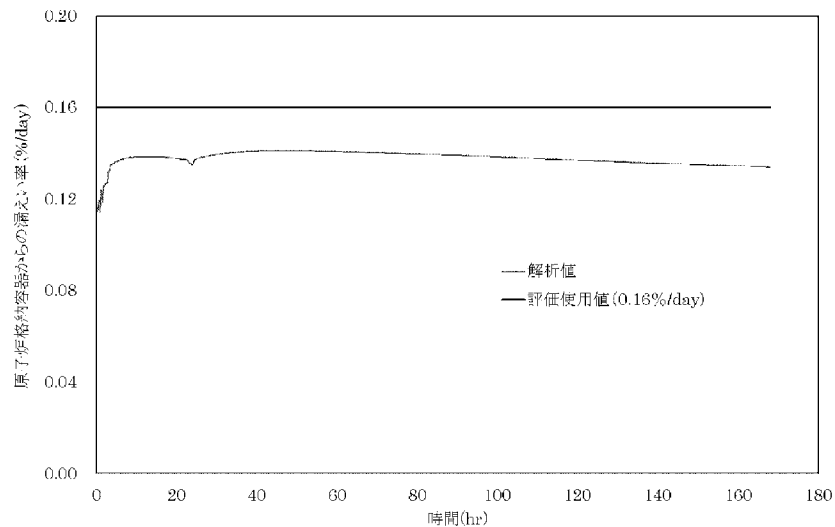


表 3.A-2 原子炉格納容器気相部浮遊 FP 量の影響評価方法  
(原子炉格納容器内放出割合)

グループ	核種	原子炉格納容器内放出割合の設定方法
1	希ガス/Xe, Kr	MAAPコードの希ガスの値を用いる。
2	ハロゲン/I, Br	表 3.A-1 のとおり
3	アルカリ金属/Cs, Rb	MAAPコードの CsI の放出割合×0.1+ MAAPコードの CsOH の放出割合 $\left( \begin{array}{l} \text{I の炉心内蓄積量は Cs の約 } 1/10 \text{ である} \\ \text{ことから、I と結合している Cs を、全炉} \\ \text{心 Cs の } 1/10 \text{ と仮定し、更に全量の Cs} \\ \text{が CsOH の形態で放出されると仮定。} \end{array} \right)$
4	テルルグループ/ Te, Sb, Se	MAAPコードの TeO <sub>2</sub> 、Sb、Te <sub>2</sub> の合計
5	バリウム・ストロンチウム/ Ba, Sr	MAAPコードの SrO と BaO の合計
6	貴金属/ Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co	MAAPコードの MoO <sub>2</sub> の値を用いる。
7	ランタノイド/ La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am	MAAPコードの La <sub>2</sub> O <sub>5</sub> の値を用いる。
8	セリウムグループ/ Ce, Pu, Np	MAAPコードの CeO <sub>2</sub> の値を用いる。

表 3.A-3 原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による  
中央制御室入退域時の被ばく評価における各核種グループの内訳  
(代表 3 ループプラントの例 : NUREG-1465 ベース)

核種グループ	直接線及びスカイシャイン線量 <sup>(注1、2)</sup> (mSv)	内訳 (%)
Xe 類	約 $2.8 \times 10^1$	4
I 類	約 $6.1 \times 10^2$	87
Cs 類	約 $3.4 \times 10^1$	5
Te 類	約 $7.6 \times 10^0$	1
Ba 類	約 $1.0 \times 10^1$	1
Ru 類	約 $4.1 \times 10^{-1}$	< 1
La 類	約 $9.0 \times 10^0$	1
Ce 類	約 $1.7 \times 10^{-1}$	< 1
合計	約 $7.0 \times 10^2$	100

(注1) 中央制御室入口地点における7日間積算線量

(注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値

表 3.A-4 原子炉格納容器からの放出割合評価 (7日間積算)  
(代表 3 ループプラントの例)

核種グループ	NUREG-1465 ベース	MAAPコード解析ベース <sup>(注1)</sup>
希ガス類	約 $1.1 \times 10^{-2}$	約 $9.6 \times 10^{-3}$
よう素類	約 $3.6 \times 10^{-4}$	約 $3.0 \times 10^{-4}$
Cs 類	約 $2.1 \times 10^{-4}$	約 $1.9 \times 10^{-5}$
Te 類	約 $8.3 \times 10^{-5}$	約 $1.5 \times 10^{-5}$
Ba 類	約 $3.2 \times 10^{-5}$	約 $8.1 \times 10^{-7}$
Ru 類	約 $1.4 \times 10^{-6}$	約 $1.8 \times 10^{-6}$
Ce 類	約 $1.5 \times 10^{-6}$	約 $6.1 \times 10^{-8}$
La 類	約 $1.4 \times 10^{-6}$	約 $9.6 \times 10^{-9}$

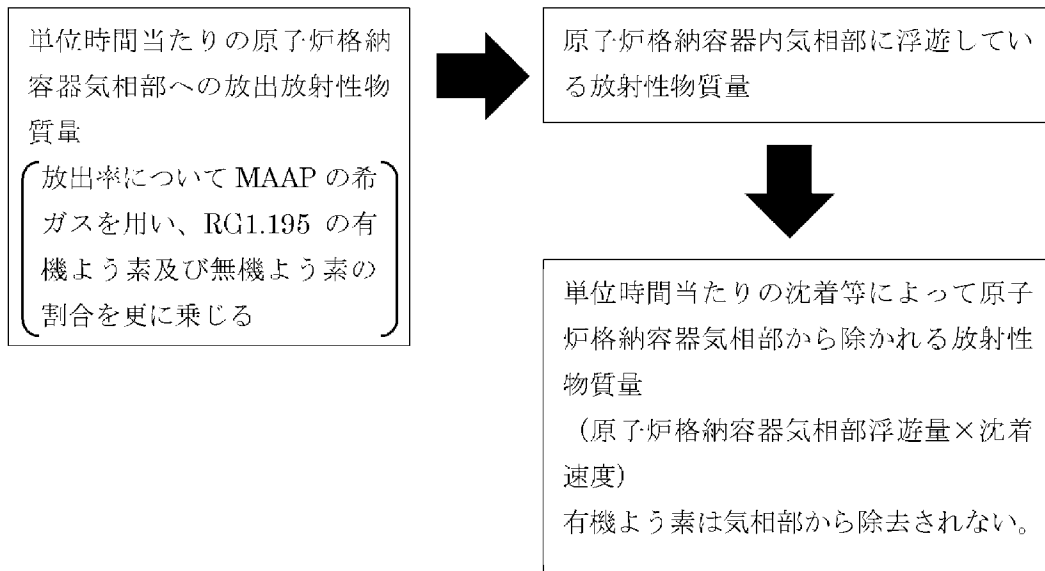
(注1) Cs 類のように複数の化学形態(CsI、CsOH グループ)を有する核種については、Cs の炉心内蓄積量に対するそれぞれの化学形態グループの放出割合を合計している。

表 3.A-5 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：NORM-1465 ベース)

核種グループ	放出放射能量 <sup>(注1、2)</sup> (Bq)	内訳 (%)
Xe 類	約 0.0E+00	0
I 類	約 8.2E+13	55
Cs 類	約 1.7E+13	12
Te 類	約 3.9E+12	3
Ba 類	約 6.2E+12	4
Ru 類	約 6.0E+11	<1
La 類	約 2.3E+13	15
Ce 類	約 1.8E+13	12
合計	約 1.5E+14	100

(注1) 7日間積算放出量

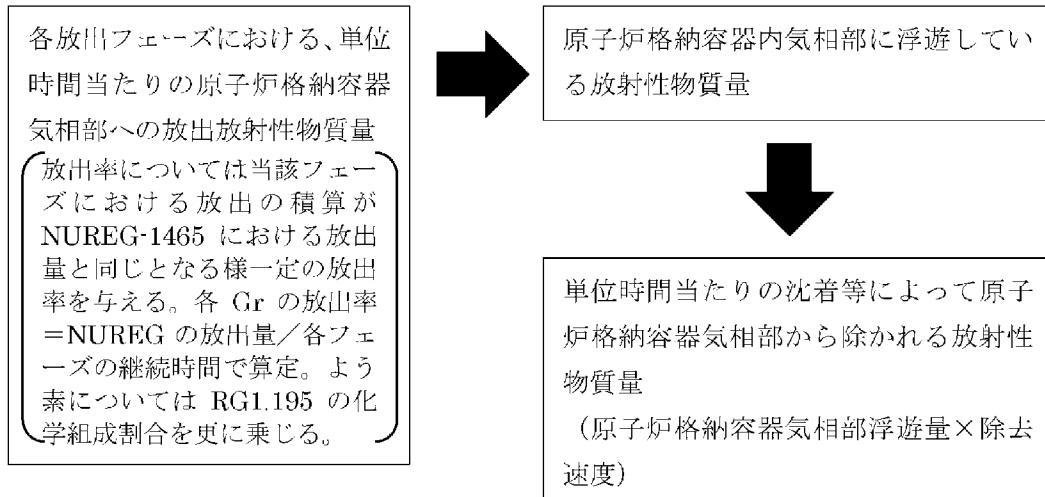
(注2) 有効数値3桁目を四捨五入し2桁に丸めた値



$$\left( \begin{array}{c} \text{原子炉格納容器気相部} \\ \text{浮遊量時間変化} \end{array} \right) = \left( \begin{array}{c} \text{単位時間当たりの} \\ \text{原子炉格納容器気相部への} \\ \text{放出放射性物質質量} \end{array} \right) - \left( \begin{array}{c} \text{単位時間当たりの沈着によって} \\ \text{原子炉格納容器気相部から} \\ \text{取り除かれる放射性物質質量} \end{array} \right)$$

$$\left( \begin{array}{c} \text{単位時間当たり} \\ \text{の原子炉格納容} \\ \text{器からの放出量} \end{array} \right) = \left( \begin{array}{c} \text{原子炉格納容器} \\ \text{気相部浮遊量} \end{array} \right) \times \left( \begin{array}{c} \text{原子炉格納容器} \\ \text{漏えい率} \end{array} \right)$$

図 3.A-1 MAAPコードベースの原子炉格納容器内気相部浮遊放射性物質質量 (有機、無機よう素) 及び原子炉格納容器からの放出量の計算概要



(原子炉格納容器気相部)  
 (浮遊量時間変化)

$$= \left( \begin{array}{l} \text{各放出フェーズにおける単} \\ \text{位時間当たりの原子炉格納容器気} \\ \text{相部への放出放射性物質質量} \end{array} \right) - \left( \begin{array}{l} \text{単位時間当たりの沈着等によって} \\ \text{原子炉格納容器気相部から} \\ \text{取り除かれる放射性物質質量} \end{array} \right)$$

$$\left( \begin{array}{l} \text{単位時間当たり} \\ \text{の原子炉格納容} \\ \text{器からの放出量} \end{array} \right) = \left( \begin{array}{l} \text{原子炉格納容器} \\ \text{気相部浮遊量} \end{array} \right) \times \left( \begin{array}{l} \text{原子炉格納容器} \\ \text{漏えい率} \end{array} \right)$$

図 3.A-2 NUREG-1465 ベースの原子炉格納容器内気相部浮遊放射性物質質量及び  
 原子炉格納容器からの放出量の計算概要

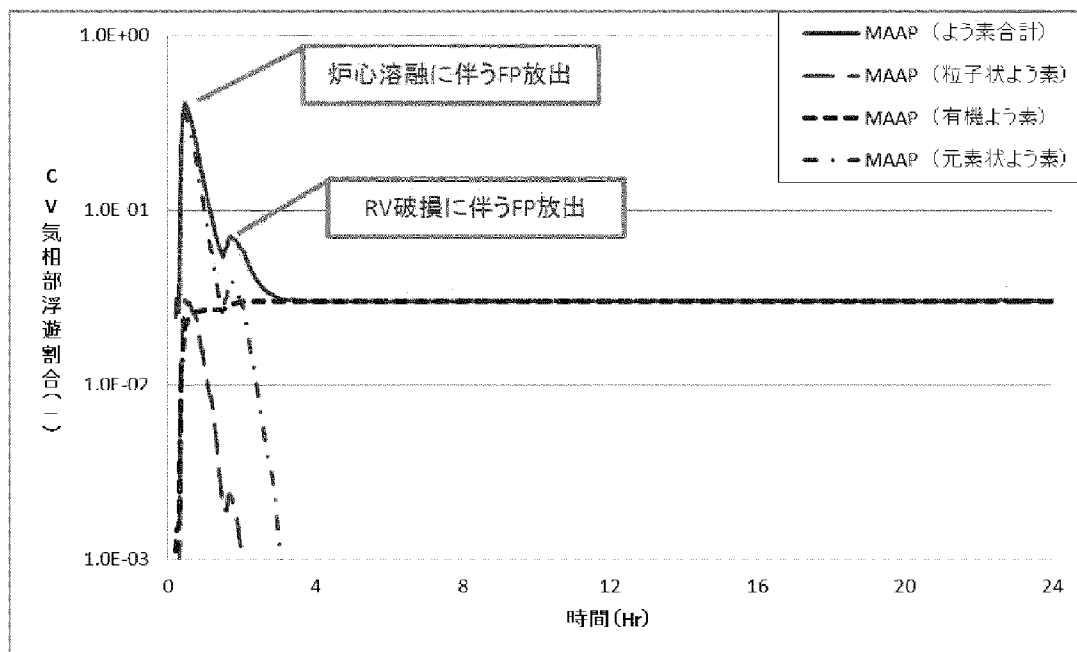


図 3.A-3 原子炉格納容器内気相部浮遊よう素量  
(炉心内蓄積量に対する割合：MAAPコードベース(補正))

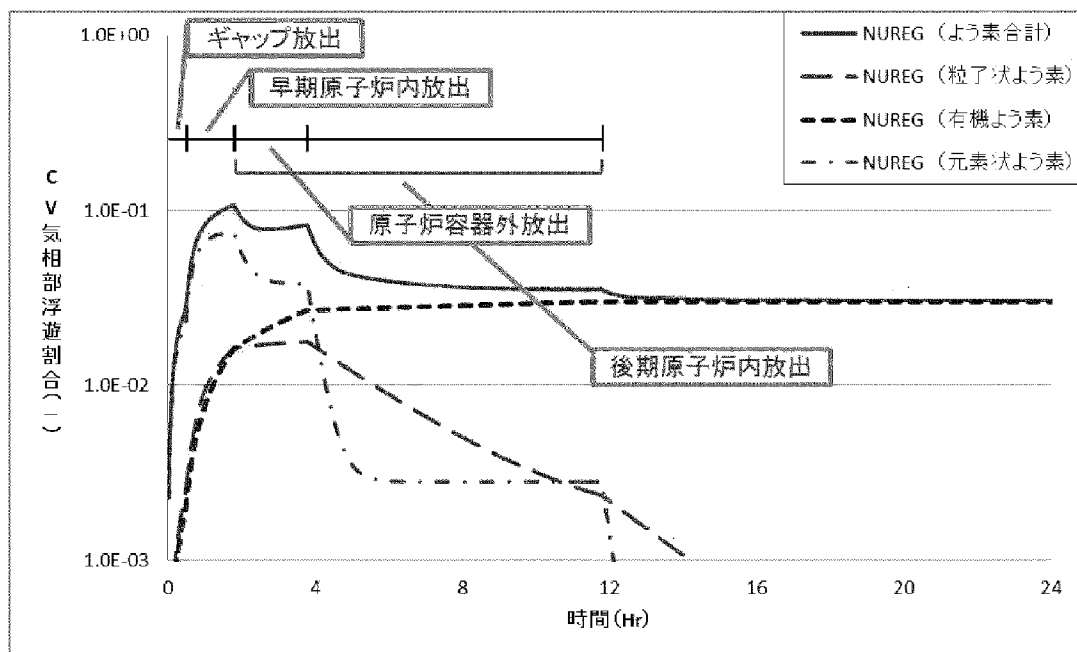


図 3.A-4 原子炉格納容器内気相部浮遊よう素量  
(炉心内蓄積量に対する割合：NUREG-1465ベース)

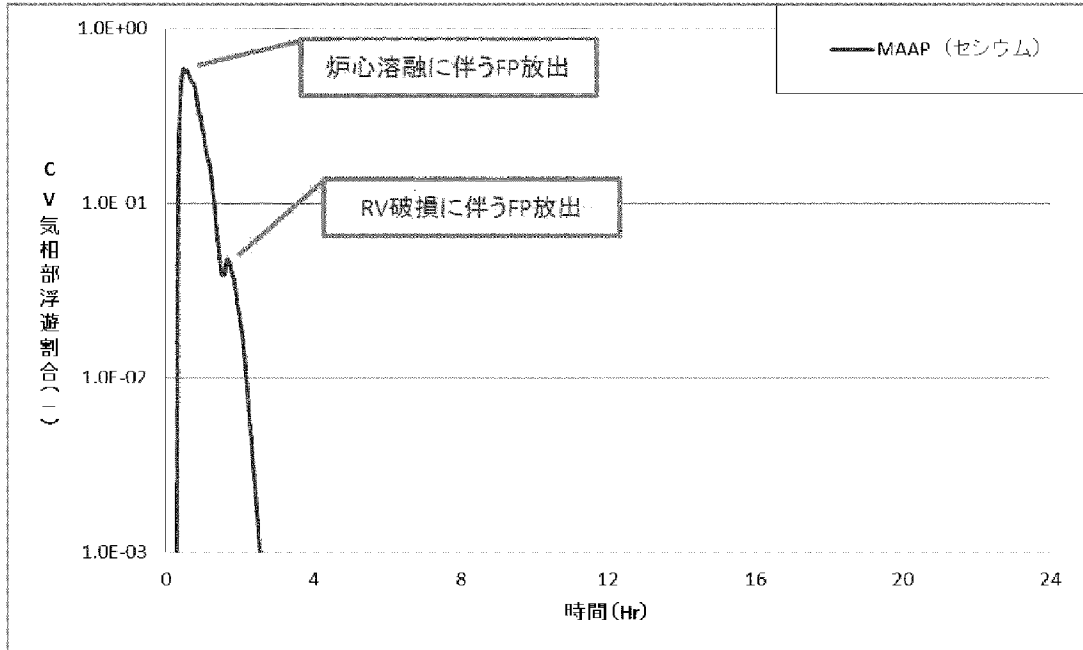


図 3.A-5 原子炉格納容器内気相部浮遊 Cs 量  
(炉心内蓄積量に対する割合 : MAAP コードベース (補正))

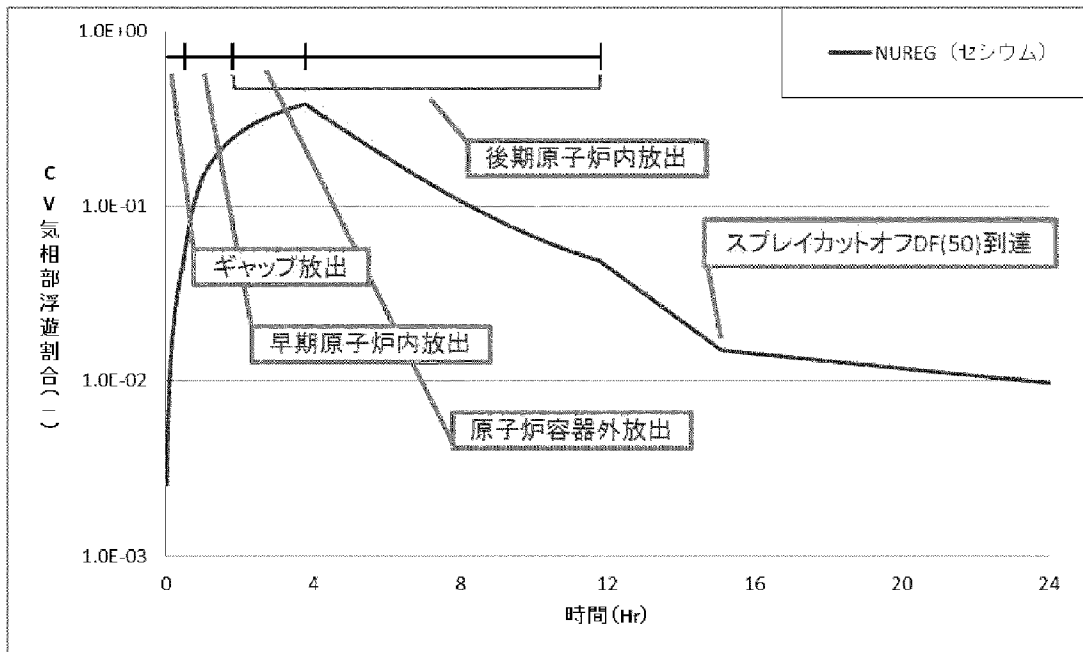


図 3.A-6 原子炉格納容器内気相部浮遊 Cs 量  
(炉心内蓄積量に対する割合 : NUREG-1465 ベース)

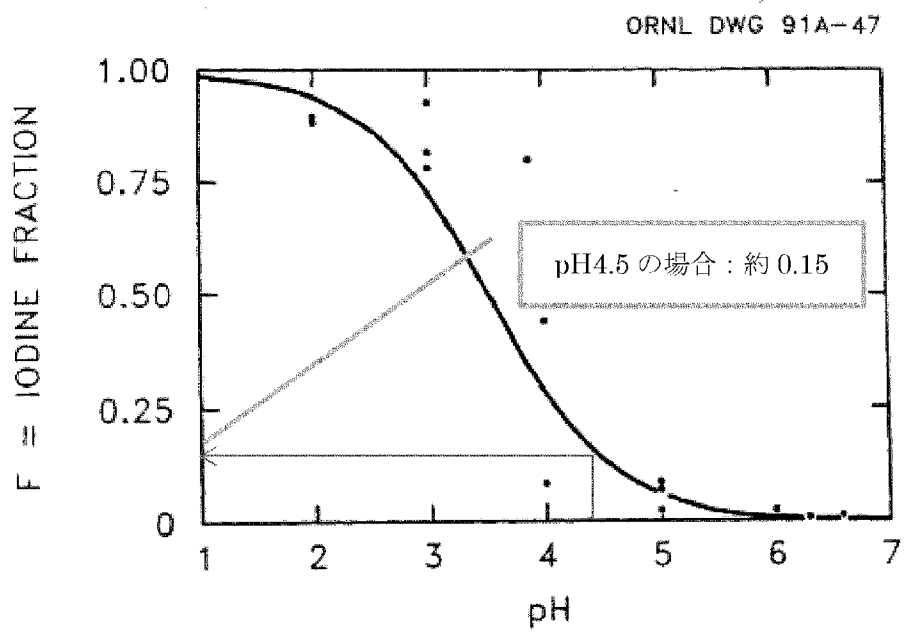


図 3.A-7 ヨウ化イオン(I<sup>-</sup>)とよう素(I<sub>2</sub>)の割合<sup>[A-6]</sup>

## 別紙1 解析コードにおける解析条件

表 解析コードにおける解析条件 (1/4)

分類	解析条件		
定格出力運転条件 パラメータ及び幾 何形状データ	炉心熱出力		
	ループ数		
	ループ全流量		
	1次系圧力		
	1次冷却材温度		
	原子炉容器入口温度		
	原子炉容器出口温度		
	上部ヘッド温度		
	1次冷却材容積	炉心	
		上部プレナム	
		下部プレナム	
		ダウンコマ	
		バレルバップル領域	
		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 (プラグ率含む)	
		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	
		加圧器逃がしタンク	
	流路形状データ (水力的等価直 径、流路断面積、 流路長さ、流路高 さ)	原子炉容器フランジ面より上部炉心板下端 まで	
		上部炉心板下端よりダウンコマ下端まで	
		上部炉心板下端より下部炉心板上端まで	
		原子炉容器フランジ面より入口ノズル中央 まで	
		炉心そう外径	
		原子炉容器内径	
		入口ノズル内径	
		出口ノズル内径	
炉心そう内径			
原子炉容器本体肉厚			
原子炉容器クラッド肉厚			
燃料発熱部下端より下部炉心板上端まで			

表 解析コードにおける解析条件 (2/4)

分類	解析条件	
定格出力運転条件 パラメータ及び幾 何形状データ	流路形状データ (各領域の水力的 等価直径、流路断 面積、流路長さ、 流路高さ) 及び熱 構造材データ (材 質、体積、接液面 積)	・原子炉容器内 入口ノズル、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次系配管 高温側配管、蒸気発生器出口側配管、低 温側配管
		・1次冷却材ポンプ
		・蒸気発生器1次側 入口プレナム、伝熱管、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、加圧器逃がしタンク
	圧力損失データ	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
		1次系配管
		蒸気発生器2次側
	崩壊熱	
炉心データ	冷却材炉心流量	炉心流量
		バイパス流量
		原子炉容器頂部バイパス流量
	炉心流路面積	
	実効熱伝達面積	
	トリップ反応度曲線	
燃料データ	燃料集合体数	
	集合体あたりの燃料棒数	
	燃料棒配列	
	燃料棒ピッチ	
	燃料棒有効長	
	燃料被覆管外径	
	燃料被覆管肉厚	
	ペレット直径	
	ペレット-燃料被覆管ギャップ条件 (ガス圧力、ガス組成、ギャッ プ幅)	
	グリッド位置、圧力損失係数	
加圧器データ	加圧器水位	
	加圧器逃がし弁 (容量、個数、設定圧力)	
	加圧器安全弁 (容量、個数、設定圧力)	
	加圧器ヒータ (作動圧力、出力)	
	加圧器水位制御系 (充てん及び抽出流量)	
	加圧器逃がしタンクラブチャディスク破損圧力	

表 解析コードにおける解析条件 (3/4)

分類	解析条件	
蒸気発生器関連データ	伝熱管本数 (プラグ率含む)	
	伝熱管外径	
	伝熱管厚さ	
	伝熱面積	
	伝熱管材質	
	伝熱管長さ	
	伝熱管配列 (ピッチ)	
	伝熱管流路面積	
	主給水流量 (初期)、温度	
	主蒸気流量 (初期)	
	2次側圧力	
	蒸気発生器2次側水位、保有水量	
	主蒸気逃がし弁 (容量、個数、設定圧力)	
主蒸気安全弁 (容量、個数、設定圧力)		
1次冷却材ポンプ (RCP) 関連データ	コストダウン特性	
	RCP 定格流量	
原子炉格納容器関連データ	区画データ	自由体積
		底部高さ
		区画高さ
		初期圧力
		初期温度
	区画間データ	底部高さ
		開口高さ
		断面積
		水力等価径
		圧力損失
	ヒートシンク (伝熱面、表面積、厚さ、材質の物性及び初期温度)	CV ドーム部及びリングガータ
		CV シリンダ部
		CV コンクリート
		スチールラインドコンクリート
		雑鋼材 (炭素鋼)
		雑鋼材 (ステンレススチール)
		雑鋼材 (銅フィンチューブ)
		配管 (ステンレススチール (内部に水有))
		配管 (ステンレススチール (内部に水無))
		配管 (炭素鋼 (内部に水有))
配管 (炭素鋼 (内部に水無))		
検出器等 (アルミニウム)		

表 解析コードにおける解析条件 (4/4)

分 類	解析条件
溶融炉心挙動関連	初期条件 (燃料、構造材、FP の材質別質量)
	ジルコニウム-水反応速度の係数
	原子炉容器破損判定条件
	FCI 現象におけるデブリジェットの落下条件
	FCI 現象における細粒化条件
	FCI 現象におけるデブリ粒子と水の伝熱条件
	MCCI 現象における溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がり条件
	MCCI 現象における溶融炉心と水の伝熱条件
	MCCI 現象における溶融炉心とコンクリートの伝熱条件
	原子炉保護設備
事象収束に重要な 機器・操作関連	ECCS 作動設定点
	ECCS 注入ポンプ (注入開始 (起動遅れ時間)、台数、容量、停止条件)
	余熱除去系 (給水停止条件 (再循環時)、台数、容量)
	蓄圧タンク (基数、保持圧力、保有水量)
	補助給水ポンプ (給水開始 (起動遅れ時間)、台数、容量、目標 2 次側水位)
	格納容器スプレイ作動設定点
	格納容器スプレイポンプ (台数、容量)
	原子炉格納容器内気相部冷却 (格納容器再循環ユニット) (開始条件 (原子炉格納容器圧力及び遅れ時間)、台数、除熱特性)
	再循環運転切替 (燃料取替用水タンク (ピット) 再循環切替水位、注入流量)
	代替再循環 (原子炉格納容器スプレイ設備) (開始条件 (再循環運転切替、遅れ時間)、流量)
	1 次冷却材ポンプからの漏えい率 (定格圧力時)
	加圧器逃がし弁 (開操作開始条件 (炉心溶融開始、遅れ時間)、個数、容量)
	代替格納容器スプレイポンプ (開始条件 (炉心溶融開始、遅れ時間)、台数、容量、一旦停止条件 (原子炉格納容器内保有水量、圧力)、間欠運転条件 (原子炉格納容器内保有水量、圧力)、完全停止時間)
燃料取替用水タンク (ピット) (保有水量、温度)	
事故条件	1 次系配管破断条件 (位置、口径)

(第3部 MAAPコード)

添付1 高压溶融物放出／格納容器  
雰囲気直接加熱の防止について

## 目次

1. まえがき.....	3.1-3
2. 現象の概要.....	3.1-3
3. 不確かさに関する整理.....	3.1-3
4. 感度解析と評価.....	3.1-15
5. まとめ.....	3.1-83
添付 1-1 Surry 型原子炉下部キャビティの 1/42 スケール実験.....	3.1-84
添付 1-2 1次系圧力が 2.0MPa[gage]近傍にて停滞する現象について.....	3.1-86

### 1. まえがき

高圧溶融物放出（HPME：High Pressure Melt Ejection、以下、HPMEという。）／格納容器雰囲気直接加熱（DCH：Direct Containment Heating、以下、DCHという。）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い、感度解析により有効性評価への影響を確認した。

### 2. 現象の概要

溶融炉心が原子炉容器下部プレナムに落下し、1次系圧力が高圧の状態、原子炉容器下部ヘッドが破損すると、溶融炉心が破損口から噴出し、その後、高速のガス流によって、溶融炉心が微粒子化して原子炉格納容器内に分散放出されるため、原子炉格納容器内雰囲気を直接加熱し、原子炉格納容器圧力及び温度が急上昇する。さらに、溶融炉心の中に存在する金属成分が水と反応して水素ガスが発生し、さらに水素燃焼を伴うことによっても原子炉格納容器の加圧が促進される。

本事象に関しては、米国において主としてPWRについて研究が行われており、実験研究において、原子炉格納容器区画内の内部構造物には溶融炉心を捕捉する効果があること、放出された溶融炉心の粒子径は小さいため、原子炉格納容器空間に移行する前に多くの保有熱を原子炉下部キャビティ等の雰囲気に伝達することがわかっている。また、実験データに基づいて作成されたDCHモデルによるPWRプラントの解析により、DCHによる原子炉格納容器破損の可能性は低いことが示されている。このことから、大型ドライ原子炉格納容器を有するプラントについては、HPME/DCHの原子炉格納容器健全性に対する脅威は小さいと結論付けている（NUREG/CR-6338）。

溶融炉心の分散放出は、高圧条件下で溶融炉心が1次系外に噴出される場合に発生するが、その圧力には閾値（しきい値）があり、1次系を減圧させることにより、溶融炉心の飛散を抑制あるいは緩和できることが知られている（添付1-1参照）。そこで、国内PWRプラントでは、HPME/DCH発生の防止のための対策として、炉心損傷検知後、速やかに加圧器逃がし弁を手動開放し、1次系の圧力を2.0 MPa[gage]以下まで減圧させることとしており、その効果が重大事故対策の有効性評価において確認できる。

### 3. 不確かさに関する整理

実験等による知見から、溶融炉心の分散放出が無視できる1次系圧力は約2.0 MPa[gage]と評価される。一方、原子炉容器破損時の1次系圧力には不確かさがあると考えられる。

HPME/DCH防止の有効性を評価するに当たって、事故シーケンスとしては、1次系が高圧条件である「全交流動力電源喪失+補助給水失敗」を選定している。4ループプラントの1次系圧力の応答は図3-1に示すとおりであり、約3.3時間に1次系強制減圧（加圧器逃がし弁手動開放）を行い、その後は、蓄圧タンク圧力（4.04MPa[gage]）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。約 5.5 時間で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、約 6.7 時間の原子炉容器破損の時点で 1.8 MPa[gage] であり、原子炉容器破損後は、原子炉格納容器圧力と均圧する。

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う。また、表 3・1 に原子炉容器破損時 1 次系圧力（DCH 防止）の不確かさに関する整理結果を示す。図 3・2 に以下について整理した流れ図を示す。

#### (1) 加圧器逃がし弁及び蓄圧タンクによる圧力変化

加圧器逃がし弁による減圧挙動そのものは、加圧器逃がし弁の容量、開放時の質量流量により決まる。弁容量は、プラント設計として設計圧力及び質量流量（気相）が定まっているが、その設計値に基づく値となるようコード内で弁口径が調整されるため、設計圧力に近い高压での弁質量流量の不確かさは小さい。低压での弁質量流量の不確かさについて以下のとおり整理する。

ここで、1 次系強制減圧時点では加圧器内の保有水量がある程度減少していることから、気相単相での放出となる。気相単相の臨界流現象は、相変化を伴わない現象であるため、下記のように表すことができる。

$$G^2 = \left( \frac{2\gamma}{\gamma-1} \frac{P_0}{V_0} \right) \left\{ \left( \frac{P_b}{P_0} \right)^{\frac{2}{\gamma}} - \left( \frac{P_b}{P_0} \right)^{\frac{\gamma+1}{\gamma}} \right\}$$

臨界状態では、背圧  $P_b$  が低下しても質量流量が一定であることから、 $\delta G/\delta P_b=0$  より、

$$\frac{P_c}{P_0} = \left( \frac{2}{\gamma+1} \right)^{\frac{\gamma}{\gamma-1}}$$

となり、臨界質量流束  $G_c$  は以下となる<sup>1)</sup>。

<sup>1)</sup> 日本原子力学会 熱流動部会 編, 気液二相流の数値計算, 朝倉書店, 1993 年

$$G_c^2 = \left( \frac{\gamma P_0}{V_0} \right) \left( \frac{2}{\gamma + 1} \right)^{\frac{\gamma+1}{\gamma-1}}$$

$G_c$  : 臨界質量流束

$P_0$  : 上流側流体の圧力

$P_b$  : 背圧

$P_c$  : 臨界点の圧力

$V_0$  : 上流側流体の比体積 (密度の逆数)

$\gamma$  : ポリトロップ指数

Henry-Fauske のモデルにおいても、蒸気単相の場合は上式が使用されている (Henry-Fauske のモデルのクオリティに 1 を代入すると上式となる)。図 3-3 は、Henry-Fauske モデルでの圧力対臨界流量の計算結果を実験と比較した結果を示している (着目している気相単相領域を丸で囲っている)。図 3-3 に示されるとおり、この式で計算された臨界流量は実験と良く一致しており<sup>2</sup>、不確かさは小さい。したがって、蒸気単相流の弁質量流量の不確かさは小さいと言える。

以上より、質量流量について不確かさは小さいと考えられるが、原子炉容器破損時の 1 次系圧力に影響を与えることから、加圧器逃がし弁の質量流量の感度を確認する。

蓄圧タンクによる注入開始後の圧力挙動は、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るものであり、蓄圧タンクの条件はプラント設計に基づき決定されるため、注入流量の不確かさは小さいと考えられるが、原子炉容器破損時の 1 次系圧力に影響を与えることから、蓄圧注入の圧力損失の感度を確認する。

## (2) 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) <sup>3</sup>

下部プレナム部での FCI は、細粒化した溶融炉心 (デブリ粒子) により下部プレナム残存水が加熱される際に水蒸気が発生し、圧力上昇 (圧カスパイク) を引き起こす現象であり、冷却水の状態、溶融炉心の状態及びこれらの相互作用として分けて考えることができることから、不確かさの要因として、

- ・冷却水の状態
- ・溶融炉心の落下速度と細粒化量
- ・冷却水とデブリ粒子の伝熱

<sup>2</sup> R. E. Henry and H. K. Fauske, "The Two-Phase Critical Flow of One-Component Mixtures in Nozzles, Orifices and Short Tubes," J. Heat Transfer, Trans. ASME, 1971.

<sup>3</sup> 添付 2 溶融炉心と冷却水の相互作用について

に分けて考える。

#### 冷却水の状態

原子炉容器内 FCI による水蒸気発生のは易さは水のサブクール度に依存し、加圧器逃がし弁開放後に 1 次系が減圧する過程では減圧沸騰しており飽和水である。したがって、水蒸気発生のは易さの観点では、不確かさは小さいと言える。

また、下部プレナム部の冷却水の量に関しては、1 次冷却材の減圧沸騰に伴う減少と蓄圧注入による増加の結果であり、解析モデルは、一般的な質量及びエネルギー保存則に基づいており、不確かさは小さいと言える。

#### 溶融炉心の落下速度と細粒化量

溶融炉心が下部プレナムに落下する際の急激な水蒸気発生は、溶融炉心と水の接触のは易さ（＝接触面積）に依存する。すなわち、

- ・溶融ジェットの落下径
- ・デブリ粒子の生成割合

である。以下、それぞれの観点で検討する。なお、上記に加えて「デブリ粒子の径」についても接触面積に影響する要因であるが、冷却水とデブリ粒子の伝熱の観点で検討する。

##### a. 溶融ジェットの落下径

溶融炉心の下部プレナムへの落下は、物理現象としては、溶融炉心のリロケーションにより下部炉心支持板の上部に堆積した溶融炉心のクラストが融解し、そこから溶融炉心が下部炉心支持板の開口部を通過して下部プレナムへ落下する過程である。これに対し、解析モデルでは、ノード単位でクラストの融解を取り扱い、溶融ジェットの落下径は、下部炉心支持板の開口部の面積を等価直径として入力条件として与えたものから計算される。したがって、実現象では解析よりも溶融ジェットの落下径が小さい場合が考えられる。この観点で不確かさが存在し、溶融ジェットの落下径により、溶融炉心と水の接触面積が左右され、水蒸気発生の点で影響があることから、溶融ジェット径の感度を確認する必要がある。

##### b. デブリ粒子の生成割合

溶融炉心が冷却水に落下する際に、エントレインにより溶融炉心の一部が細粒化する。このときの細粒化量（細粒化速度）について、MAAP コードでは、Ricou・Spalding の式により計算を行う。Ricou・Spalding モデルは、エントレイン量（細粒化量）を流入流体の速度（ジェット速度）と両流体の密度比に関連させたモデルであり、液-液混合問題において広く利用されている相関式である。

MAAPコードでは、Ricou-Spalding の式の比例係数であるエントレインメント係数について、FCI の大規模実験に対するベンチマーク解析によって、その範囲を設定しており、有効性評価の解析ではその最確値を設定している。したがって、エントレインメント係数には不確かさが存在すると考えられることから、エントレインメント係数に関して感度を確認する。

#### 冷却水とデブリ粒子の伝熱

水中にエントレインされたデブリ粒子は、高温かつ崩壊熱による発熱状態にあり、周囲の水が膜沸騰となることから、デブリ粒子自体は蒸気膜に覆われた状態である。

MAAPコードでは、水中にエントレインされたデブリ粒子と水との伝熱は蒸気膜に覆われた粒子の熱伝達（膜沸騰熱伝達と輻射熱伝達）に関する相関式で表される。ここで、デブリ粒子と水との伝熱はデブリ粒子の数とデブリ粒子の径に依存する。

前述のとおり、溶融炉心のエントレイン量は、Ricou-Spalding の式により計算され、デブリ粒子の数はデブリ粒子の径により計算されることから、デブリ粒子の径がキーパラメータである。有効性評価の解析では、デブリ粒子の径を、(UO<sub>2</sub> 及び ZrO<sub>2</sub>) を用いた FCI の大規模実験に基づき設定していることから妥当であると考えられるが、解析において設定したデブリ粒子の径は、FCI の大規模実験での平均的な値であり、実験ケースによってばらつきが存在している。したがって、この観点で不確かさが存在することから、デブリ粒子の径の感度を確認する。

### (3) 原子炉容器破損時期

DCH 防止の観点では、原子炉容器が破損する時点で、加圧器逃がし弁の開放により 1 次系圧力が 2.0MPa[gage]を下回っていれば達成されると言える。減圧挙動については、(1) で考察済みであり、ここでは原子炉容器が破損する時間について考える。原子炉容器の破損が早まる場合には、その時点での 1 次系の圧力が 2.0MPa[gage]を超えた状態となる可能性がある。

原子炉容器が破損する時期に関係する物理現象としては、炉心溶融進展や溶融炉心のリロケーションがある。炉心水位の低下及びジルコニウム-水反応により炉心上部からヒートアップして燃料被覆管や燃料が溶融して下部へ移動しそこで冷却されてクラストを形成する。あるいは、燃料被覆管が損傷すると燃料ペレットが崩壊して堆積する。その後、クラストや堆積した燃料ペレットが溶融し、溶融領域が拡大する。その際、炉内構造材の一部が溶融プールの中に溶け込む。さらに、溶融プール下部のクラストが破損し、溶融炉心が下部プレナムへ移行する。この間、1 次系強制減圧によって蓄圧タンク水が炉心に断続的に注入される。MAAPコードではこれらの物理現象を詳細に模擬しているが、現象自体に不確かさが存在し、今後

も更なる知見の拡充が必要となる。原子炉容器破損時期に間接的に影響を与える要因としては、炉心ヒートアップ、炉心崩壊挙動、熔融炉心の伝熱が挙げられる。

MAAPコードでは原子炉容器の破損は、計装用案内管溶接部の破損、クリープ破損等の複数の破損形態を模擬している。有効性評価では計装用案内管溶接部の破損が最初に発生するため、それ以外の破損形態を仮定することは原子炉容器破損を遅らせる方向となる。ここでは計装用案内管溶接部の破損に関する不確かさに着目し、感度解析を実施する。

これらの不確かさ要因について以下のとおり検討する。

#### 炉心ヒートアップ

炉心水位が低下すると、燃料表面からの除熱が低下し崩壊熱によって炉心がヒートアップする。その際、燃料被覆管温度が上昇すると崩壊熱にジルコニウム-水反応による酸化反応熱が加わりヒートアップが加速される。また、炉心ヒートアップの過程で燃料棒内が加圧され燃料被覆管バーストが発生し、さらに酸化反応を促進させる可能性がある。これらの挙動は原子炉容器破損時期に影響を与えるため、炉心ヒートアップ速度に関する感度解析を実施する。

しかしながら、MAAPコードでは炉心ヒートアップ速度に対して直接感度を与えることができないため、炉心ヒートアップ速度に直接影響のあるパラメータとして、ジルコニウム-水反応速度を選定した。工学的判断から、不確かさとして2倍を考慮し、感度解析を実施する。

#### 炉心崩壊挙動

炉心がヒートアップすると、燃料棒の体系から、燃料ペレットが崩壊した状態となる。燃料ペレットが崩壊すると、燃料棒体系の場合に比べて水蒸気による冷却が困難となり、熔融状態へ至る事象進展が早くなる。燃料棒の体系から燃料ペレットが崩壊した状態に移行する時間や温度には不確かさが存在することから、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度に関する感度解析を実施する。

#### 熔融炉心と上面水プールとの伝熱

熔融炉心が下部プレナムに堆積し、上面が水プールで覆われる状況では、熔融炉心は冷却され、そのときの熱流束は限界熱流束で制限される。限界熱流束には不確かさがあり、これが小さい場合には、熔融炉心が冷却されにくくなり、原子炉容器破損へ至る事象進展も早くなる。したがって、下部プレナム内の熔融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束に関する感度解析を実施する。

#### 熔融炉心と原子炉容器間の熱伝達

溶融炉心が下部プレナムに堆積し、原子炉容器との間にギャップが生じている状況では、そのギャップに水が浸入するため溶融炉心が冷却され、そのときの熱流束は限界熱流束で制限される。この現象は実験的に確認されているものの、溶融炉心重量が多い場合にはギャップ幅が小さくなり、気液対向流現象によりギャップに十分な水が流れ込まないことも報告されている<sup>4</sup>。また、計装用案内管等の貫通部及びその溶接部を持つ体系での実験はこれまでなされていない。このように、ギャップによる冷却には不確かさがあり、これが小さい場合には、溶融炉心が冷却されにくくなり、原子炉容器破損へいたる事象進展も早くなる。したがって、下部プレナム内の溶融炉心とギャップに浸入した水との間の限界熱流束に関する感度解析を実施する。

#### 原子炉容器破損判定

計装用案内管溶接部の破損については、せん断応力による判定と歪みによる判定を併用している。せん断応力による判定では、データに基づく温度依存の限界せん断応力との比較によって破損判定を行っており、不確かさは小さいと判断している。一方、歪みによる判定では、破損時の最大歪みをインプットとして与え、これとの比較によって破損判定を行っている。後者については不確かさがあると考えられ、溶接部破損時の最大歪みに関する感度解析を実施する。

---

<sup>4</sup> K. Kang, et, al., Experimental Investigations on In-Vessel Corium Retention through Inherent Gap Cooling Mechanisms, Journal of Nuclear Science and Technology, 2006

表 3-1 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 (4.1(1)にて感度解析実施)
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 (4.1(2)にて感度解析実施)
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
熔融ジェットの落下径	熔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、熔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 (4.1(3)にて感度解析実施)
デブリ粒子の生成割合	デブリジェット径が大きいと、水中に落下する熔融炉心の内、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、 <b>Ricou-Spalding</b> 相関式によって評価される。	エントレインメント係数 (4.1(4)にて感度解析実施)
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 (4.1(5)にて感度解析実施)

表 3-1 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 (4.1(6)にて感度解析実施)
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 (4.1(7)にて感度解析実施)
熔融炉心と上面水プールとの伝熱	熔融プール、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熔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 (4.1(8)にて感度解析実施)
熔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、熔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。	熔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 (4.1(9)にて感度解析実施)
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 (4.1(10)にて感度解析実施)

