

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。即ち、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 3.3-16～図 3.3-18 に示す。本モデルは大きく次の3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 3.3-16 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 3.3-17）
- ・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 3.3-18）
- ・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。MAAP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 3.3-18 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、即ち、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 3.3-16 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 3.3-17 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うしつつ、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

熔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）は直ちに熔融プールに浸入し、熔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熔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、コンクリートと熔融炉心間にクラックや空隙が形成され、熔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熔融プールに浸入し、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、熔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 次冷却系内に放出される。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 次冷却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 時の水中のスクラビ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 等のような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<sub>2</sub>（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 M A A 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共に移動し、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 次冷却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 は溶融炉心と共に移動する。
- ・水中の FP は区画間の水の流れと共に移動する。
- ・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入力 of 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 放出モデルでは、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。M A A P コードはモデルの選択が可能であり、希ガス、CsI、CsOH 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 次冷却系内に放出され、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 次冷却系内及び原子炉格納容器内のガス流動と共に移動する。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、熱水力計算から求まる体積流量から 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 次冷却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 次冷却系内に放出された FP は、原子炉容器破損前には 1 次冷却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 次冷却系内での気体、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 3.3-19 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 MAA 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、格納容器スプレーによる FP 除去も模擬しており、スプレー液滴とエアロゾルとの衝突による除去率を、衝突効率、スプレーの液滴径、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 次冷却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 次冷却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) 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、MA

A P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<sub>2</sub>(沸点184.3℃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 に基づきよう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 MAA P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 1 2 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 次冷却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 次冷却系モデル	熱水力モデル (流動)	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ノード及び物質毎に以下を適用 <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 次冷却系ヒートシンクとして、原子炉容器、1 次冷却系配管及び炉内構造物を考慮</li> <li>・冷却材と 1 次冷却系ヒートシンク : 強制対流熱伝達及び自然対流熱伝達</li> <li>・水蒸気と 1 次冷却系ヒートシンク : 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 次冷却系破損モデル	<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 M A A P 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	<p>熱水力モデル (流動)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ノード及び物質毎に以下を適用               <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>
	<p>熱水力モデル (伝熱)</p> <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	<p>熱水力モデル (流動)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・ノード及び物質毎に以下を適用               <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次冷却系から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>
	<p>熱水力モデル (伝熱)</p> <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次冷却系ヒートシンク：強制対流熱伝達、自然対流熱伝達及び輻射熱伝達</li> </ul>
	<p>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</p> <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>
	<p>水素発生</p> <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 (放射線水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>
	<p>原子炉格納容器破損モデル</p> <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 MAA P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次冷却材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次冷却材圧力との差圧及び配管圧力損失から注入流量を計算
	格納容器スプレイ	・原子炉格納容器圧力に応じて注入流量を計算
	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ブ破損を考慮
	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 MAA P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、<b>Larson-Miller</b> 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>高圧溶融物放出を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：<b>Ricou-Spalding</b> 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 <b>Kutateladze</b> 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 MAA P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>• 熔融炉心・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、水中及び熔融炉心内の 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>• 熔融炉心内に残存する FP は熔融炉心と共に移動</li> <li>• 水中の FP は区画間の水の流れと共に移動</li> <li>• 原子炉格納容器及び 1 次冷却系内での気体、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入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>