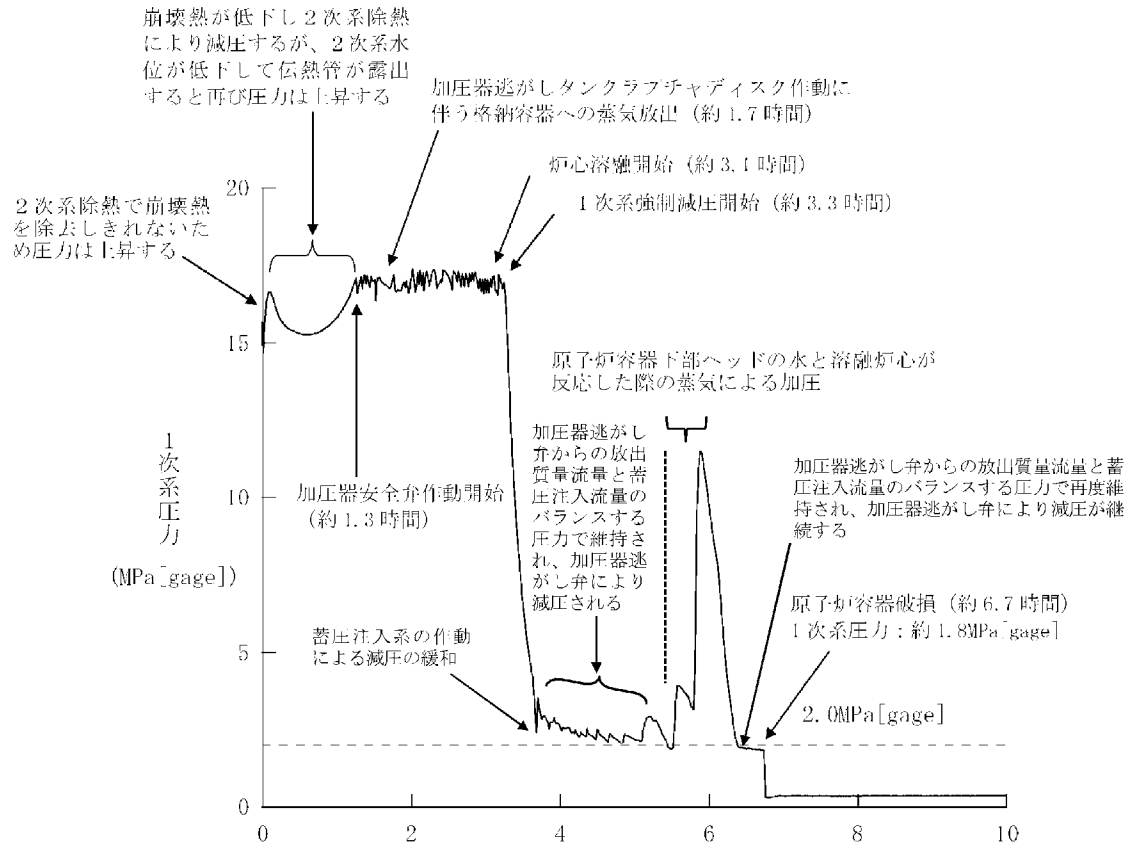


図 3・1 「全交流動力電源喪失+補助給水失敗」における1次系圧力挙動

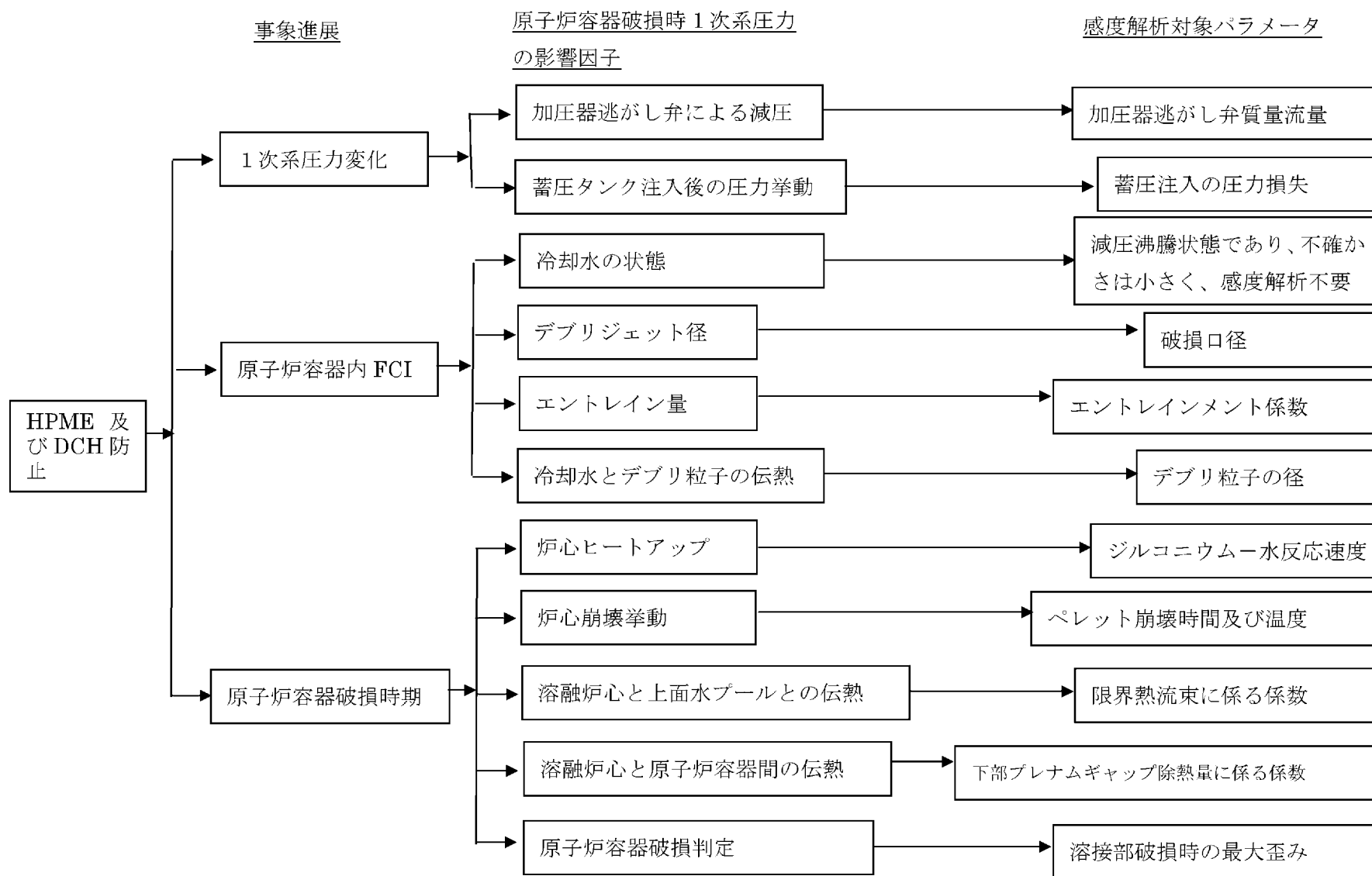


図 3-2 HPME 及び DCH 防止における不確かさに関する流れ図

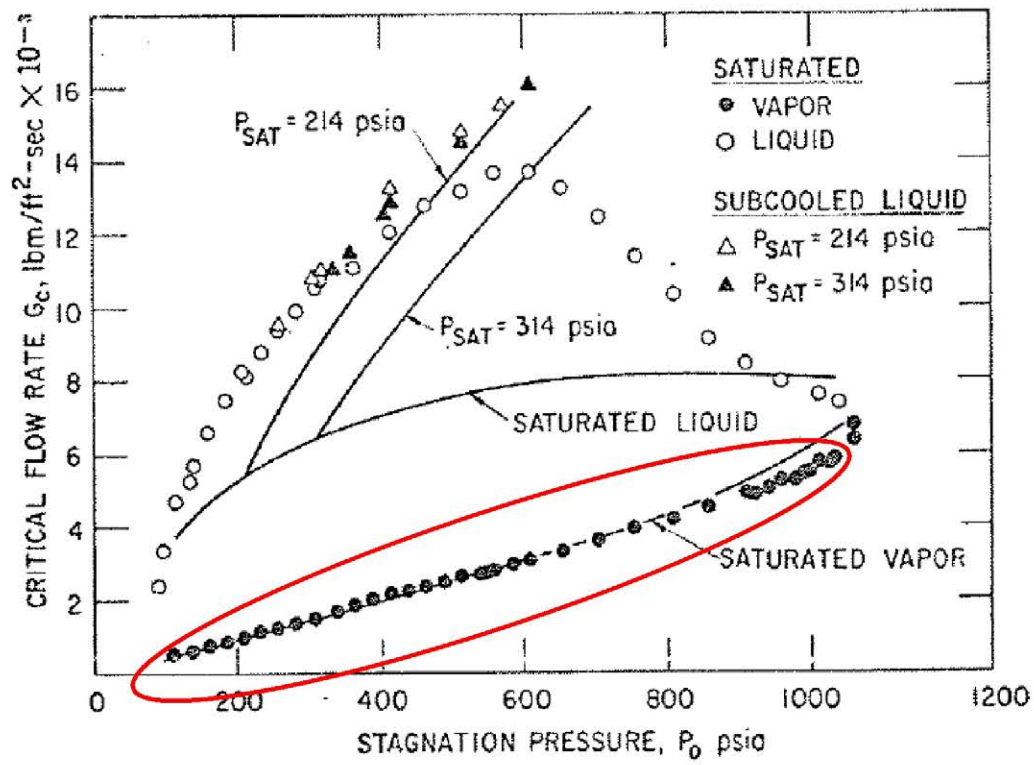


図 3-3 Henry-Fauske モデルでの圧力対臨界流量と実験との比較

## 4. 感度解析と評価

### 4.1 パラメータ感度解析

「3. 不確かさに関する整理」において抽出したパラメータに関して感度解析によりその影響程度を把握した。

感度解析のベースケースは、4ループプラントの「全交流動力電源喪失+補助給水失敗」である。

#### (1) 加圧器逃がし弁の質量流量

##### 解析条件

加圧器逃がし弁質量流量はプラント設計に基づき設定しているが、加圧器逃がし弁の質量流量は1次系強制減圧時の1次系圧力に影響を与えるため、感度を確認する。質量流量として、ベースケースでは設計値（下限値）を与えているが、感度を確認するために、設計値を上回る値として10%増を設定する。

項目	加圧器逃がし弁の質量流量	設定根拠
ベースケース	設計値（下限値）	プラント設計に基づく値
感度解析ケース	設計値+10%	プラント設計に基づく値の10%増

##### 解析結果

図 4-1-1～4-1-8 に、加圧器逃がし弁の質量流量の感度解析結果を示す。

ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は加圧器逃がし弁による1次系強制減圧開始以降に現れる。約 3.3 時間時点で、加圧器逃がし弁開による1次系強制減圧により1次系圧力は急減する。感度解析ケースでは、弁質量流量を増加させていることから、圧力の低下がより急峻になる。その結果、蓄圧注入系からの注入流量が増加することから、炉心が冷却される期間が長くなり、原子炉容器破損時刻はベースケースと比較して遅くなっている。原子炉容器破損時点での1次系圧力については、ベースケースと同様に 2.0MPa[gage]を下回っている。

また、原子炉容器破損の損傷割合については、いずれのケースにおいても計装用案内管溶接部破損の損傷割合の方がクリープ破損の損傷割合よりも先に1に到達し、計装用案内管溶接部が破損していることがわかる。

溶融炉心は、下部プレナムへの溶融物移動開始以降、下部プレナムに堆積し始める。また、このとき下部ヘッドの壁と溶融物の間のギャップ水による除熱が有効になる。下部プレナム水量は、溶融炉心からの伝熱により液相が蒸発し早期に水が無

くなる状態（ドライアウト）に至り、ドライアウトと同時にギャップ水による除熱も無くなる。その後、原子炉容器の貫通部の溶接部が溶融炉心により加熱されることで原子炉容器表面温度が上昇し、原子炉容器破損に至る。

図 4-1-4 に原子炉容器表面温度として破損ノードの表面温度を記載しており、破損した貫通部の位置は、下部プレナム内容融炉心量が約 30t となる高さに相当する。これは、原子炉容器破損後に、破損口より低い位置の溶融炉心が下部プレナムに残留することからも確認できる。原子炉容器破損については、下部プレナム内の溶融炉心高さが破損位置に到達して以降、温度上昇が顕著となり、液相がドライアウトしていることと合わせて、原子炉容器壁破損箇所の温度は上昇し、その結果、貫通部の破損割合が 1 となった時点で原子炉容器破損に至る。この現象は、以降の感度解析ケースにおいても同様である。

### 評価

加圧器逃がし弁の質量流量の 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と言える。

## (2) 蓄圧注入の流動抵抗

### 解析条件

蓄圧タンクの条件はプラント設計に基づき決定されるため、圧力損失についても不確かさは小さいと考えられるが、1 次系強制減圧時の 1 次系圧力に影響を与えるため、感度を確認する。圧力損失として、ベースケースではプラント設計に基づく  を与えているが、感度を確認するために、その 50% 増の  を設定する。

項目	流動抵抗係数	設定根拠
ベースケース	<input type="checkbox"/>	プラント設計に基づく値
感度解析ケース	<input type="checkbox"/>	プラント設計に基づく値の 50% 増

### 解析結果

図 4-2-1～4-2-8 に、流動抵抗係数の感度解析結果を示す。

ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は蓄圧注入開始以降に現れる。約 3.3 時間時点で、加圧器逃がし弁開による 1 次系強制減圧により 1 次系圧力は急減し、約 3.6 時間の時点で蓄圧注入系が作動する。その時刻までは、ベースケースと感度解析ケースとで挙動は同等である。3.6 時間以降の挙動も、ベースケースと感度解析ケースでわずかに差異はあるものの 1 次系圧力挙動及び原子炉容器破損時刻共にほぼ同じ結果となっている。

また、原子炉容器破損の損傷割合については、いずれのケースにおいても計装用

案内管溶接部破損の損傷割合の方がクリープ破損の損傷割合よりも先に1に到達し、計装用案内管溶接部が破損していることがわかる。

### 評価

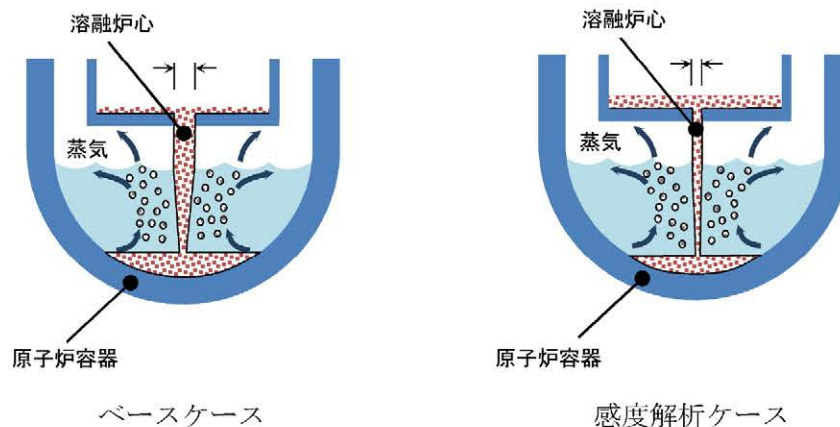
蓄圧注入の流動抵抗の1次系圧力挙動に対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さいと言える。

## (3) 溶融ジェット径

### 解析条件

溶融ジェットの径には不確かさがあり、径が小さい場合にエントレイン量が増加することから、圧力スパイクが大きくなると考えられる。溶融ジェット初期径として、ベースケースでは下部炉心支持板の水力等価直径である  $\square$  m を与えているが、感度解析としてクラスト破損面積が小さくなる場合を想定し、その 1/2 倍の  $\square$  m を設定する。感度解析ケースでは炉心あるいは下部プレナムから落下する溶融炉心（デブリジェット）のほぼ全量が細粒化することから、これ以上ジェット径が小さくなっても、細粒化量はほとんど変化なく、感度を確認する上では 1/2 倍のジェット径を確認すれば十分である。

項目	破損口の初期径	設定根拠
ベースケース	$\square$ m	下部炉心支持板の水力等価直径相当
感度解析ケース	$\square$ m	クラスト破損面積が小さい場合を想定



### 解析結果

図 4-3-1~4-3-8 に、溶融ジェット径の感度解析結果を示す。

ベースケースと感度解析ケースとで、本パラメータの影響は溶融炉心の下部プレナムへの落下以降に現れる。溶融炉心が下部プレナムへ移行するのは、溶融プールの下に形成されたクラストが破損し、下部炉心支持板の流路から溶融炉心が下部プ

レナムへ流れ落ちるためである。溶融ジェット径の最大値は下部炉心支持板の水力等価直径となる。溶融炉心の下部プレナムへの移行後は、溶融ジェット径を小さくしたケースにおいて、細粒化割合が大きくなり、粒子ベッドの質量が増加している。粒子化割合が増加した結果圧カスパイクも大きくなり、圧力上昇幅は感度解析ケースの方が約 3.7MPa 高くなっている。しかし、1 次系強制減圧を継続していることから、原子炉容器破損時点での 1 次系圧力については、ベースケースと同様に 2.0MPa[gage]を下回っている。一方、感度解析ケースでは原子炉容器破損の時期が若干早くなっている。これは、溶融炉心が下部プレナムへ移行した時に下部プレナム内の水が早く蒸発するためである。

また、原子炉容器破損の損傷割合については、いずれのケースにおいても計装用案内管溶接部破損の損傷割合の方がクリーブ破損の損傷割合よりも先に 1 に到達し、計装用案内管溶接部が破損していることがわかる。しかしながら、クリーブ破損の損傷割合についても、計装用案内管溶接部が破損すると同時に、損傷割合が増大している。このように破損想定には不確かさがあるものの、原子炉容器破損の時期については大きな相違は見られない。

#### 評価

溶融ジェット径の圧カスパイクに対する感度は約 3.7MPa あるものの、原子炉容器破損の時点での圧力に対する感度は小さいため、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と言える。

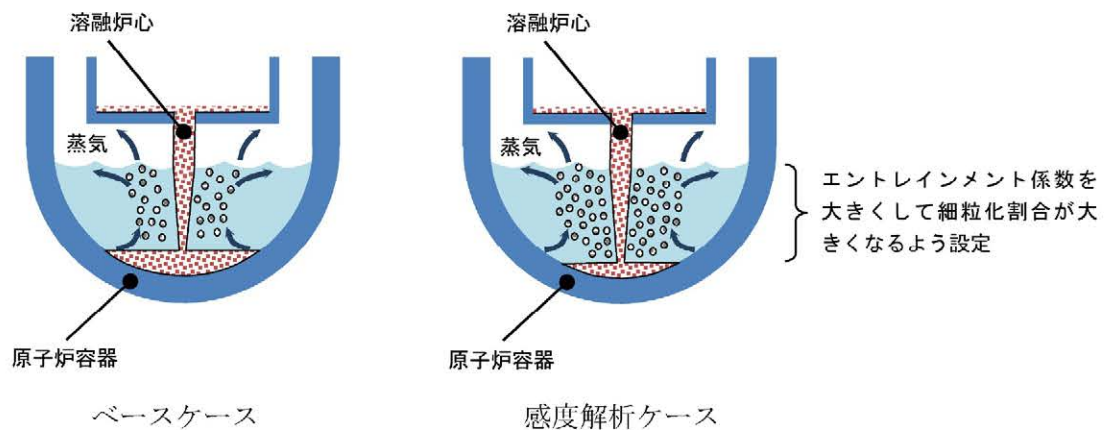
#### (4) Ricou-Spalding のエントレインメント係数

##### 解析条件

細粒化割合には不確かさがあり、細粒化割合が大きい場合に圧カスパイクが大きくなると考えられる。エントレインメント係数はベースケースでは  を設定しているが、感度解析ケースでは、MAAP コードの当該変数の推奨範囲 ( ~ ) のうち最も大きい値、すなわち、細粒化割合が大きく評価される値である  を設定する。なお、推奨範囲とは、FCI の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された範囲のことである。FCI の大規模実験の条件として、水プールの水深は 0.87~2.05m、水プールのサブクール度は飽和~124K、雰囲気圧力条件は 2~5.8MPa (高圧条件)、0.2~0.5MPa (低圧条件) を考慮している。一方、溶融炉心が原子炉容器下部プレナムへ落下する時点の特徴的な条件では、下部プレナムの水位は 1~2m、原子炉容器内の冷却水は飽和状態、雰囲気圧力は約 2.0MPa[gage] であり、実験条件は有効性解析の特徴的な条件を包絡する。したがって、実験で検討された範囲に対して感度を確認すれば十分といえる。なお、デブリジェット径については、実験条件と実機条件に差があり、実機条件における径の方が大きい。こ

のため、実機条件では細粒化される溶融炉心は一部であり、残りの大部分は連続相のまま原子炉下部キャビティ床に堆積すると考えられる。実験ではジェット径に対して水深が深いため、ジェットの先端が床に到達せず、ほとんどすべての溶融炉心が細粒化されており、この条件に対してエントレインメント係数の幅が評価されている。したがって、実機条件のように、ジェット径に対する水深が浅い場合には、エントレインメント係数はより小さく評価されると考えられる。実機条件に対して当該変数推奨値の最大値を与えて感度解析を実施することは、実現象よりも FCI の影響を過大に評価することになる。

項目	エントレインメント係数	設定根拠
ベースケース	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最確値
感度解析ケース	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最大値



### 解析結果

図 4-4-1~4-4-8 に、エントレインメント係数の感度解析結果を示す。

ベースケースと感度解析ケースとで、本パラメータの影響は溶融炉心の下部プレナムへの落下以降に現れる。約 5.5 時間の時点で溶融炉心の下部プレナムへの移行が生じており、そのときの 1 次系圧力の上昇は、感度解析ケースの方が約 1.8MPa 高い結果となっている。これは、エントレインメント係数を大きくすることで細粒化が進み、水との接触面積が大きくなり、水蒸気を短期間に発生させる効果があるためである。しかしながら、1 次系強制減圧が継続していることから、原子炉容器破損の時点では 1 次系圧力は約 1.8MPa[gage]と同程度の値となっている。一方、感度解析ケースでは原子炉容器破損の時期が若干早くなっている。これは、溶融炉心が下部プレナムへ移行した時に下部プレナム内の水が早く蒸発するためである。

また、原子炉容器破損の損傷割合については、いずれのケースにおいても計装用案内管溶接部破損の損傷割合の方がクリープ破損の損傷割合よりも先に 1 に到達し、計装用案内管溶接部が破損していることがわかる。しかしながら、クリープ破損の

損傷割合についても、計装用案内管溶接部が破損すると同時に、損傷割合が増大している。このように破損想定には不確かさがあるものの、原子炉容器破損の時期については大きな相違は見られない。

### 評価

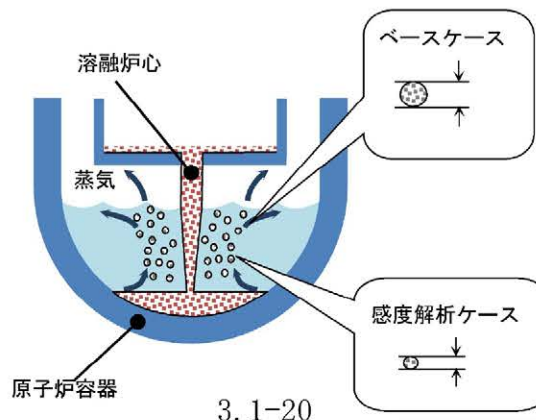
エントレインメント割合の圧力スパイクに対する感度は約 1.8MPa あるものの、原子炉容器破損の時点での圧力に対する感度は小さいため、その不確かさが有効性評価の結果に与える影響は小さいと言える。

## (5) デブリ粒子の径

### 解析条件

粒子径には不確かさがあり、粒子径が小さい場合に圧力スパイクが大きくなると考えられる。粒子径は、ベースケースでは FCI の大規模実験に基づく  を設定しているが、感度解析ケースでは、MAAP コードの当該変数の推奨範囲 ( ~ ) のうち最も小さい値、すなわち、デブリ粒子径が小さく評価される値である  を設定する。なお、推奨範囲とは、FCI の大規模実験に対するベンチマーク解析において検討された範囲のことである。FCI の大規模実験の条件として、水プールの水深は 0.87~2.05m、水プールのサブクール度は飽和~124K、雰囲気圧力条件は 2~5.8MPa (高压条件)、0.2~0.5MPa (低压条件) を考慮している。一方、熔融炉心が原子炉容器下部プレナムへ落下する時点の特徴的な条件では、下部プレナムの水位は 1~2m、原子炉容器内の冷却水は飽和状態、雰囲気圧力は約 2.0MPa[gage]であり、実験条件は有効性解析の特徴的な条件を包絡する。したがって、実験で検討された範囲に対して感度を確認すれば十分といえる。なお、デブリジェット径については、実験条件と実機条件に差があり、実機条件における径の方が大きい。しかし、細粒化したデブリ粒子の径については、熔融炉心の表面張力とジェット速度によって決まるものであり、ジェット径には依存しないと言える。

項目	粒子径ファクタ	設定根拠
ベースケース	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最確値
感度解析ケース	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最小値



3. 1-20

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

## 解析結果

図 4-5-1～4-5-8 に、デブリ粒子の径の感度解析結果を示す。

ベースケースと感度解析ケースとで、本パラメータの影響は溶融炉心の下部プレナムへの落下以降に現れる。約 5.5 時間の時点で溶融炉心の下部プレナムへの落下が生じている。感度解析ケースにおいては粒子径が小さくなっていることから、圧力スパイクによる上昇幅はベースケースに比較して大きくなっているものの、感度としてはわずかである。また、原子炉容器破損時点での 1 次系圧力については、ベースケースと同様に 2.0MPa[gage]を下回っている。また、ベースケースと感度解析ケースでは原子炉容器破損の時期はほぼ同じ結果となっている。これは、溶融炉心が下部プレナムへ移行した時の圧力上昇挙動が同等であるためである。

また、原子炉容器破損の損傷割合については、いずれのケースにおいても計装用案内管溶接部破損の損傷割合の方がクリーブ破損の損傷割合よりも先に 1 に到達し、計装用案内管溶接部が破損していることがわかる。しかしながら、クリーブ破損の損傷割合についても、計装用案内管溶接部が破損するのと同時期に、損傷割合が増大している。このように破損想定には不確かさがあるものの、原子炉容器破損の時期については大きな相違は見られない。

以上、デブリ粒子の径に関しては、約 3 割小さくした場合（粒子径ファクタ  $\square \rightarrow \square$ ）でも、1 次系圧力の挙動にはほとんど影響しない結果となった。

## 評価

デブリ粒子径の圧力スパイクに対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価へ与える影響は小さいと言える。

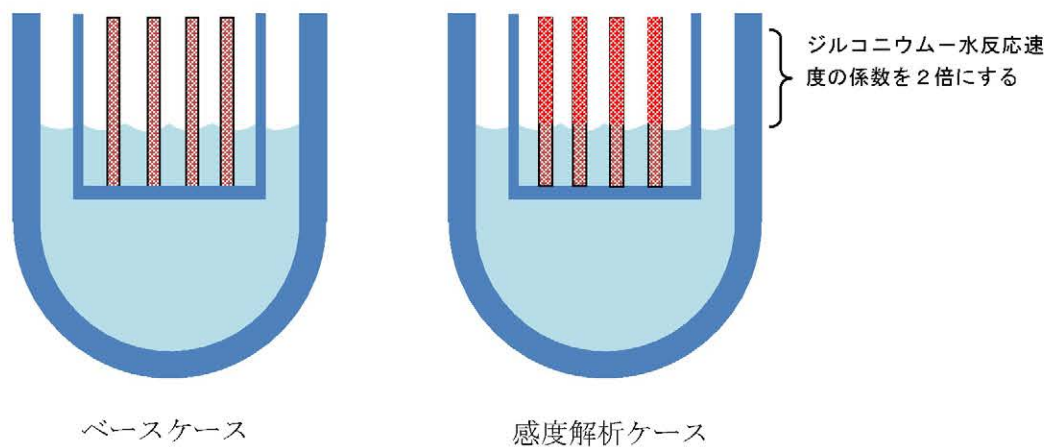
### (6) ジルコニウム-水反応速度

#### 解析条件

炉心のヒートアップ速度には不確かさがあるため、ヒートアップ時のジルコニウム-水反応速度を選定した。ジルコニウム-水反応速度の感度をみるため、ジルコニウム-水反応の起きる面積を変化させた感度解析を実施する。反応の起きる面積に乘じる係数（ジルコニウム-水反応速度の係数）はジルコニウム-水反応の計算のみに使用され、熱水力挙動の計算に使用される燃料被覆管の直径、長さ等の幾何形状を変えるものではない。この係数を増加させることにより、酸化反応熱の発生速度、水素発生速度、酸化ジルコニウム生成速度が大きくなる方向に影響する。これらは炉心溶融進展が早まる方向へ作用する。この係数は、ベースケースでは燃料被覆管表面積に基づき 1 倍を与えている。これは、ヒートアップ時には燃料被覆管バーストが発生する場合にバースト部の燃料被覆管内面の酸化もあるが、燃料被覆管内面の酸化は、限定されたバースト部のみで生じること、炉心形状が健全な状態

は溶融過程の比較的短期間であることから、炉心全体が溶融する状況では内面の反応は無視できると考えられることに基づいている。これに対し、感度解析のパラメータの振り幅としては、炉心ヒートアップ速度が速くなる場合の応答の確認として、仮想的な厳しい想定ではあるが、2倍とする。

項目	ジルコニウム-水反応速度の係数	設定根拠
ベースケース	1倍	燃料被覆管表面積に基づく値
感度解析ケース	2倍	燃料被覆管表面積に基づく値の2倍



#### 解析結果

図 4-6-1~4-6-8 に、ヒートアップ時のジルコニウム-水反応速度の感度解析結果を示す。

ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は炉心露出以降に現れる。ヒートアップ時のジルコニウム-水反応速度の係数を2倍にしたことで、ジルコニウム-水反応による酸化反応熱が増加することから、炉心溶融は感度解析ケースにおいて約4分早くなっている。また、加圧器逃がし弁開による強制減圧も、炉心溶融開始後10分での操作を仮定していることから、約4分早期に行われる。さらに、酸化反応熱が増加することで炉心溶融の進展も早くなることから、下部プレナムへのリロケーションは約14分早くなっている。以上のように、感度解析ケースにおいては事象の進展が約14分早くなるものの、原子炉容器破損の時点での1次系圧力は2.0MPa[gage]を下回っている。

なお、燃料被覆管酸化反応の特徴についてJAERI文献<sup>5</sup>によると、雰囲気の変化が燃料被覆管酸化反応に与える影響として、ジルコニウム-水反応によって生じた

<sup>5</sup> JAERI-M 84-055 「炉心損傷事故解析及び研究の現状 —炉心損傷事故調査解析タスクフォース報告書—」1984年3月

水素濃度が高くなると、燃料被覆管酸化反応速度が著しく低下することが報告されている。これは水素濃度が増大することによって水蒸気濃度が低下することで、燃料被覆管酸化反応が遅くなるという負のフィードバックが働くためである。MAAPコードでもこの挙動は模擬されており、水蒸気の金属表面への拡散速度は、水蒸気質量フラクシオンに依存する取扱いとなっている。水素が発生し、水素質量フラクシオンが大きくなることにより、水蒸気質量フラクシオンが小さくなり、金属表面への水蒸気の拡散速度も小さくなることから、ジルコニウム-水反応速度が抑制される取扱いとなっている。

以上から、炉心ヒートアップ速度が速くなると、初期には水素生成が進むが、水素濃度が高くなると、燃料被覆管酸化反応は抑制される方向になる。また、本感度解析ケースでは、炉心ヒートアップ速度に直接影響のあるパラメータとして、ジルコニウム-水反応速度を選定しているが、実際の燃料被覆管表面積は一定であることから水素生成量はベースケースを著しく上回ることはないと考えられる。

有効性評価の水素燃焼評価では、大破断 LOCA シーケンスを想定しており原子炉容器の下部ヘッドが破損するまでに、全炉心内のジルコニウム量の 75% が水と反応するものとしている。本感度解析では、全交流動力電源喪失+補助給水失敗のシーケンスにてヒートアップ時のジルコニウム-水反応速度の係数を 2 倍とした感度解析条件においても、水素生成量は有効性評価の水素燃料評価の条件で包絡できることを確認した。

## 評価

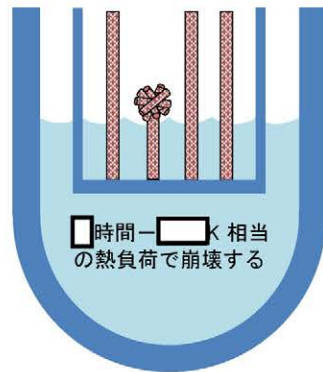
ヒートアップ時のジルコニウム-水反応速度は、2 倍のふり幅でも事象進展の速さに対する感度は約 14 分であり、その不確かさが有効性評価へ与える影響は小さいと言える。

### (7) 燃料ペレットが崩壊する時間及び温度

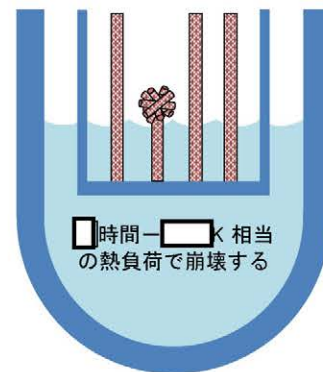
#### 解析条件

炉心がある温度に達してから、燃料ペレットが崩壊するまでの時間（あるいは、一定時間のうちに燃料ペレットが崩壊する温度）には、不確かさがあると考えられるため、感度を確認する。ベースケースでは、炉心ノードが [ ] K 一定と仮定した場合に [ ] 時間で炉心が崩壊することを想定しているが、感度解析では、炉心ノードが [ ] K 一定と仮定した場合に [ ] 時間（あるいは [ ] K 一定で [ ] 秒）経過すると炉心が崩壊することを想定する。なお、実際には温度履歴に応じて、燃料ペレットが崩壊するまでの時間を計算している。

項目	□時間で炉心崩壊に至る場合の炉心温度	設定根拠
ベースケース	□K	当該変数推奨範囲の最確値
感度解析ケース	□K	燃料ペレットが崩壊する時間を早めるように設定



ベースケース



感度解析ケース

#### 解析結果

図4-7-1～4-7-8に、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度解析結果を示す。ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は炉心露出以降に現れる。感度解析ケースにおいては、燃料ペレットが崩壊する判定を厳しくしたことで、より早期に燃料ペレットの崩壊及び炉心溶融が進展する。その結果、原子炉容器破損時刻は、感度解析ケースの方が約 26 分早くなっている。また、感度解析ケースでは炉心溶融の進展が早いことから、初回の下部プレナムへのリロケーション量も多いため、圧力スパイクのピーク値も約 4.3MPa 高くなっている。このように、燃料ペレットの崩壊の判定は圧力スパイク及び原子炉容器破損時刻に感度があるものの、感度解析ケースにおいても原子炉容器破損時点での 1 次系圧力は 2.0MPa[gage]を下回っている。

#### 評価

燃料ペレットが崩壊する時間及び温度の感度は、原子炉容器破損時刻に対して約 26 分あるが、原子炉容器破損の時点での 1 次系圧力は 2.0MPa[gage]を下回っている。よって、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と言える。

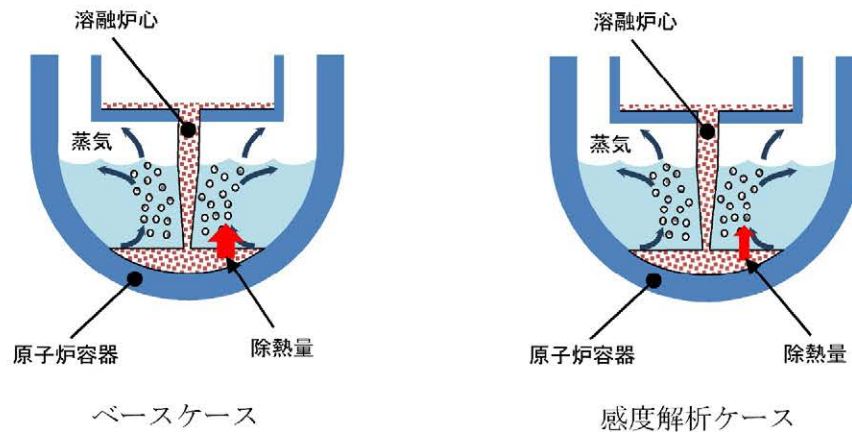
#### (8) 下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束

##### 解析条件

下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の熱伝達には不確かさがあり、

ベースケースでは、限界熱流束にかかる係数として  を与え、感度解析ケースでは水への熱伝達が制限される値として  を設定する。

項目	限界熱流束にかかる係数	設定根拠
ベースケース	<input type="text"/>	当該変数推奨範囲の最確値
感度解析ケース	<input type="text"/>	水への熱伝達が制限される値



#### 解析結果

図 4-8-1～4-8-8 に、下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束の感度解析結果を示す。

ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は溶融炉心の下部プレナムへの落下以降に現れる。溶融炉心が下部プレナムにリロケーションした後は、感度解析ケースにおいて溶融炉心と上面水プールの伝熱量が減少することになる。その結果、感度解析ケースにおいて溶接部破損割合及びクリープ破損割合の上昇がわずかながら急峻になっている。また、原子炉容器破損時間はわずかに早くなっている。ただし、原子炉容器破損割合及び破損時刻のいずれについても、感度の大きさとしてはわずかであることが分かる。

#### 評価

下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束の原子炉容器破損時刻に対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価へ与える影響は小さいと言える。

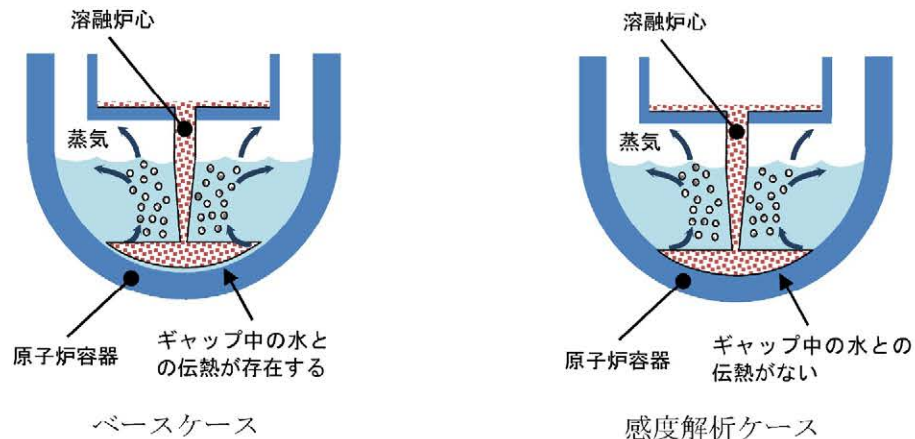
### (9) 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達

#### 解析条件

溶融炉心と下部プレナムのギャップに存在する水による除熱量には不確かさがある。

り、ベースケースではギャップへの熱流束にかかる係数として□を与えている。この係数は、下部プレナムギャップの水による除熱量にかかるファクタとして定義され、ベースケースではギャップによる除熱量の評価式により計算された除熱量がそのまま適用される。一方、係数を小さくすることは、ギャップに十分な水が流れ込まないことによる、ギャップに存在する水による除熱量の低下を模擬するものである。また、有効性評価では最初に貫通部の溶接部破損が生じているが、貫通部近傍でのギャップ冷却は実験例がなく、ギャップ水による除熱量が平板体系と比較してどの程度になるかには不確かさがある。以上より、感度解析ケースでは、溶融炉心と下部プレナムが接触している状態を模擬するための設定として係数を□とした評価を実施する。

項目	下部プレナムギャップの除熱量にかかる係数	設定根拠
ベースケース	□	当該変数推奨範囲の最確値
感度解析ケース	□	溶融炉心と下部プレナムが接触



### 解析結果

図 4-9-1～4-9-8 に、下部プレナムギャップの除熱量にかかる係数の感度解析結果を示す。ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は溶融炉心の下部プレナムへの落下以降に現れる。溶融炉心が下部プレナムに移行した後は、感度解析ケースにおいてプレナムギャップによる除熱が無いため、下部ヘッドの温度が若干早く上昇することから、クリープ破損割合や貫通部破損割合は感度解析ケースの方がわずかだが急峻に上昇する傾向となる。ただし、このパラメータは下部プレナムの水がドライアウトするまでの間しか影響を及ぼさないことから、1次系圧力及び原子炉容器破損時刻に対する感度としては非常に小さい。また、いずれのケースも原子炉容器破損時点において、1次系圧力は 2.0MPa[gage]を下回っている。

## 評価

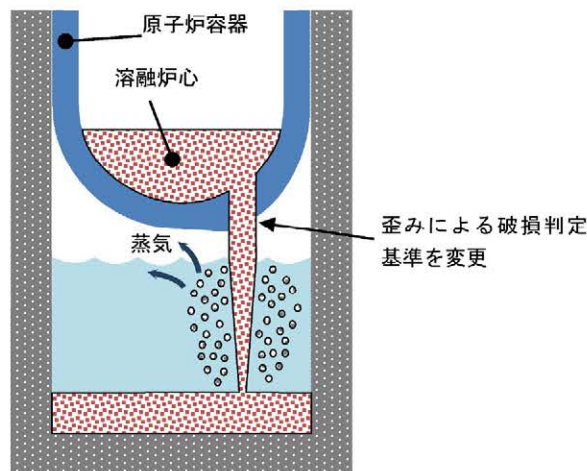
溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達の原子炉容器破損時刻に対する感度は小さく、その不確かさが有効性評価へ与える影響は小さいと言える。

### (10) 溶接部破損時の最大歪み

#### 解析条件

溶接部破損は、時々刻々の溶接部の歪み量と、最大歪みを比較することで判定している。ここで、溶接部破損時の最大歪みとして、ベースケースでは□を与えているが、不確かさがあると考えられることから、感度を確認するためにその 1/10 倍の□を設定する。

項目	溶接部破損時の最大歪み	設定根拠
ベースケース	□	当該変数推奨範囲の最確値
感度解析ケース	□	実験の不確かさを大幅に上回る設定として、1/10 倍



#### 解析結果

図 4-10-1～4-10-8 に、溶接部破損時の最大歪みの感度解析結果を示す。

ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は溶融炉心の下部プレナムへの落下以降に現れる。本ケースは、原子炉容器破損に至る判定の基準を変更したものであるため、溶接部が破損する時点までの 1 次系圧力の挙動は同等である。クリープ及び溶接部破損割合は破損しきい値に対する割合を示したものであることから、溶融炉心の下部プレナムへのリロケーション後、下部ヘッドに歪みが生じ始めた時点でベースケースと感度解析ケースでは差異が生じる。感度解析ケースにおいては、溶接部破損時の最大歪みを 1/10 倍としたことで、クリープ及び溶接部破損割合がベースケースよりも早く上昇し、原子炉容器破損の時刻が早まっていること

が分かる。ただし、原子炉容器破損時間の変化としては約5分であり、感度解析ケースにおいても溶接部破損時点での1次系圧力は2.0MPa[gage]を下回っている。

なお、感度解析ケースにおいて、原子炉容器破損位置は他のケースと異なり原子炉容器最下部のノードとなっており、原子炉容器表面温度として最下部の値を記載している。最下部ノードの表面温度は、リロケーションの直後から上昇するが、水による除熱が持続することから上昇はベースケースに比較して緩やかである。

### 評価

溶接部破損時の最大歪みの感度は、原子炉容器破損時刻に対して約5分であり、感度は小さいと言える。よって、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と言える。

#### (1.1) 感度解析パラメータの組合せ

抽出したパラメータによる感度解析の結果、図4に示すとおり、いずれのケースにおいても、原子炉容器下部プレナムに冷却水が存在する間は溶融炉心と上面の水あるいは原子炉容器壁との間のギャップ水への伝熱によって原子炉容器壁の温度は上がらず、冷却水がドライアウトした後に、溶融炉心から原子炉容器壁への直接的な伝熱によって原子炉容器壁の温度が上昇し、貫通部の溶接部破損若しくはクリープ破損に至ることを確認した。

1次系圧力挙動は、図3-1に示したとおり、下部プレナムへの溶融炉心落下後、圧力スパイクが発生し、その後下部プレナム内の1次冷却材の蒸発により、1次冷却材が減少し、蒸発量が減少することで1次系圧力は減少に転じ、蓄圧タンク圧力である2.0MPa[gage]近傍で下げ止まる。1次系圧力が2.0MPa[gage]近傍にて停滞する現象について、添付1-2に整理する。ここまでの感度解析では、いずれのケースも、原子炉容器破損に至るまでの間に1次系圧力は2.0MPa[gage]を下回っていたが、ここでは、感度解析パラメータの組合せを考慮したケースにより、加圧現象が短時間に大きく現れるケースにおける、原子炉容器破損時の1次系圧力に対する感度を確認する。

一方、下部プレナムへの溶融炉心落下挙動の不確かさにより1次系の加圧現象にも不確かさがあり、加圧器逃がし弁からの放出質量流量も1次系圧力に応じて変動することから、1次系の減圧現象へも不確かさが伝搬すると考えられる。したがって、加圧現象が小さく、加圧器逃がし弁からの放出質量流量が少なくなり、減圧現象が緩やかになるような組合せについても感度解析を実施する。

#### 解析条件（圧力スパイクが大きくなるケース）

「(1) 加圧器逃がし弁の質量流量」の感度解析については、ベースケースが設計値（下限値）を使用していることから、感度解析ケースとしては設計値+10%と、

減圧を促進する方向の感度解析を示している。よって、組合せの感度解析の条件からは除外する。

これまで解析したケースでは、原子炉容器下部プレナムに溶融炉心が落下した過程で大量の水蒸気が生成され、1次系圧力は短時間に高いピークが発生した。これは、溶融炉心が水中に落下した過程で粒子化が進み、水への伝熱面積が急増大したことが支配的な要因である。この過程で溶融炉心の冷却は進み、下部プレナムに堆積した溶融炉心の温度は低下する。その後、下部プレナムに溜まっていた水がドライアウトすることで蒸気発生が収まるが、加圧器逃がし弁からの放出は継続しているため、1次系圧力が急激に低下し、ピークとなって現れる。感度解析ケース1では、下部プレナムへの溶融炉心落下後の1次系圧力上昇が大きくなるように、これまでに実施した感度解析パラメータを組み合わせる条件とする。以下に感度解析ケース1の条件の一覧を示す。

項目	ベースケース	感度解析 ケース 1	設定根拠
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

#### 解析結果 (圧カスパイクが大きくなるケース)

図 4-11-1~4-11-10 に、感度解析パラメータを組み合わせた場合の感度解析結果を示す。

感度解析ケース 1 では、原子炉容器破損時刻は、ベースケースに比べて約 67 分早くなっているが、原子炉容器破損時の 1 次系圧力は、加圧器逃がし弁により減圧されることにより 2.0MPa[gage]を下回る結果となっている。これらの挙動について以下のとおり考察する。

##### ①1 次系の加圧事象

1 次系の加圧挙動は、蓄圧注入及び溶融炉心と水の接触による急激な水蒸気生成により支配され、これらに影響するパラメータとして、(2) 蓄圧注入の圧力損失、(3) 破損口径、(4) エントレインメント係数、(5) デブリ粒子の径などがあり、感度解析によりその不確かさを考慮している。

蓄圧タンク注入流量については、加圧器逃がし弁による 1 次系強制減圧開始により 1 次系圧力が蓄圧タンク圧力を下回ると注入を開始し、その後は 1 次系圧力

に応じて注入と停止を繰り返す。その後、下部プレナムへの溶融炉心落下によって1次系圧力が急上昇することで、蓄圧タンクからの注入は停止する。この時の1次系圧力のピーク圧は、破損口径、エントレインメント係数、デブリ粒子の径の不確かさを考慮したことによりベースケースの約1.5倍まで急上昇している。その後、加圧器逃がし弁からの放出により1次系圧力が低下し、再度蓄圧タンク圧力を下回ると、残存していた蓄圧タンク水の注入が再開する。蓄圧注入が再開すれば、新たに蒸気が発生することとなり、加圧源となり得るが、この間は加圧器逃がし弁から放出が継続しており、蓄圧タンクからの注入がある期間でも、加圧器逃がし弁からの放出質量流量が蓄圧タンク注入流量を上回っているため、1次系圧力は低下する。

### ②1次系の減圧現象（1次系圧力が2.0MPa[gage]まで低下する時間）

1次系の減圧挙動は、加圧器逃がし弁から蒸気放出により支配され、これに影響するパラメータとして、(1)加圧器逃がし弁質量流量があるが、本パラメータの感度解析については、ベースケースが設計値（下限値）を使用しており、不確かさを考慮すると、減圧を促進する方向であることから、組合せの感度解析の条件からは除外している。

加圧器逃がし弁及び安全弁からの蒸気の放出質量流量については、図4-11-9に示すように、1次系圧力が安全弁設定圧程度となる期間は比較的大きく、約3.2時間後に加圧器逃がし弁による1次系強制減圧を開始した時点から連続的に放出されるようになる。約4.9時間後に下部プレナムに溶融炉心が大量に落下すると、急激な水蒸気の発生により、1次系圧力は増大する。DCH防止に対する評価については、この圧カスパイクを早期に2.0MPa[gage]まで低下させることが重要である。本感度解析ケースの場合、圧カスパイクにより、前述のとおり1次系圧力はベースケースの約1.5倍まで上昇しているが、1次系圧力に応じて加圧器逃がし弁からの放出質量流量も多くなるため、圧力の低下も早くなる。その後、下部プレナム内の1次冷却材の蒸発により、1次冷却材が減少し、蒸発量が減少することで1次系圧力は減少に転じ、約5.0時間後にドライアウトし、約5.5時間後に1次系圧力は2.0MPa[gage]を下回る。その後、約5.6時間後に原子炉容器が破損し、加圧器逃がし弁からの放出は停止する。以上より、感度解析パラメータの組合せケース1において、ドライアウトから約0.5時間後に1次系圧力は2.0MPa[gage]を下回る結果となった。

### ③原子炉容器破損（原子炉容器破損タイミング）

原子炉容器破損（原子炉容器破損タイミング）については、溶融炉心からの熱負荷、破損形態などにより支配され、これらに影響するパラメータとして、(6)ジルコニウム-水反応速度、(7)燃料ペレットが崩壊する時間及び温度、(8)下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束、(9)溶融炉心と

原子炉容器間の熱伝達、(10) 溶接部破損時の最大歪みがあり、感度解析によりその不確かさを考慮している。

原子炉容器破損のタイミングについては、原子炉容器表面温度に依存し、図4-11-4に示すように、約4.9時間後に下部プレナムに溶融炉心が大量に落下すると、1次冷却材の蒸発により約5.0時間後にドライアウトし、原子炉容器表面温度が急上昇し、約5.6時間後に破損に至る。以上より、感度解析パラメータの組合せケース1において、ドライアウトから約0.6時間後に原子炉容器破損に至る結果となった。

#### 解析条件 (圧カスパイクが小さくなるケース)

感度解析ケース2では、下部プレナムへの溶融炉心落下後の1次系圧力上昇が抑制され、加圧器逃がし弁からの放出質量流量が少なくなるように、感度解析パラメータを組み合わせる。溶融炉心が落下した過程で粒子化が進まない場合を考えると、水蒸気発生量が少なく、1次系圧力の上昇が小さくなる。しかしながら、加圧器逃がし弁による減圧効果は1次系圧力に応じた臨界流量に依存するため、1次系圧力のピークが低いと減圧効果が小さく、1次系圧力の低下が緩やかになると考えられる。

そこで、溶融炉心が下部プレナムに落下した時の1次系圧力上昇が小さくなる感度解析を実施し、1次系減圧操作の有効性に対する影響を確認する。以下に感度解析ケース2の条件の一覧を示す。

項目	ベースケース	感度解析 ケース 2	設定根拠
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
破損口の初期径	<input type="checkbox"/> m	<input type="checkbox"/> 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="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	当該変数推奨範囲の最小値
粒子径ファクタ	<input type="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	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="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	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="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"/>	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="checkbox"/>	<input type="checkbox"/>	当該変数推奨範囲の最確値

### 解析結果 (圧カスパイクが小さくなるケース)

感度解析ケース 2 においては、原子炉容器破損時刻はベースケースに比べて約 3 分遅くなっており、原子炉容器破損時の 1 次系圧力は 2.0MPa[gage]を下回る結果となっている。これらの挙動について以下のとおり考察する。

#### ① 1 次系の加圧事象

本ケースでは、溶融炉心の下部プレナムへの落下による 1 次系圧力上昇が小さく抑制されるように感度解析パラメータを設定している。具体的には、エントレインメント係数を小さく、デブリ粒子の径を大きく、下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束を小さく設定している。このため、溶融炉心の下部プレナムへの落下時の圧カスパイクが、ベースケースの約 0.7 倍となっている。

#### ② 1 次系の減圧現象 (1 次系圧力が 2.0MPa[gage]まで低下する時間)

本ケースでは、圧カスパイクのピーク値がベースケースより低くなっていることから、加圧器逃がし弁からの放出質量流量が少なくなるため、溶融炉心の下部

プレナムへの落下に伴う 1 次系圧力が高い期間が、ベースケースに比べて長く継続する。感度解析パラメータを水蒸気生成が起こりにくい方向に設定しているため、1 次系圧力が 2.0MPa[gage]を下回る直前まで下部プレナムのドライアウトは生じない。具体的には、下部プレナムのドライアウトは約 6.3 時間、1 次系圧力が 2.0MPa[gage]を下回るのが約 6.5 時間である。下部プレナムのドライアウトから、下部プレナムに堆積した熔融炉心によって原子炉容器壁が加熱され、原子炉容器破損（約 6.8 時間）に至るまでの間に 1 次系圧力が減圧されることから、1 次系圧力は原子炉容器破損前に 2.0MPa[gage]まで低下する結果となっている。以上より、感度解析パラメータの組合せケース 2 において、ドライアウトから約 0.2 時間後に 1 次系圧力は 2.0MPa[gage]を下回る結果となった。

### ③ 原子炉容器破損（原子炉容器破損タイミング）

原子炉容器破損のタイミングについては、原子炉容器表面温度に依存し、図 4-11-4 に示すように、約 5.5 時間後に下部プレナムに熔融炉心が落下を開始すると、1 次冷却材の蒸発により約 6.3 時間後にドライアウトし、原子炉容器表面温度が上昇して、約 6.8 時間後に破損に至る。以上より、感度解析パラメータの組合せケース 2 において、ドライアウトから約 0.5 時間後に原子炉容器破損に至る結果となった。

以上のとおり、本事象においては、原子炉容器破損時の 1 次系圧力は、1 次系の加圧現象、1 次系の減圧現象、原子炉容器破損に至る時間的挙動によって支配される。

1 次系の加圧と減圧のバランスについては、蓄圧タンクからの注入が停止する期間は、加圧器逃がし弁から放出が継続しており、蓄圧タンクからの注入がある期間でも、加圧器逃がし弁からの放出質量流量が蓄圧タンク注入流量を上回っているため、1 次系圧力は低下する。その結果、感度解析ケース 1 では約 5.5 時間後に、感度解析ケース 2 では約 6.5 時間後に 1 次系圧力は 2.0MPa[gage]を下回る。本事象は、この 1 次系圧力の低下と、熔融炉心が下部プレナムに落下し、原子炉容器表面温度が上昇することにより、原子炉容器破損に至る時間的挙動に依存する。

パラメータの組合せを考慮した感度解析ケース 1 では、圧力スパイクが大きく現れるが、1 次系圧力に応じて加圧器逃がし弁からの放出質量流量も多くなり、ドライアウトから 1 次系圧力が 2.0MPa[gage]まで低下する時間は、約 0.5 時間となった。これに対し、ドライアウトから原子炉容器破損までの時間は約 0.6 時間となることから、感度解析パラメータの組合せを考慮した場合でも、原子炉容器破損の前に 1 次系圧力が 2.0MPa[gage]を下回る結果となった。

また、圧力スパイクが小さく、加圧器逃がし弁からの放出質量流量が少なくなる

感度解析ケース 2 については、ドライアウトから 1 次系圧力が 2.0MPa[gage]まで低下する時間は約 0.2 時間、ドライアウトから原子炉容器破損までの時間は約 0.5 時間であり、感度解析パラメータの組合せを考慮した場合でも、原子炉容器破損の前に 1 次系圧力が 2.0MPa[gage]を下回る結果となった。

## 評価

下部プレナムへの溶融炉心落下挙動の不確かさにより 1 次系の加圧現象にも不確かさがあり、加圧器逃がし弁からの放出質量流量も 1 次系圧力に応じて変動することから、1 次系の減圧現象へも不確かさが伝搬する。加圧現象が短時間に大きく現れる場合については、減圧現象も促進され、原子炉容器破損前には 1 次系圧力が 2.0MPa[gage]を下回ることを確認した。

また、加圧現象が小さく、加圧器逃がし弁からの放出質量流量が少なくなるようなケースで減圧現象が緩やかになるような場合でも、ドライアウトの時期が遅くなるため、それに応じて原子炉容器破損の時期も遅くなることから、1 次系圧力は原子炉容器破損前に 2.0MPa[gage]まで低下することを確認した。

加圧現象が短時間に大きく現れる場合については、減圧操作開始からドライアウトまでの時間が早いうえ、ドライアウト時の 1 次系圧力が高く、1 次系圧力が 2.0MPa[gage]に低下してから原子炉容器破損に至る時間余裕も約 0.1 時間と短くなっており、最も厳しい結果であると考えられる。

なお、減圧操作時間の不確かさを考慮して 1 次系強制減圧のタイミングを早めた場合について、以下のとおり考察する。

ベースケースでは炉心溶融開始から 10 分後に 1 次系強制減圧操作を開始することとしているが、実際の操作においては、準備が完了すればその段階で 1 次系強制減圧を実施することとなっているため、開始が早まる方向の不確かさが存在する。この場合、ベースケースより早期に 1 次系の減圧が開始され、それに伴い蓄圧注入の開始時刻も早まる。ここでは炉心溶融開始時点で 1 次系強制減圧操作を行うこと、すなわち 10 分早く減圧操作を開始した場合の影響を検討する。

1 次系圧力挙動については、1 次系強制減圧のタイミングを早めることでベースケースより早く蓄圧注入が開始され、蓄圧注入開始後は、添付 1-2 のとおり、蓄圧タンク圧力と 1 次系圧力が平衡状態となり、時間とともに減衰する。よって、1 次系強制減圧開始時点を起点として、溶融炉心が原子炉容器下部プレナムへ落下することで圧力ピークが生じるまでの 1 次系減圧挙動は、ベースケースと同等と考えられる。

一方、10 分早く 1 次系強制減圧操作を開始することに伴い、ベースケースと比較して、崩壊熱が約 1% 高い状態で事象が進展することになり、1 次系圧力挙動に影

響を与えると考えられるが、炉心溶融開始初期には、崩壊熱が1%増加することによる熱量よりも、「(6) ジルコニウム-水反応速度」において想定したジルコニウム-水反応による酸化反応熱の方が大きく上回っているため、炉心のヒートアップ速度を早めた感度解析に包絡されると考えられる。したがって、10分早く1次系強制減圧操作を開始しても、下部プレナムドライアウト後に1次系圧力が2.0MPa[gage]以下となり、その後原子炉容器破損に至ると考えられる。

なお、蓄圧タンク水量については、ベースケースにおいて原子炉容器破損時の蓄圧タンク全台の保有水は約60t存在し、原子炉容器破損により減圧する時に残りの水量が放出される。これに基づき、添付1-2のとおり蓄圧タンク気相部の等温膨張を考慮した計算を行うと、次式より蓄圧タンクの水量は、蓄圧タンク圧力（1次系圧力）が1MPa[gage]以下まで減圧しないと蓄圧タンク水量の下限値まで到達しない。よって、10分早く1次系強制減圧を開始したとしても、1次系圧力が2.0MPa[gage]近傍にある間は蓄圧注入水が不足することはない。

$$P = \frac{P_0(V_T - V_{w0})}{V_T} \leq 1\text{MPa}$$

$P$  : 蓄圧タンク圧力

$P_0$  : 蓄圧タンク初期圧力

$V_T$  : 蓄圧タンク容積

$V_{w0}$  : 蓄圧タンク初期水の体積

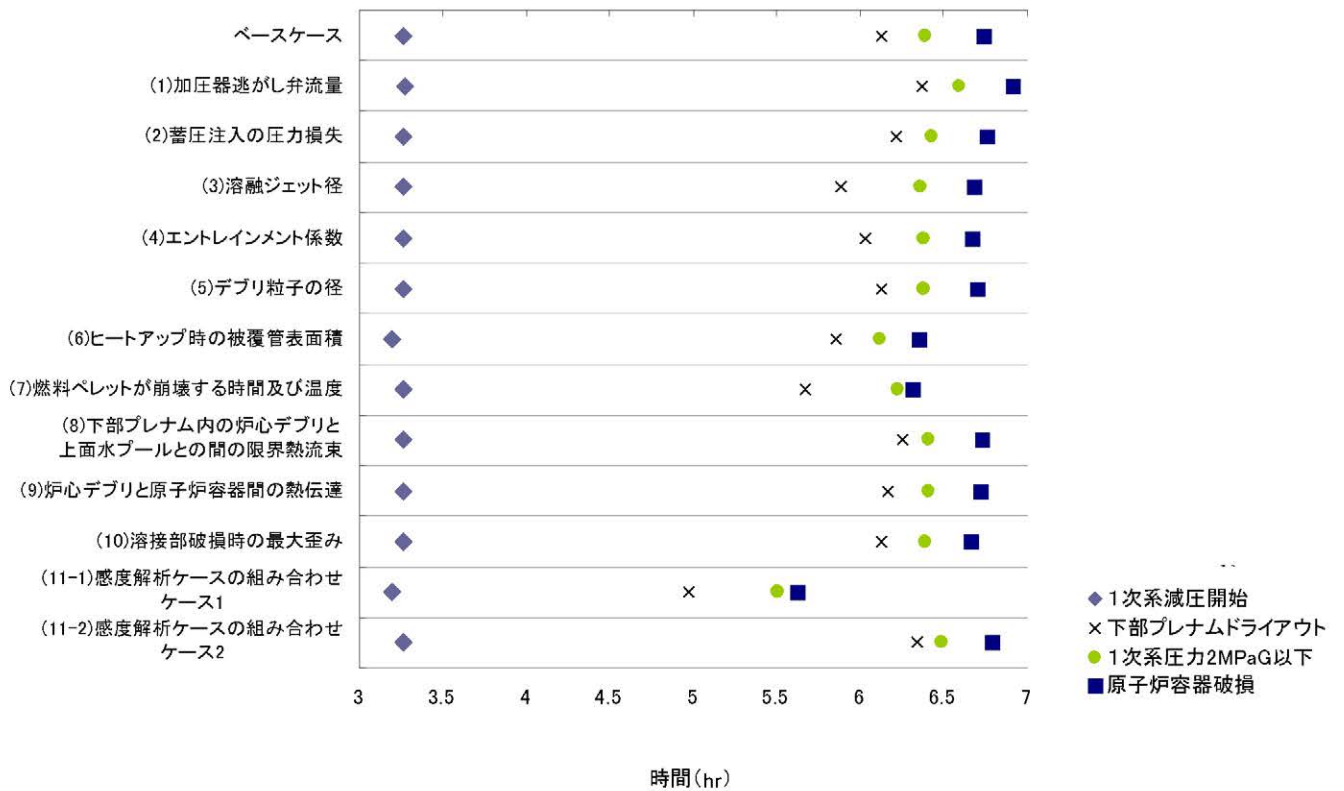


図 4 感度解析における原子炉容器破損時間等の整理

「本製品（又はサービス）には、米国電力研究所（the Electric Power Research Institute）の出資により電力産業用に開発された技術が取り入れられています。」

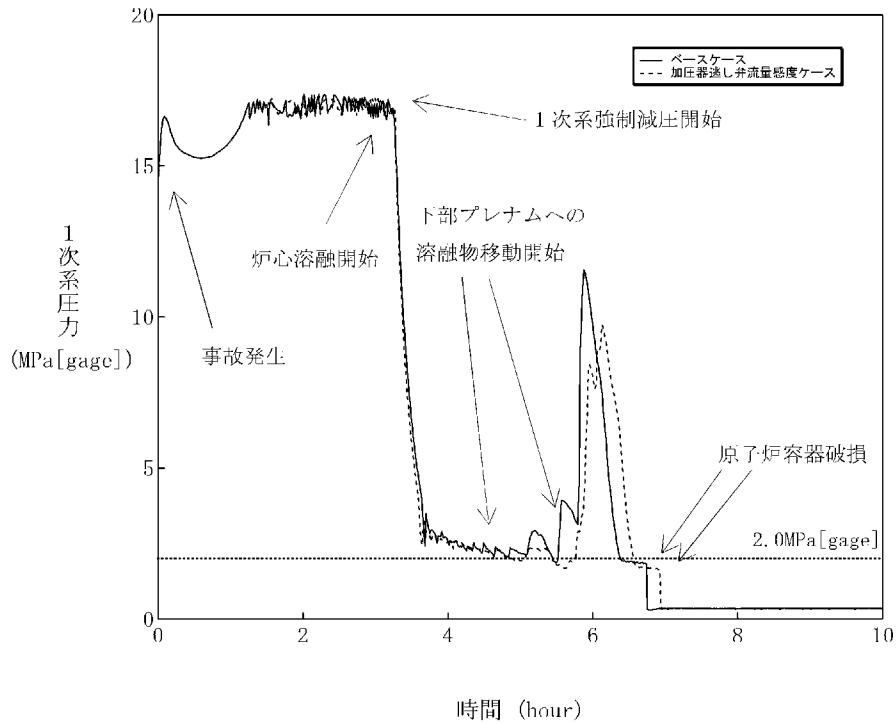


図 4-1-1 加圧器逃がし弁の質量流量感度解析（1）

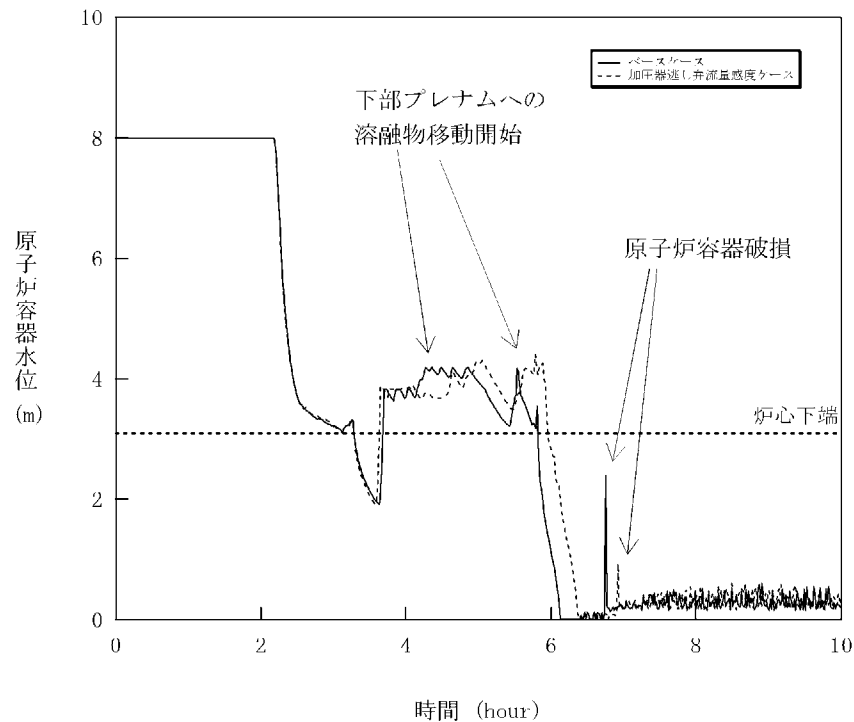


図 4-1-2 加圧器逃がし弁の質量流量感度解析（2）

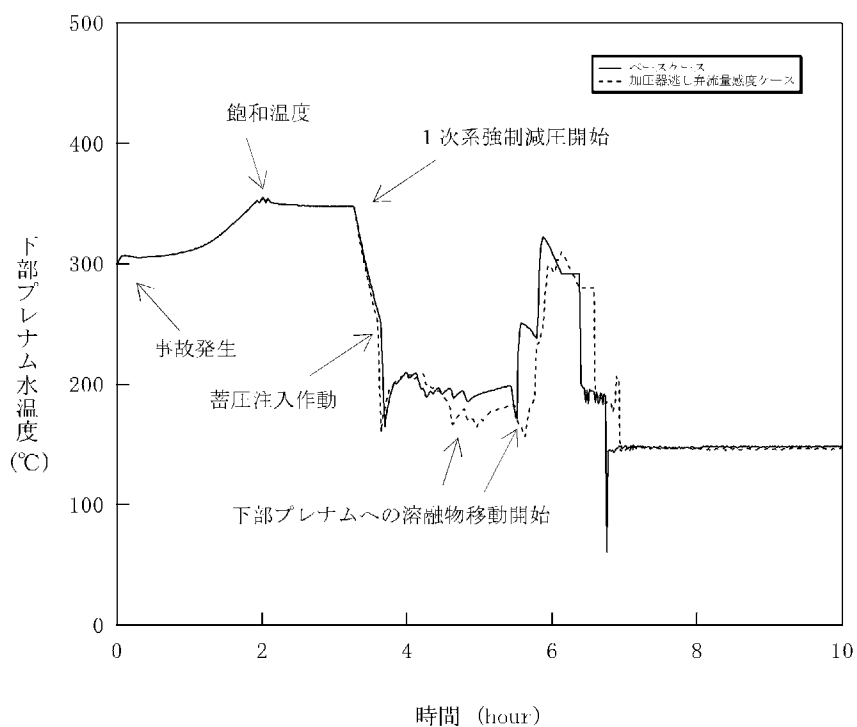


図 4-1-3 加圧器逃がし弁の質量流量感度解析 (3)

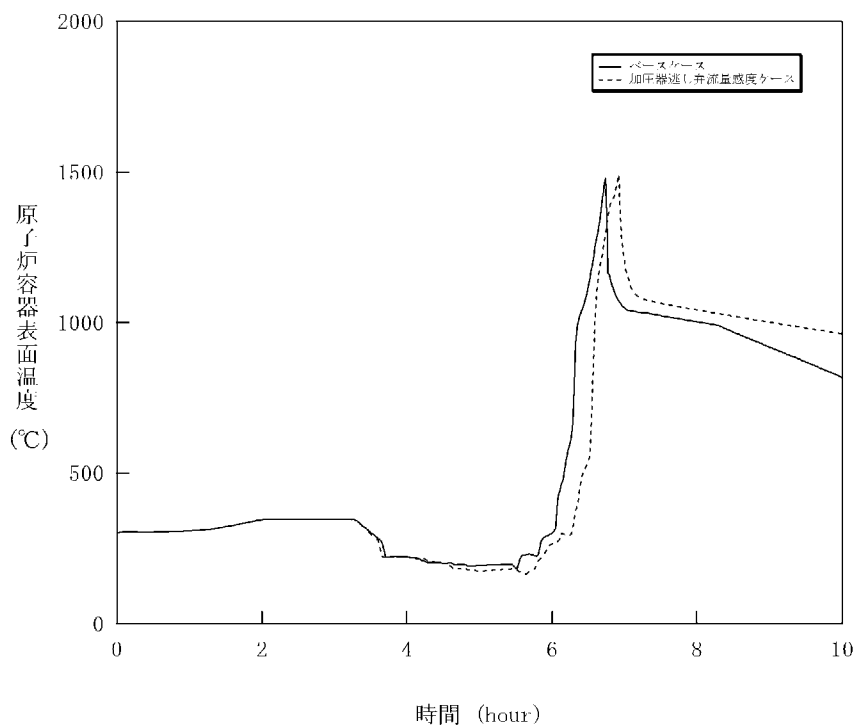


図 4-1-4 加圧器逃がし弁の質量流量感度解析 (4)

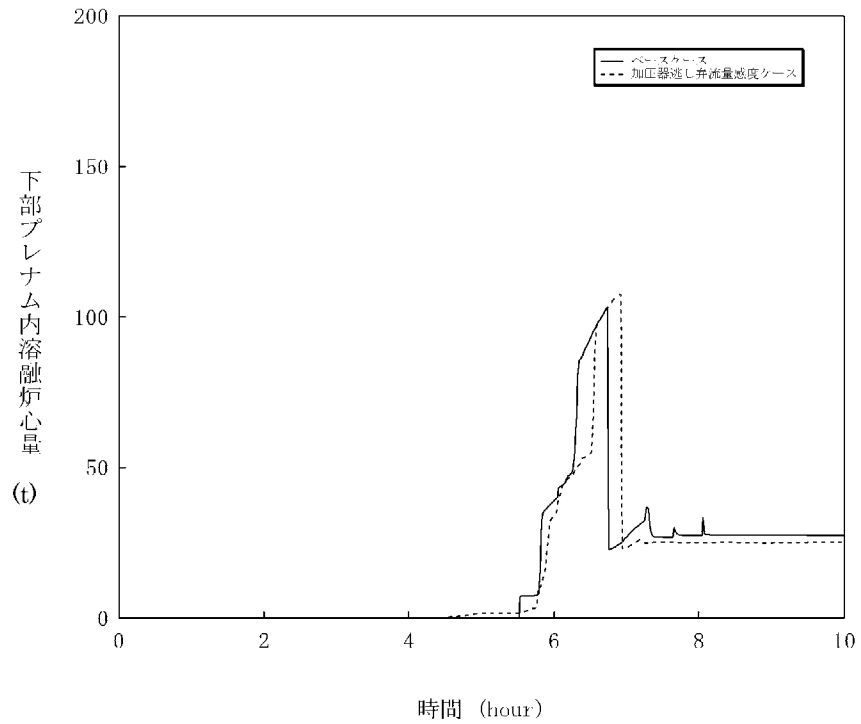


図 4-1-5 加圧器逃がし弁の質量流量感度解析 (5)

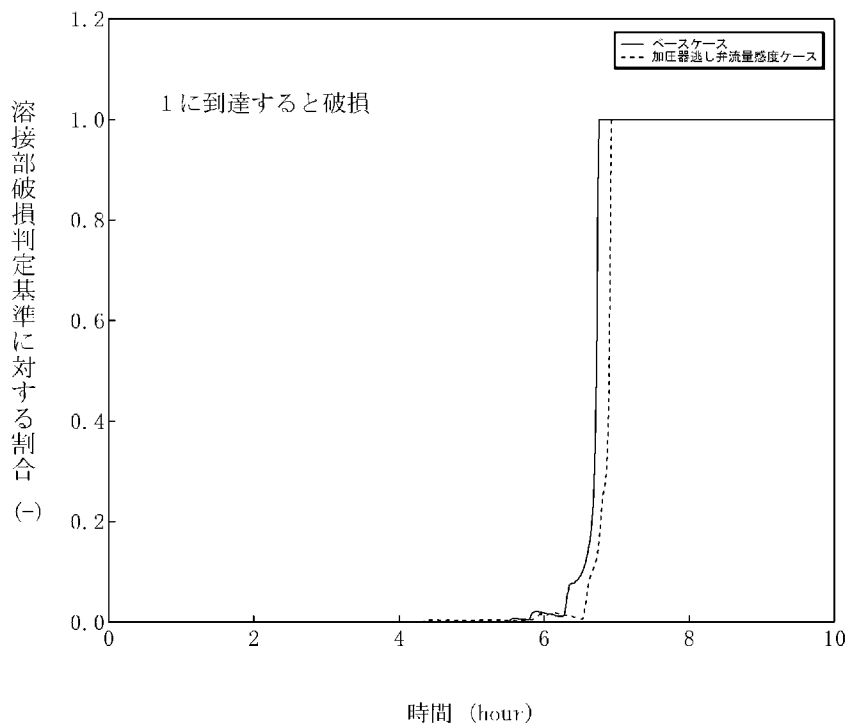


図 4-1-6 加圧器逃がし弁の質量流量感度解析 (6)

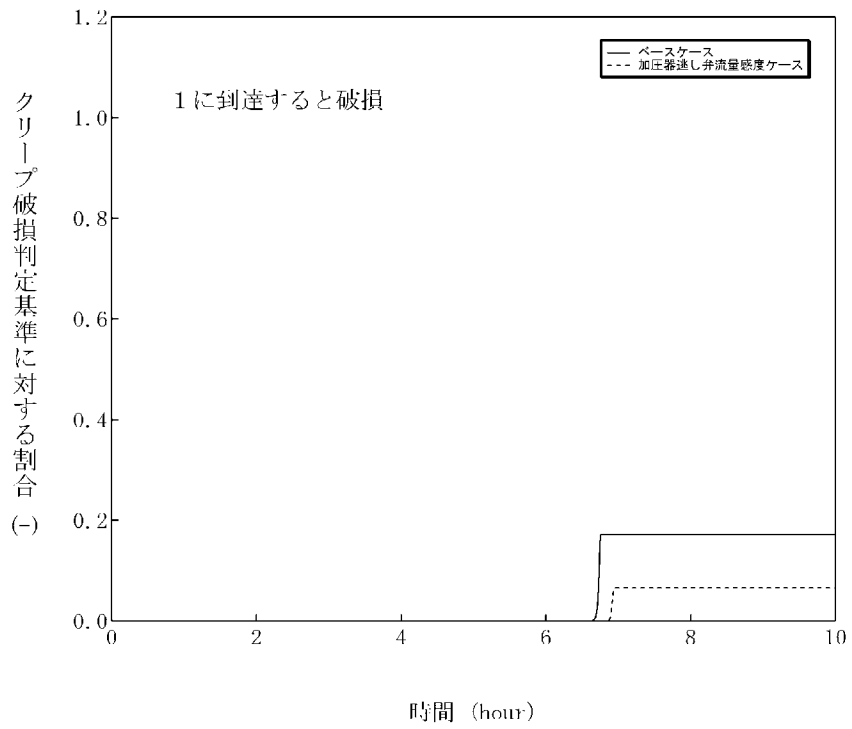


図 4-1-7 加圧器逃がし弁の質量流量感度解析 (7)

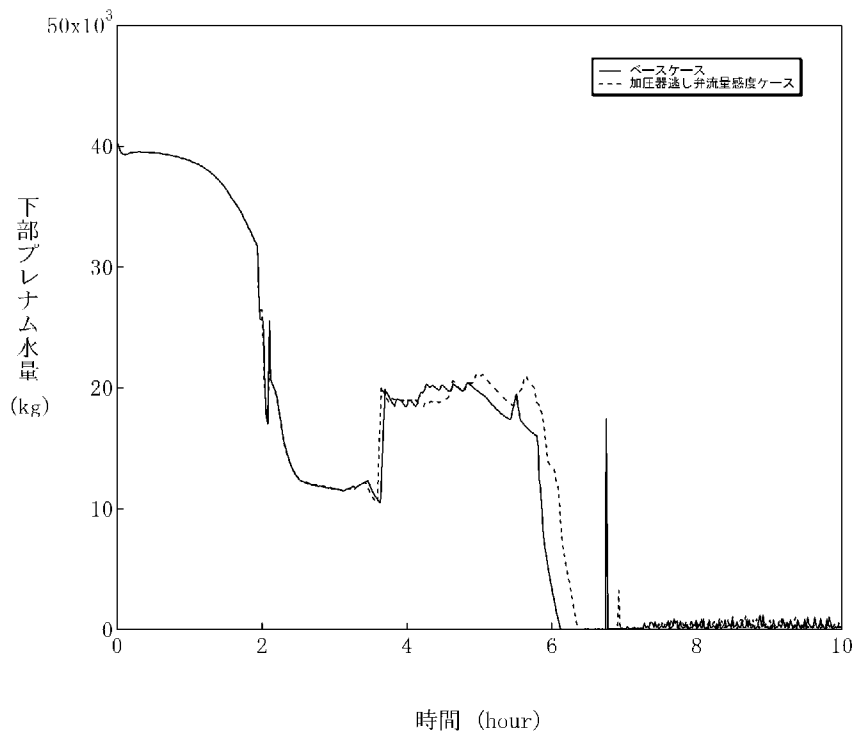


図 4-1-8 加圧器逃がし弁の質量流量感度解析 (8)

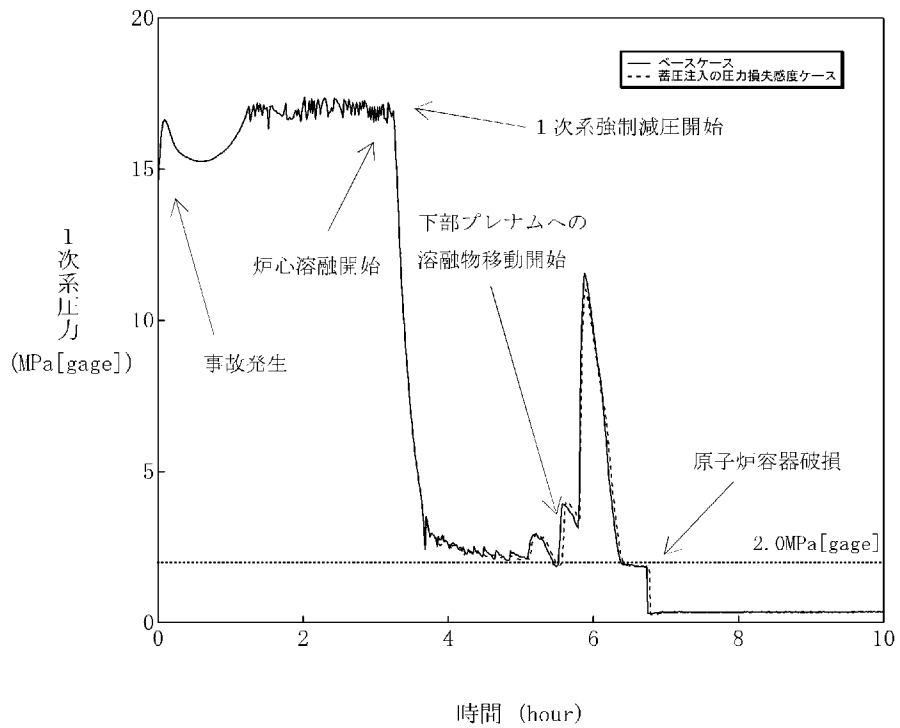


図 4-2-1 蓄圧注入の流動抵抗感度解析 (1)

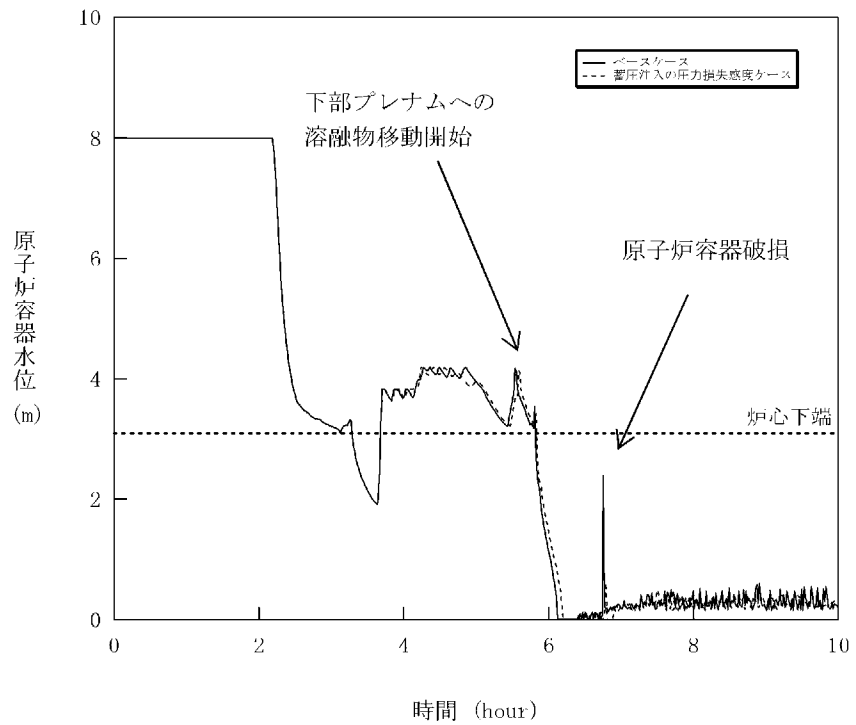


図 4-2-2 蓄圧注入の流動抵抗感度解析 (2)

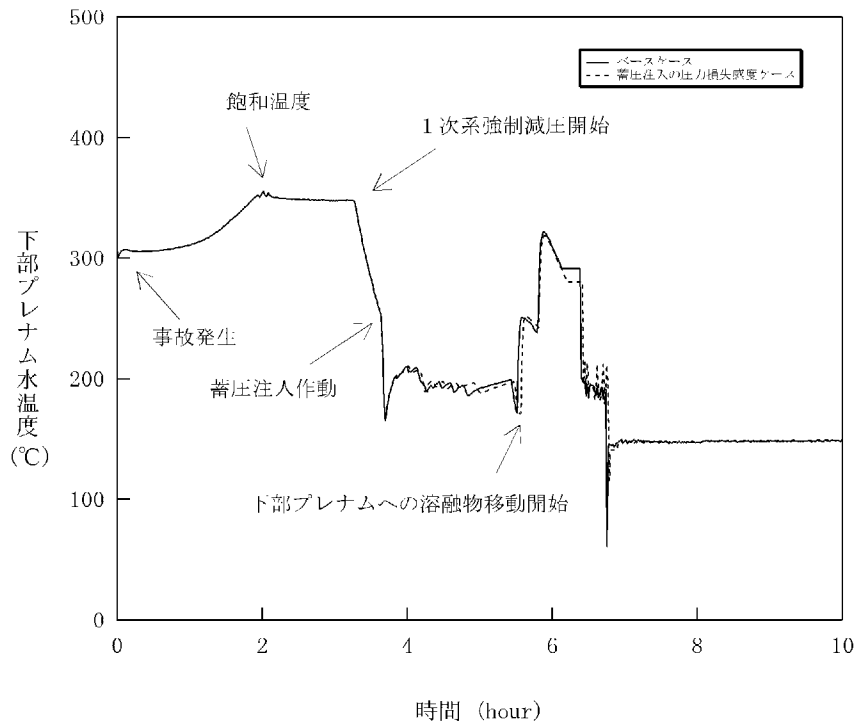


図 4-2-3 蓄圧注入の流動抵抗感度解析 (3)

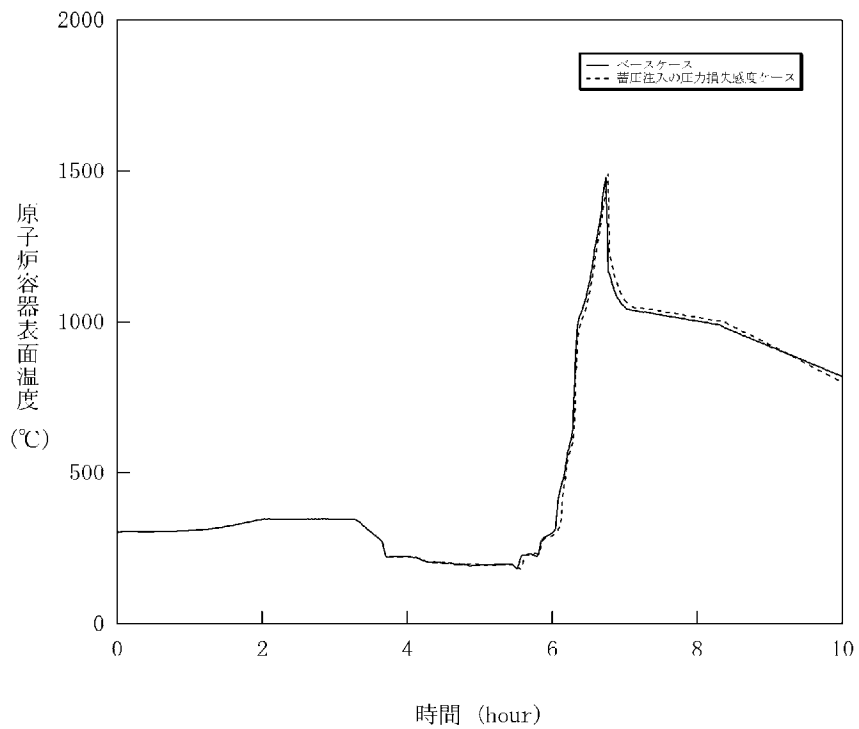


図 4-2-4 蓄圧注入の流動抵抗感度解析 (4)

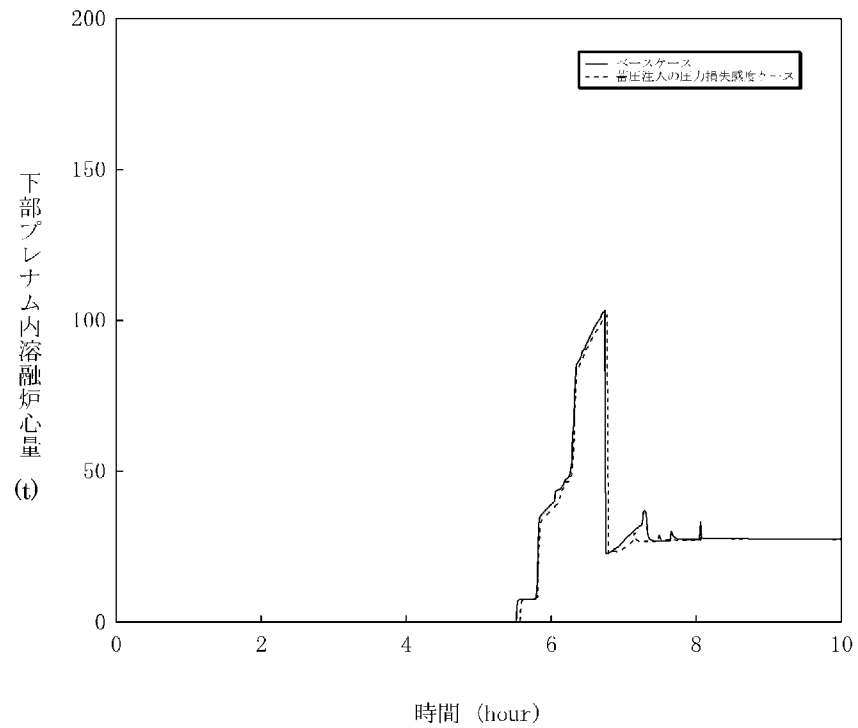


図 4-2-5 蓄圧注入の流動抵抗感度解析 (5)

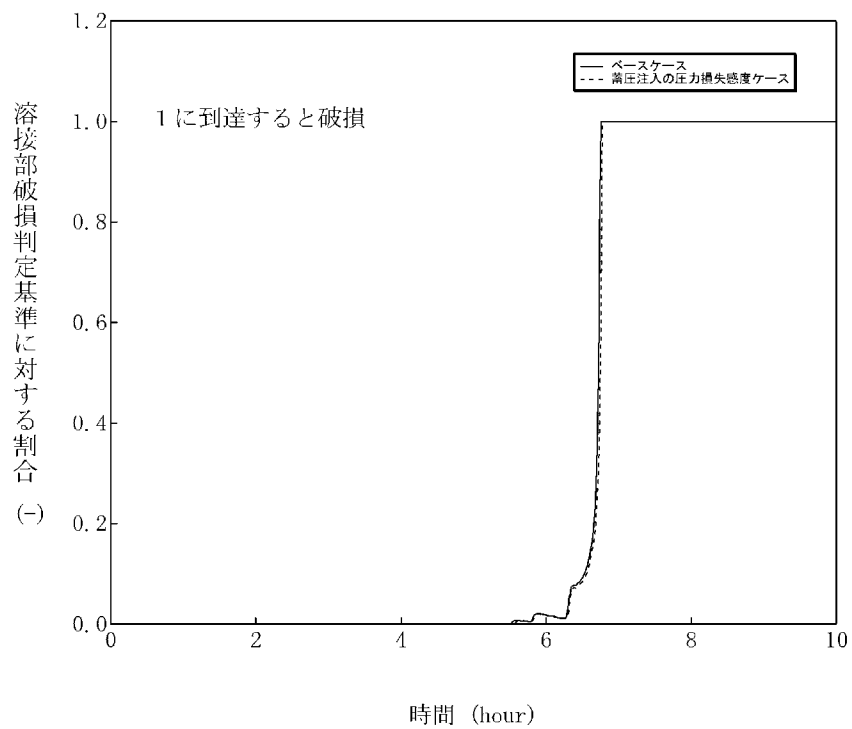


図 4-2-6 蓄圧注入の流動抵抗感度解析 (6)

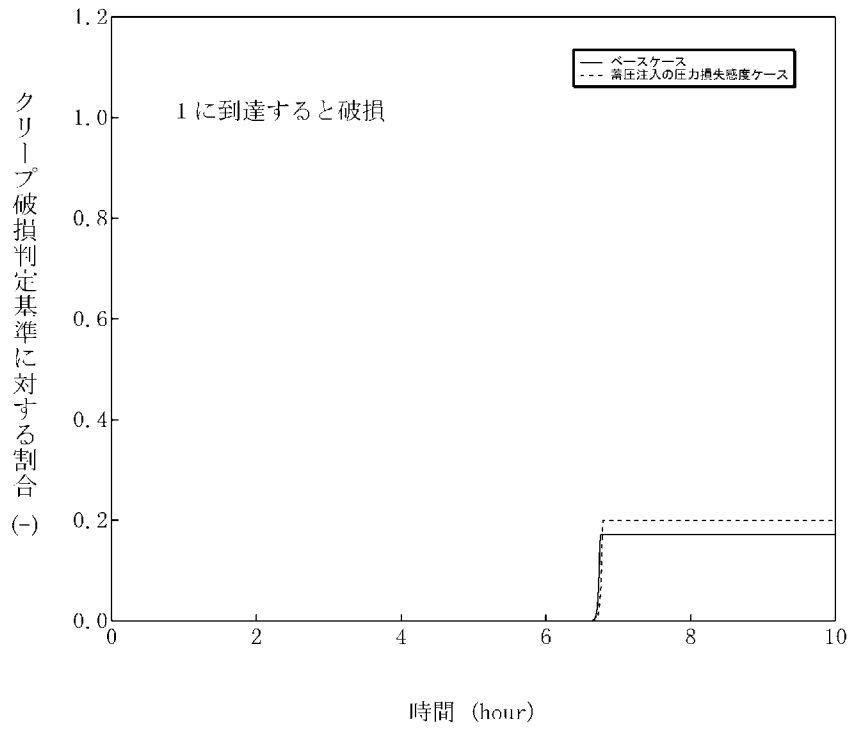


図 4-2-7 蓄圧注入の流動抵抗感度解析 (7)

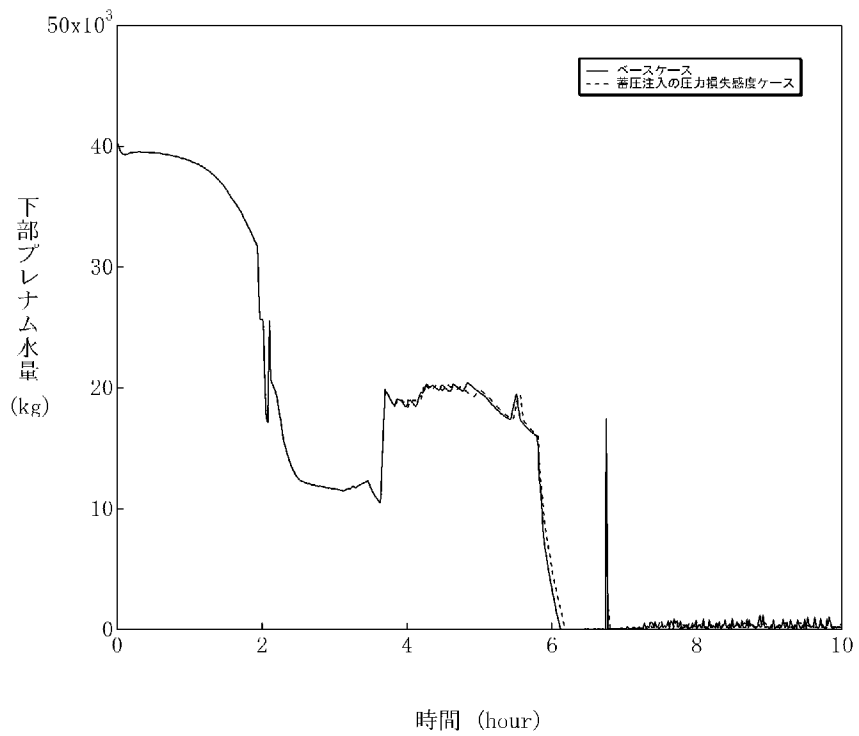


図 4-2-8 蓄圧注入の流動抵抗感度解析 (8)