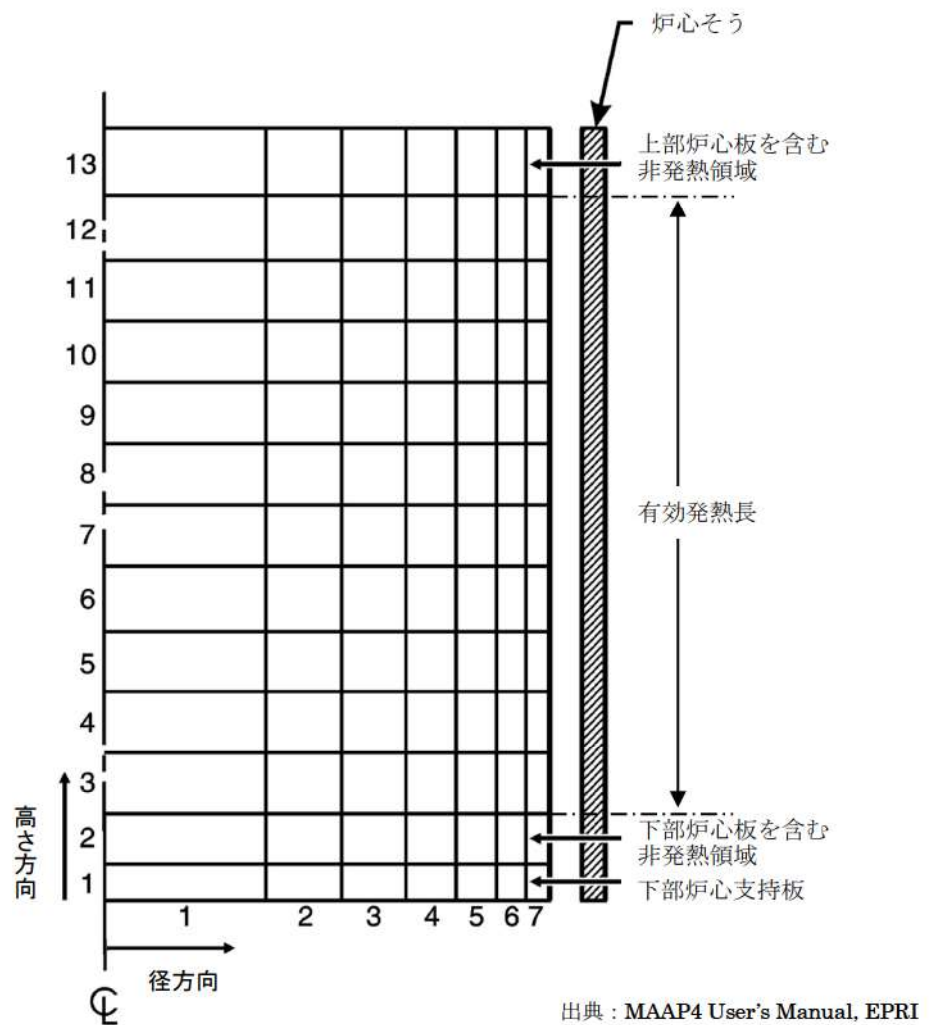
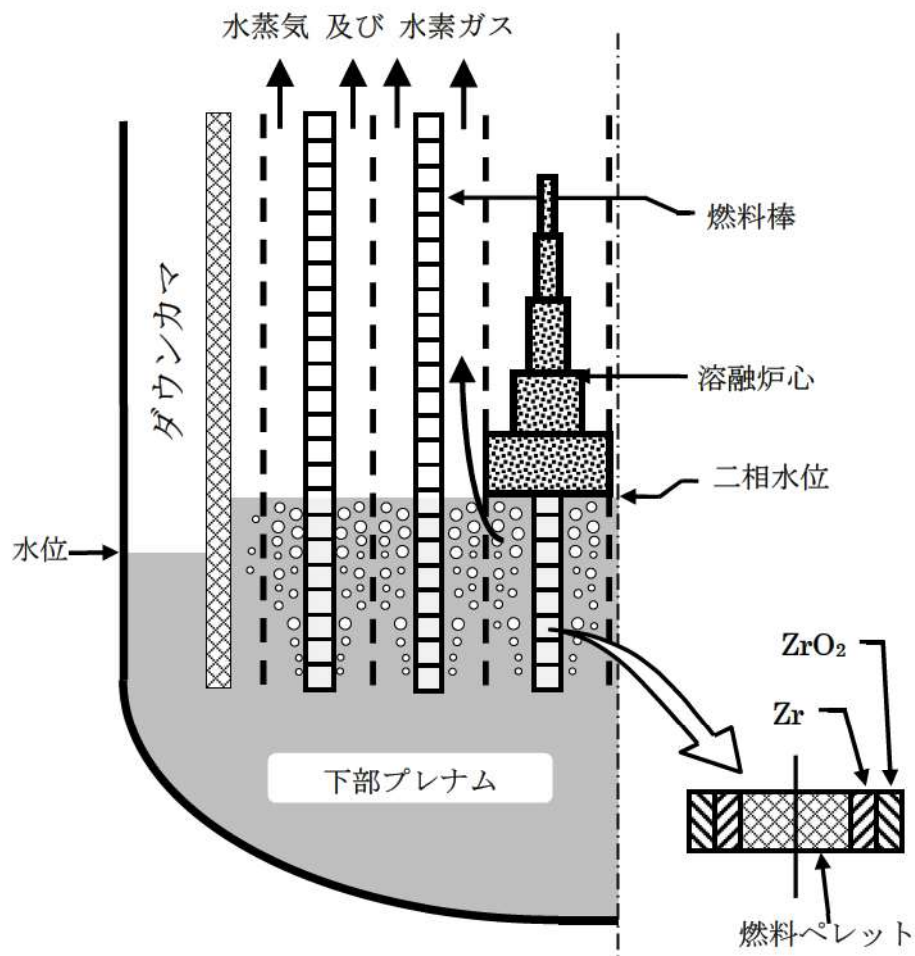