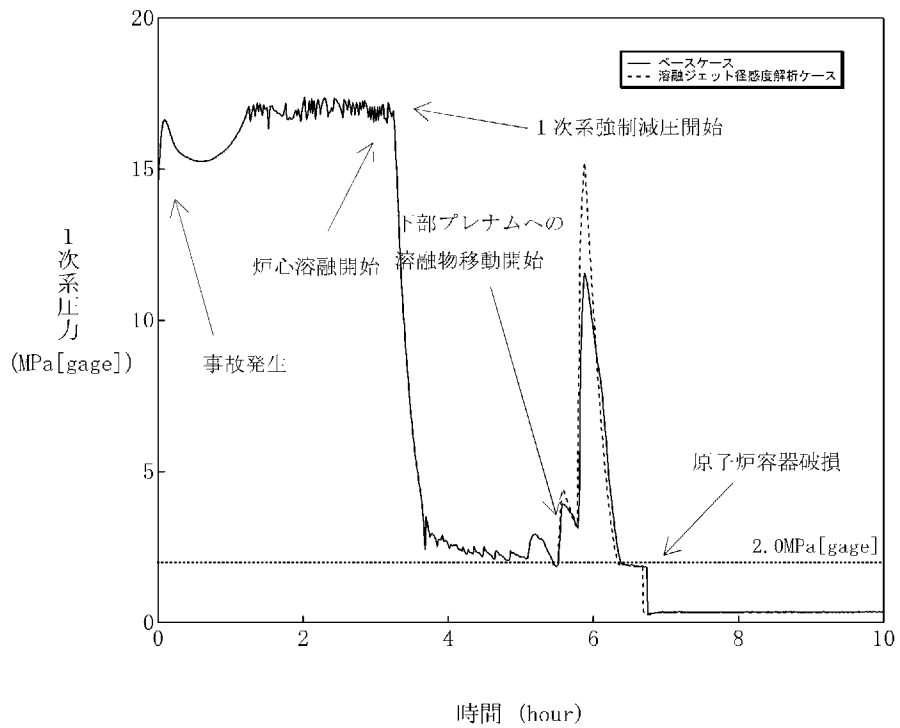


図 4-3-1 溶融ジェット径感度解析 (1)

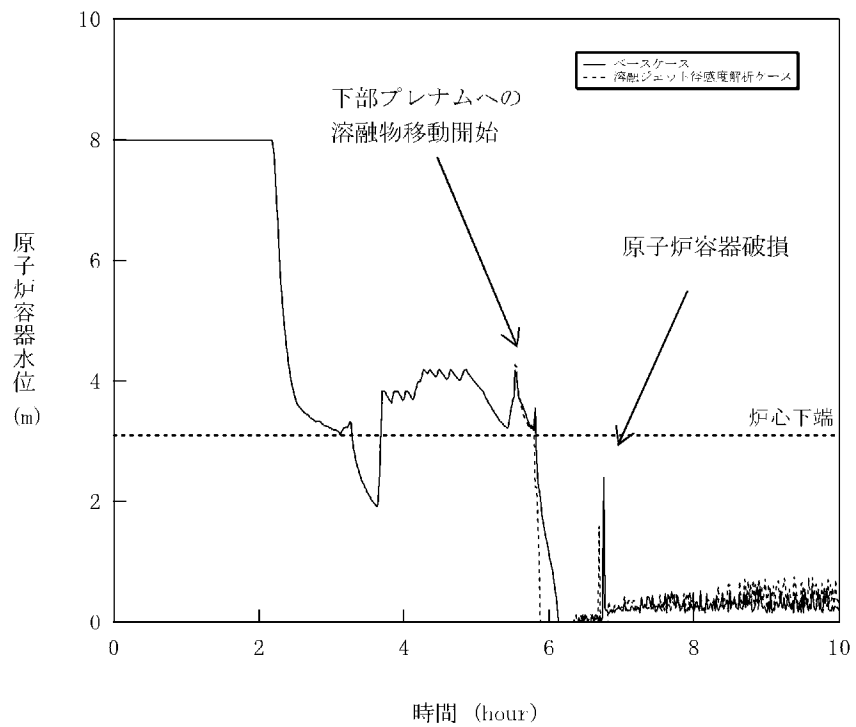


図 4-3-2 溶融ジェット径感度解析 (2)

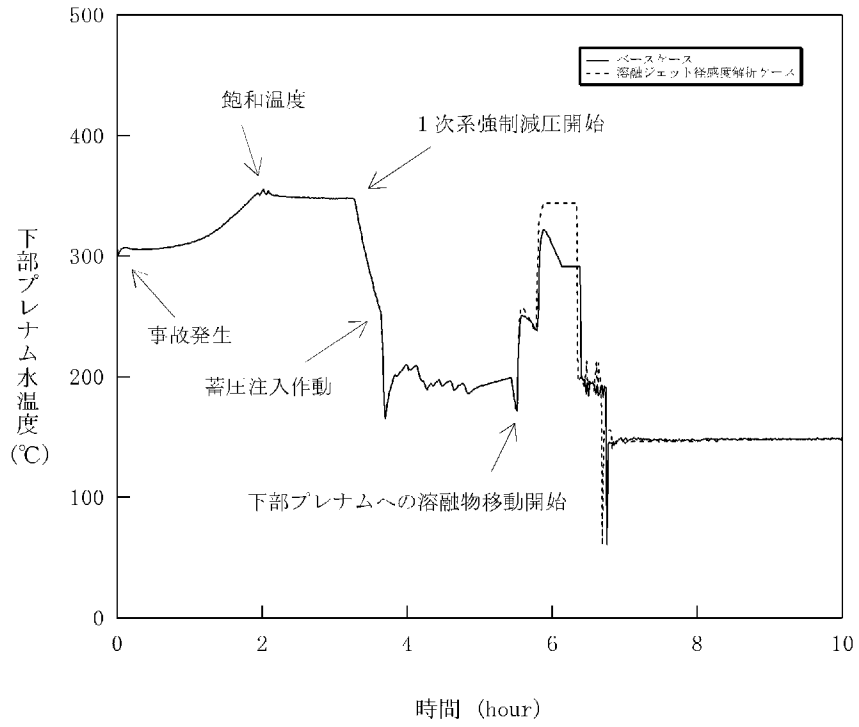


図 4-3-3 溶融ジェット径感度解析 (3)

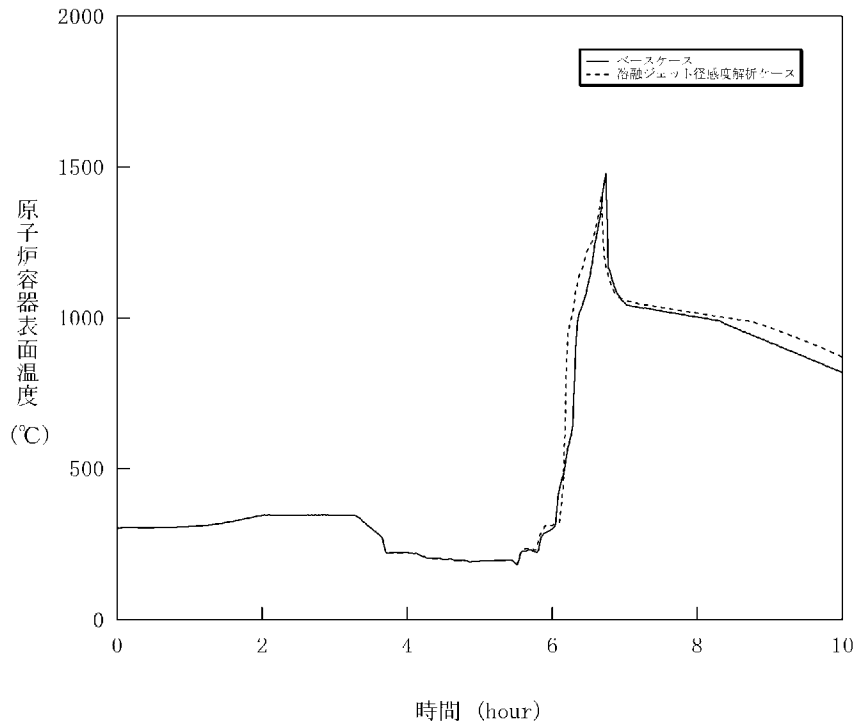


図 4-3-4 溶融ジェット径感度解析 (4)

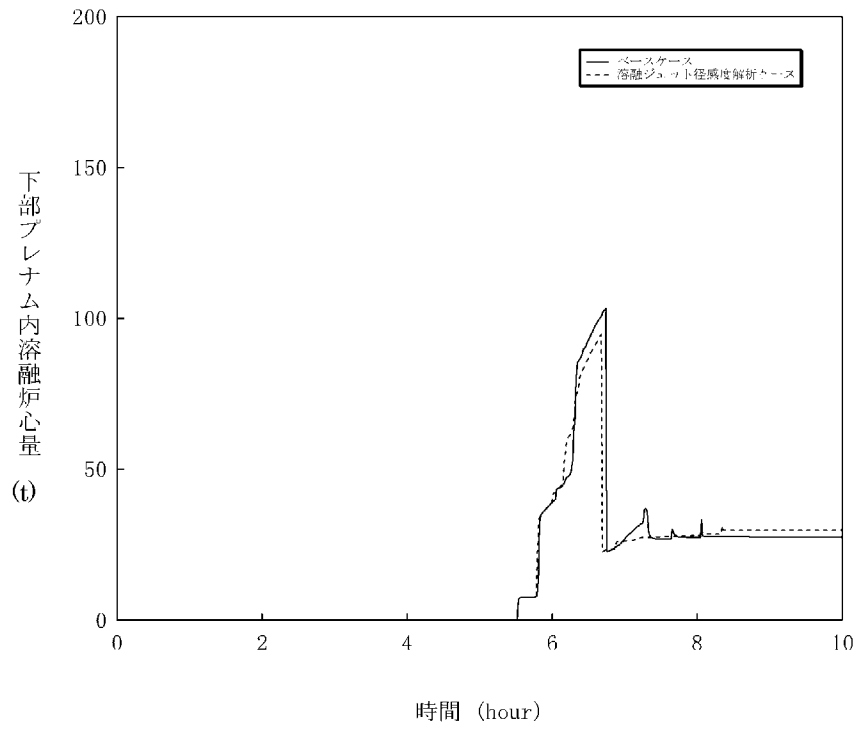


図 4-3-5 溶融ジェット径感度解析 (5)

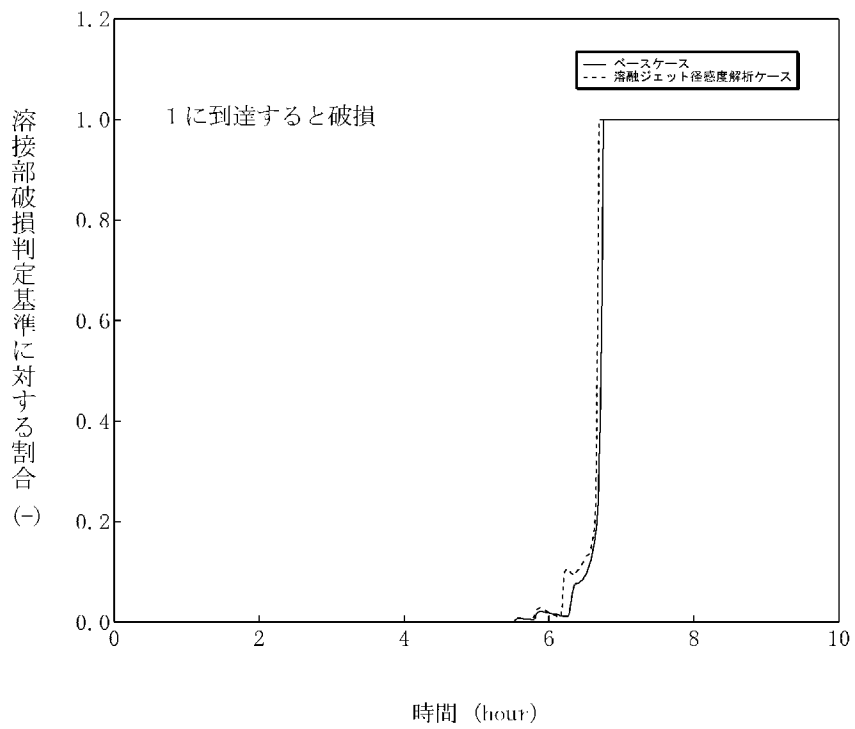


図 4-3-6 溶融ジェット径感度解析 (6)

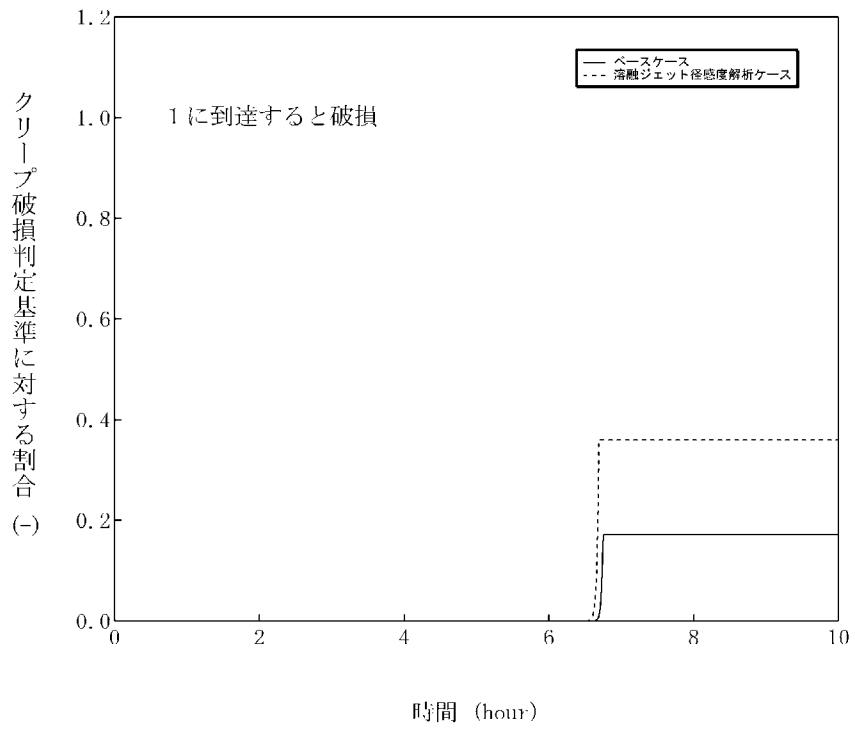


図 4-3-7 溶融ジェット径感度解析 (7)

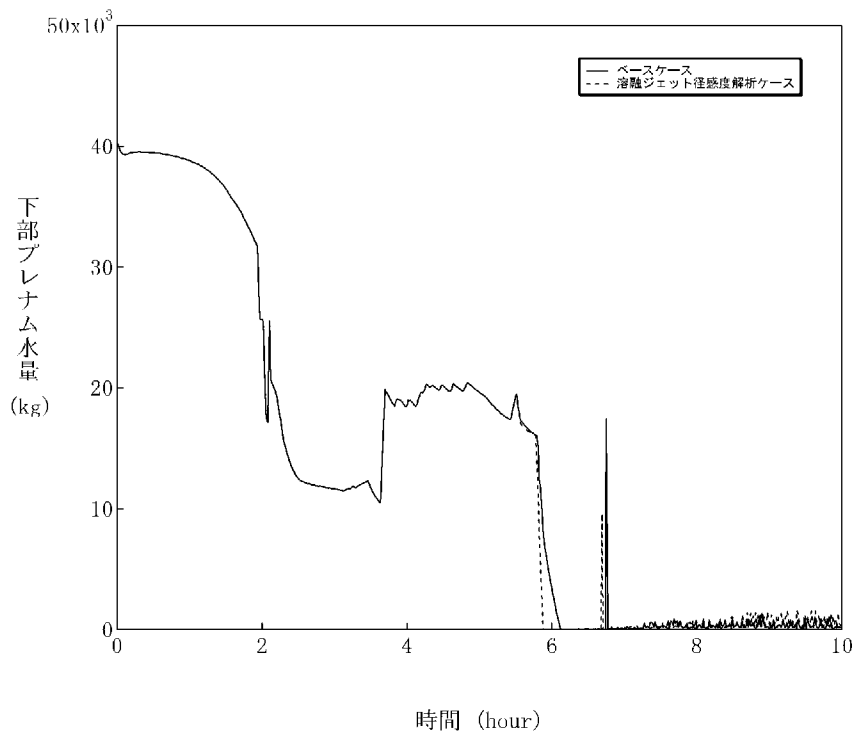


図 4-3-8 溶融ジェット径感度解析 (8)

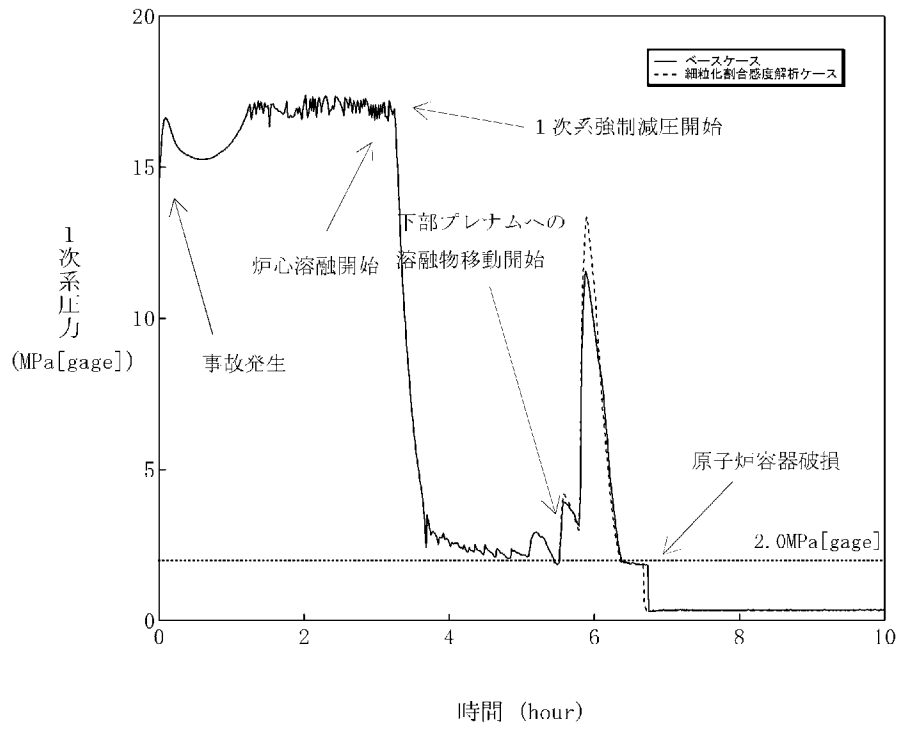


図 4-4-1 エントレインメント係数感度解析 (1)

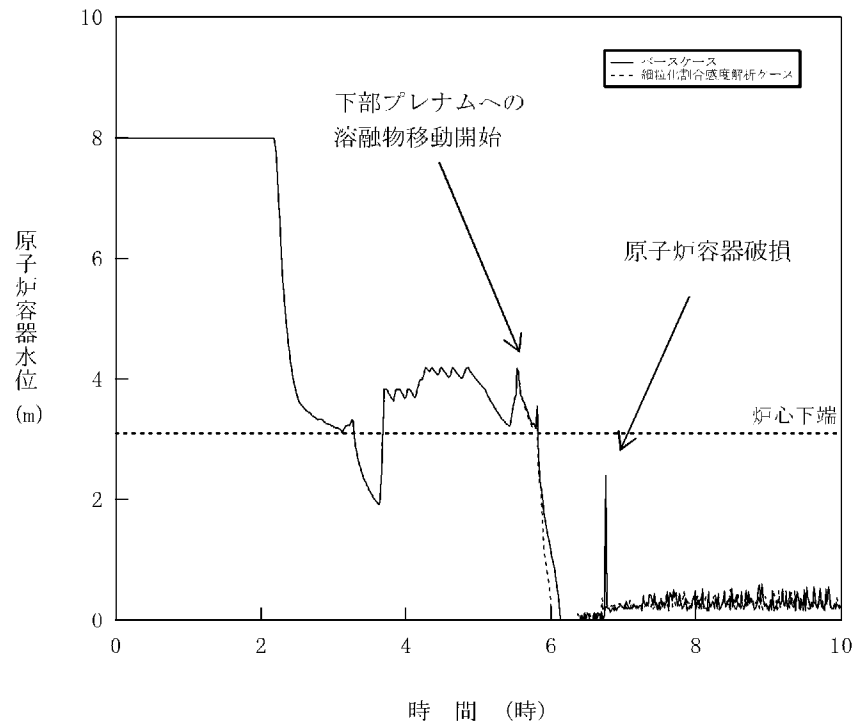


図 4-4-2 エントレインメント係数感度解析 (2)

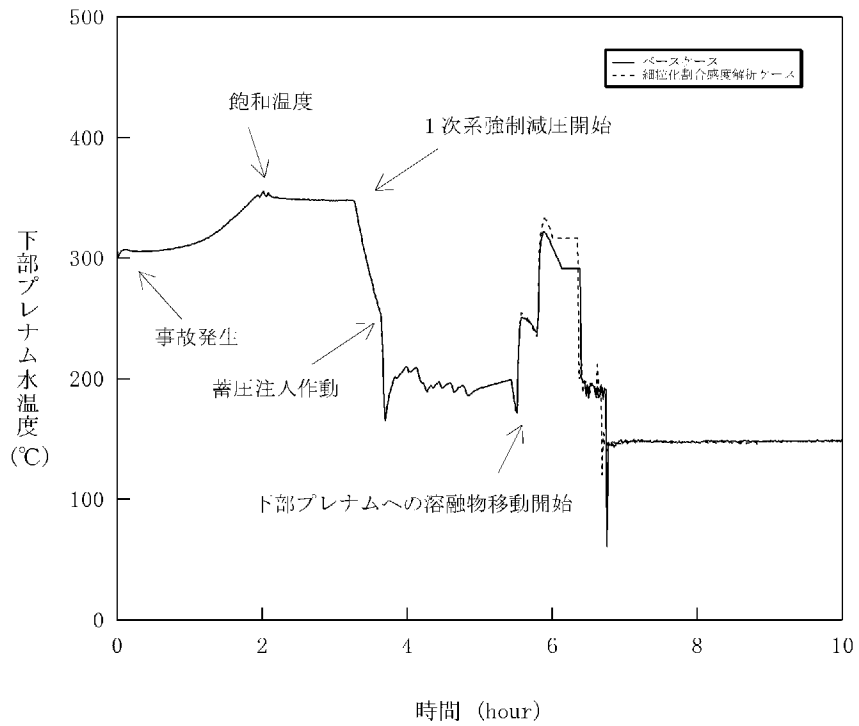


図 4-4-3 エントレインメント係数感度解析 (3)

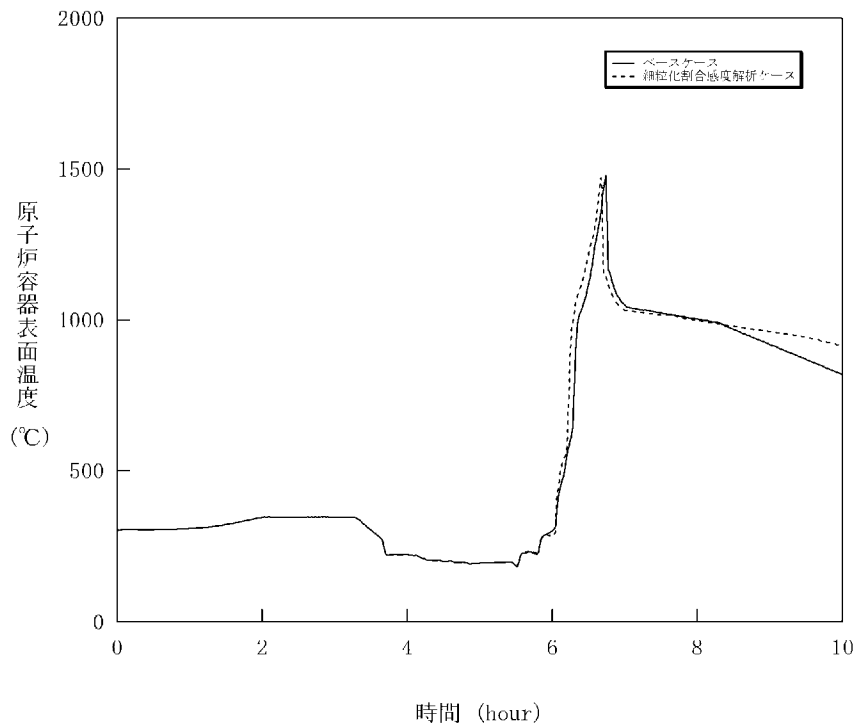


図 4-4-4 エントレインメント係数感度解析 (4)

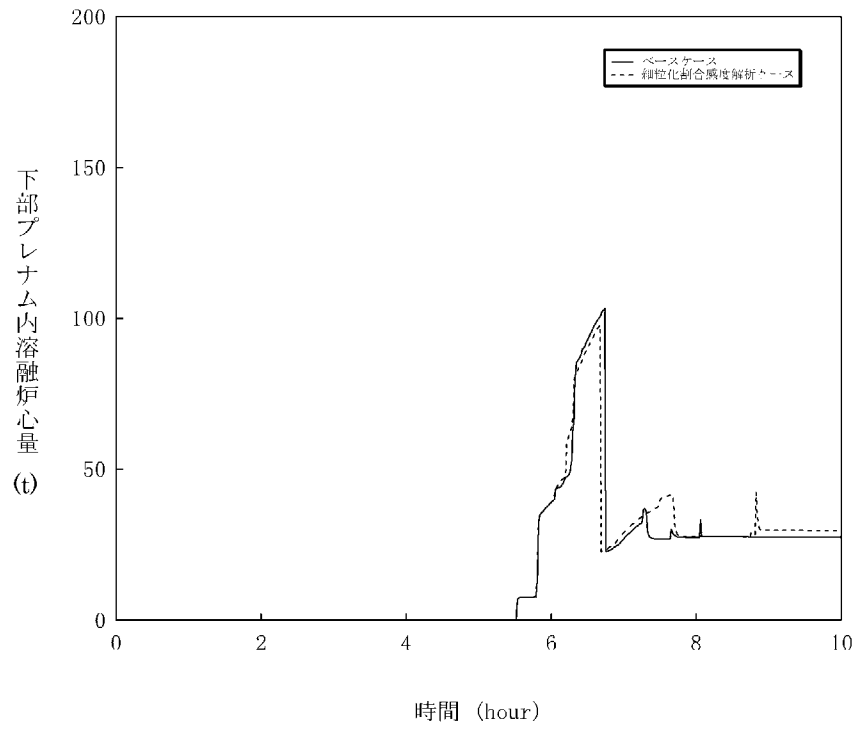


図 4-4-5 エントレインメント係数感度解析 (5)

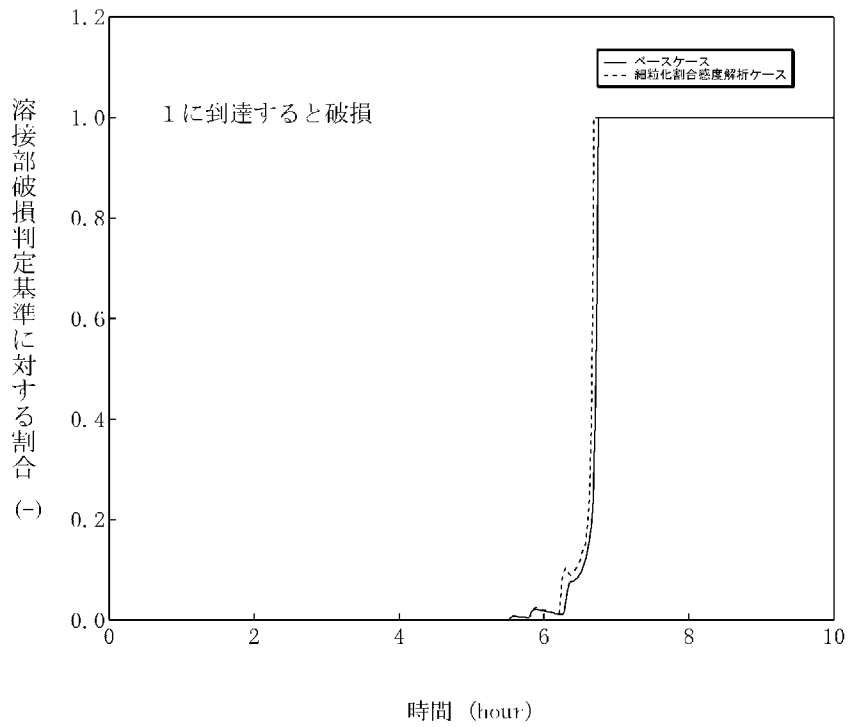


図 4-4-6 エントレインメント係数感度解析 (6)

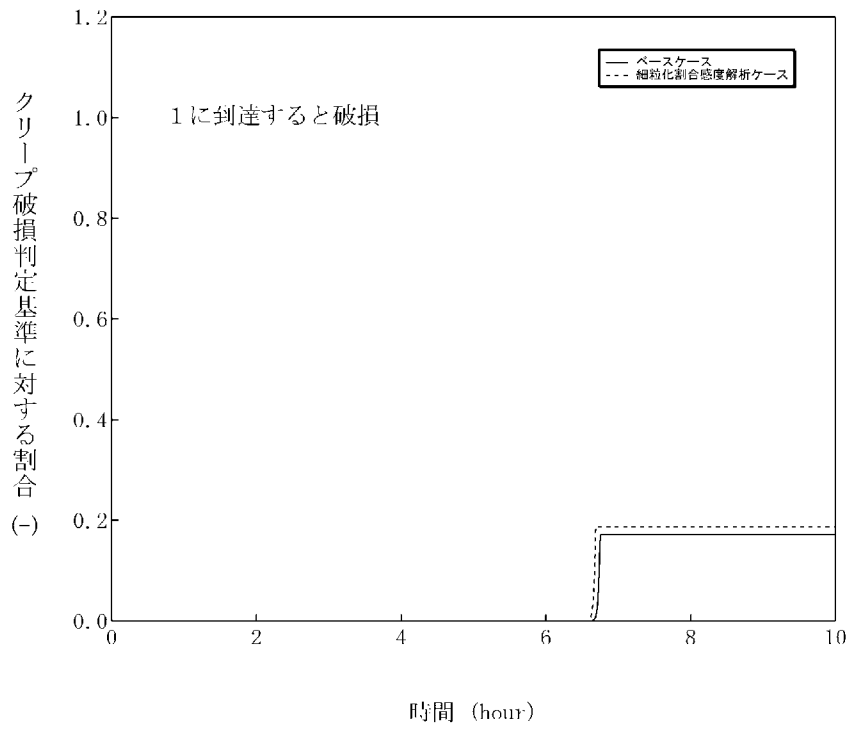


図 4-4-7 エントレインメント係数感度解析 (7)

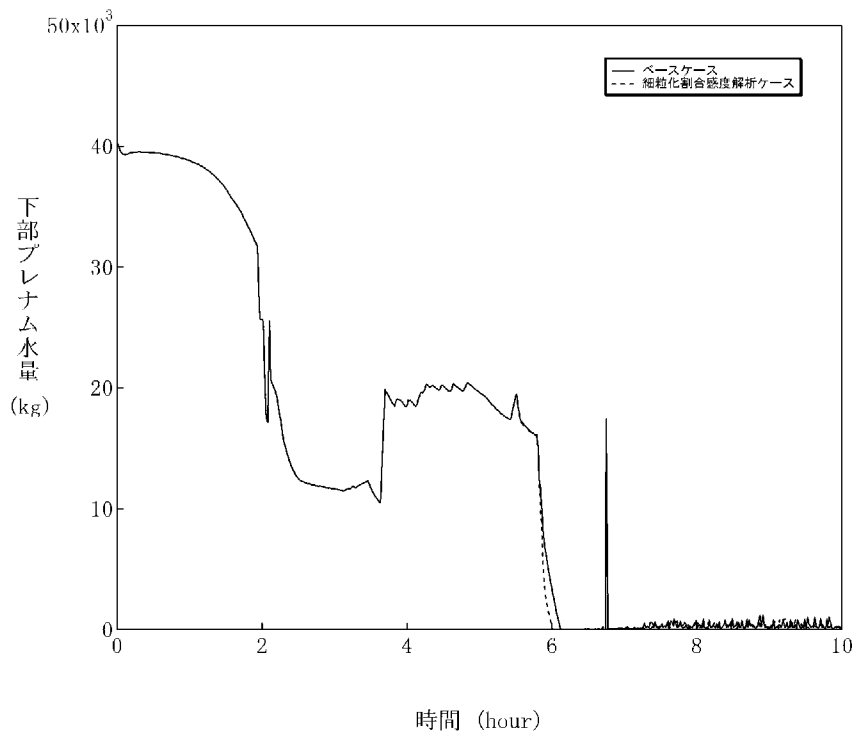


図 4-4-8 エントレインメント係数感度解析 (8)

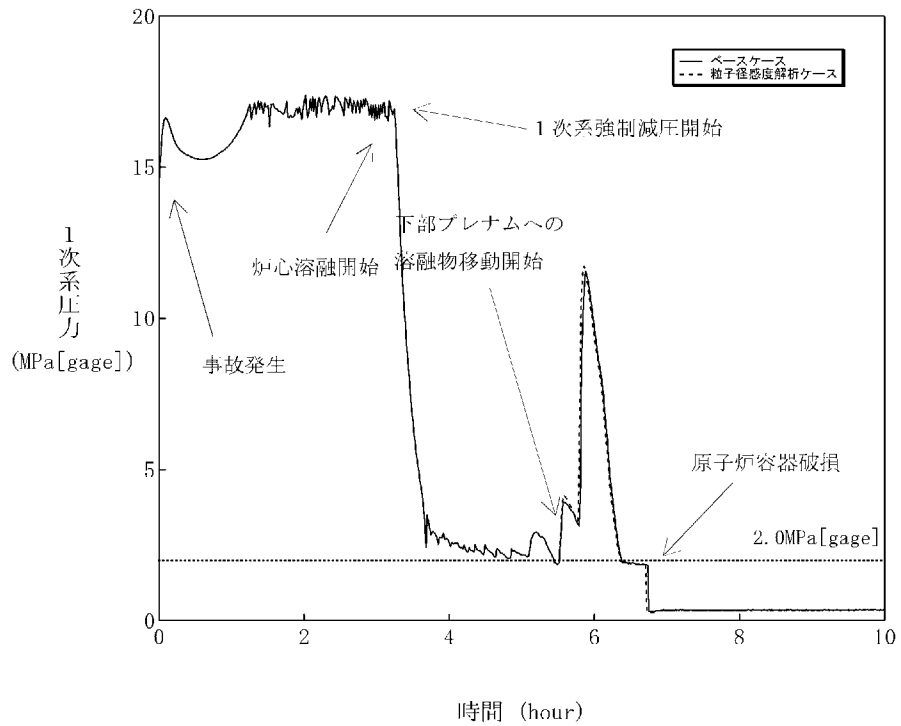


図 4-5-1 デブリ粒子の径感度解析 (1)

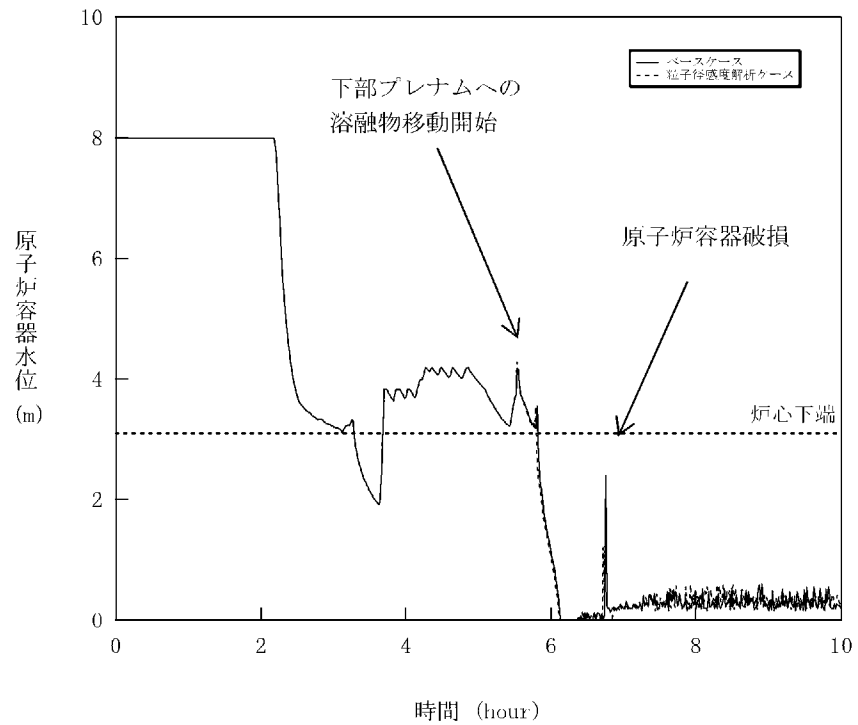


図 4-5-2 デブリ粒子の径感度解析 (2)

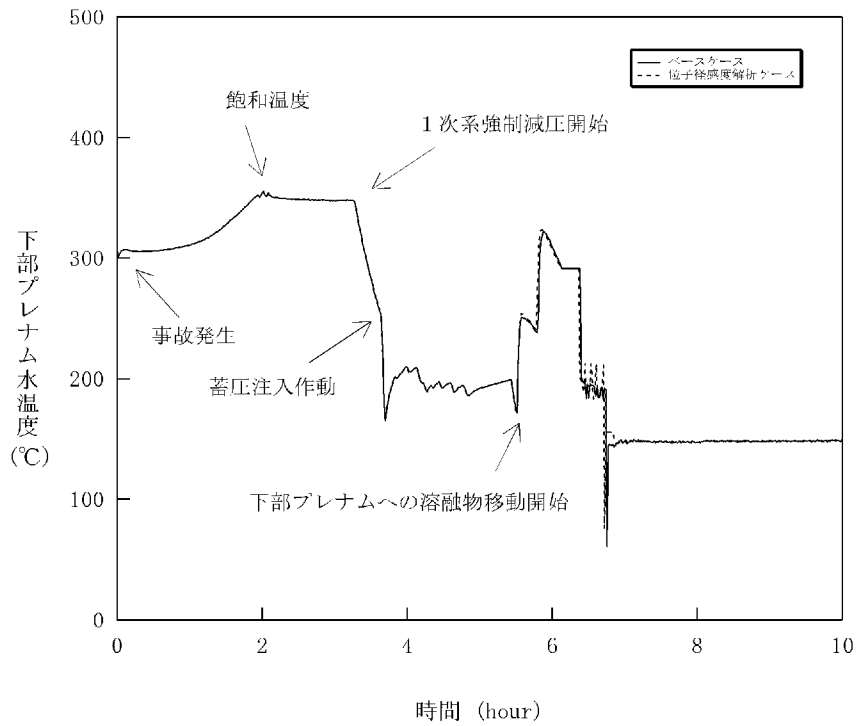


図 4-5-3 デブリ粒子の径感度解析 (3)

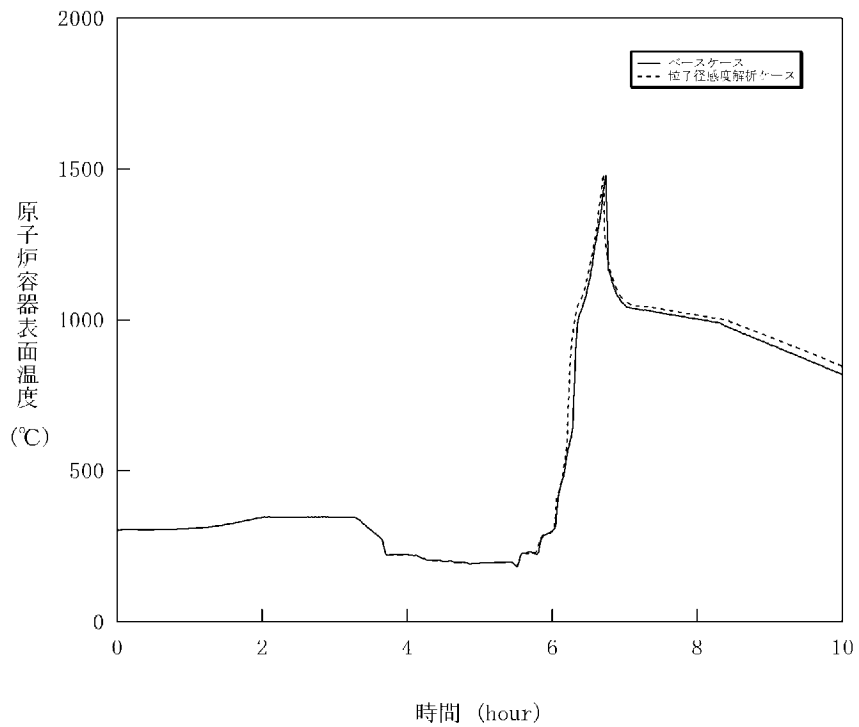


図 4-5-4 デブリ粒子の径感度解析 (4)

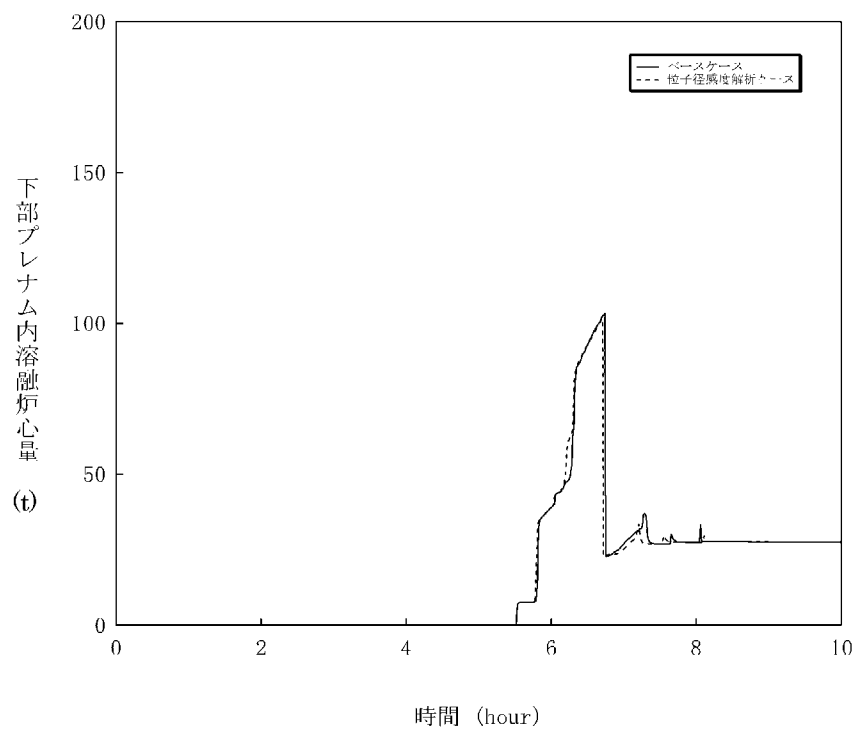


図 4-5-5 デブリ粒子の径感度解析 (5)

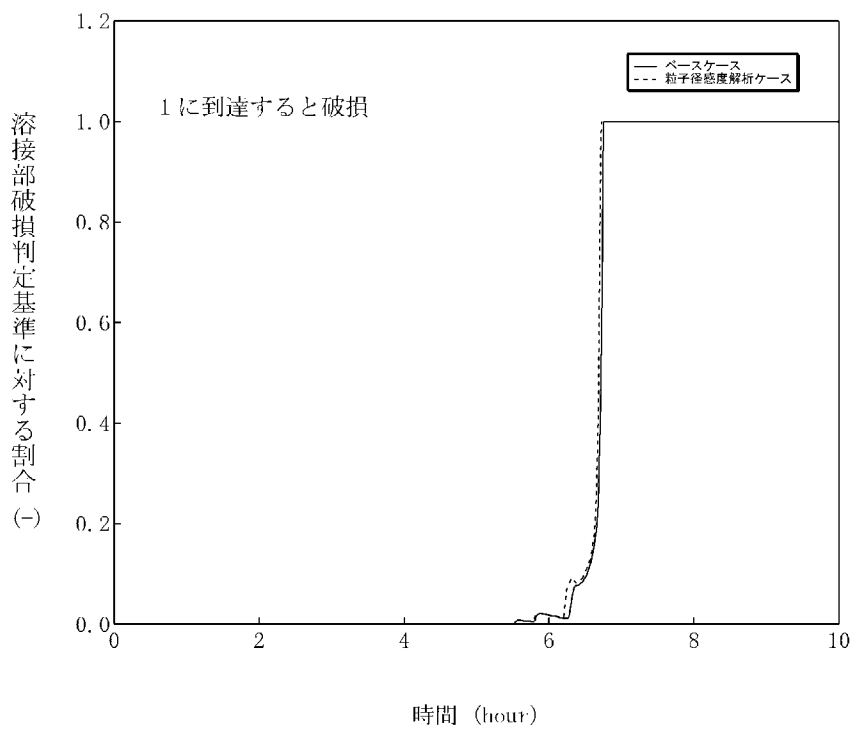


図 4-5-6 デブリ粒子の径感度解析 (6)

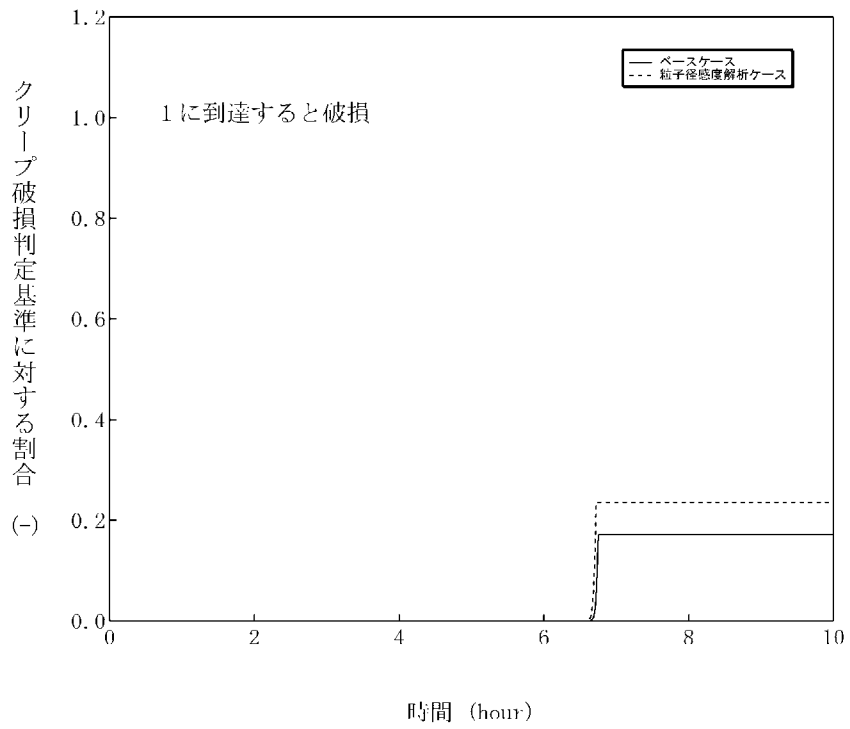


図 4-5-7 デブリ粒子の径感度解析 (7)

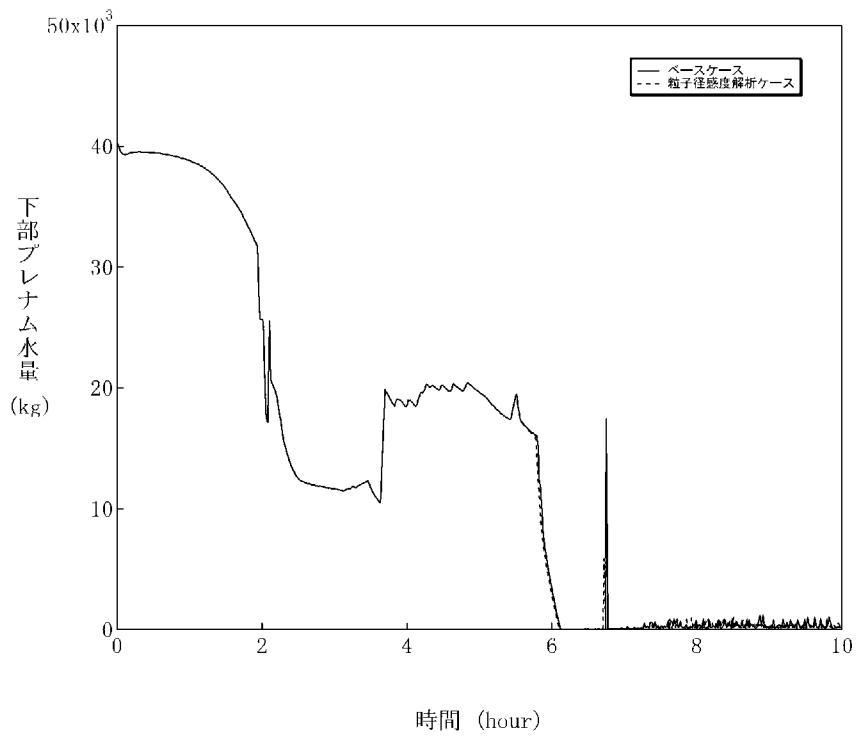


図 4-5-8 デブリ粒子の径感度解析 (8)

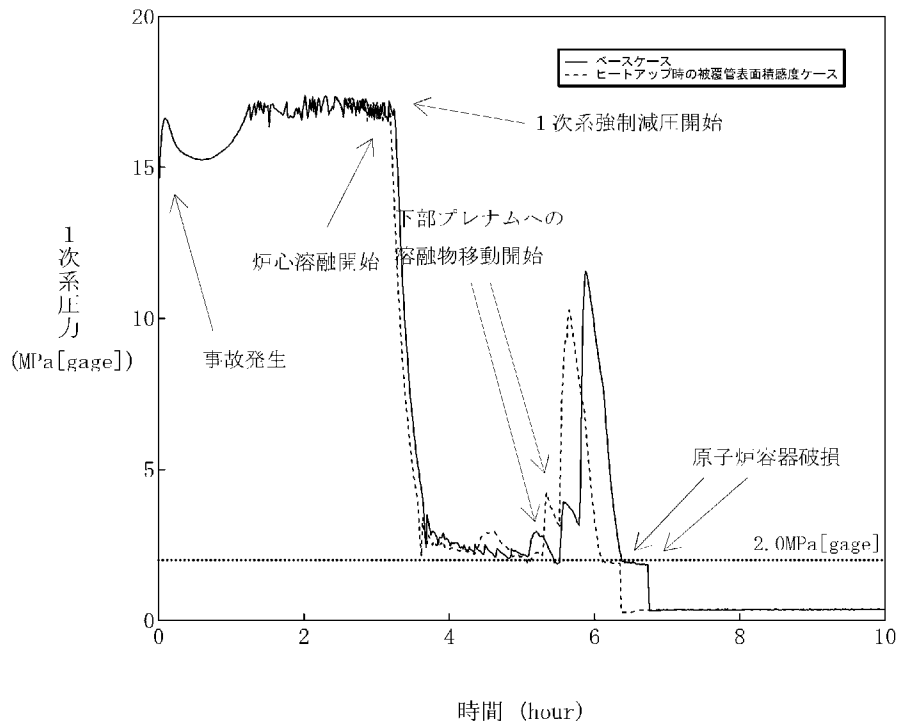


図 4-6-1 ジルコニウム-水反応速度の係数感度解析 (1)

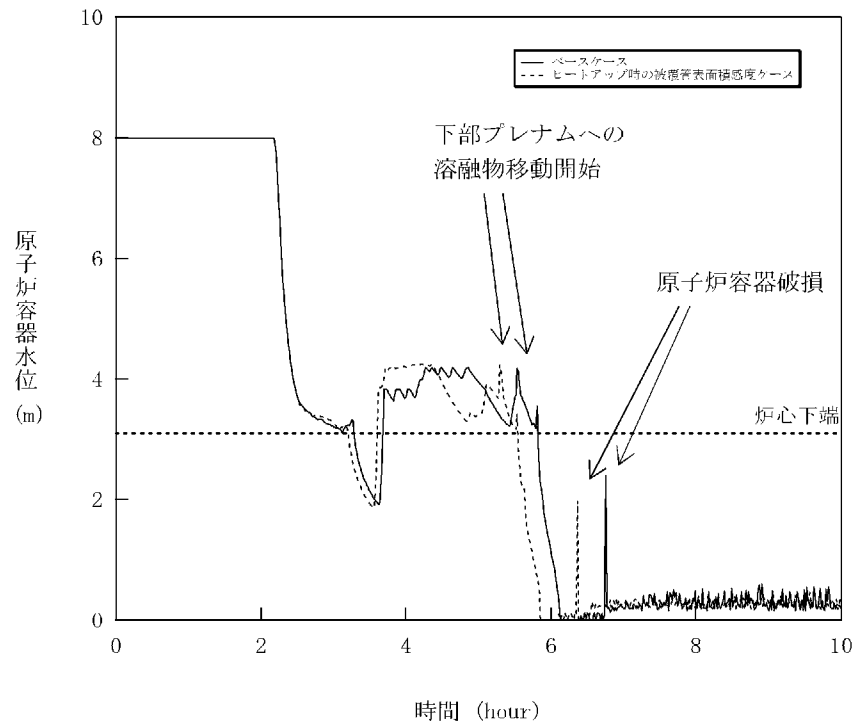


図 4-6-2 ジルコニウム-水反応速度の係数感度解析 (2)

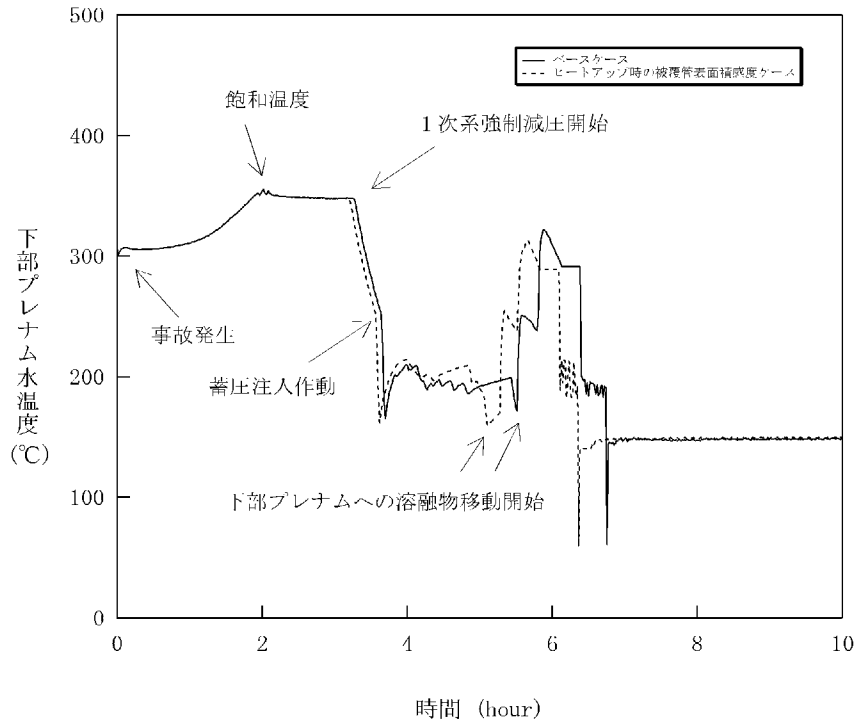


図 4-6-3 ジルコニウム-水反応速度の係数感度解析 (3)

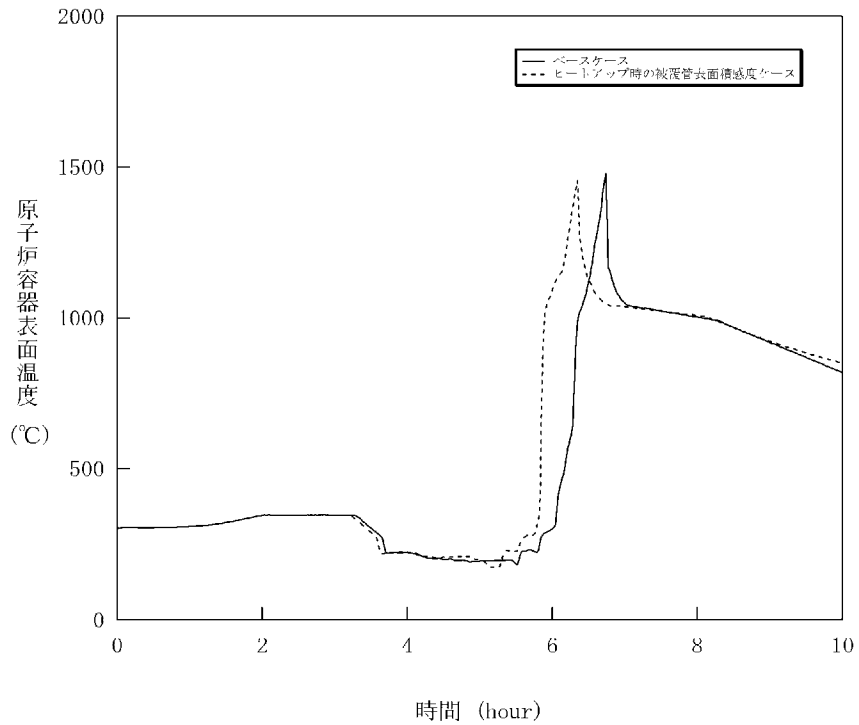


図 4-6-4 ジルコニウム-水反応速度の係数感度解析 (4)

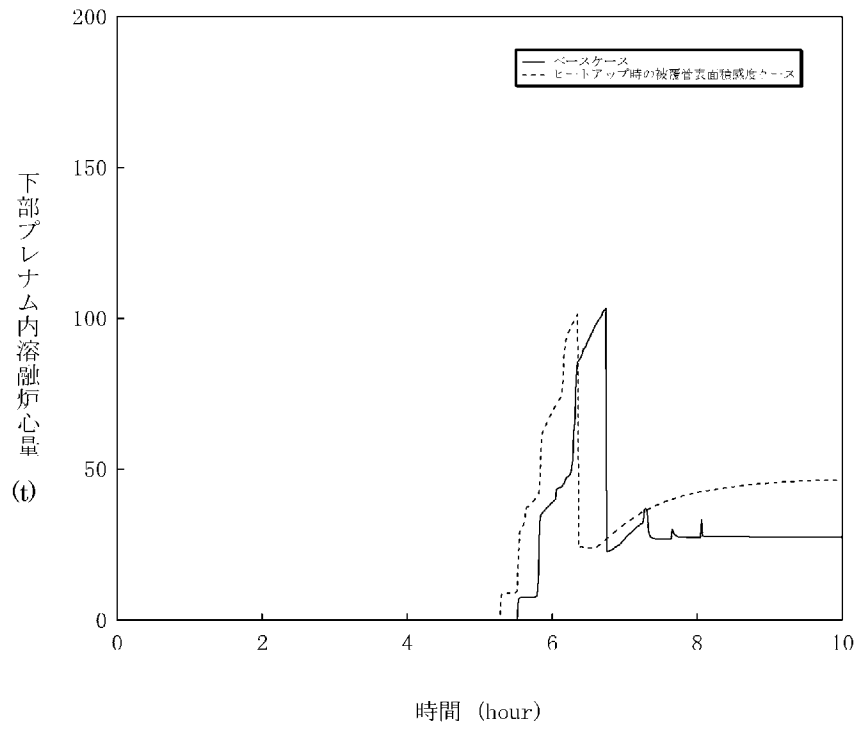


図 4-6-5 ジルコニウム-水反応速度の係数感度解析 (5)

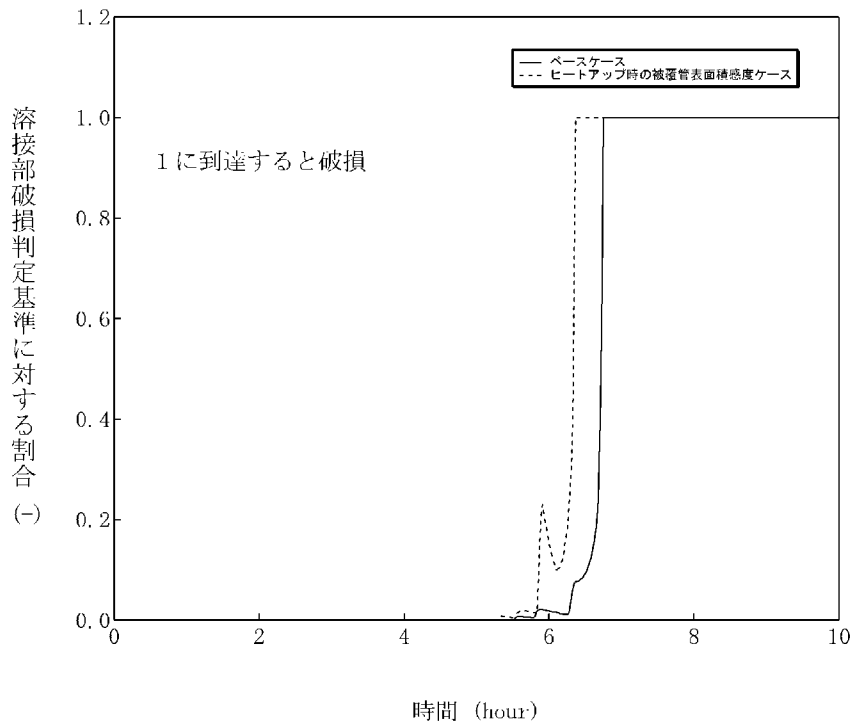


図 4-6-6 ジルコニウム-水反応速度の係数感度解析 (6)

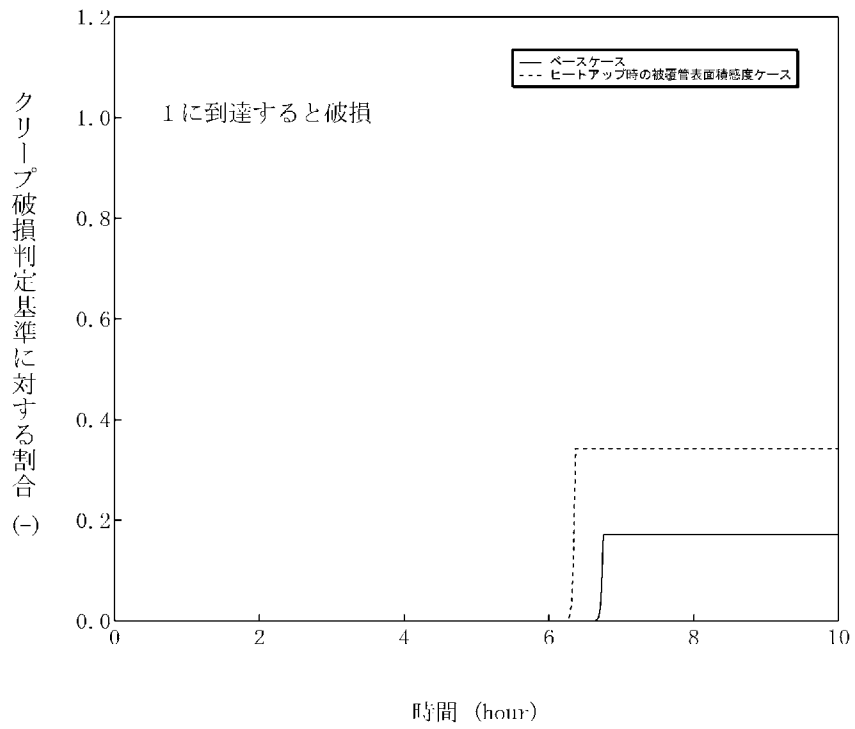


図 4-6-7 ジルコニウム-水反応速度の係数感度解析 (7)

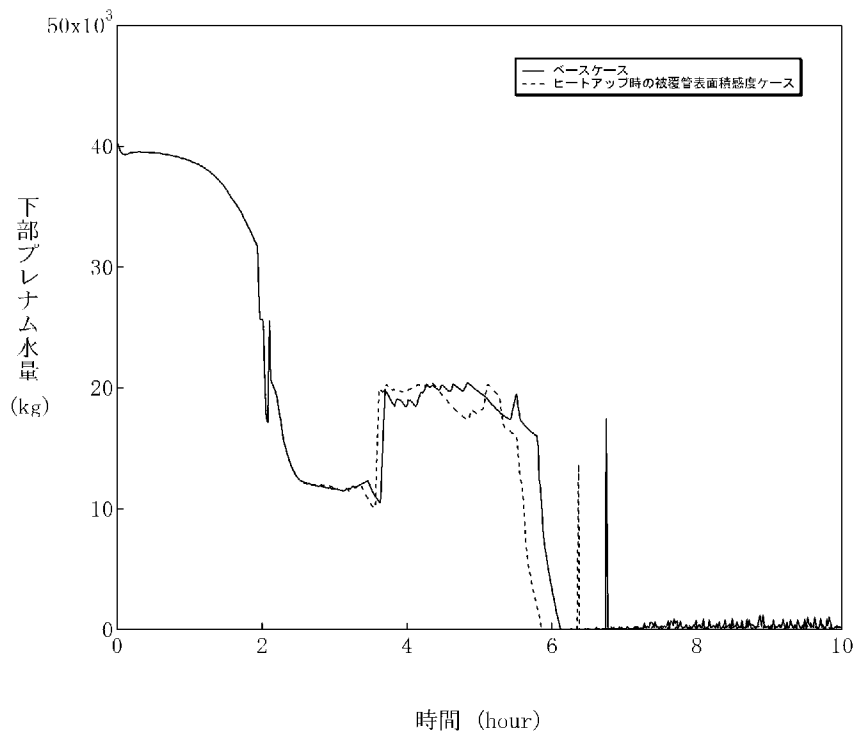


図 4-6-8 ジルコニウム-水反応速度の係数感度解析 (8)

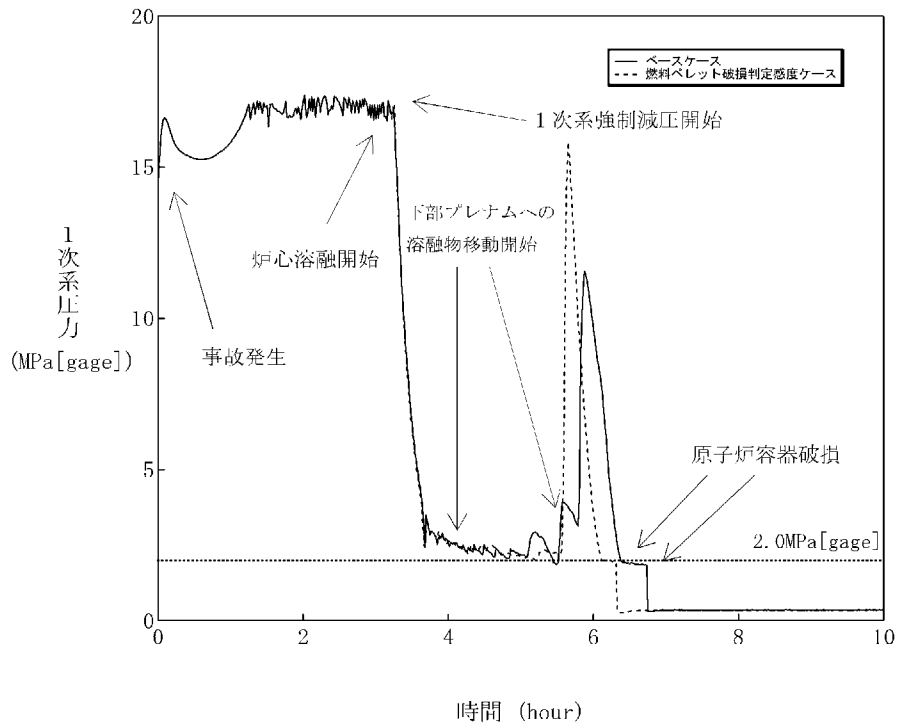


図 4-7-1 燃料ペレット破損判定感度解析 (1)

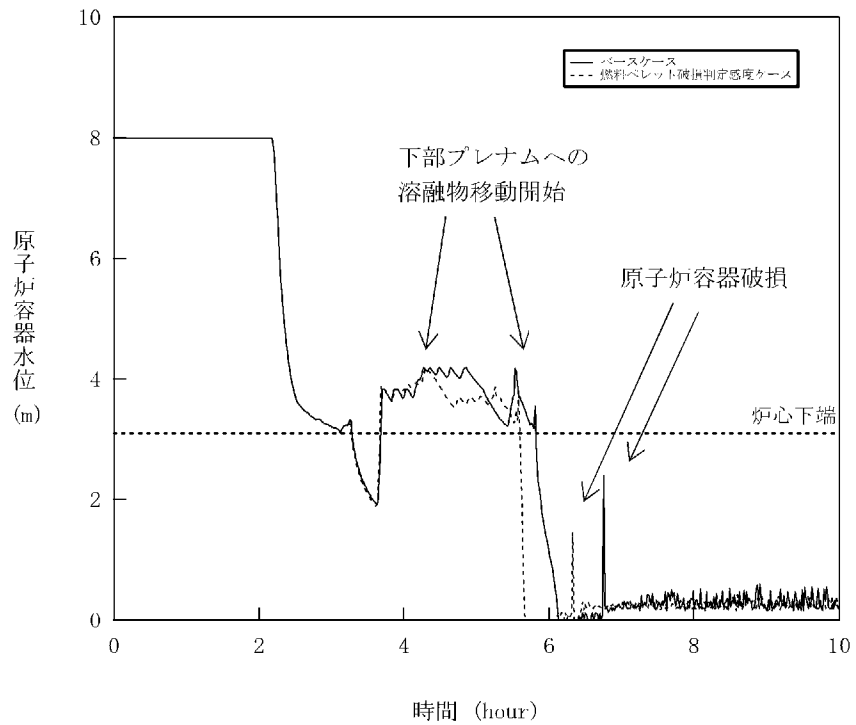


図 4-7-2 燃料ペレット破損判定感度解析 (2)

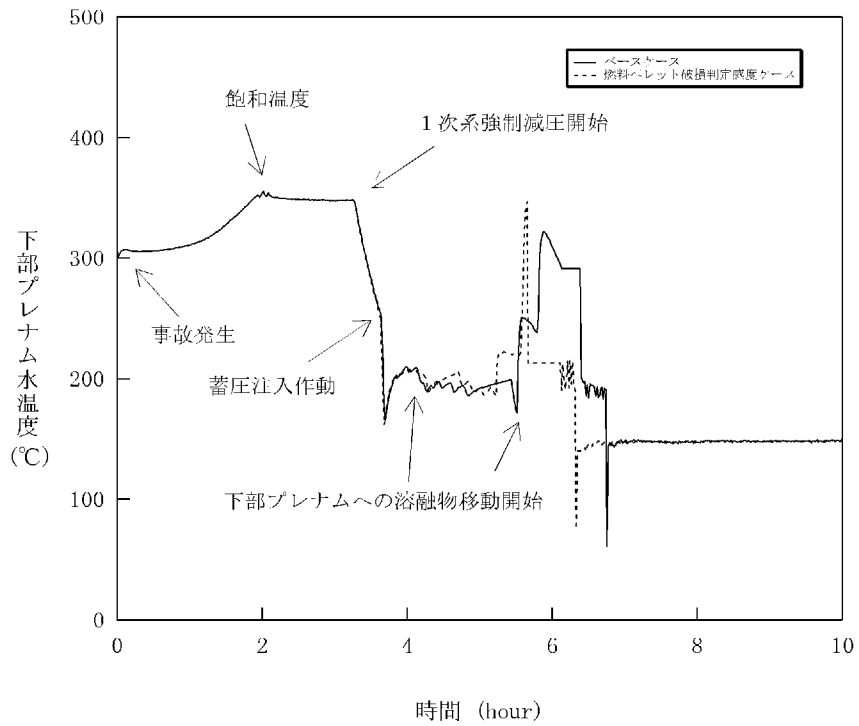


図 4-7-3 燃料ペレット破損判定感度解析 (3)

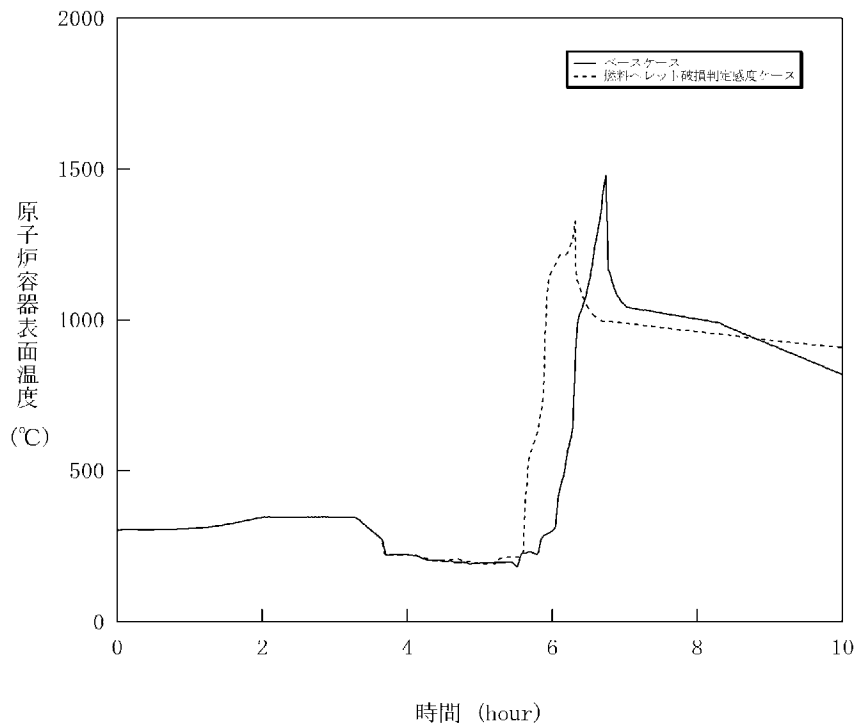


図 4-7-4 燃料ペレット破損判定感度解析 (4)

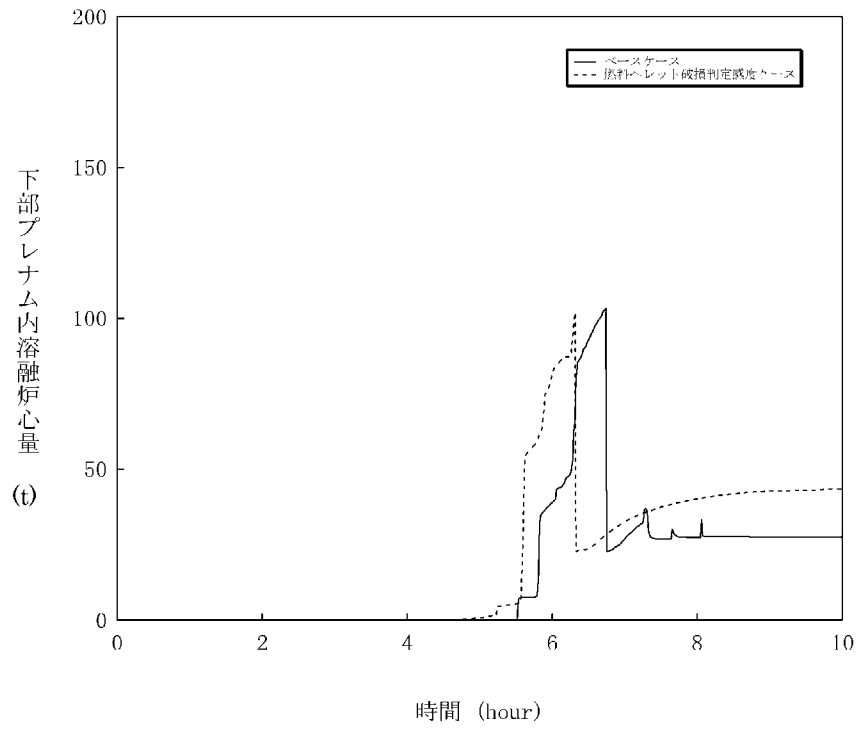


図 4-7-5 燃料ペレット破損判定感度解析 (5)

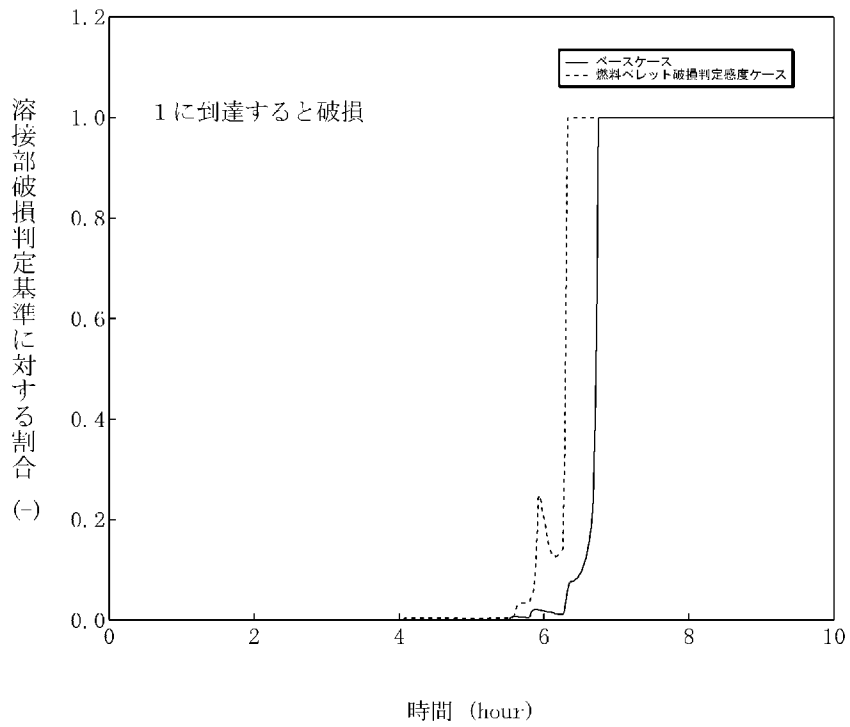


図 4-7-6 燃料ペレット破損判定感度解析 (6)

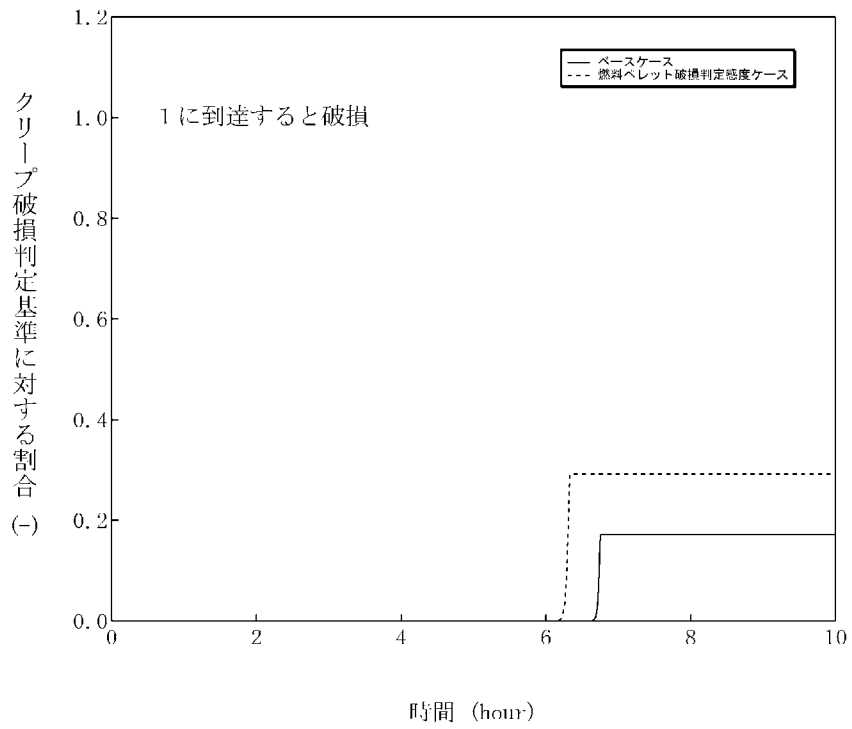


図 4-7-7 燃料ペレット破損判定感度解析 (7)

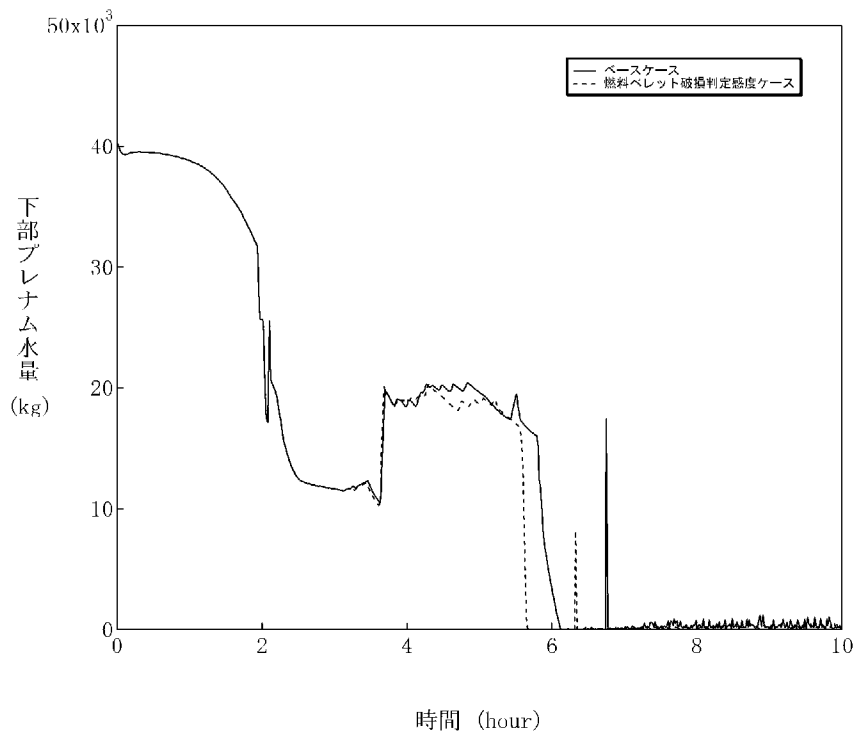


図 4-7-8 燃料ペレット破損判定感度解析 (8)

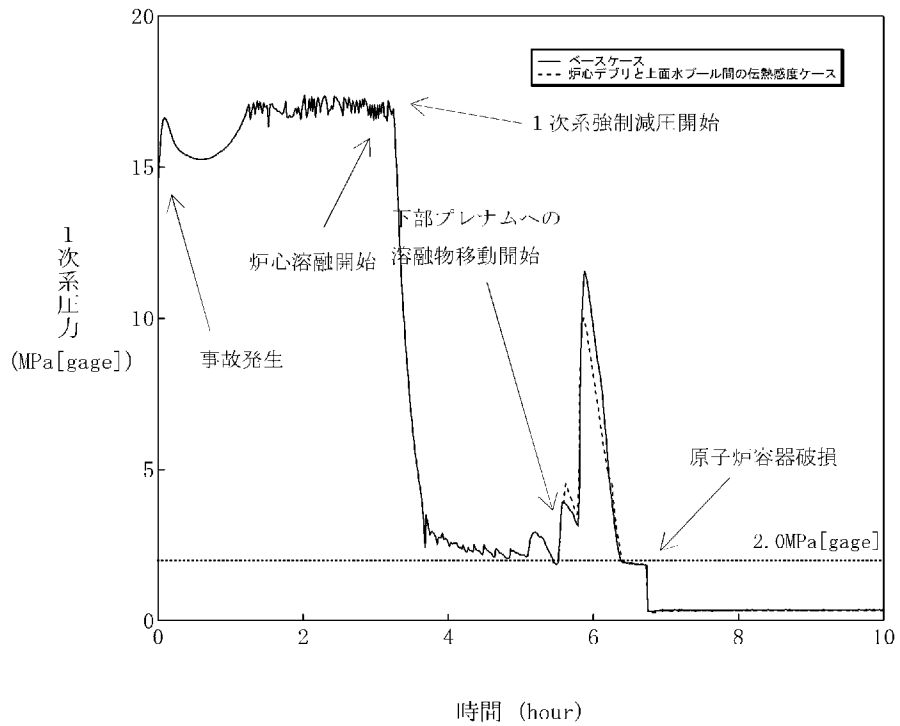


図 4-8-1 溶融炉心と上面水プール間の伝熱感度解析 (1)

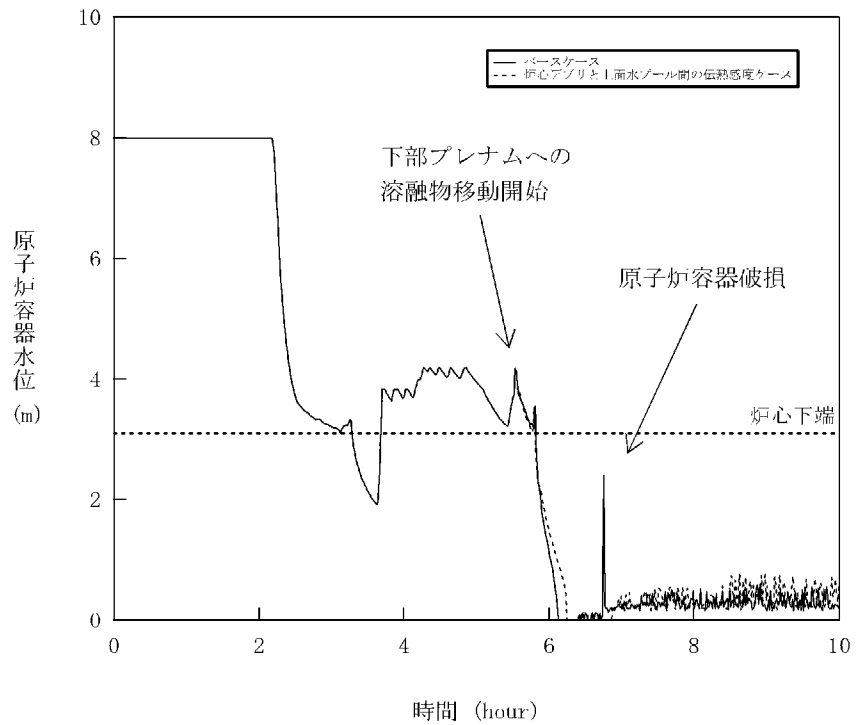


図 4-8-2 溶融炉心と上面水プール間の伝熱感度解析 (2)

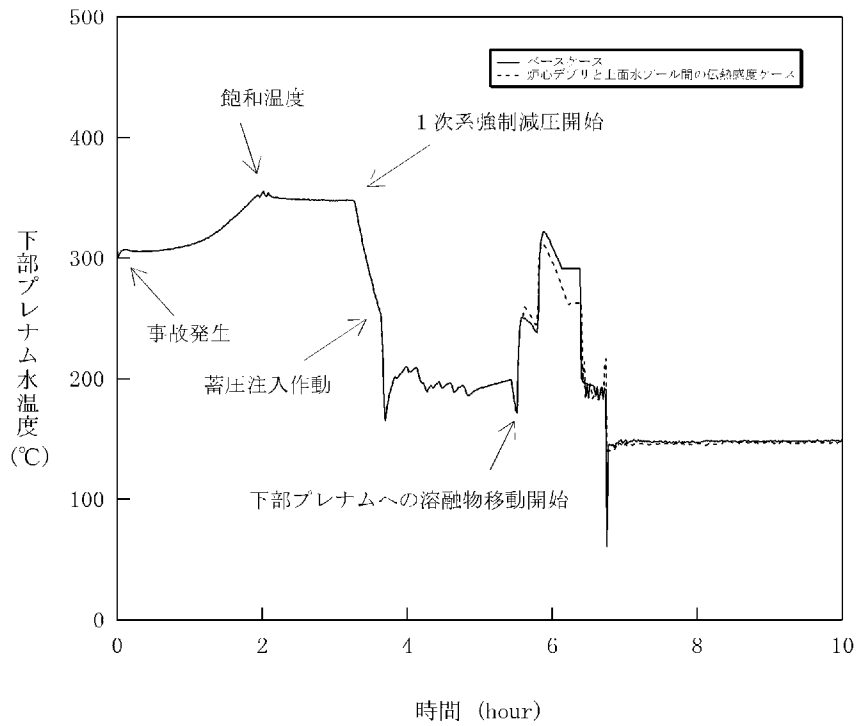


図 4-8-3 溶融炉心と上面水プール間の伝熱感度解析 (3)

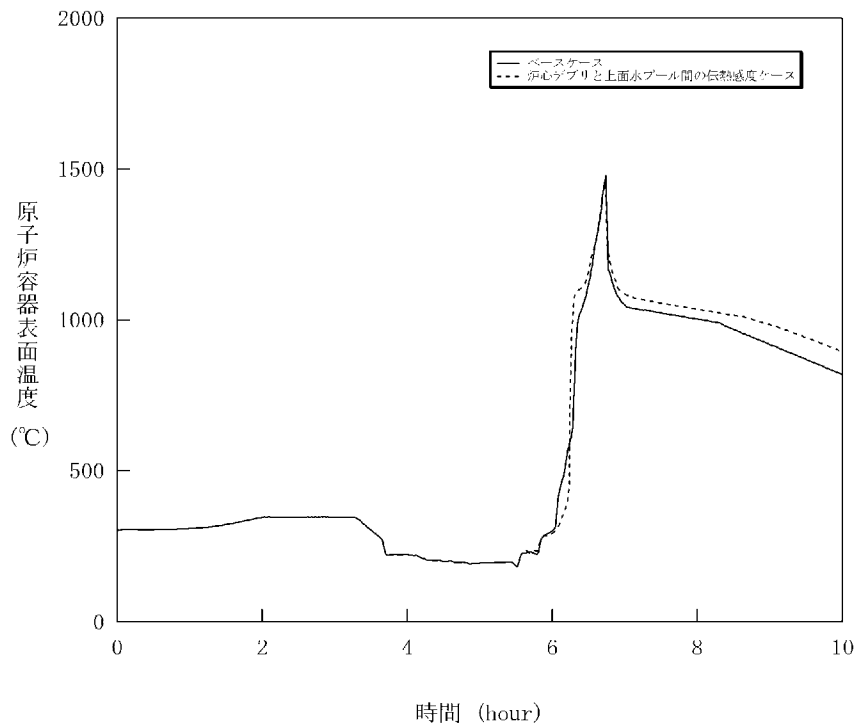


図 4-8-4 溶融炉心と上面水プール間の伝熱感度解析 (4)

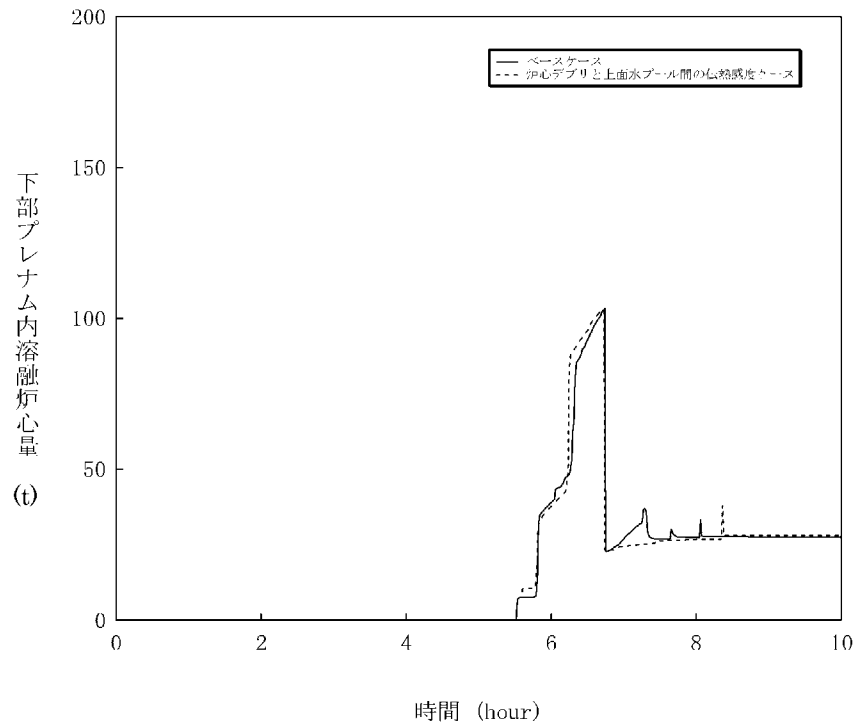


図 4-8-5 溶融炉心と上面水プール間の伝熱感度解析 (5)

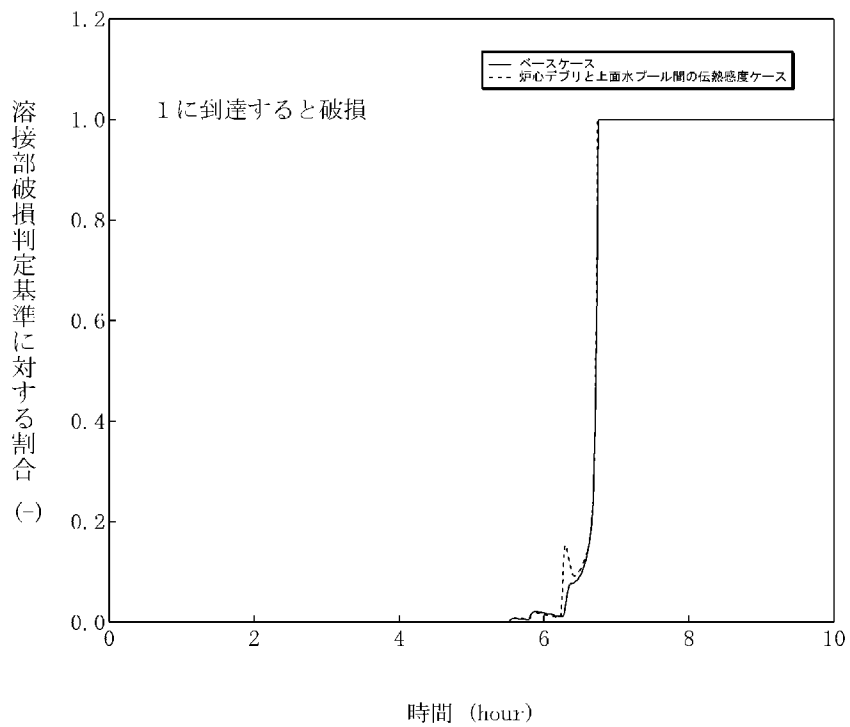


図 4-8-6 溶融炉心と上面水プール間の伝熱感度解析 (6)

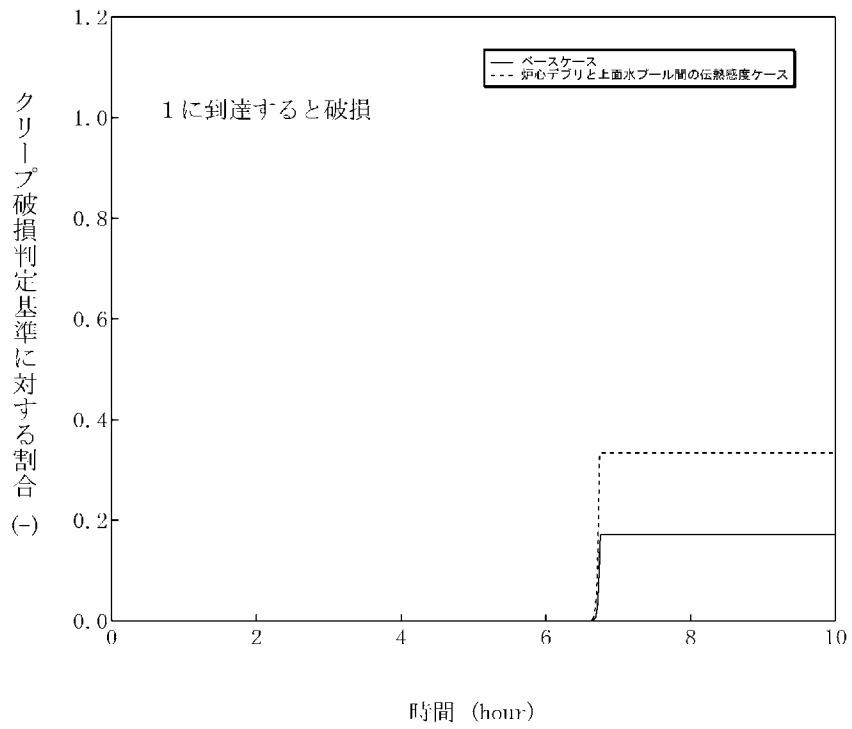


図 4-8-7 溶融炉心と上面水プール間の伝熱感度解析 (7)