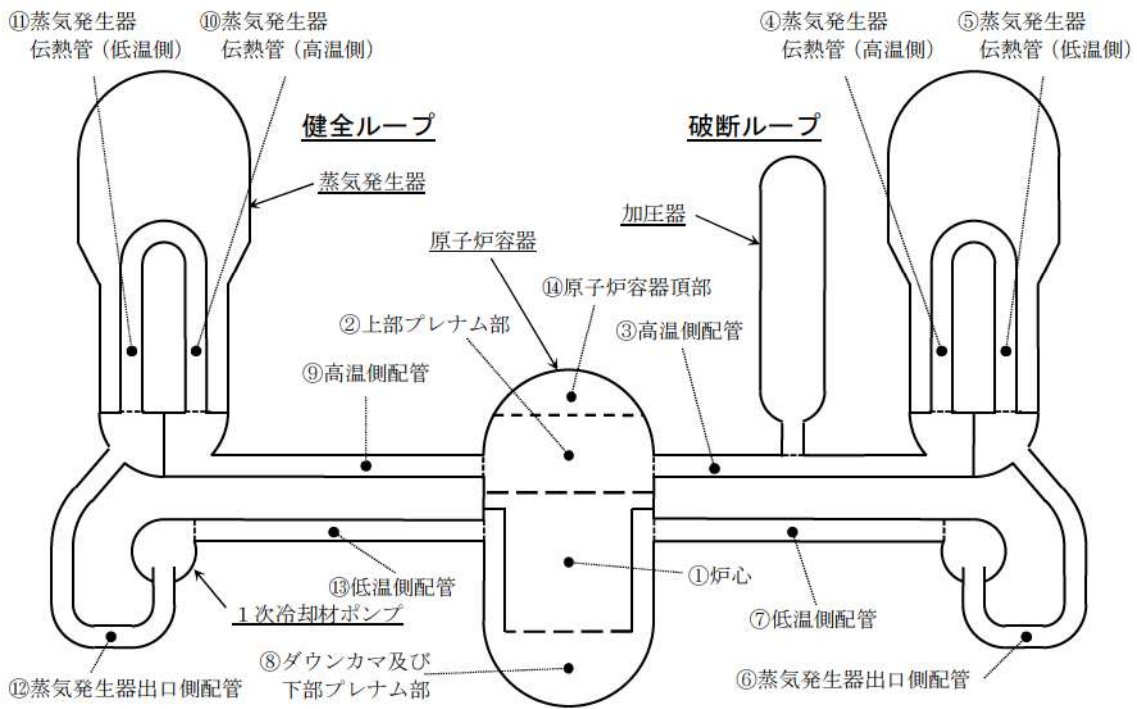
図 3.3-1 MAAPコード ノード分割例 (炉心モデル)