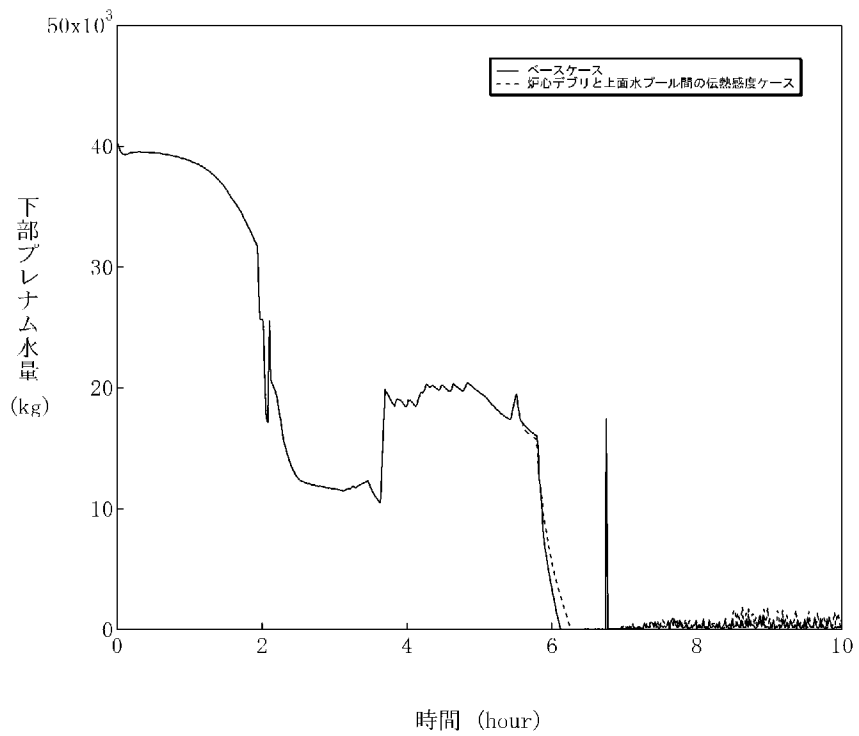


図 4-8-8 溶融炉心と上面水プール間の伝熱感度解析 (8)

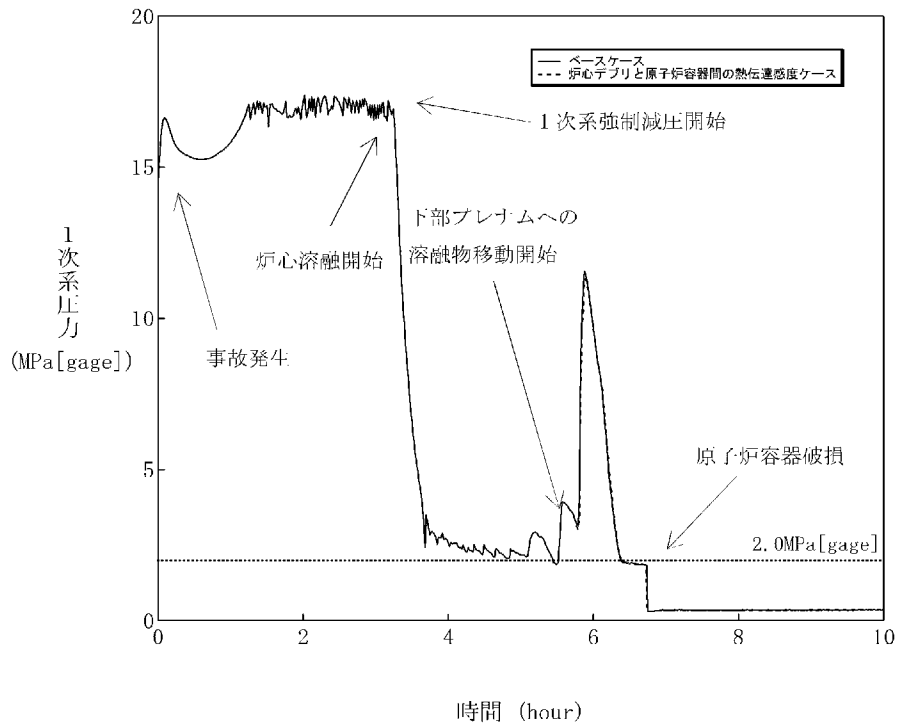


図 4-9-1 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達感度解析 (1)

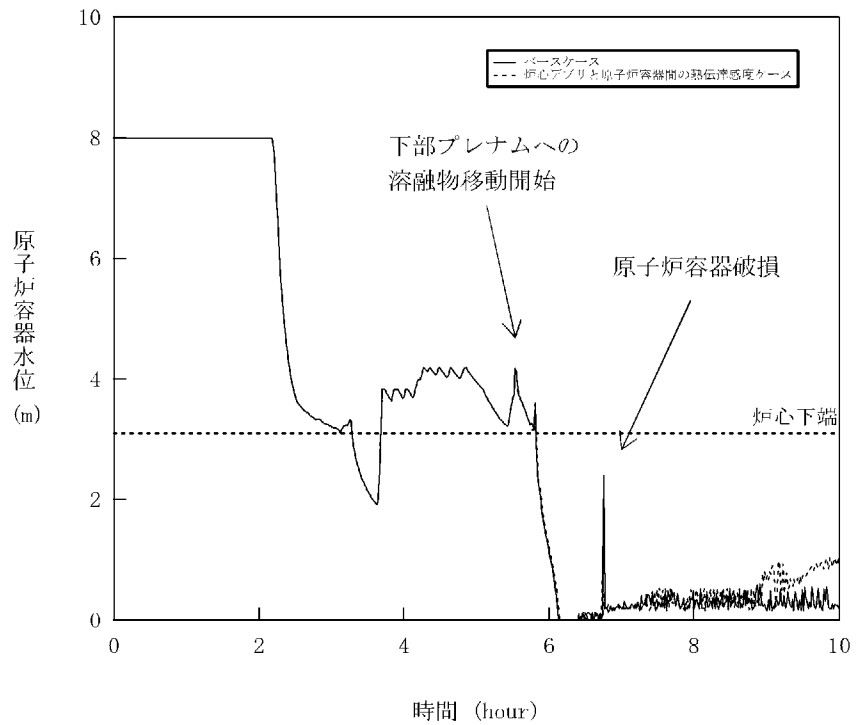


図 4-9-2 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達感度解析 (2)

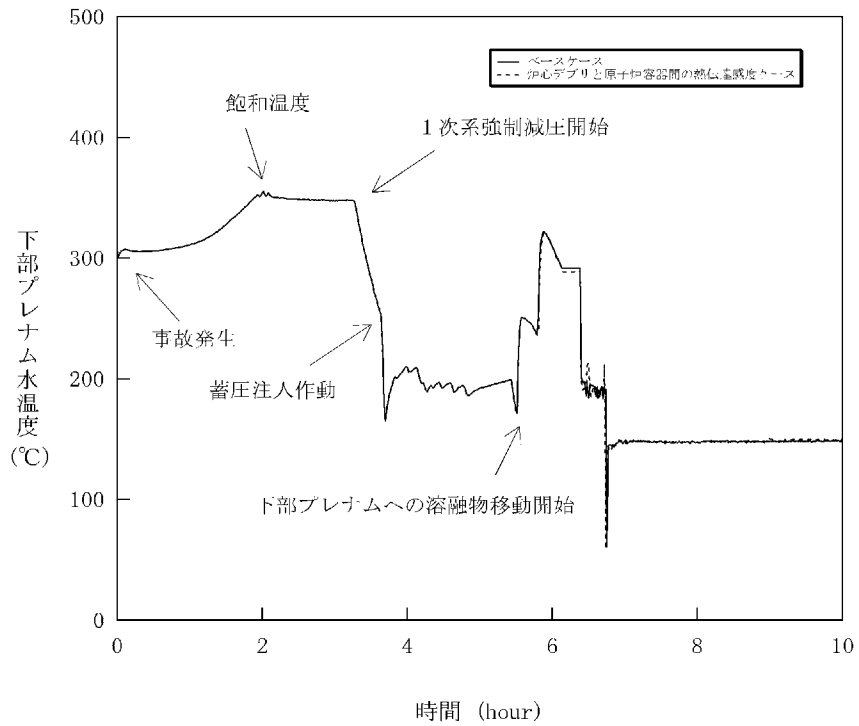


図 4-9-3 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達感度解析 (3)

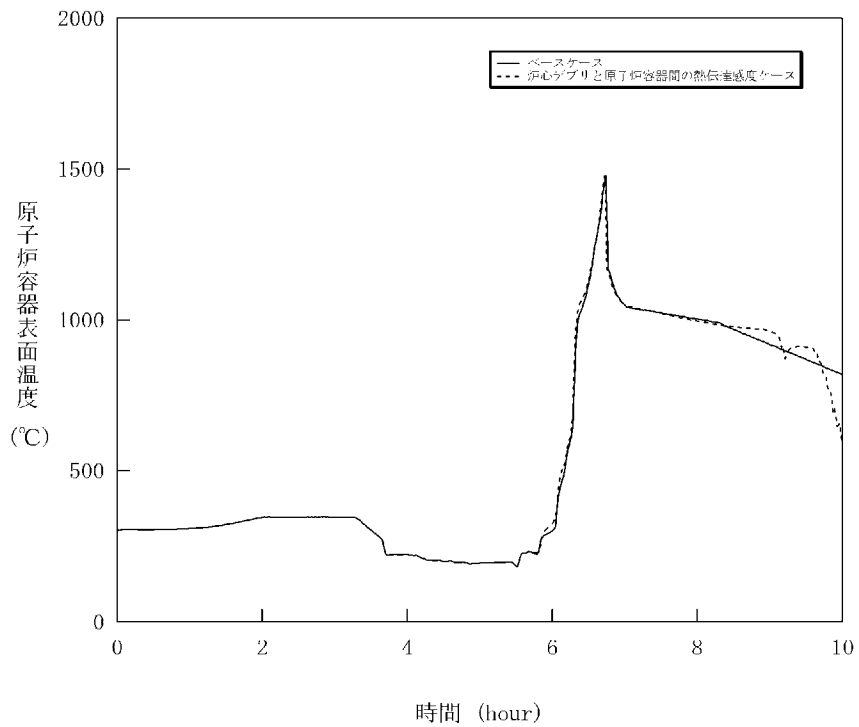


図 4-9-4 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達感度解析 (4)

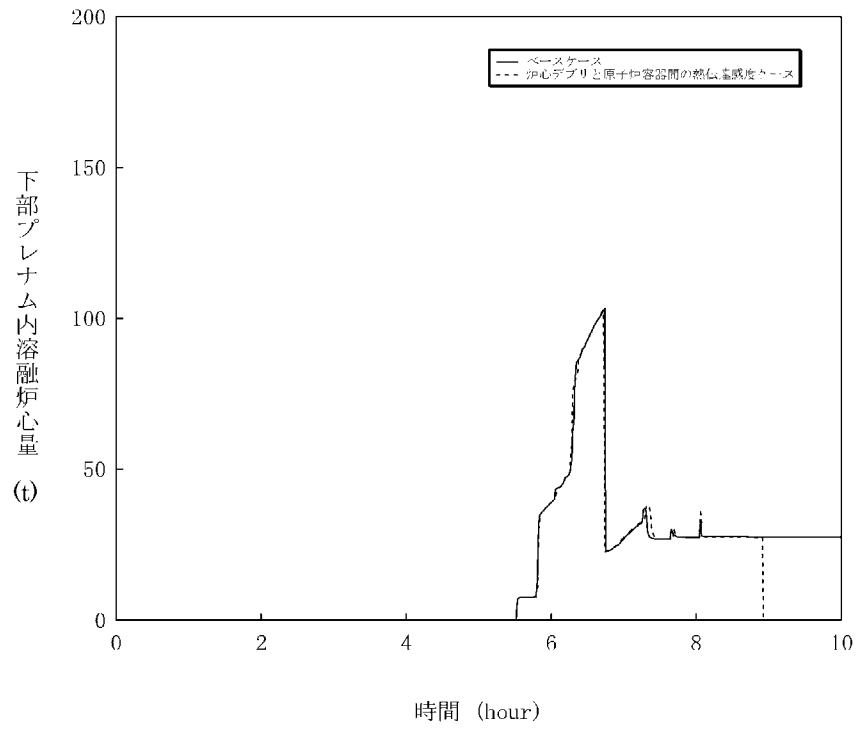


図 4-9-5 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達感度解析 (5)

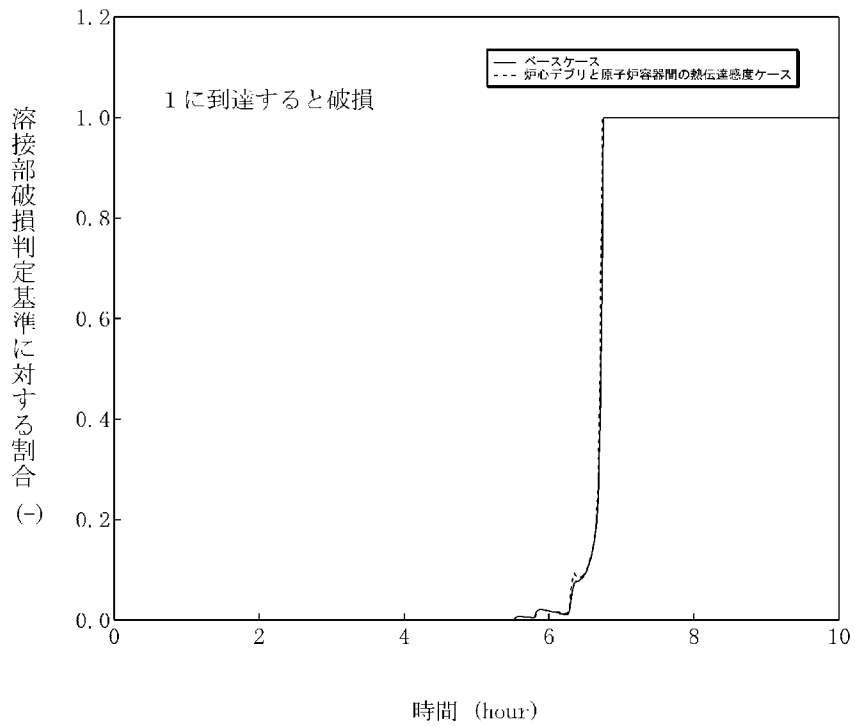


図 4-9-6 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達感度解析 (6)

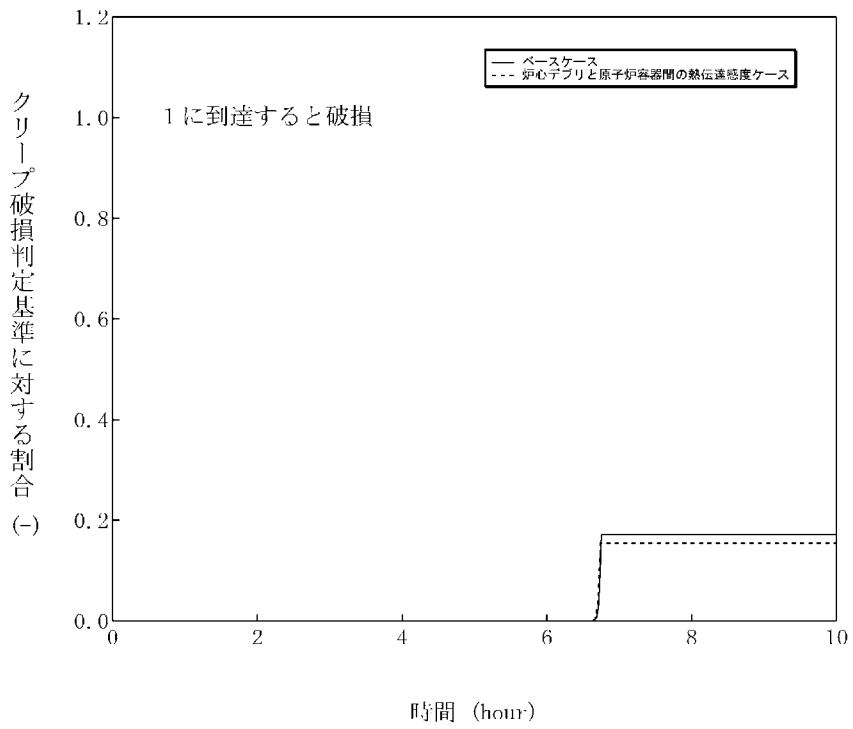


図 4-9-7 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達感度解析 (7)

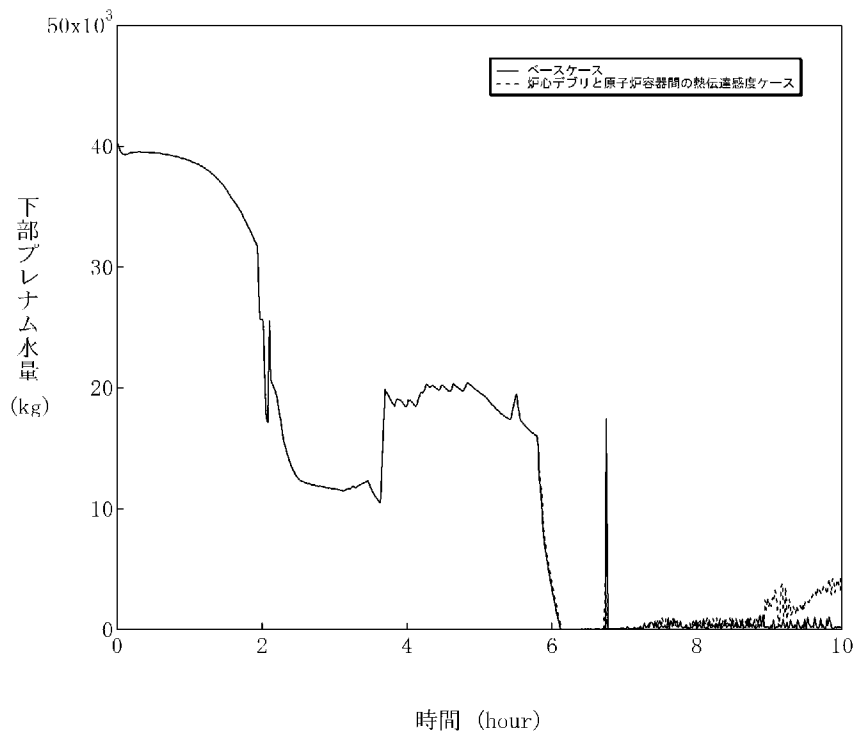


図 4-9-8 溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達感度解析 (8)

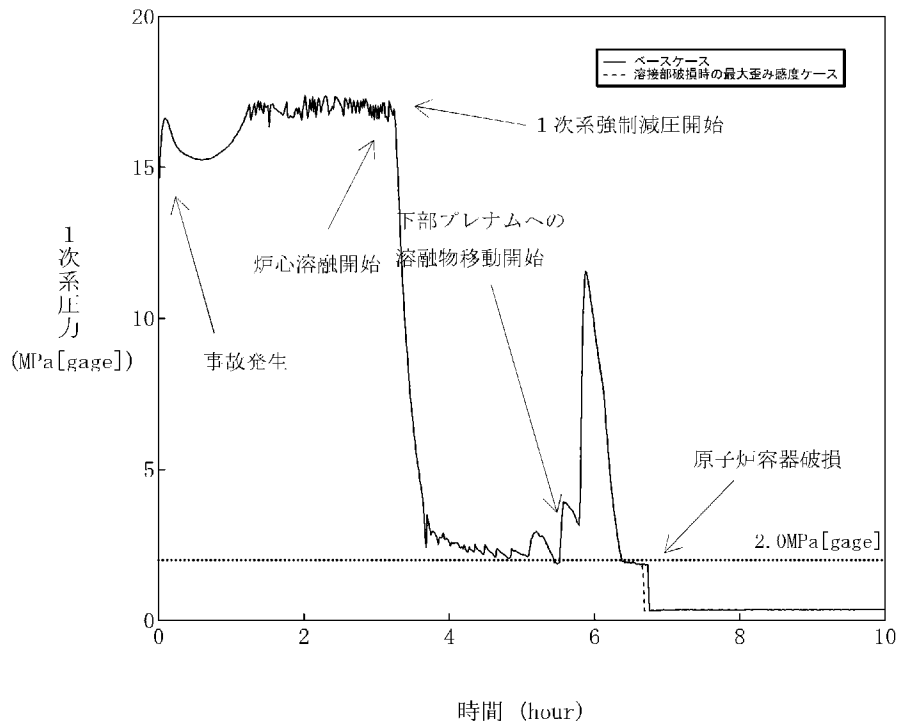


図 4-10-1 溶接部破損時の最大歪み感度解析 (1)

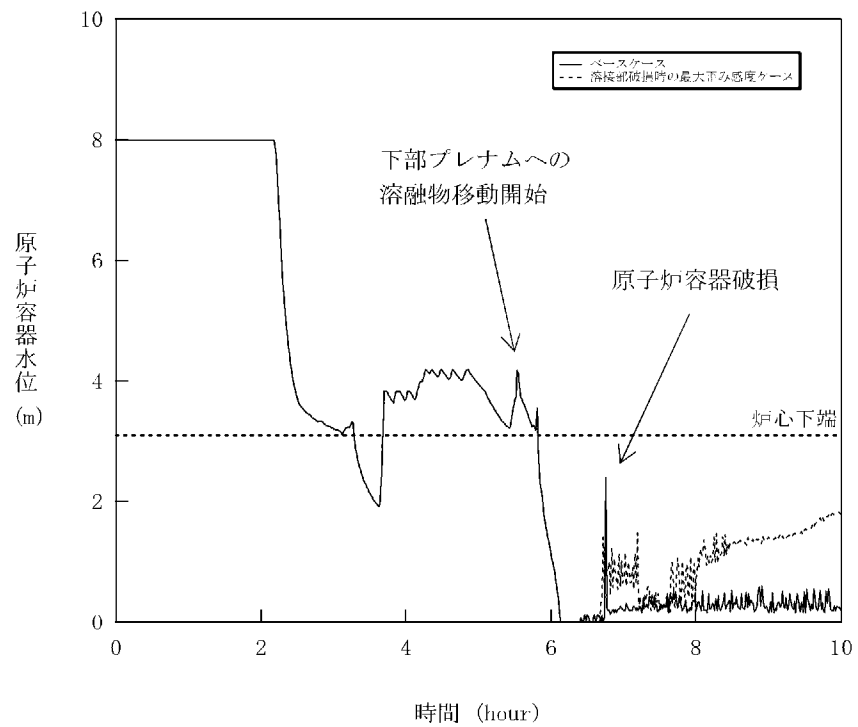


図 4-10-2 溶接部破損時の最大歪み感度解析 (2)

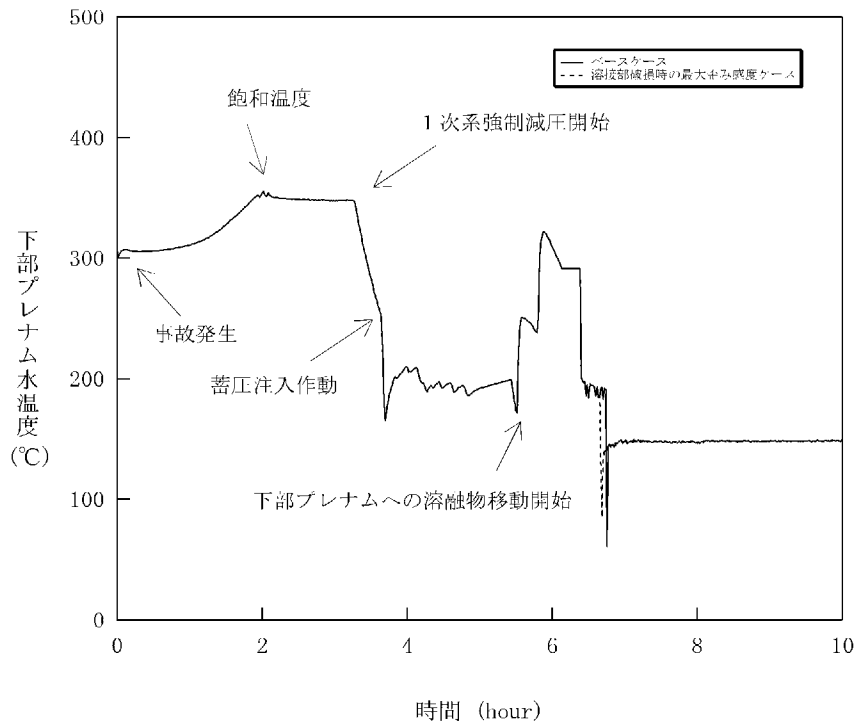


図 4-10-3 溶接部破損時の最大歪み感度解析 (3)

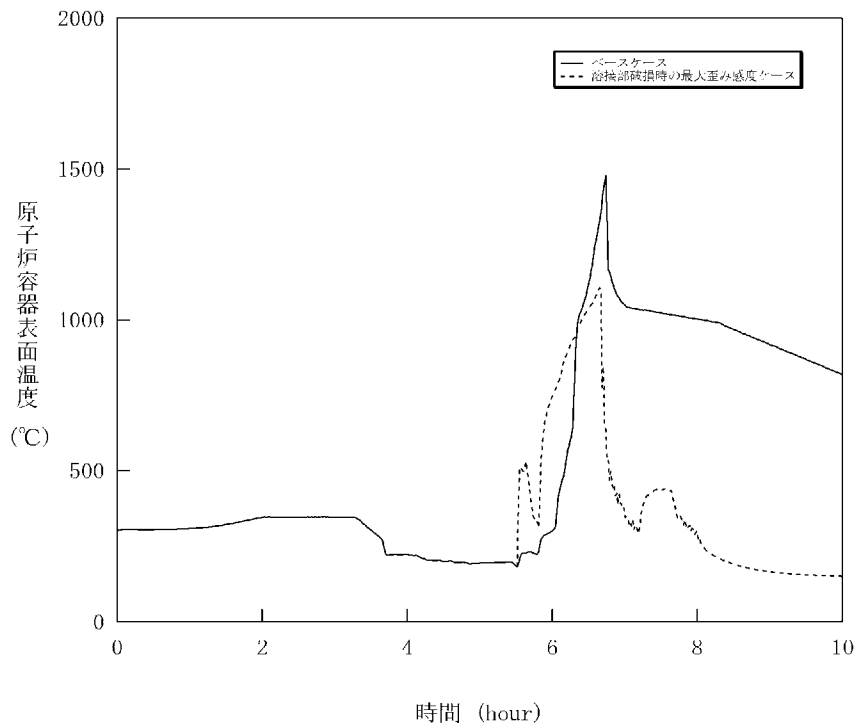


図 4-10-4 溶接部破損時の最大歪み感度解析 (4)

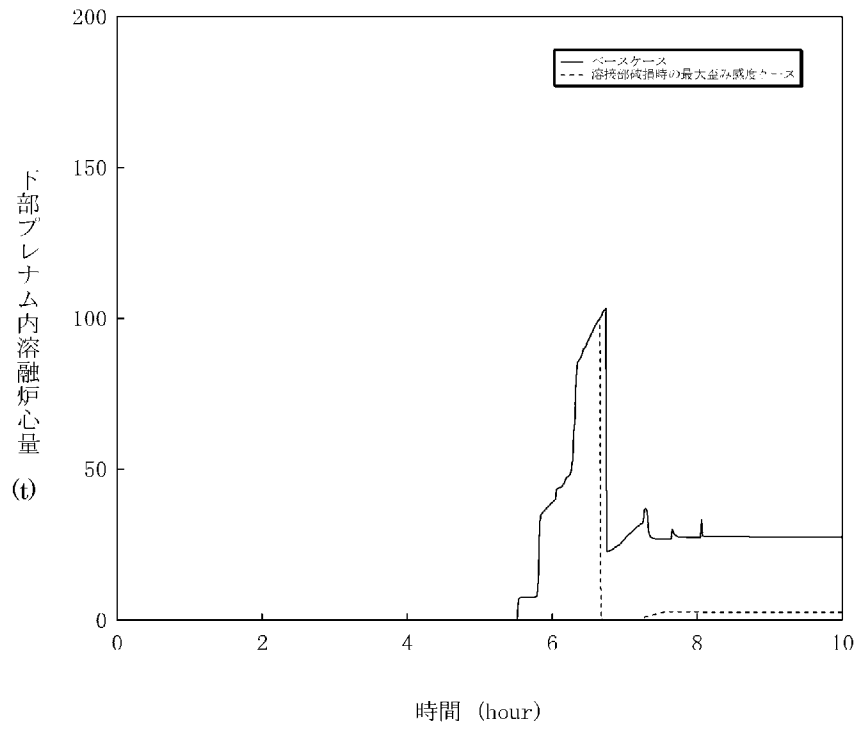


図 4-10-5 溶接部破損時の最大歪み感度解析 (5)

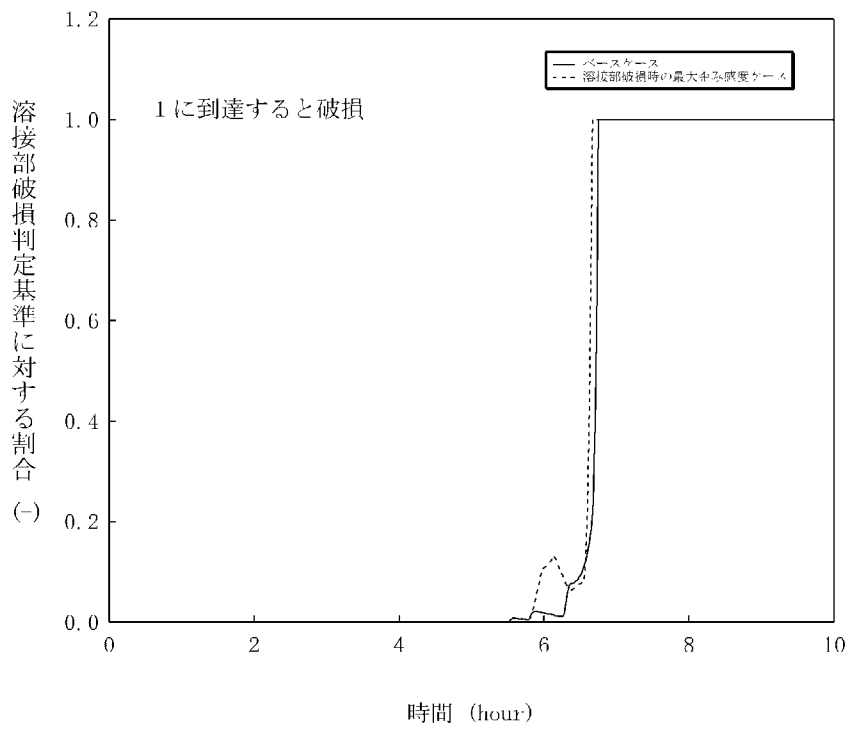


図 4-10-6 溶接部破損時の最大歪み感度解析 (6)

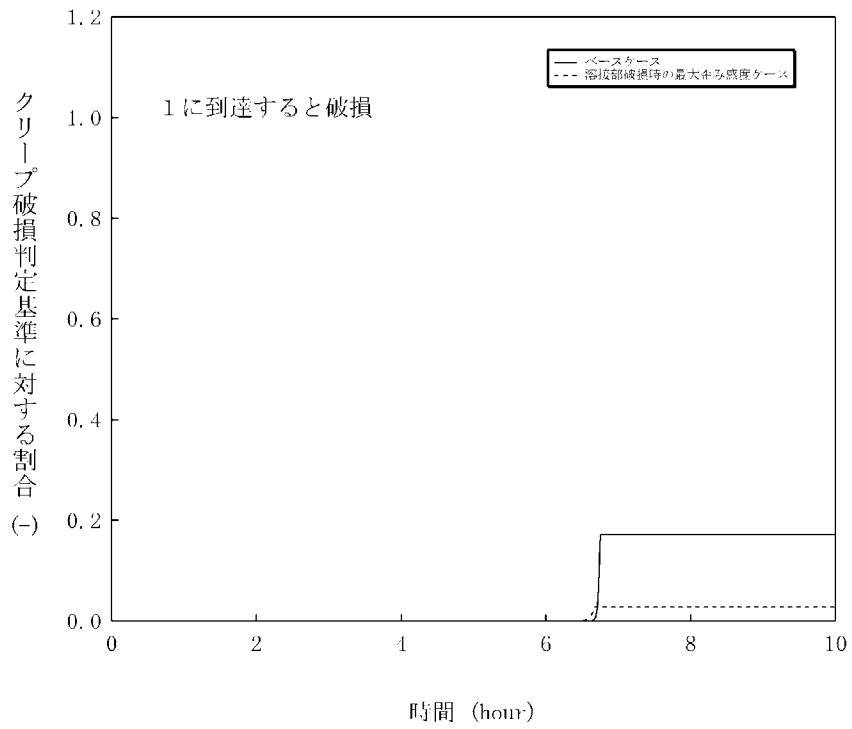


図 4-10-7 溶接部破壊時の最大歪み感度解析 (7)

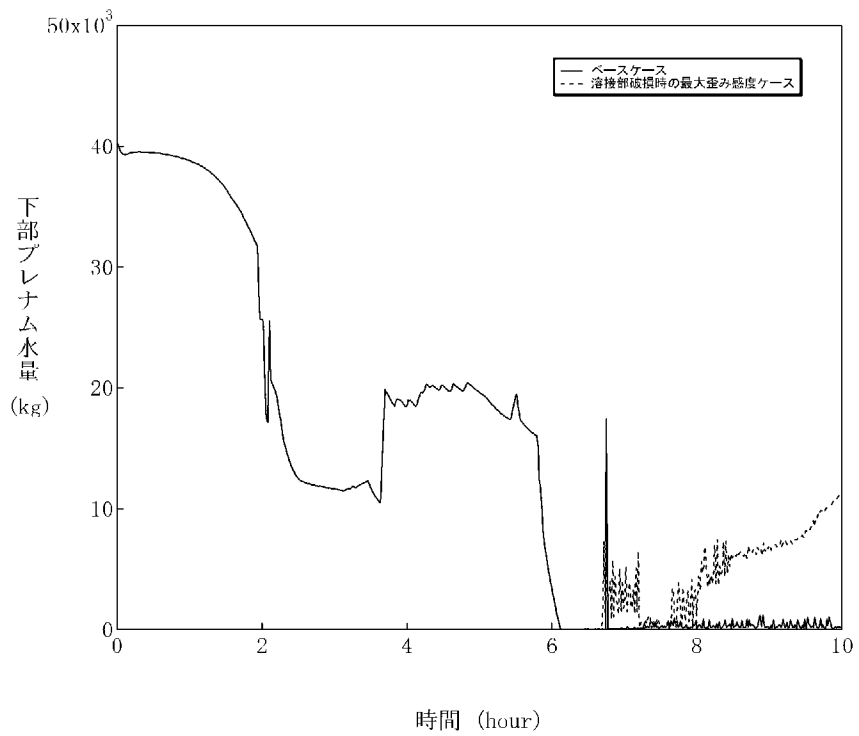


図 4-10-8 溶接部破壊時の最大歪み感度解析 (8)

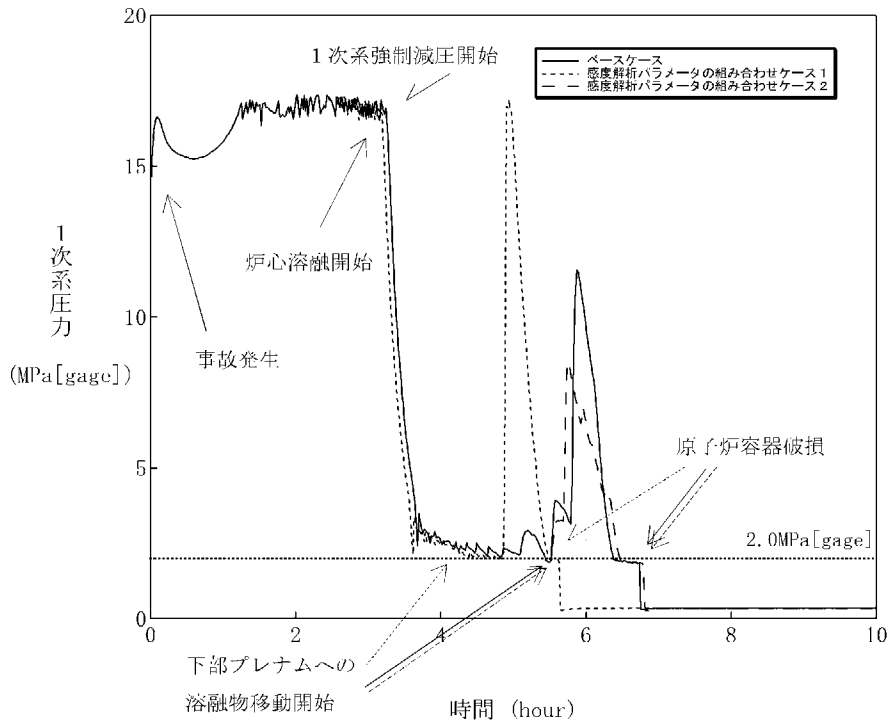


図 4-11-1 感度解析パラメータの組合せ (1)

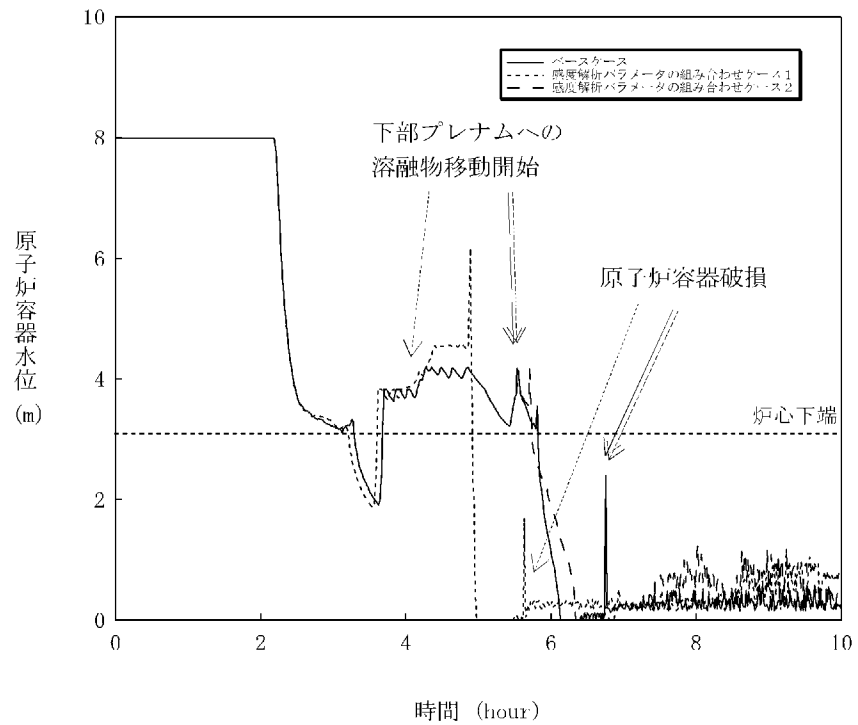


図 4-11-2 感度解析パラメータの組合せ (2)

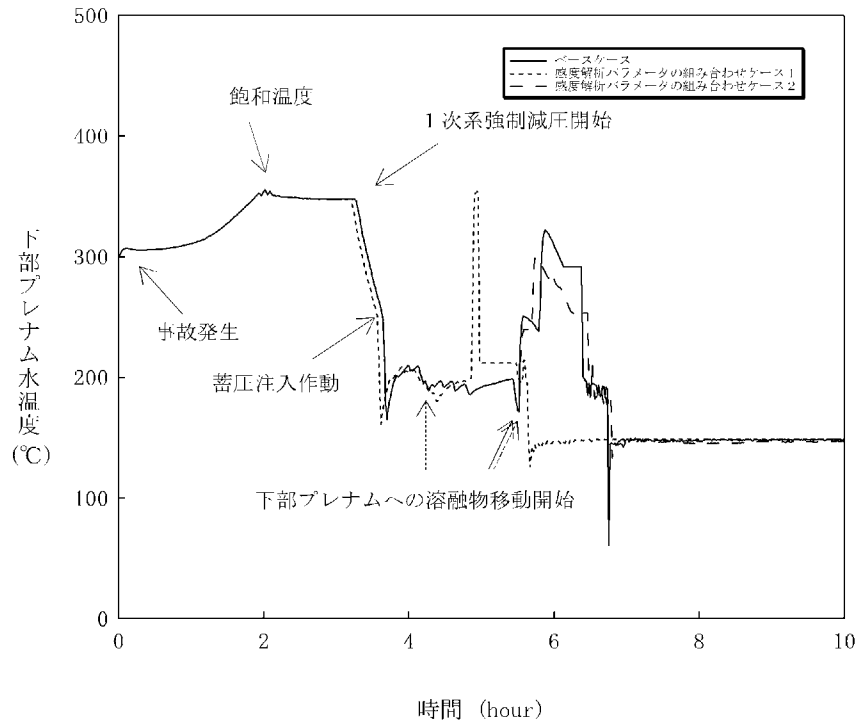


図 4-11-3 感度解析パラメータの組合せ (3)

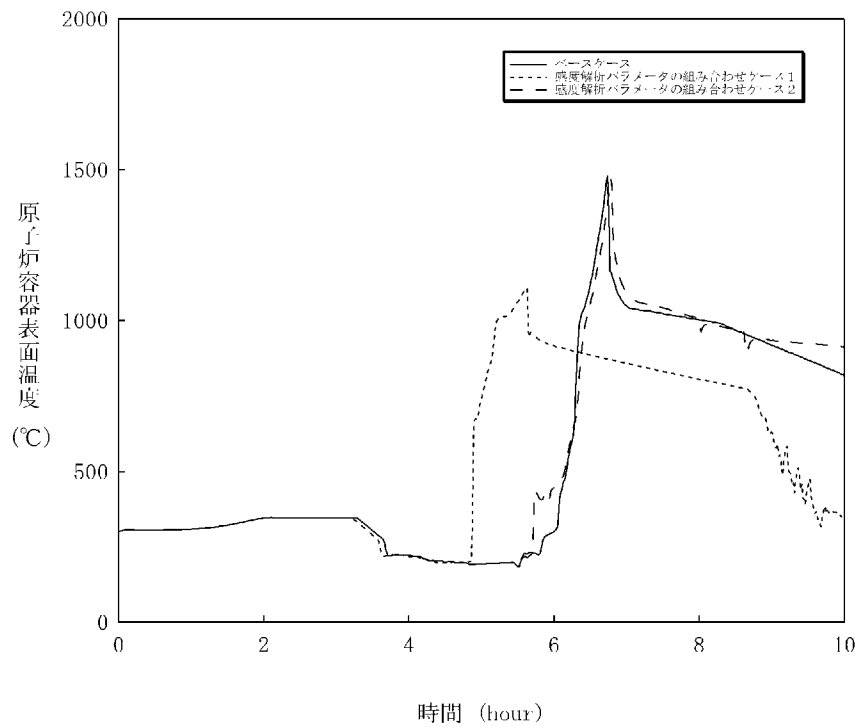


図 4-11-4 感度解析パラメータの組合せ (4)

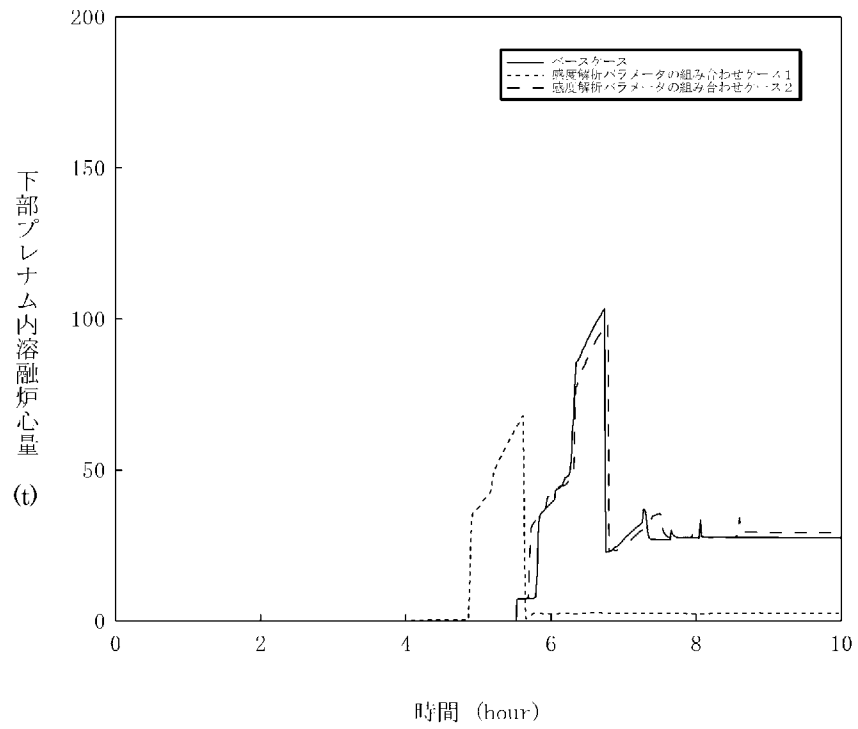


図 4-11-5 感度解析パラメータの組合せ (5)

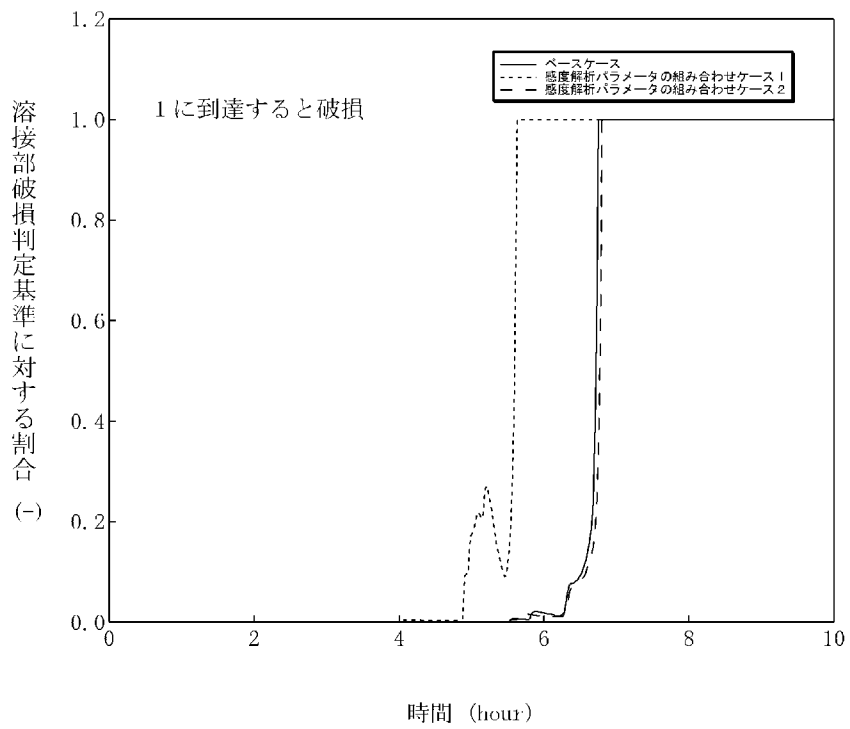


図 4-11-6 感度解析パラメータの組合せ (6)

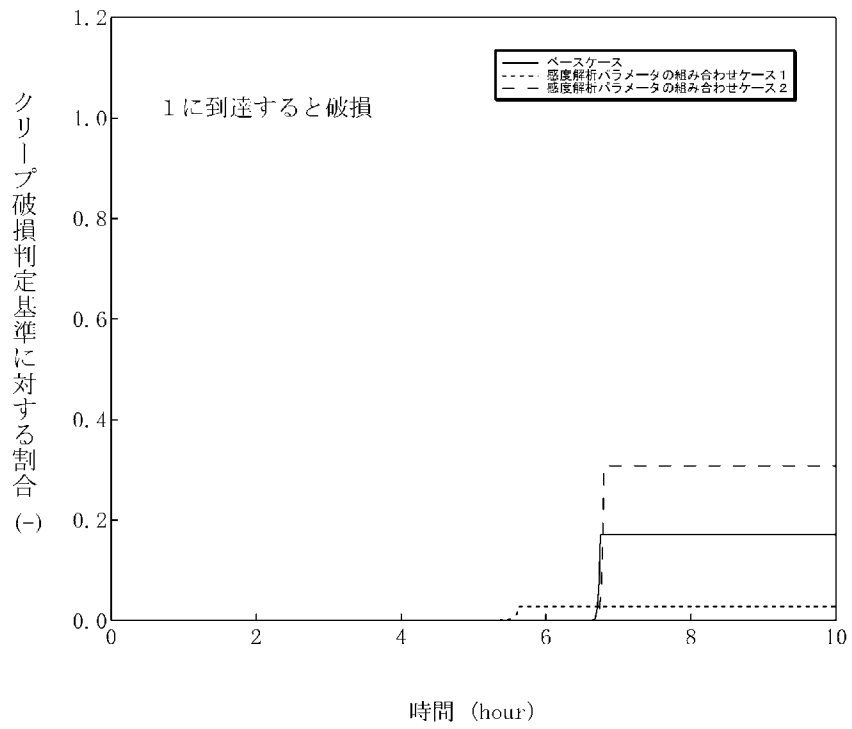


図 4-11-7 感度解析パラメータの組合せ (7)

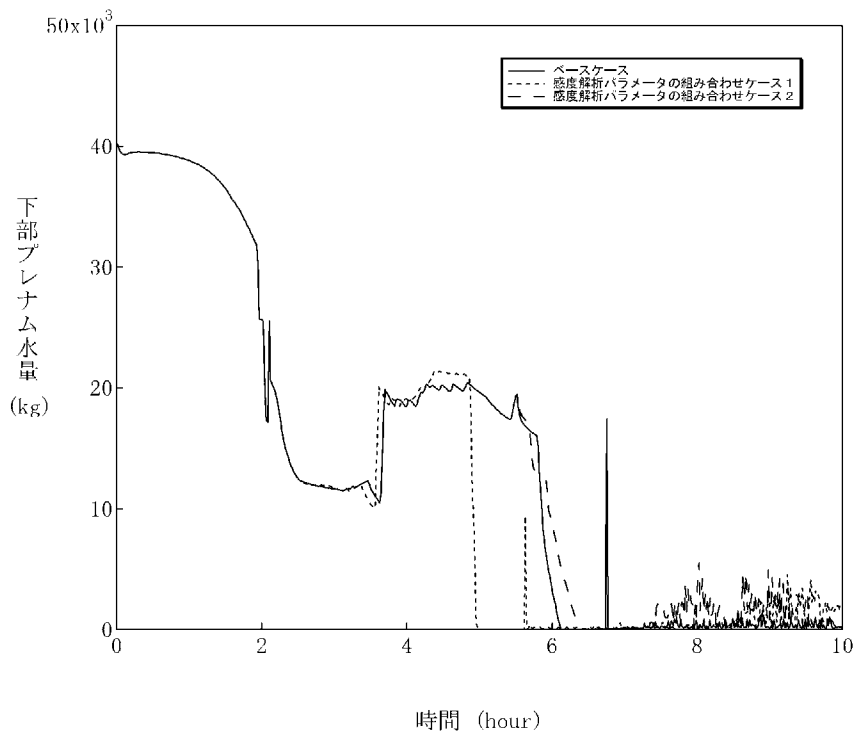


図 4-11-8 感度解析パラメータの組合せ (8)

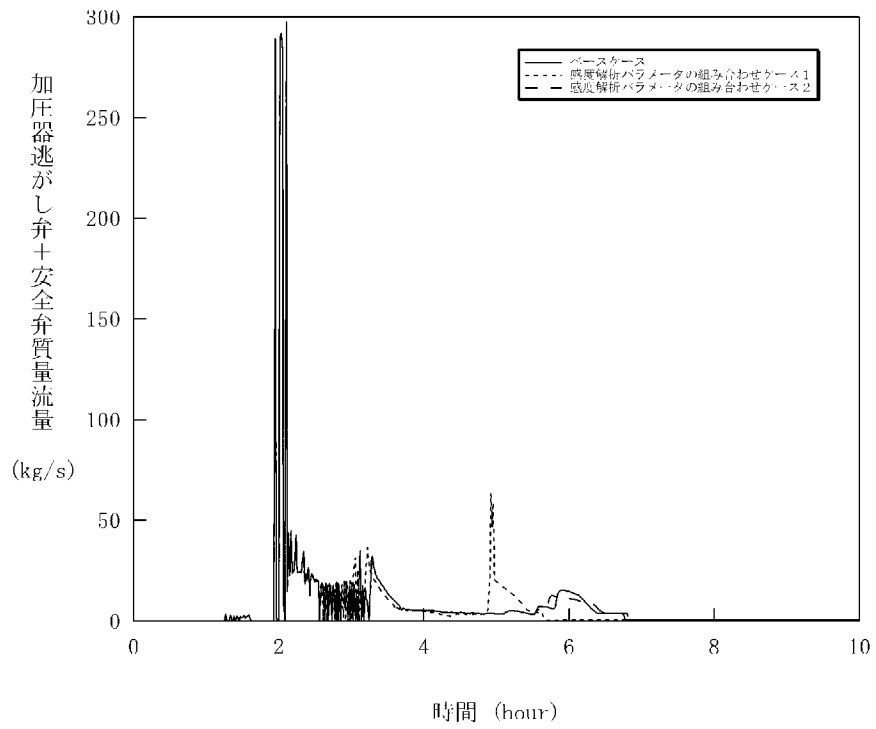


図 4-11-9 感度解析パラメータの組合せ ( 9 )

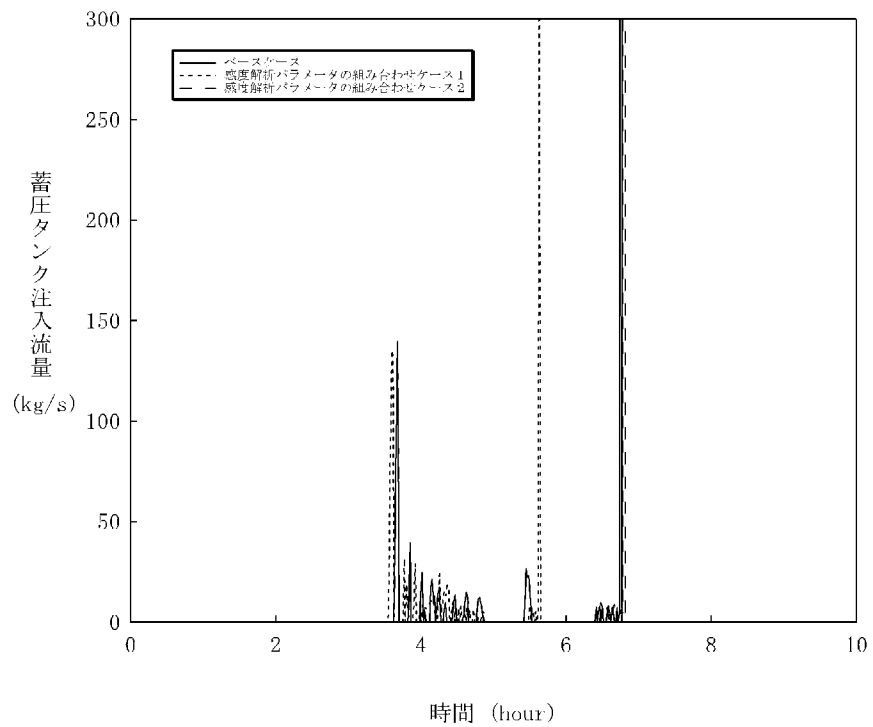


図 4-11-10 感度解析パラメータの組合せ ( 1 0 )

## 5. まとめ

HPME/DCH 防止に関する不確かさの要因として抽出した、

- ・加圧器逃がし弁の質量流量
- ・蓄圧注入の圧力損失
- ・溶融ジェット径
- ・Ricou-Spalding のエントレインメント係数
- ・デブリ粒子の径
- ・ジルコニウム-水反応速度の係数
- ・燃料ペレットが崩壊する時間及び温度
- ・下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束
- ・溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達
- ・溶接部破損時の最大歪み

について、感度解析を行い、原子炉容器破損時の1次系圧力への感度を確認した。

その結果、溶融ジェット径、Ricou-Spalding のエントレインメント係数、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度については圧カスパイクに対する感度は数MPa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。また、蓄圧注入の圧力損失、デブリ粒子径、下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束、溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達、溶接部破損時の最大歪みについては圧カスパイクに対する感度が小さい。原子炉容器破損時期の観点では、ジルコニウム-水反応速度の係数、燃料ペレットが崩壊する時間及び温度において比較的大きな感度がある。ただし、いずれのケースにおいても、原子炉容器破損時の1次系圧力は2.0MPa[gage]を下回っており、これらの不確かさの影響は小さいといえる。

### 添付 1-1 Surry 型原子炉下部キャビティの 1/42 スケール実験

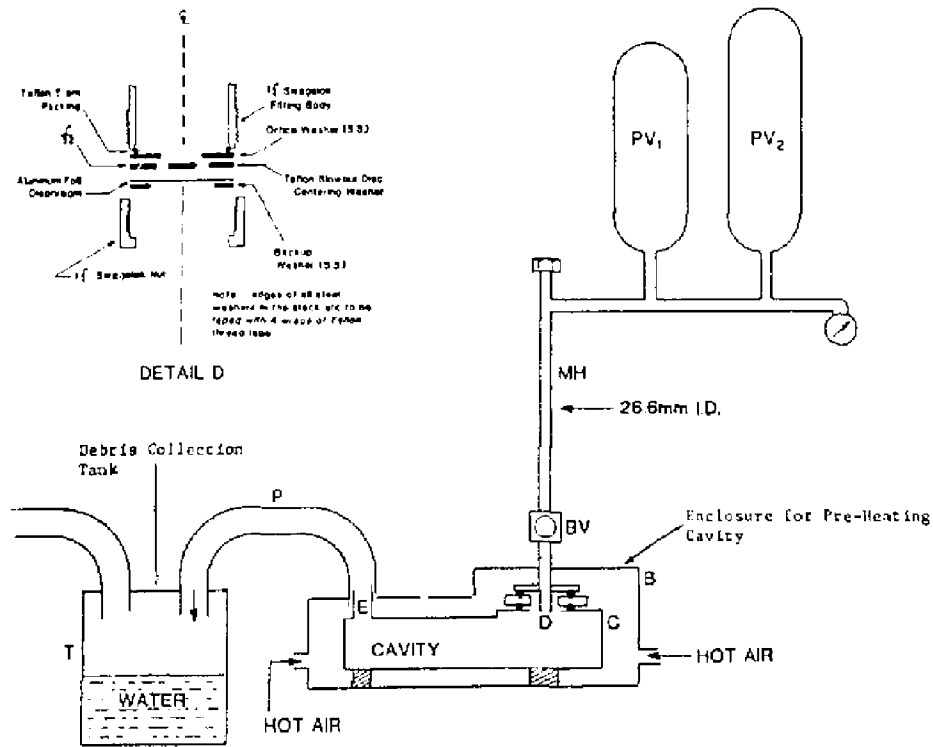
BNL では、Surry 型原子炉下部キャビティの 1/42 スケールモデルを用いた模擬物質の分散放出実験[1]を実施し、原子炉下部キャビティ内に残存する物質の測定結果を整理して、実機において分散放出が生じない圧力を評価している。

実験装置の概要を付図 1-1 に示す。模擬物質は弁の上のメタルホルダに保持され、弁を開放すると、模擬気体の圧力によって、模擬物質が原子炉下部キャビティに噴出する。その後、模擬気体のブローダウンによって模擬物質の一部が配管やタンクにエントレインされ、原子炉下部キャビティに残った模擬物質を測定する。

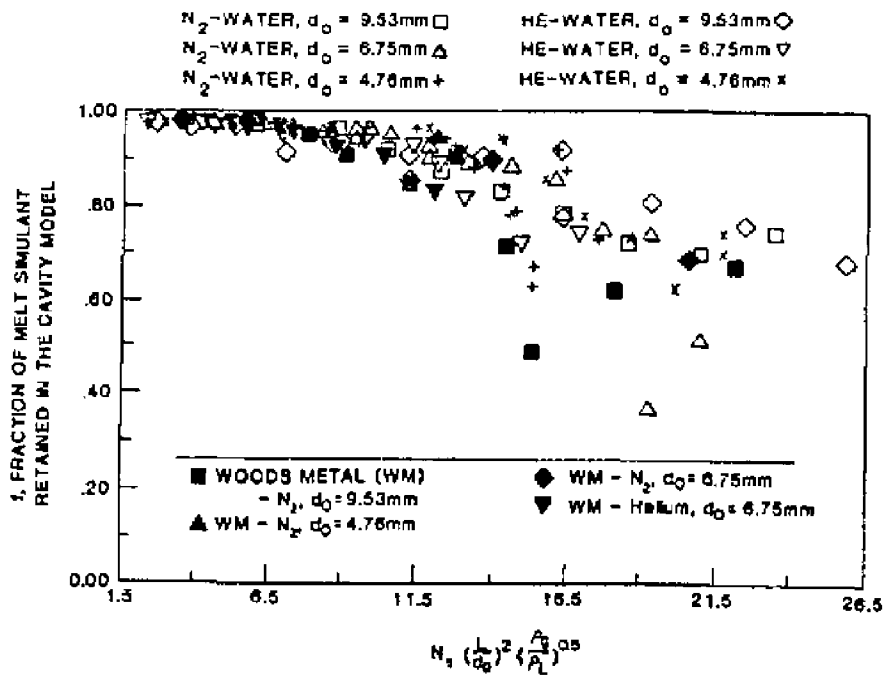
模擬物質を用いた分散放出実験では、様々な初期圧力、様々な開口径に対して、原子炉下部キャビティ内に残存する模擬物質の割合を測定している。模擬物質としては水とウッド合金を使用し、模擬気体としては窒素とヘリウムを使用している。付図 1-2 に測定結果を示す。原子炉下部キャビティ内に残存する模擬物質の割合の測定結果 (f) は Kutateladze 数に關係する無次元数 (G) の関数として整理されており、 $f \sim 1/(1+0.001G^2)$  でよく近似できる。

この関係式を用いて、分散放出が無視できる 1 次系圧力を評価することができる。具体的には、Kutateladze 数に關係する無次元数が 7 以下の場合に熔融炉心の分散放出が無視できるとしている。このとき、原子炉下部キャビティに残存する模擬物質の割合は、すべてのデータについて 0.9 以上、平均値では約 0.95 である。実機条件（水蒸気温度 500K、原子炉容器破損口径 0.4m）に対しては、熔融炉心の分散放出が無視できる 1 次系圧力は 2.38MPa と評価される。

[1] N. K. Tutu, et al., "Low Pressure Cutoff for Melt Dispersal from Reactor Cavities", Fourth Proceedings of Nuclear Thermal Hydraulics, ANS Meeting, October 30 . November 4, 1988.



付図 1-1 Surrý 型原子炉下部キャビティの 1/42 スケール実験装置



付図 1-2 Kutateladze 数に關係する無次元数と原子炉下部キャビティに残存する模擬物質との關係

## 添付 1-2 1次系圧力が 2.0MPa[gage]近傍にて停滞する現象について

1次系強制減圧操作を実施すると、付図 2-1 に示すとおり、1次系圧力は速やかに低下するが、蓄圧注入開始後、一旦 2.0MPa[gage]近傍で維持される。この現象について説明する。

### (1)現象の考察

蓄圧タンク圧力は蓄圧注入の進行とともに低下し、蓄圧タンク圧力と1次系圧力が均衡した後は、1次系圧力の低下分だけ蓄圧注入が入る。それにより蓄圧タンク圧力は低下するのに加え、蓄圧注入水により炉心水位が上昇し、炉心部で蒸気生成が起これ、1次系圧力が上昇すると、蓄圧注入は停止する。この時の炉心部の概念図を付図 2-2 に示す。

つまり、加圧器逃がし弁からの蒸気放出質量流量と蓄圧注入水の蒸発質量流量がバランスした状態が形成されるため、1次系圧力が 2.0MPa[gage]近傍で停滞することになる。この現象を数式で表すと以下ようになる。

加圧器逃がし弁の臨界流量  $W_{FORV}$  は冠水炉心の崩壊熱により次式のように近似できる。

$$W_{FORV} \approx \frac{Q_{decay}(L_{ctrl})}{h_{fg}}$$

ただし、

$W_{FORV}$  : 加圧器逃がし弁の臨界流量

$Q_{decay}(L_{ctrl})$  : 冠水炉心の崩壊熱

$L_{ctrl}$  : 冠水炉心の崩壊熱が  $W_{FORV}$  相当になる炉心水位

$h_{fg}$  : 水の蒸発潜熱

この時、炉心水位  $L$  と  $L_{ctrl}$  の関係により、次のようなメカニズムで、蓄圧注入量  $W_{ACUM}$  が加圧器逃がし弁の臨界流と同等になるように制御される。

**If  $L > L_{ctrl}$**     蒸発量が  $W_{FORV}$  より大きくなり加圧 → 蓄圧注入が停止

**If  $L < L_{ctrl}$**     蒸発量が  $W_{FORV}$  より小さくなり減圧 → 蓄圧注入作動

その結果、 $L \approx L_{ctrl}$  また  $W_{FORV} \approx W_{ACUM}$  となり、1次系圧力が蓄圧タンク圧力とバランスして維持される、というメカニズムで制御される。

### (2)確認計算

この現象を簡単な計算により確認する。加圧器逃がし弁からの蒸気放出質量流量を与え、蓄圧注入流量は加圧器逃がし弁の質量流量と等しいとして、蓄圧タンク圧力について以下の確認計算を実施した。その結果を付図 2-3 に示す。確認計算結果はMAAPコードの解析結果より若干低めになっているが、これは確認計算では加圧器逃がし弁質量流量を一定

にしたためであり、MAAPコードの計算では1次系圧力に応じて質量流量も低下しており、結果として1次系圧力の低下が確認計算より緩やかになっている。この違いを考慮すれば両者は同様の挙動を示すものとなり、上述の考察が適切であることを確認できた。

#### 計算の条件

- ・加圧器逃がし弁の放出流量 4kg/s (定数) を仮定 (2.0MPa[gage]での臨界流量)
- ・蓄圧タンク気相は等温膨張
- ・蓄圧タンクは4基
- ・計算開始 3.7時間

#### 計算方法

蓄圧タンク気相を等温膨張として、加圧器逃がし弁の質量流量から蓄圧タンク圧力 (1次系圧力) の時間変化を概略的に計算する。

$$P(V_T - V_w) = P_0(V_T - V_{w0}) = P_1(V_T - V_{w1})$$

$$P = P_0 \frac{(V_T - V_{w0})}{(V_T - V_w)} = P_1 \frac{(V_T - V_{w1})}{(V_T - V_w)}$$

$$V_w = V_{w1} - \frac{W}{\rho N} (t - t_1)$$

P : 蓄圧タンク圧力

$V_w$  : 蓄圧タンク内の水体積

$P_0$  : 蓄圧タンク初期圧力

$V_T$  : 蓄圧タンクの容積

$V_{w0}$  : 蓄圧タンク初期水量の体積

$t_1$  : 蓄圧タンク注入直後の安定した時刻

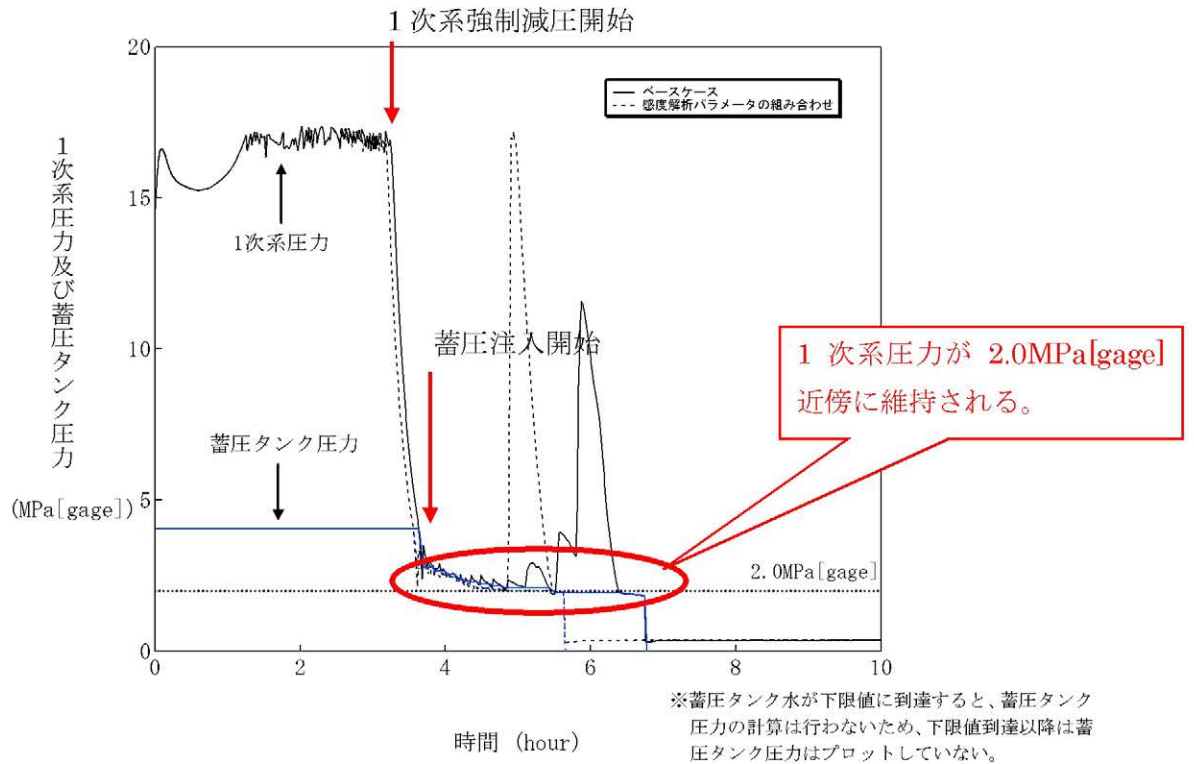
$V_{w1}$  :  $t_1$ 時の蓄圧タンク水量の体積

$P_1$  :  $t_1$ 時の蓄圧タンク圧力

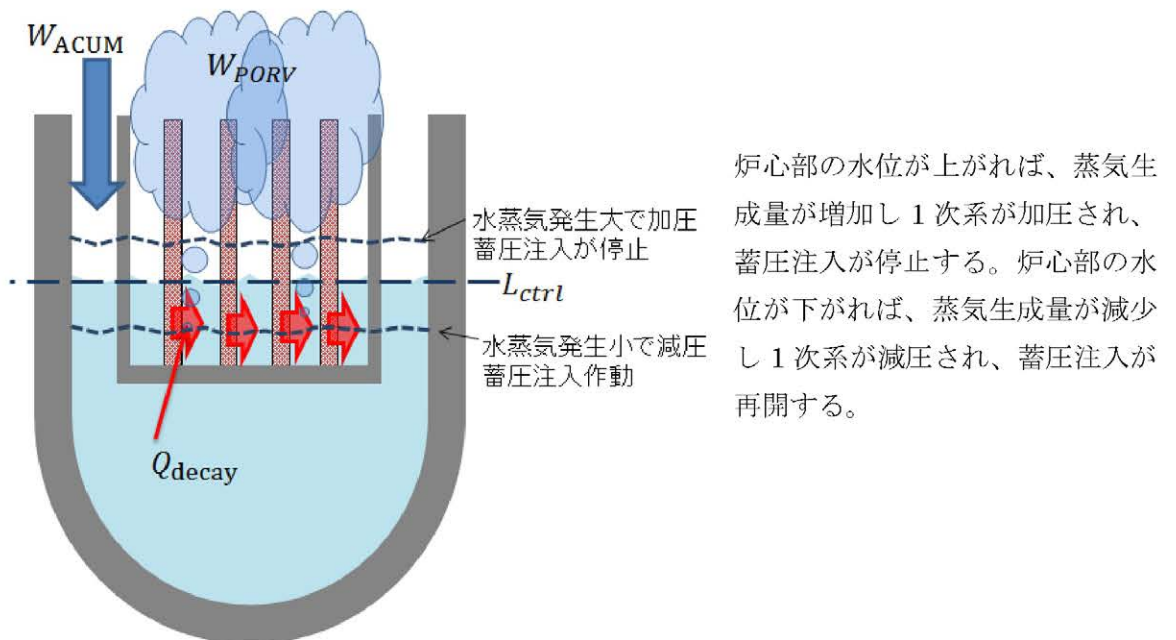
W : 加圧器逃がし弁の質量流量 (MAAPコード解析結果)

N : 蓄圧タンクの数

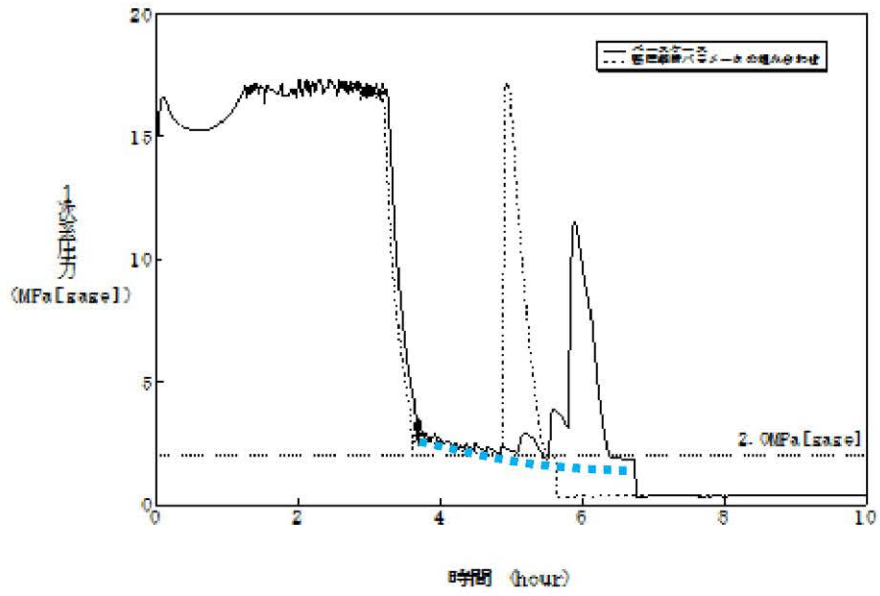
$\rho$  : 水の密度



付図 2-1 1次系強制減圧時の1次系圧力挙動



付図 2-2 蓄圧注入水の蒸発による1次系圧力バランス維持メカニズム



付図 2-3 蓄圧タンクの平衡圧力の確認計算結果

(第3部 MAA Pコード)

添付2 溶融炉心と冷却水の相互作用について

## 目次

1. まえがき.....	3.2-3
2. 現象の概要.....	3.2-3
3. これまでの知見の整理.....	3.2-3
3.1 FCI 実験の概要.....	3.2-4
3.2 FCI 実験の知見の整理.....	3.2-9
3.3 これまでの知見のまとめ.....	3.2-11
4. 不確かさに関する整理.....	3.2-19
5. 感度解析と評価.....	3.2-26
6. まとめ.....	3.2-45
参考 TROI 実験について.....	3.2-46

## 1. まえがき

熔融炉心と冷却水の相互作用（FCI：Fuel-Coolant Interaction、以下「FCI」という。）に関しては、国内外において現象の解明や評価に関する多くの活動が行われてきているが、現在においても研究段階にあり、また、実機規模での現象についてほとんど経験がなく、有効なデータが得られていないのが現状であり、不確かさが大きい現象であると言える。

そこで、国内外で実施された実験等による知見を整理するとともに、解析モデルに関する不確かさの整理を行い、感度解析により有効性評価への影響を確認した。

## 2. 現象の概要

熔融炉心と冷却水が接触することによる急激な水蒸気の生成において、熔融炉心の熱エネルギーが機械的エネルギーに変換されて原子炉格納容器破損に至る可能性がある。このような現象、すなわち、熔融炉心と冷却水との接触及びそれに伴って引き起こされる現象のことを「FCI」と呼ぶ。また、FCIのうち衝撃波を伴うものを「水蒸気爆発」と呼び、水蒸気爆発に至らない圧力変化を「圧力スパイク」と呼ぶ。さらに、熔融炉心と冷却水の接触は、原子炉容器の下部プレナムと原子炉下部キャビティで発生する可能性があり、雰囲気圧力や冷却水の状態が異なることから両者を区別して取り扱い、前者を原子炉容器内FCI、後者を原子炉容器外FCIとする。

炉心あるいは下部プレナムから落下する熔融炉心（デブリジェット）が、水プールに接触する際の液-液混合に伴って、熔融炉心が細粒化して水中に分散する（エントレイン）。細粒化した熔融炉心（以下「デブリ粒子」という。）は、膜沸騰及び輻射熱伝達により水と伝熱しており、デブリ粒子は蒸気膜に覆われた状態である。ここで、蒸気膜へ何らかの外乱（トリガリング）が加わり蒸気膜が崩壊すると、デブリ粒子が冷却水と直接接触することで急激な水蒸気発生が起これ、これが近傍のデブリ粒子に対する新たなトリガリングとなり蒸気膜を崩壊させ、この現象が瞬時に伝ば及び拡大することで、衝撃波を伴った水蒸気爆発に至ると考えられている。また、水蒸気爆発に至らない場合でも、発生した水蒸気により急激な圧力上昇（圧力スパイク）が発生する。

## 3. これまでの知見の整理

FCIについては、1975年の米国原子力規制委員会NRCの原子炉安全研究WASH-1400（NUREG75-014）において、原子炉容器内水蒸気爆発による原子炉格納容器破損が公衆へのリスクの大きな一因となることが指摘されたことを機に、現象の解明や評価に関する多くの活動が行われてきた。水蒸気爆発に関しては、水蒸気爆発専門家グループ（SERG: Steam Explosion Review Group）によるレビュー評価として纏められ、「圧力容器内水蒸気爆発はリスクの観点から無視できる」と結論付けられている。この結論は1997年のFCIに関する専門家会議においても、SERGの結論の変更は不要であることが

確認されている。また、米国原子力規制委員会 NRC は、原子炉容器内 FCI から水蒸気爆発に至り原子炉格納容器が破損する事象（いわゆる  $\alpha$ モード破損）については、これまでの専門家による検討結果では、発生する可能性は非常に低く、問題は解決済みと結論付けられている<sup>1</sup>。また、原子炉容器内 FCI から圧力スパイクに至る事象については、1次系圧力を上昇させることはあるが、原子炉格納容器への直接的な脅威にはならない。

一方、緩和策により注水された原子炉下部キャビティに溶融炉心が落下する場合の FCI（原子炉容器外 FCI）は、原子炉容器内 FCI が高圧かつ高温（低サブクール度）の条件下であることに対し、低圧かつ低温（高サブクール度）であり、定性的には水蒸気爆発が発生し易いと言われている。また、圧力スパイクの観点でも、水プールの容量が原子炉容器内よりも大きく、水蒸気の発生量自体も多くなる可能性がある。

ここでは、原子炉容器外 FCI に主眼をおいて、国内外で実施された実験等により得られた知見について整理する。

### 3.1 FCI 実験の概要

FCI 実験は、主として溶融物を水プールに落下させ、水プールとの混合の際に発生する諸現象について解明することを目的としたものであり、国内外の研究機関において、種々の実験研究が行われている。その中で、比較的大規模な実験として、欧州 JRC（Joint Research Center）のイスプラ研究所の FARO 実験、同じくイスプラ研究所の KROTOS 実験、旧原子力研究所 JAERI の ALPHA 実験、カザフスタン国立原子力センター（NNC : National Nuclear Center）の施設を用いた COTELS 実験が行われており、これらの実験について、その概要とそこで得られた知見について整理する。

#### (1) FARO 実験

欧州 JRC（Joint Research Center）のイスプラ研究所における実験であり、圧力容器内を対象に溶融物が水プールに落下した場合の水蒸気爆発の発生を調べることを目的として高圧条件での実験が行われてきたが、圧力容器外を対象とした低圧条件での実験も行われている。

実験装置の概要を図 3.1-1 に示す。実験手順は、高圧条件と低圧条件とで同様であり、るつぼ内で  $\text{UO}_2$  混合物（80wt% $\text{UO}_2$  + 20wt% $\text{ZrO}_2$  あるいは 77wt% $\text{UO}_2$  + 19wt% $\text{ZrO}_2$  + 4wt% $\text{Zr}$ ）を溶融させ、るつぼ底部のフラップを開放することにより、水プールに落下させる。実験条件は、表 3.1-1 に示すとおりであり、 $\text{UO}_2$  混合物は 18～176kg、水プールの水深は 0.87～2.05m、水プールのサブクール度は飽和～124K の範囲で変動させ複数のケースが行われている。また、高圧条件として 2～5.8MPa、低圧条件として 0.2～0.5MPa である。

<sup>1</sup> NRC, "A Reassessment of the Potential for an Alpha-Mode Containment Failure and Review of the Current Understanding of Broader Fuel-Coolant Interaction Issue", NUREG-1524

いずれの FARO 実験においても、高圧条件、低圧条件ともに、水蒸気爆発の発生は観測されなかったが、圧力スパイクは観測されている。典型的な圧力変化の例として、ケース L-14 の結果を図 3.1-2 に示す。溶融物の落下に伴う圧力上昇は、短期間（約 3 秒）で発生していることがわかる。

溶融物の粒子化量については、水プールの状態によりその割合が変化している。原子炉容器内 FCI を模擬したケース（高圧条件かつ低サブクール度）では、水深 1m の場合で、溶融物の約半分が粒子化し、残りは溶融ジェットのまま水プール底に到達して堆積する結果となっている。一方、原子炉容器外 FCI を想定したケースとして、金属ジルコニウムを含む場合（L-11）や低圧で高サブクール度の場合（L-24～33）、ほとんどが粒子化する結果が得られている。

また、観測された粒子の径は 3.2～4.8mm であり、初期圧力、水深、サブクール度、溶融物落下速度への依存性は低いと報告されている。

なお、FARO 実験に対して MAA P コードにおいて実験解析が行われており、圧力スパイク等の実験結果と解析結果が比較されている。

## (2) KROTOS 実験

欧州 JRC (Joint Research Center) のイスプラ研究所における FARO 計画の一環として行われた実験であり、FARO 実験が高圧条件を主目的に行われたのに対して、KROTOS 実験では、低圧及びサブクール水を主として実施されている。

実験装置の概要を図 3.1-3 に示す。実験手順は、FARO 実験とほぼ同様であり、電気炉内で模擬物質を溶融させ、水プールに落下させる。実験条件は、表 3.1-2 に示すとおりであり、模擬物質は酸化アルミニウム ( $\text{Al}_2\text{O}_3$ ) と  $\text{UO}_2$  混合物（約 80wt% $\text{UO}_2$  + 約 20wt% $\text{ZrO}_2$ ）が用いられており、アルミナ 1.0～1.8kg、 $\text{UO}_2$  混合物は 2.62～5.15kg、水プールの水深は約 1.1m、水プールのサブクール度は 4～123K の範囲で変動させ複数のケースが行われている。また、水プール底部からのガス注入による外部トリガを与えることで水蒸気爆発を誘発させたケースも行われている。

アルミナを用いた実験では、サブクール水の場合は外部トリガなしで水蒸気爆発が発生し、低サブクールの場合（ケース 27、28、41、44、50、51）は、外部トリガがある場合（ケース 28 及び 44）に水蒸気爆発が発生する結果であった。一方、 $\text{UO}_2$  混合物を用いた実験では、サブクール度は 4～123K の範囲で、外部トリガなしでは水蒸気爆発は発生せず、外部トリガありの場合でも、溶融物の重量が多い、あるいは、水プールのサブクール度が大きい場合（ケース 46、52、53）に水蒸気爆発が観測されているが、エネルギー変換効率はアルミナのケースよりも 1 桁以上低い結果であった。なお、ケース 47 は水蒸気爆発には至らなかったと判断されたが、圧力スパイクから計算された機械的エネルギーへの変換効率は 0.01% である。図 3.1-4 に、アルミナ（ケース 42、水蒸気爆発あり）と  $\text{UO}_2$  混合物（ケース 37、水蒸気爆発なし）

の圧力変化を示す。アルミナの場合、初期の圧力上昇は、比熱の小ささから、 $\text{UO}_2$  混合物に比べて緩やかであるが、約 1,750ms 時点では、瞬時に圧力上昇が観測されている。

このように、アルミナと  $\text{UO}_2$  混合物のケースで、水蒸気爆発の発生の有無や規模が異なる結果となっており、その考察が行われている。粒子径はアルミナの 8～17mm に対し  $\text{UO}_2$  混合物は 1～1.7mm であり、 $\text{UO}_2$  混合物の方が小さく、粒子化直後の表面積が大きいことから粗混合時に水プールが高ボイドとなり、トリガの伝搬を阻害した可能性がある。また、アルミナは、比重が小さいことから水面近傍でブレイクアップし、径方向に拡がったためにトリガの伝搬がしやすくなったと考えられている。また、 $\text{UO}_2$  混合物では、粒子表面と水が接触した直後に表面が固化し、かつ、金属-水反応によって発生した水素が蒸気膜に混入していることにより、これらが要因となって水蒸気爆発の発生を阻害していると考えられている。

### (3) ALPHA 実験

旧原子力研究所 JAERI で行われた実験であり、シビアアクシデント時の原子炉格納容器内の諸現象を明らかにするとともに、緩和策の有効性を評価することを目的とした事故時原子炉格納容器挙動試験 (ALPHA : Assessment of Loads and Performance of Containment in Hypothetical Accident) の一環で実施された。

実験装置の概要を図 3.1-5 に示す。実験では、熔融ステンレス鋼 (高周波誘導加熱) あるいは酸化アルミニウムと鉄から成る熔融物 (テルミット反応により加熱) を、ALPHA 装置の模擬原子炉格納容器内の水プールに落下させるものであり、模擬原子炉格納容器は内径 4m、高さ 5m 及び容積  $50\text{m}^3$  である。

実験条件及び結果の一覧を表 3.1-3 に示す。図 3.1-6 には、水蒸気爆発が生じた代表的なケースとしてケース 016 の圧力応答を示しているが、図から分かるように圧力上昇は約 0.13MPa と低いものであった。

熔融ステンレス鋼の場合 (ケース 102～104) では、水プールのサブクール度が大きい場合でも水蒸気爆発の発生は観測されなかった。

酸化アルミニウムと鉄の熔融物の実験では、多くのケースが実施されており、熔融物重量、雰囲気圧力、プール水サブクール度を変化させて行われ、さらに、熔融物を分散させ複数のジェットを形成させたケースも行われている。ケース 002、003、005、009、016、017 及び 018 は、熔融物 20kg、雰囲気圧力 0.1MPa で、サブクール度 73～90K で行われたものであり、いずれも水蒸気爆発が観測されている。熔融物重量を半減させたケース 001、010 及び 013 では、ケース 010 のみ水蒸気爆発が観測された。この 3 ケースの条件は有意な差がないことから、この実験体系において水蒸気爆発の発生の有無の境界近傍であり、この結果から、熔融物の落下量が多い場合に水蒸気爆発の発生しやすいことが示されている。水プールを飽和水とした

ケース 014 では、水蒸気爆発が観測されなかった。一方、ケース 008、012、015 及び 025 では、0.5～1.6MPa の範囲で雰囲気圧力を変化させているが、最も低い 0.5MPa のケースのみ水蒸気爆発が観測された。これらより、高雰囲気圧力あるいは低サブクール度の場合に水蒸気爆発が抑制される傾向にあることが示されている。

ケース 006、011、019、020 及び 021 は、溶融物を分散させ複数のジェットを形成させたケースであり、3 ケースで水蒸気爆発が観測されたが、水蒸気爆発の規模は抑制される場合と増大される場合があり、溶融物と冷却水の粗混合状態が FCI の進展に大きな影響を及ぼすことを示唆していると結論付けられている。

#### (4) COTELS 実験

COTELS 計画は (財) 原子力発電技術機構 (NUPEC) が圧力容器外の溶融炉心冷却特性を調べる試験であり、この計画の中で溶融物が水プールに落下したときの水蒸気爆発の発生有無を調べる実験として、カザフスタン国立原子力センター (NNC : National Nuclear Center) の施設を用いた実験が実施されている。

実験装置の概要を図 3.1-7 に、実験条件及び結果の一覧を表 3.1-4 に示す。この実験では、軽水炉のシビアアクシデント挙動解析結果に基づいて試験条件が設定され、具体的には、軽水炉のシビアアクシデントでは、原子炉容器内圧が低圧で破損するシーケンスが支配的であり、かつ、原子炉容器の破損として貫通部の破損を考慮している。また、LOCA を起因とするシーケンスが支配的であることから、原子炉格納容器床面の水プールは飽和水 (サブクール度 0～86K) とし、水深は 0.4～0.9m である。また、溶融物は、 $\text{UO}_2$  : 55wt%、 $\text{Zr}$  : 25wt%、 $\text{ZrO}_2$  : 5wt%、 $\text{SS}$  : 15wt% の混合物であり、下部プレナム内の構造物も考慮して多くの金属成分を含むよう模擬したものである。この溶融物は、圧力ヘッド計装管の径に相当する 5cm 径のジェットで水プールに落下させている。

表 3.1-4 に示す 8 ケースの実験では、サブクール度が大きいケースも含め、すべての実験で水蒸気爆発は発生していない。典型的な圧力の応答として、ケース A-1 における計測結果を図 3.1-8 に示す。溶融ジェットと水プールが接触した直後 (Region 1) では、急激な圧力上昇が見られ、その後は溶融物のエネルギーが水プールの沸騰に変換されるにつれて、緩やかに圧力が上昇している。溶融物が水プールに落下した直後の圧力上昇は、溶融物の落下速度に最も大きな影響を受け、圧力上昇速度、上昇幅ともに、落下速度に比例する。また、水蒸気爆発が生じていないため、プール水のサブクール度が大きくなると初期の圧力上昇幅は小さくなる傾向にあったと報告されている。粒子化量に関しては、水深 0.4m においても、ほとんど (90%以上) が粒子化しており、粒子径は多くのケースで約 6mm であったが、落下速度が早い場合には径が小さくなる傾向が確認されている。初期の圧力上昇幅と粒子径には相関

があり、初期圧力上昇は粒子化した溶融物からの熱伝達が支配的であると報告されている。

### 3.2 FCI 実験の知見の整理

ここでは、「3.1 FCI 実験の概要」に示した知見に関する整理を行う。

#### (1) FCI 現象への影響因子

国内外の FCI 実験で得られた結果を要約すると、以下のとおりである。

- ・水プールの水深が深い場合、細粒化割合が大きい。FARO 実験のうち、原子炉容器外 FCI を想定したケースでは、水深が 1~2m の場合に対して、熔融物のほとんどが細粒化した。一方、COTELS 実験では、水深が 0.4m の場合に対して、熔融物の 90%以上が細粒化した。
- ・水プールのサブクール度が大きい場合、水蒸気爆発に至る可能性は高いが、圧力スパイクの観点からは、サブクール度が小さい方が厳しい。KROTOS 実験（ケース 46、52、53）において、 $\text{UO}_2$  混合物に対して、水プールのサブクール度が大きく外部トリガを与えた場合に、水蒸気爆発が発生した。一方、圧力スパイクについては、サブクール度が 77K の場合には約 0.06MPa の圧力上昇（KROTOS 実験（ケース 37））、サブクール度が 0K の場合には約 3MPa の圧力上昇（FARO 実験（ケース L-14））となった。
- ・熔融炉心の落下量が多い場合は、圧力上昇が大きい。COTELS 実験（ケース A-1）では、サブクール度 0K で落下量が 56.3kg であり、圧力上昇は 8 秒で約 3MPa、FARO 実験（ケース L-14）では、サブクール度 0K で落下量が 125kg であり、圧力上昇は 3 秒で約 3MPa であった。
- ・デブリ粒子の径は、 $\text{UO}_2$  混合物の場合、実験によりばらつきはあるが、1~6mm であった。観測されたデブリ粒子径は、FARO 実験では 3.2~4.8mm、KROTOS 実験では 1~1.7mm、COTELS 実験では約 6mm であった。
- ・デブリ粒子の径は、デブリジェットの落下速度に反比例する傾向があることが、COTELS 実験で確認された。
- ・デブリ粒子の径が小さい方が、初期の圧力上昇幅が大きくなる傾向があることが COTELS 実験で確認された。

これらの知見について、PWR プラントの体系に置き換えると以下の 3つの観点に分類できる。

- ・原子炉下部キャビティ水の状態（水温及び水量）
- ・熔融炉心の落下量（落下速度）と細粒化量
- ・原子炉下部キャビティ水とデブリ粒子の伝熱（デブリ粒子の径）

#### (2) 原子炉容器外 FCI における水蒸気爆発の発生可能性

水蒸気爆発は、熔融炉心と冷却水の相互作用（FCI）のうち、熔融炉心と水の伝熱

により水蒸気が生成される過程で衝撃波を伴う現象であり、溶融炉心はエントレインされ粒子状となり水中に混合する、“初期粗混合”の状態において、デブリ粒子を覆う蒸気膜が局所的に崩壊（トリガリング）し、デブリ粒子と水が直接接触して急激な伝熱が行われ、これらエントレインされた周囲のデブリ粒子に瞬時に拡大及び伝ばして、系全体で水蒸気が爆発的に発生し、衝撃波を生じ、原子炉格納容器への機械的荷重が生じると考えられている。

ここでは、FCI実験のうち、 $\text{UO}_2$ を用いた FARO 実験、KROTOS 実験及び COTELS 実験の結果から、水蒸気爆発に至る可能性について考察する。

3つの実験のうち、水蒸気爆発が観測されたのは KROTOS 実験のみで、水プール底から圧縮ガスを供給し膜沸騰を強制的に不安定化（外部トリガリング）を行った場合に水蒸気爆発が観測されているが、外部トリガリングを行ったケースでも、水蒸気爆発が観測されないケースもあった。これらを比較する。ケース 46 及び 47 は、ケース 36 及び 37 と同程度のサブクール度であるが、落下させる溶融物が約 1.6 倍であり、同じサブクール度であれば溶融物の落下量が多い場合に水蒸気爆発の可能性が高まることを示している。また、ケース 52 及び 53 は、ケース 36 及び 37 と比べて落下させる溶融物がわずかに少ない 2.6 kg であるが、サブクール度が大きく、ケース 52 及び 53 で水蒸気爆発の発生が観察されている。このことから、サブクール度が大きい場合に水蒸気爆発の可能性が高くなると言える。

この結果を踏まえれば、FARO 実験のケース L-33 は、KROTOS 実験ケース 53 と同程度のサブクール度であるが、溶融物は約 40 倍の量であり、水蒸気爆発が起こりやすい条件と言えるが、水蒸気爆発は観察されていない。一方、COTELS 実験では、 $\text{UO}_2$ 割合は低めであるが、溶融物の量は、FARO 実験と KROTOS 実験の中間的な量である。いずれのケースも、水蒸気爆発の発生は観察されなかった。

以上、 $\text{UO}_2$ を用いた FARO 実験、KROTOS 実験及び COTELS 実験について分析した結果、KROTOS 実験で外部トリガリングによりデブリ粒子を覆う蒸気膜の崩壊を促進させたケースで、溶融物が多い、又は、サブクール度が大きい場合に水蒸気爆発に至っている。また、KROTOS 実験で水蒸気爆発が確認されたケースよりも溶融物が多い FARO 実験や COTELS 実験では、水蒸気爆発は観察されていない。このことから、デブリ粒子を覆う蒸気膜は安定性があり、外部トリガリングなどの外的な要因がなければ、蒸気膜の崩壊は起こりにくいことを示している。

したがって、実機においては、原子炉下部キャビティ水は準静的であり、KROTOS 実験のような外部トリガリングとなり得る要素は考えにくく、実機において大規模な水蒸気爆発に至る可能性は極めて低いと考えられる。

また、炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率について、JASMINEコード

を用いて水蒸気爆発が発生したという条件における格納容器破損確率が評価<sup>2</sup>されている。

これについて、初めに、炉外水蒸気爆発の起こりやすさの観点で整理する。本解析では水蒸気爆発を起こしやすくするため、爆発の規模が最も大きくなり得る時刻、すなわち粗混合融体質量が最初のピークをとる時刻に恣意的にトリガリングを与えている。これは、爆発に関与し得る融体の質量が最大に近く、ボイド発生とそれによる圧力の減衰が低い条件であることから、爆発の強度が大きくなりやすい条件となっているが、実機では、前述のとおり原子炉下部キャビティ水は準静的であり、トリガリングとなり得る要素は考えにくい。

次に水蒸気爆発が起こったときの影響の観点で整理する。本論文の中で、原子炉格納容器のフラジリティ分布については、大半が 200MJ 以上の範囲に含まれている。また、JASMIN Eコードにおけるランダムサンプリング解析結果によれば、融体ジェット直径の分布として 0.1m～1m の一様分布を仮定しており、0.9m を超える場合に、流体の運動エネルギーが 200MJ を超える結果となっている。これに対して実機解析では、融体ジェット口径は約 0.5m であることから、流体の運動エネルギーは 200MJ 以下と考えられ、この結果フラジリティカーブと重ならず、格納容器破損確率は十分低くなる。

フラジリティの設定についても原子炉容器の上昇運動エネルギーが遮へい壁構造物の破損エネルギーで吸収できない場合に即、原子炉格納容器破損に至るという簡易的な取扱いとしている。これに対して実機では、原子炉容器の上昇運動エネルギーが遮へい壁構造物の破損エネルギーで吸収できない場合でも、遮へい壁構造物以外の原子炉格納容器内構造物でエネルギーが吸収できるため、即時に原子炉格納容器破損に至らないと考えられる。

以上のとおり、トリガリングの付与、流体の運動エネルギーの大ききめな評価、及びフラジリティの簡易的な取扱いをした場合の、条件付確率として、PWR に対する評価結果として  $6.8E-2$  (平均値) が算出されている。実機では、トリガリングとなりうる要素は考えにくいこと、融体ジェット口径が約 0.5m であること、遮へい壁構造物以外の構造物で吸収できるエネルギーがあることから、格納容器破損確率は本評価結果より十分低い値になると考えられる。

### 3.3 これまでの知見のまとめ

これまでの知見をまとめると、以下のとおりである。

- ・ 原子炉容器内 FCI から水蒸気爆発に至り原子炉格納容器が破損する事象（いわゆる  $\alpha$  モード破損）については、発生する可能性は非常に低い。

<sup>2</sup> JAEA-Research 2007-072 「軽水炉シビアアクシデント時の炉外水蒸気爆発による格納容器破損確率の評価」 2007 年 8 月

- ・ 原子炉容器外 FCI については、 $\text{UO}_2$ を用いた各種実験において、外部トリガリング等の外的な要因がなければ水蒸気爆発の発生は観察されていない。
- ・ 恣意的なトリガリングの付与など、水蒸気爆発が起こりやすくなるような条件下における格納容器破損確率評価では、実機より保守的な条件で評価されており、実機での確率は十分低くなると考えられる。

以上から、FCI は原子炉格納容器への直接的な脅威にはならないと考えられる。

表 3.1-1 FARO 実験条件及び結果一覧

実験 ID	UO <sub>2</sub> 質量割合※	溶融物質量 kg	溶融物温度 K	溶融物落下径 mm	雰囲気圧力 MPa	水深 m	サブクール度 K	水蒸気爆発
L-06	0.8	18	2,923	100	5	0.87	0	なし
L-08	0.8	44	3,023	100	5.8	1.00	12	なし
L-11	0.77	151	2,823	100	5	2.00	2	なし
L-14	0.8	125	3,123	100	5	2.05	0	なし
L-19	0.8	157	3,073	100	5	1.10	1	なし
L-20	0.8	96	3,173	100	2	1.97	0	なし
L-24	0.8	176	3,023	100	0.5	2.02	0	なし
L-27	0.8	129	3,023	100	0.5	1.47	1	なし
L-28	0.8	175	3,052	50	0.5	1.44	1	なし
L-29	0.8	39	3,070	50	0.2	1.48	97	なし
L-31	0.8	92	2,990	50	0.2	1.45	104	なし
L-33	0.8	100	3,070	50	0.2	1.60	124	なし

※ 0.8 の場合の組成は 80wt%UO<sub>2</sub>+20wt%ZrO<sub>2</sub>、0.77 の場合の組成は 77wt%UO<sub>2</sub>+19wt%ZrO<sub>2</sub>+4wt%Zr。

表 3.1-2 KROTOS 実験条件及び結果一覧

実験 ID	溶融物タイプ	UO <sub>2</sub> 割合	溶融物 質量 kg	溶融物 温度 K	圧力 MPa	水深 m	サブクール度 K	外部 トリガ	水蒸気 爆発	機械的エネルギーへ の変換効率
26	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	1.00	2,573	0.1	1.08	40	●	●	0.53 %
27	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	1.43	2,573	0.1	1.08	10	—	—	—
28	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	1.43	2,573	0.1	1.08	13	●	●	0.85 %
29	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	1.45	2,573	0.1	1.08	80	—	●	0.72 %
30	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	1.52	2,573	0.1	1.08	80	—	●	1.1 %
38	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	1.53	2,665	0.10	1.11	79	—	●	1.45 %
40	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	1.47	3,073	0.10	1.11	83	—	●	0.9 %
41	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	1.43	3,073	0.10	1.11	5	—	—	—
42	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	1.54	2,465	0.10	1.11	80	—	●	1.9 %
43	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	1.50	2,625	0.21	1.11	100	—	●	1.3 %
44	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	1.50	2,673	0.10	1.11	10	●	●	2.6 %
49	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	1.74	2,415	0.37	1.11	120	—	●	2.2 %
50	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	1.57	2,200	0.10	1.11	13	—	—	—
51	Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	1.80	2,475	0.10	1.11	5	—	—	—
32	81wt%UO <sub>2</sub> +19wt%ZrO <sub>2</sub>	0.81	3.03	3,063	0.10	1.08	22	—	—	—
33	81wt%UO <sub>2</sub> +19wt%ZrO <sub>2</sub>	0.81	3.20	3,063	0.10	1.08	75	—	—	—
35	79wt%UO <sub>2</sub> +21wt%ZrO <sub>2</sub>	0.79	3.10	3,023	0.10	1.08	10	●	—	—
36	79wt%UO <sub>2</sub> +21wt%ZrO <sub>2</sub>	0.79	3.03	3,025	0.10	1.08	79	●	—	—
37	79wt%UO <sub>2</sub> +21wt%ZrO <sub>2</sub>	0.79	3.22	3,018	0.10	1.1	77	●	—	—
45	80wt%UO <sub>2</sub> +20wt%ZrO <sub>2</sub>	0.8	3.09	3,105	0.10	1.14	4	●	—	—
46	79wt%UO <sub>2</sub> +21wt%ZrO <sub>2</sub>	0.79	5.05	3,088	0.10	1.1	83	●	●	0.04 %
47	80wt%UO <sub>2</sub> +20wt%ZrO <sub>2</sub>	0.8	5.15	3,023	0.10	1.1	82	●	—	0.01 %
52	80wt%UO <sub>2</sub> +20wt%ZrO <sub>2</sub>	0.8	2.62	3,023	0.20	1.1	102	●	●	0.02 %
53	80wt%UO <sub>2</sub> +20wt%ZrO <sub>2</sub>	0.8	2.62	3,023	0.36	1.1	123	●	●	0.05 %

・“●”あり、“—”なし

・エネルギー変換効率の“—”は報告書において評価値の記載されていないものである。

表 3.1-3 ALPHA 実験条件及び結果一覧

実験 ID	溶融物タイプ	UO <sub>2</sub> 割合	溶融物 質量 kg	溶融物 温度 K	雰囲気圧力 MPa	水深 m	サブクール度 K	水蒸気爆発	備考
002	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	20.0	2,723.15	0.1	1	84	●	
003	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	20.0	2,723.15	0.1	1	81	●	
005	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	20.0	2,723.15	0.1	1	73	●	
009	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	20.0	2,723.15	0.1	1	84	●	
016	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	20.0	2,723.15	0.1	1	78	●	
017	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	20.0	2,723.15	0.1	0.9	87	●	
018	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	20.0	2,723.15	0.1	0.9	90	●	
001	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	10.0	2,723.15	0.1	1	80	—	溶融物半減
010	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	10.0	2,723.15	0.1	1	76	●	溶融物半減
013	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	10.0	2,723.15	0.1	1	89	—	溶融物半減
014	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	20.0	2,723.15	0.1	1	1	—	飽和水
008	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	20.0	2,723.15	1.6	1	186	—	高圧
012	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	20.0	2,723.15	1.6	1	184	—	高圧
015	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	20.0	2,723.15	1.0	1	171	—	高圧
025	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	20.0	2,723.15	0.5	0.9	145	●	高圧
006	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	20.0	2,723.15	0.1	1	75	—	溶融物分離器
011	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	20.0	2,723.15	0.1	1	83	●	溶融物分離器
019	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	20.0	2,723.15	0.1	0.9	92	●	溶融物分離器
020	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	20.0	2,723.15	0.1	1	92	—	溶融物分離器
021	Fe+Al <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0	20.0	2,723.15	0.1	0.9	92	●	溶融物分離器
102	SUS	0	20.0	2,070	0.1	0.8	91	—	
103	SUS	0	20.0	1,950	0.1	0.8	0	—	
104	SUS	0	20.0	2,070	0.1	0.8	40	—	

・“●”あり、“—”なし

表 3.1-4 COTELS 実験条件及び結果一覧

実験 ID	UO <sub>2</sub> 割合 ※	溶融物質量 kg	溶融物温度 K	雰囲気圧力 MPa	水深 m	サブクール度 K	水蒸気爆発
A-1	0.55	56.30	3,050	0.20	0.4	0	—
A-4	0.55	27.00	3,050	0.30	0.4	8	—
A-5	0.55	55.40	3,050	0.25	0.4	12	—
A-6	0.55	53.10	3,050	0.21	0.4	21	—
A-8	0.55	47.70	3,050	0.45	0.4	24	—
A-9	0.55	57.10	3,050	0.21	0.9	0	—
A-10	0.55	55.00	3,050	0.47	0.4	21	—
A-11	0.55	53.00	3,050	0.27	0.8	86	—

※ いずれも UO<sub>2</sub> : 55wt%、Zr : 25wt%、ZrO<sub>2</sub> : 5wt%、SS : 15wt%の混合物

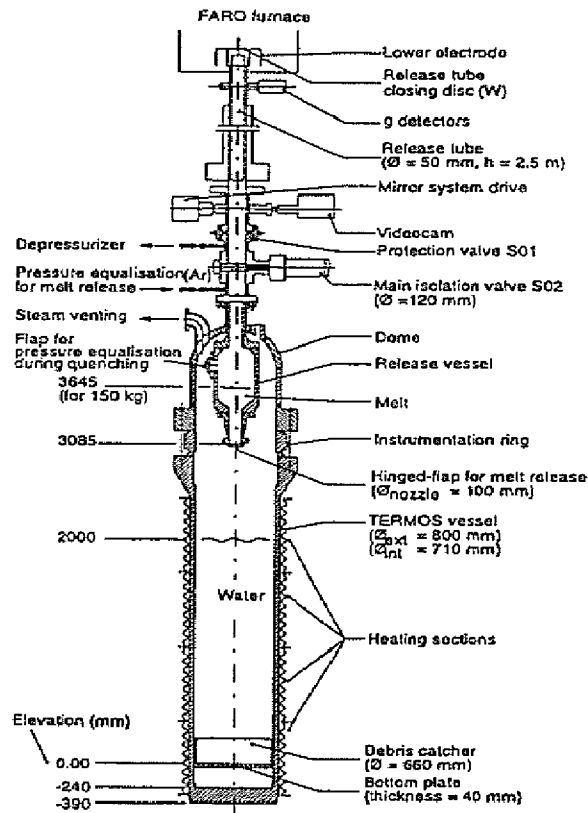


図 3.1-1 FARO 実験装置

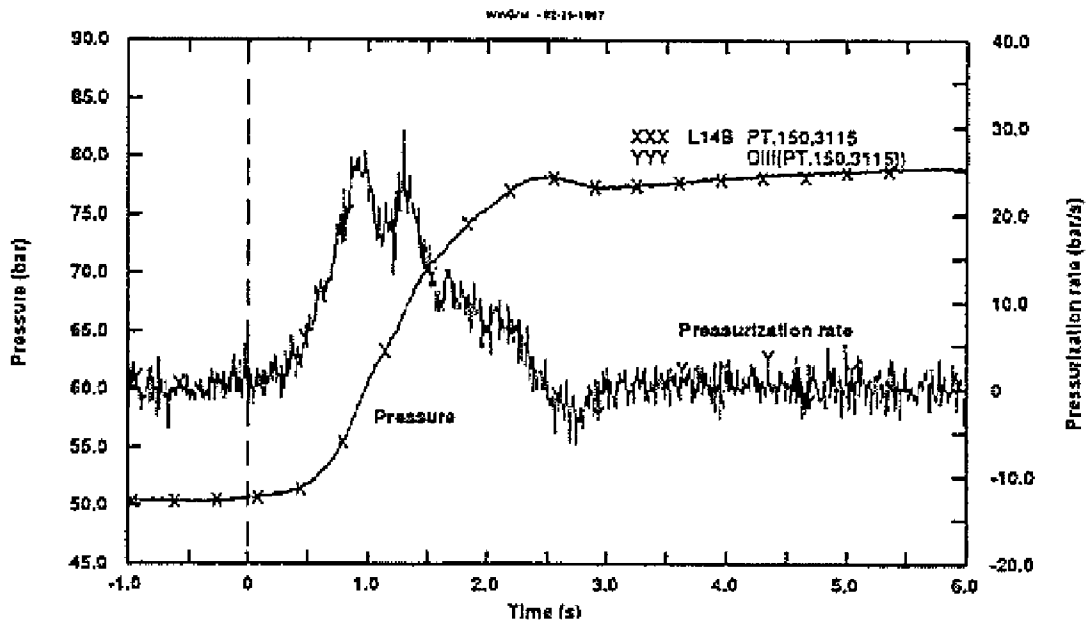


図 3.1-2 FARO 実験代表的压力变化 (L-14)

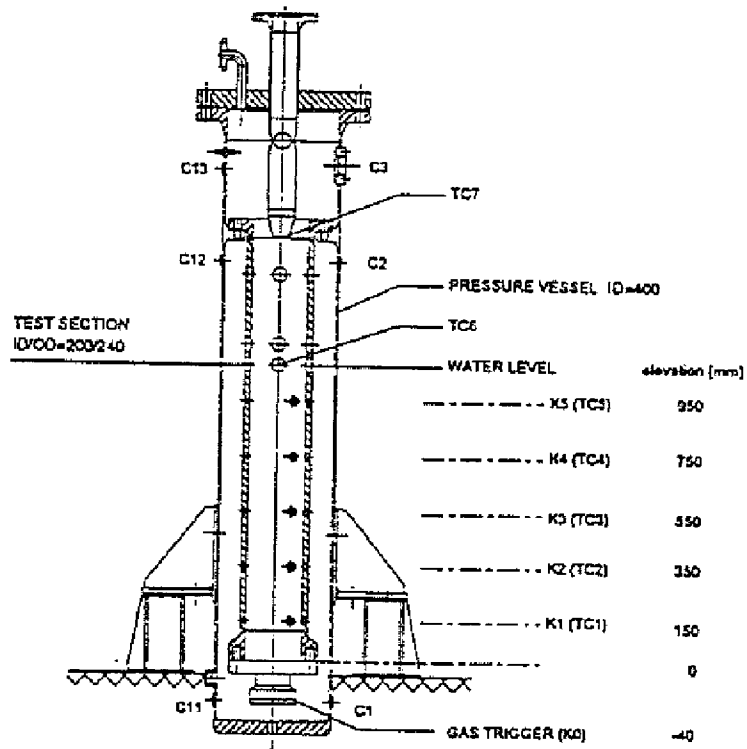


図 3.1-3 KROTOS 実験装置

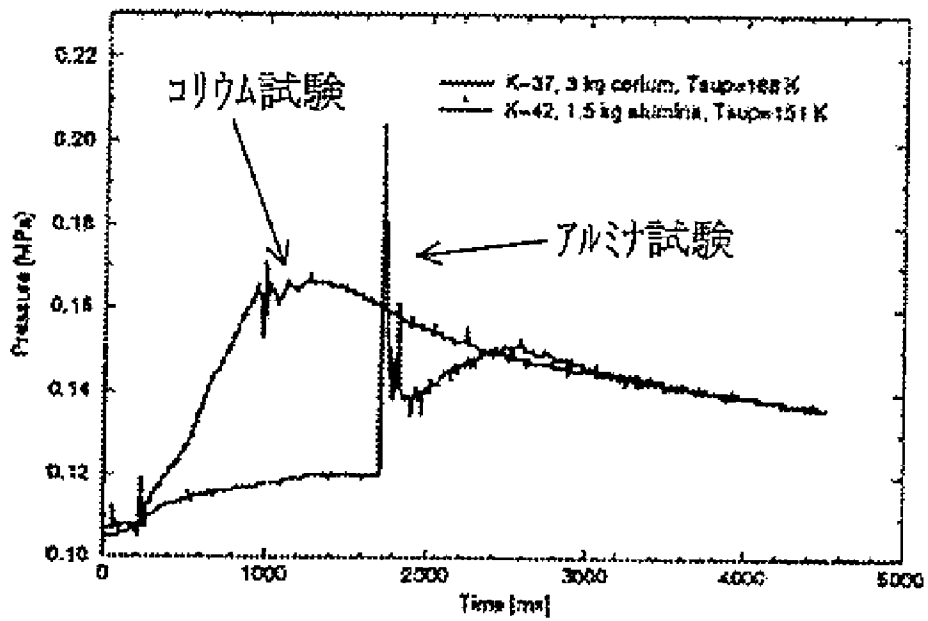


図 3.1-4 KROTOS 実験代表的圧力変化 (ケース 37 及び 42)

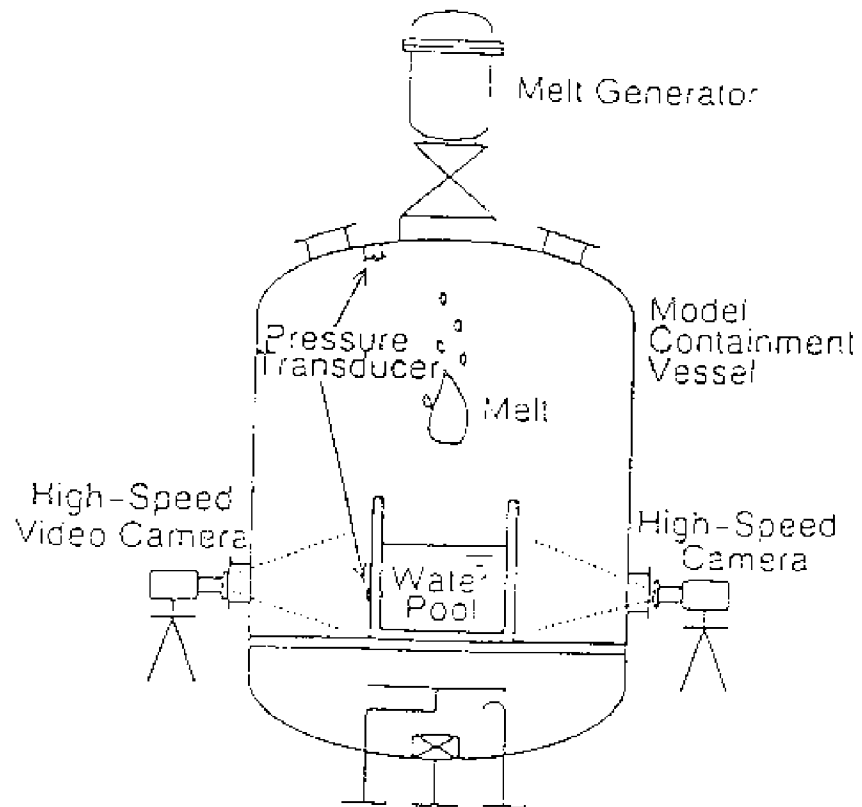


图 3.1-5 ALPHA 实验装置

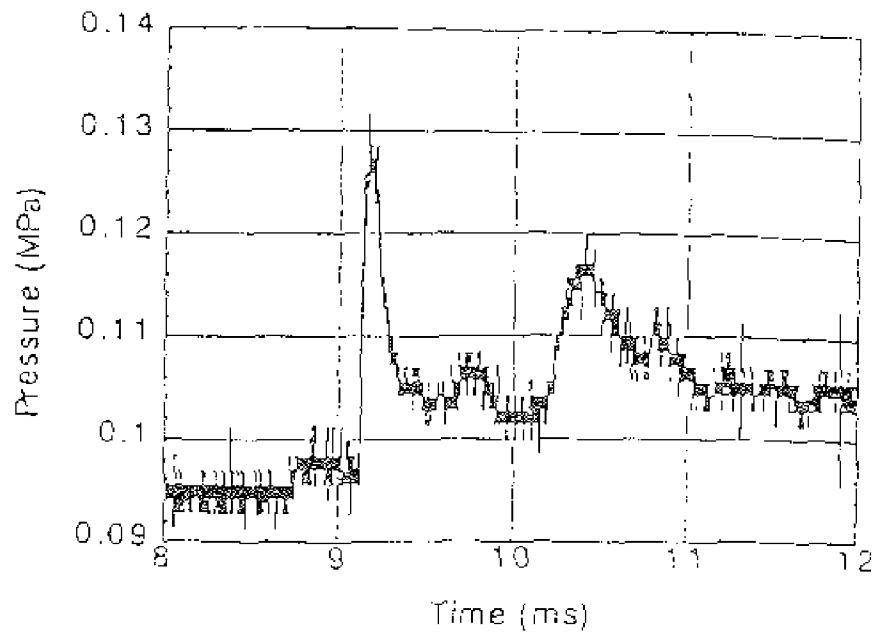
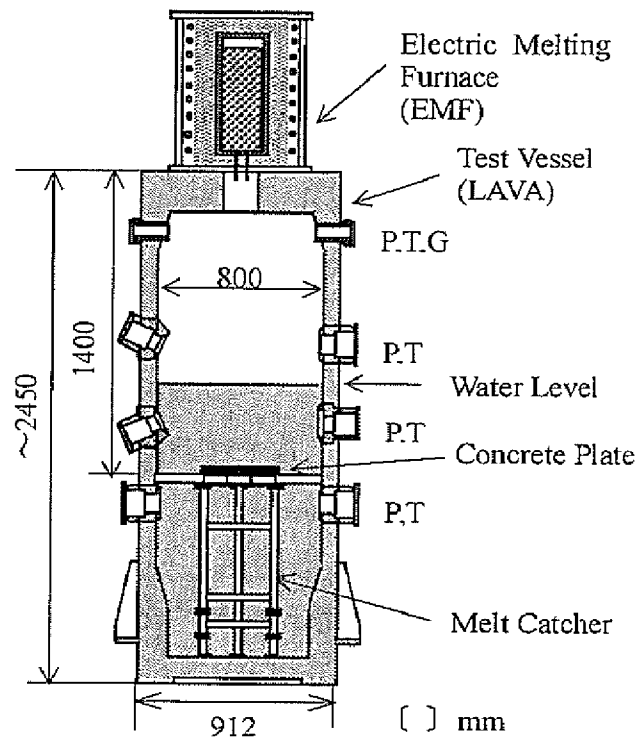


图 3.1-6 ALPHA 实验代表的压力变化 (016)



P: Pressure, T: Temperature,  
G: Gas sampling line

図 3.1-7 COTELS 実験装置

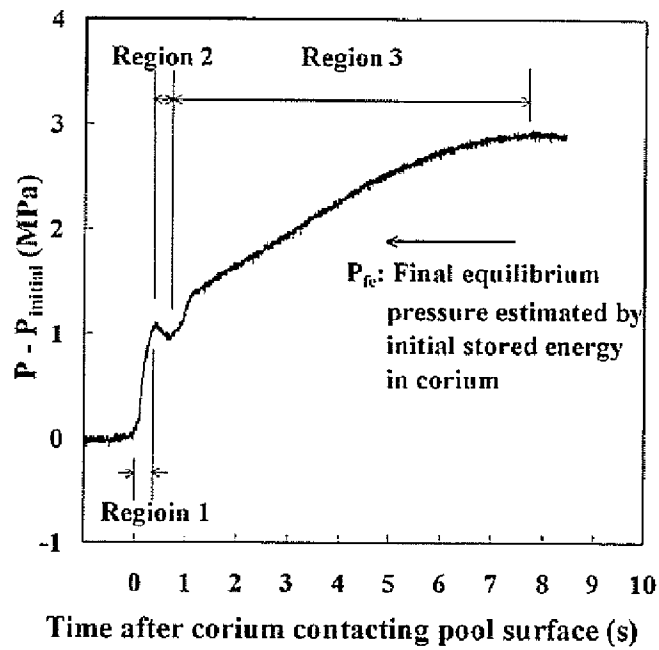


図 3.1-8 COTELS 実験代表的压力变化(A-1)

#### 4. 不確かさに関する整理

原子炉容器外 FCI について、実現象と解析モデルの差に着目しつつ、不確かさの整理を行う。なお、「3.3 これまでの知見のまとめ」で述べたように、原子炉容器外 FCI における水蒸気爆発の発生可能性は低いことから、ここでは、圧カスパイクの観点で整理を行う。

前述のとおり FCI は、細粒化した溶融炉心（デブリ粒子）により原子炉下部キャビティ水が加熱される際に水蒸気が発生し、圧力上昇（圧カスパイク）を引き起こす現象である。したがって、水の状態、溶融炉心の状態及びこれらの相互作用として分けて考えることができることから、原子炉容器外 FCI 現象の影響因子としては、

- ・原子炉下部キャビティ水温及び水量
- ・溶融炉心の落下量（落下速度）と細粒化量
- ・原子炉下部キャビティ水とデブリ粒子の伝熱

として分類できる。また、水蒸気発生後の圧力上昇に関しては、原子炉下部キャビティ区画の圧力変化が原子炉格納容器上部区画に伝ばされる挙動であることから、

- ・原子炉格納容器内での水蒸気の流動

についても不確かさの要因として考えられる。

以下、それぞれに関して、MAAPコードの解析モデル上の取扱いを踏まえ、考え方を整理する。また、表 4-1 に原子炉容器外 FCI の不確かさに関する整理結果を示す。図 4-1 に以下について整理した流れ図を示す。

##### (1) 原子炉下部キャビティ水温及び水量

原子炉下部キャビティ水温が高い場合（＝サブクール度が小さい場合）には、水蒸気発生が促進され、圧カスパイクの観点では厳しい方向となる。原子炉下部キャビティ水は、1次系から放出された冷却水とスプレイ水が混合したものであり、これらの質量及びエネルギーバランスより、原子炉下部キャビティ水温が決定される。1次系から放出された冷却水の初期状態は、プラント設計に基づき設定されるものである。一方、スプレイ水は、再循環前は RWST を水源とし、再循環後はサンプル水から熱交換器を通して得られた水温が使用される。ここで、有効性評価の解析では RWST の水温を、現実的な範囲内で高めの値である夏季温度を設定している。したがって、不確かさが存在する場合でも、原子炉下部キャビティ水温は、解析で仮定した条件よりも低くなる方向であり、水蒸気の大量発生観点から、不確かさは問題とならない。また、事象による違いとして、有効性評価では原子炉格納容器破損シーケンスとして大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+CV スプレイ注入失敗及び全交流動力電源喪失+補助給水失敗を選定している。3ループプラントを対象とした、これらのシーケンスに対する原子炉下部キャビティ水温の比較図を図 4-2 に示す。上記のように、大破断 LOCA では高温の 1次系からの破断流が初期より原子炉下部キャビティに放出されるため原子炉下

部キャビティ水温はより早期に上昇する。全交流動力電源喪失では主に代替格納容器スプレイから注水されるため初期の温度は低いが、原子炉容器破損までの時間が長いことから、次第に飽和温度に近づいていく。結果として、原子炉容器破損時点での原子炉下部キャビティ水温はほぼ同程度であるが、全交流動力電源喪失では原子炉容器破損が遅いことから、原子炉容器破損時点での原子炉格納容器圧力も高めとなっており、サブクール度は大破断 LOCA の方が小さい。以上より、圧力スパイクの観点で大破断 LOCA の方が厳しいと言える。なお、MAAP コードでは、デブリ粒子の熱エネルギーは水蒸気生成に費やされる熱量と水に伝熱する熱量に分けられ、水蒸気生成に費やされる熱量は系の圧力とサブクール度から計算される。また、気泡の上昇速度が臨界速度よりも大きい場合には、周囲の水が気泡の流れによって巻き込まれ、巻き込まれた水に気泡の水蒸気が凝縮することもモデル化されている。

一方、原子炉下部キャビティ水位に関しては、水深が深い方が、熔融炉心の細粒化量が多くなる傾向がある。MAAP コードの解析モデルでは、原子炉格納容器内の流動は、ノードジャンクションモデルによって、ブローダウン水、スプレイ水等の原子炉下部キャビティへの流入量を計算し、原子炉下部キャビティの幾何形状に基づき、水位（水深）を計算している。すなわち、原子炉格納容器形状とスプレイ開始のタイミング（事故シーケンス）で決まる。原子炉格納容器形状に関してはプラント設計データにより設定されることから不確かさは小さい。一方で、熔融炉心の落下時にも原子炉下部キャビティへの注水が継続した状態であることから、原子炉下部キャビティへの注水や熔融炉心の落下のタイミングによっては、原子炉下部キャビティ水深が変化し得ることから、事故シーケンスに基づく不確かさは存在すると考えられる。したがって、原子炉下部キャビティ水深の感度を確認する。

## (2) 熔融炉心の落下量（落下速度）と細粒化量

熔融炉心の落下量及び落下速度は、原子炉容器の破損口径と破損時の 1 次系圧力及び下部プレナム内の熔融炉心水頭に依存する。

原子炉容器の破損口径に関しては、原子炉容器下部ヘッドに貫通部が存在し、主たる破損モードは、貫通部（計装案内管）の溶接部が破損し、貫通部程度の開口が生じるものと仮定している。したがって、破損の際、貫通部と同等の破損口が形成されるのか貫通部の周辺も熔融破損するののかについては不確かさがあることから、破損口径の感度を確認する必要がある。なお、原子炉容器破損形態に関しても、不確かさが存在するが、破損口径として整理できる。

1 次系圧力に関して、圧力が高ければ原子炉容器下部ヘッド破損口からの熔融炉心の落下（噴出）を加速させる傾向がある。炉心熔融時に 1 次系圧力が高い状態の重要事故シーケンスにおいては、炉心損傷検知後の運転員等操作による加圧器逃がし弁の開放に伴い、熔融炉心の落下前に、1 次系は十分に減圧された状態となる。

細粒化量に関して、MAAPコードでは、Ricou-Spalding の式から細粒化量を計算している。Ricou-Spalding モデルは、エントレインメント量（細粒化量）を流入流体の速度（ジェット速度）と両流体の密度比に関連させたモデルであり、液液混合問題において広く利用されている相関式である。

Ricou-Spalding のエントレインメント則は、

$$m_{\text{entr}} = E_0 \cdot u_{\text{jet}} \cdot \sqrt{\frac{\rho_w}{\rho_{\text{jet}}}}$$

で表される。ここで、 $m_{\text{entr}}$  はエントレインメント速度、 $E_0$  はエントレインメント係数、 $u_{\text{jet}}$  はジェット速度（溶融炉心の落下速度）、 $\rho_w$  は静止側の流体密度（原子炉下部キャビティ水の密度）、 $\rho_{\text{jet}}$  は噴出側の流体密度（溶融炉心の密度）である。上記エントレインメント則に示すように流体がエントレインする速度は、エントレインメント係数と落下速度に比例する。

エントレインメント係数  $E_0$  について、MAAPコードでは FCI の大規模実験に対するベンチマーク解析によって、その範囲を設定しており、有効性評価の解析ではその中間的な値（最確値）を設定している。ここで、エントレインメント係数の最大値は最確値よりも約 10% 割大きく設定されているため、不確かさとしては約 10% 割を見込む。

一方、溶融炉心落下速度は、原子炉容器内外圧力差と溶融炉心の水頭から計算される。大破断 LOCA シーケンスでは、原子炉容器内外圧力差は小さく、不確かさも小さいと考えられるが、溶融炉心水頭については、原子炉容器の破損位置により不確かさがある。原子炉容器の破損位置は、原子炉容器下部プレナムのノード代表点で表されるため、溶融炉心上面から破損口までの高さとして 0.8m～1.2m、すなわち約 5% 割の不確かさ幅がある。溶融炉心落下速度は、溶融炉心水頭の平方根に比例することから、落下速度の不確かさ幅は約 2% 割となる。

以上より、落下速度の不確かさ幅はエントレインメント係数の不確かさ幅に包絡されることから、溶融炉心落下速度の不確かさの影響は、細粒化量の不確かさとして整理することとし、溶融炉心落下速度の不確かさの影響も含めて、エントレインメント係数  $E_0$  に関して感度を確認する。

### (3) 原子炉下部キャビティ水とデブリ粒子の伝熱

水中にエントレインされたデブリ粒子は、高温かつ崩壊熱による発熱状態にあり、周囲の水が膜沸騰となることから、デブリ粒子自体は蒸気膜に覆われた状態である。

MAAPコードでは、水中にエントレインされたデブリ粒子と水との伝熱は蒸気膜に覆われた粒子の熱伝達（膜沸騰熱伝達と輻射熱伝達）に関する相関式で表される。ここで、デブリ粒子から水への伝熱はデブリ粒子の径に依存する。また、原子炉下部キャビティ床に堆積したデブリ粒子は、細粒化されない他の溶融炉心とともに、均質

の平板として模擬される。

前述のとおり、熔融炉心のエントレインメント量は、**Ricou-Spalding** の式により計算され、デブリ粒子の数はデブリ粒子の径により計算されるため、デブリ粒子の径がキーパラメータである。有効性評価の解析では、デブリ粒子の径を、 $\text{UO}_2$  及び  $\text{ZrO}_2$  を用いた **FCI** の大規模実験に基づき設定していることから妥当であると考えるが、解析において設定したデブリ粒子の径は、**FCI** の大規模実験での平均的な値であり、実験ケースによってばらつきが存在している。したがって、この観点で不確かさが存在することから、デブリ粒子の径の感度を確認する。

なお、**MAAP** コードでは、デブリ粒子径はデブリジェットの表面張力に依存するモデルとなっており、デブリジェット径には依存しない。

#### (4) 原子炉格納容器内での水蒸気の流動

**FCI** による圧力スパイクの評価の観点では、原子炉下部キャビティ区画から他区画への気体の流れのモデルも不確かさの要因として考えられる。**MAAP** コードでは、原子炉格納容器内の流動はノード-ジャンクションモデルであり、原子炉下部キャビティ区画から他区画への流れは、ノードの圧力、ジャンクションの圧力損失により、差圧流や臨界流として取り扱われる。

ジャンクションの圧力損失に関しては、一般的な流動モデルを扱っていることから、不確かさは小さいと判断する。

表 4-1 FCI の不確かさに関する整理結果

影響因子	実機での実現象	解析上の取扱い	感度解析条件
原子炉下部キャビティ水温	ブローダウン水、スプレイ水等が原子炉下部キャビティに回り込み、原子炉下部キャビティ水温が決まる。	ノード・ジャンクションモデルに従い、原子炉下部キャビティに流れ込む水の温度が評価される。	FCI を促進する取扱いのため、感度解析不要
原子炉下部キャビティへの注入量	ブローダウン水、スプレイ水等が原子炉下部キャビティに回り込み、原子炉下部キャビティ水深が決まる。	ノード・ジャンクションモデルに従い、原子炉下部キャビティに流れ込む水量が評価される。	原子炉下部キャビティ水深 (5. (1) にて感度解析実施)
溶融炉心落下量	破損口径と同等の大きさで溶融炉心が流出すると想定される。	破損口径と同じ径で溶融炉心が流出する。破損口の侵食も考慮される。	破損口径 (5. (2) にて感度解析実施)
溶融炉心落下速度	原子炉容器内外圧力差、自重、破損口径によって落下速度が決まる。	原子炉容器内外圧力差、自重、破損口径によって落下速度が評価される。	エントレインメント係数 (5. (3) にて感度解析実施)
細粒化量	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 (5. (3) にて感度解析実施)
原子炉下部キャビティ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 (5. (4) にて感度解析実施)
原子炉格納容器内での水蒸気の流動	原子炉下部キャビティで発生した水蒸気が圧力差と流動抵抗によって他区画へ移行すると想定される。	ノード・ジャンクションモデルに従い、原子炉格納容器内を流れる水蒸気質量流量が評価される。	一般的な流動モデルで取り扱っており、不確かさが小さく、感度解析不要

## 原子炉容器外 FCI 現象の影響因子

## 感度解析対象パラメータ

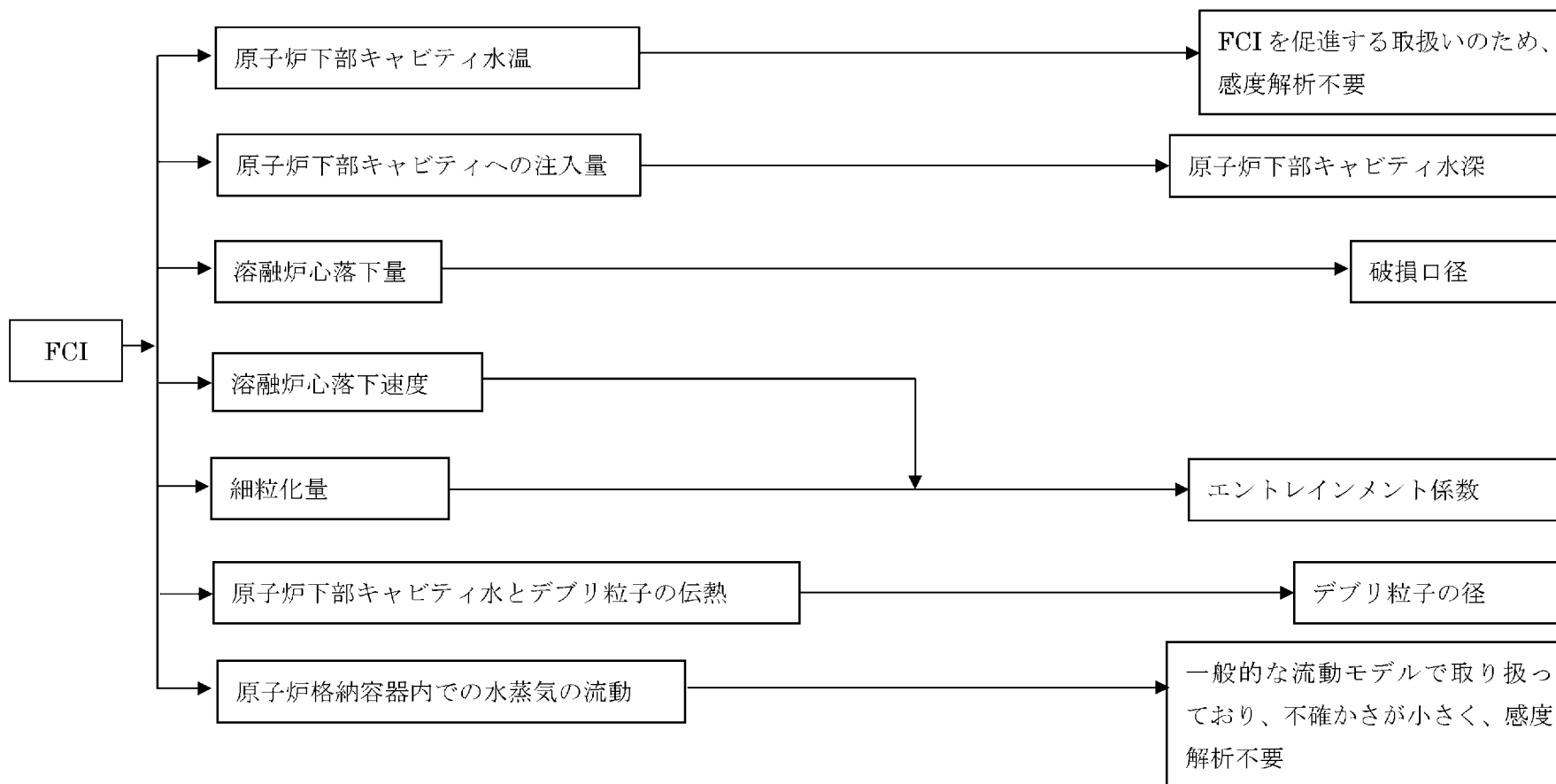


図 4-1 FCI における不確かさに関する流れ図

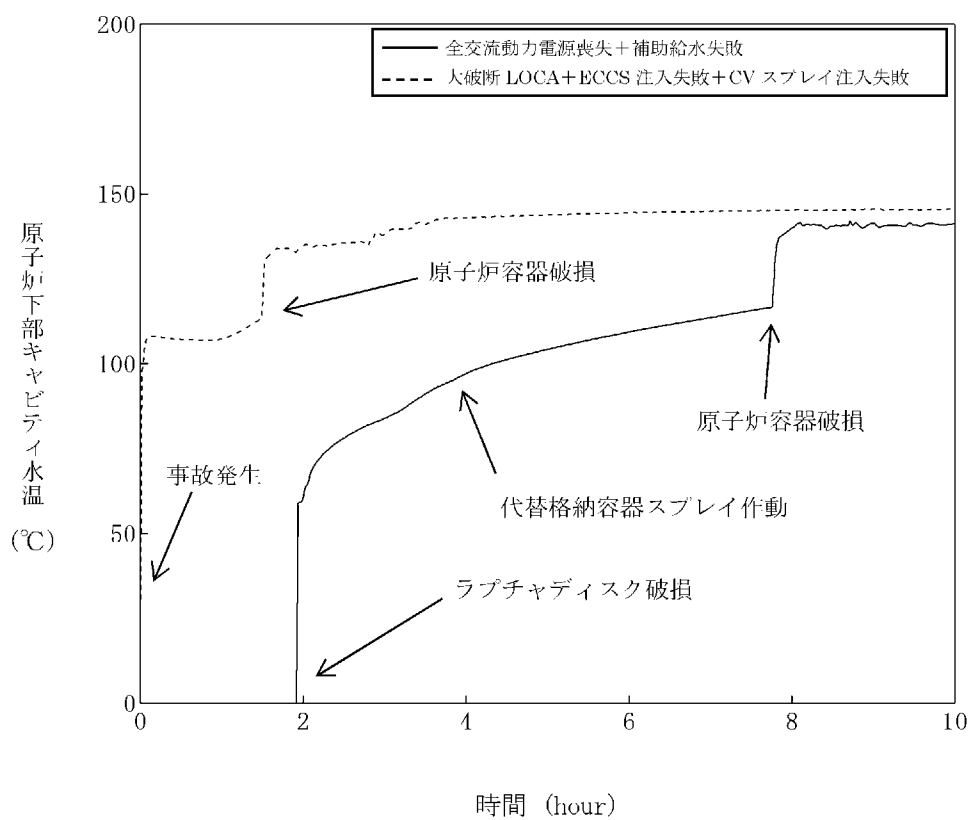


図 4・2 シーケンス間の原子炉下部キャビティ水温の比較 (3 ループプラントの例)

## 5. 感度解析と評価

「4.不確かさに関する整理」において抽出したパラメータに関して感度解析によりその影響程度を把握した。

感度解析のベースケースは、3ループプラントの「大破断 LOCA+ECCS 注入失敗+ CV スプレー注入失敗」である。

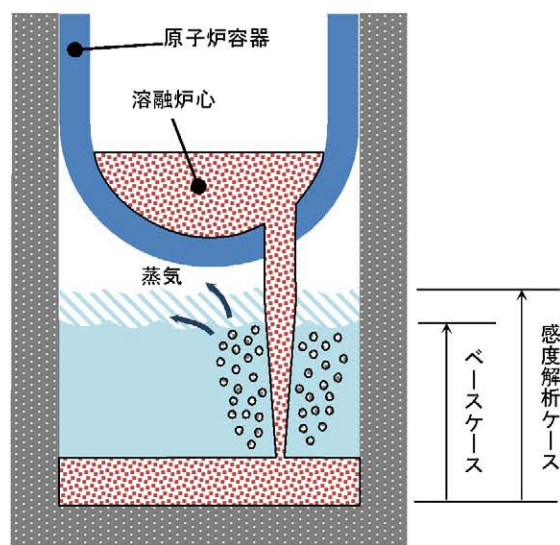
### (1) 原子炉下部キャビティ水深

#### 解析条件

ベースケースでは、炉心溶融開始後 30 分で代替格納容器スプレーを実施することとしている。感度解析ケースでは、原子炉容器破損時点での原子炉下部キャビティ水深がより深くなる想定として、代替格納容器スプレー作動のタイミングを変更する。

ベースケースでは炉心溶融後 30 分としているが、感度解析ケースでは 10 分早めて炉心溶融後 20 分での代替格納容器スプレー作動を仮定した感度解析を実施する。

項目	代替格納容器 スプレー作動	設定根拠
ベースケース	炉心溶融開始後 30 分	運転員等操作余裕時間として設定
感度解析ケース	炉心溶融開始後 20 分	原子炉下部キャビティへの注入量を増加するため、ベースケースより 10 分早く、代替格納容器スプレー作動を仮定



## 解析結果

図 5-1-1～5-1-5 に、代替格納容器スプレイ作動時刻の感度解析結果を示す。

ベースケースと感度解析ケースで、本パラメータの影響は炉心溶融開始後 20 分以降に現れる。炉心溶融開始後 20 分までの挙動は同等である。代替格納容器スプレイ作動のタイミングがベースケースに比べて 10 分早くなったことにより、原子炉容器破損時点の原子炉下部キャビティ水位がベースケースに比べて増加している。また、約 1.5 時間時点で原子炉容器破損が発生し圧力スパイクが起こるが、ベースケースと感度解析ケースで大きな違いはない。これは、PWR では格納容器体積が大きいことにより、過渡的な圧力上昇が緩和されたことから、感度解析に差が生じなかったと考えられる。

## 評価

原子炉下部キャビティ水深の圧力スパイク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と言える。

### (2) 原子炉容器の破損口径

#### 解析条件

原子炉容器破損口の大きさには不確かさがあり、破損口の大きさが大きい場合に圧力スパイクが大きくなると考えられる。破損口初期径として、ベースケースでは原子炉容器貫通部 1 つ分の径である  m を与えているが、感度解析としてその約 3 倍の  m を設定する。貫通部の径に対して約 3 倍の初期径を想定したのは、貫通部の口径に対して隣接する計装案内管間の距離は数倍あり、隣接する貫通部が同時に破損すると、その間の領域の原子炉容器本体も同時に溶融破損する可能性も考慮したためである。

項目	破損口の初期径	設定根拠
ベースケース	<input type="text"/> m	原子炉容器貫通部 1 つ分の径
感度解析ケース	<input type="text"/> m	隣接する貫通部の同時破損を想定