出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

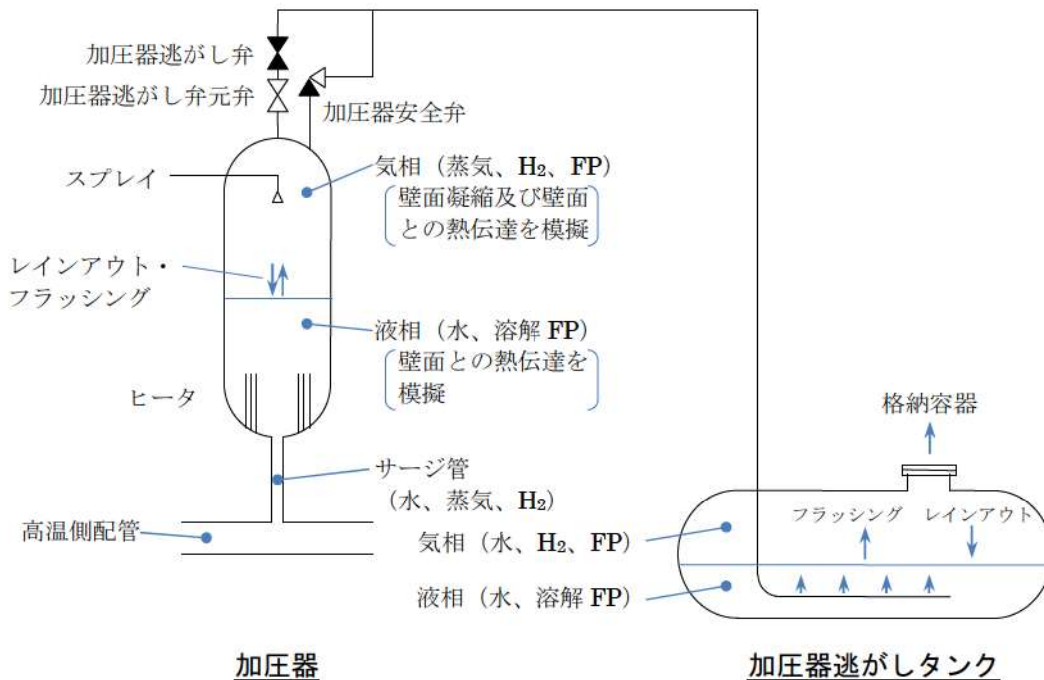
図 3.3-2 炉心水位モデル





出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

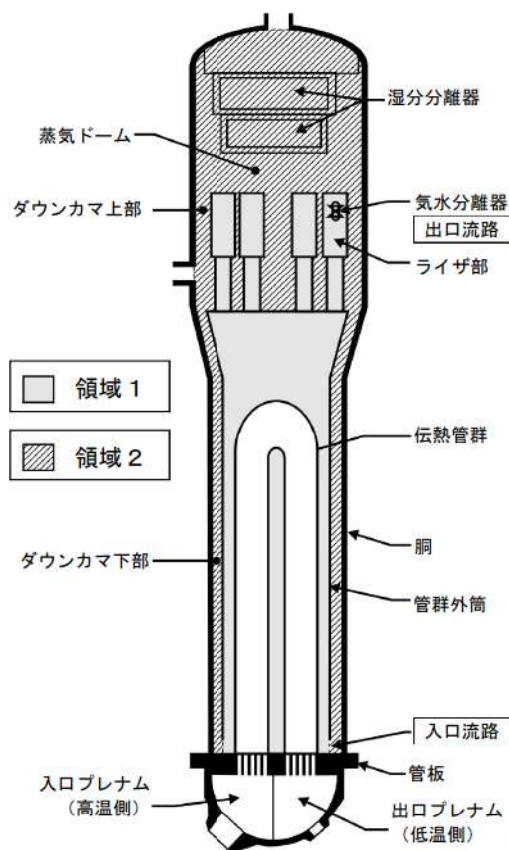
図 3.3-3 MAAPコード ノード分割図 (1次冷却系モデル)



**加圧器**

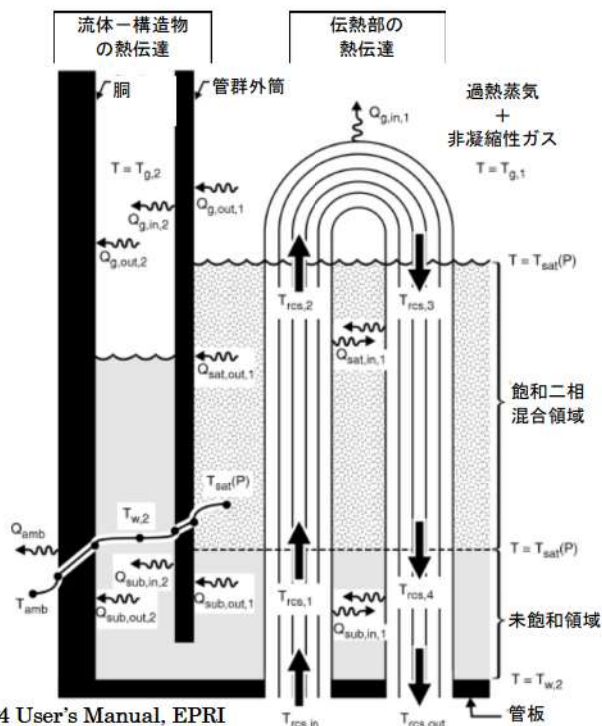
**加圧器逃がしタンク**

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次冷却系モデル)



出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

図 3.3-6 蒸気発生器の伝熱モデル

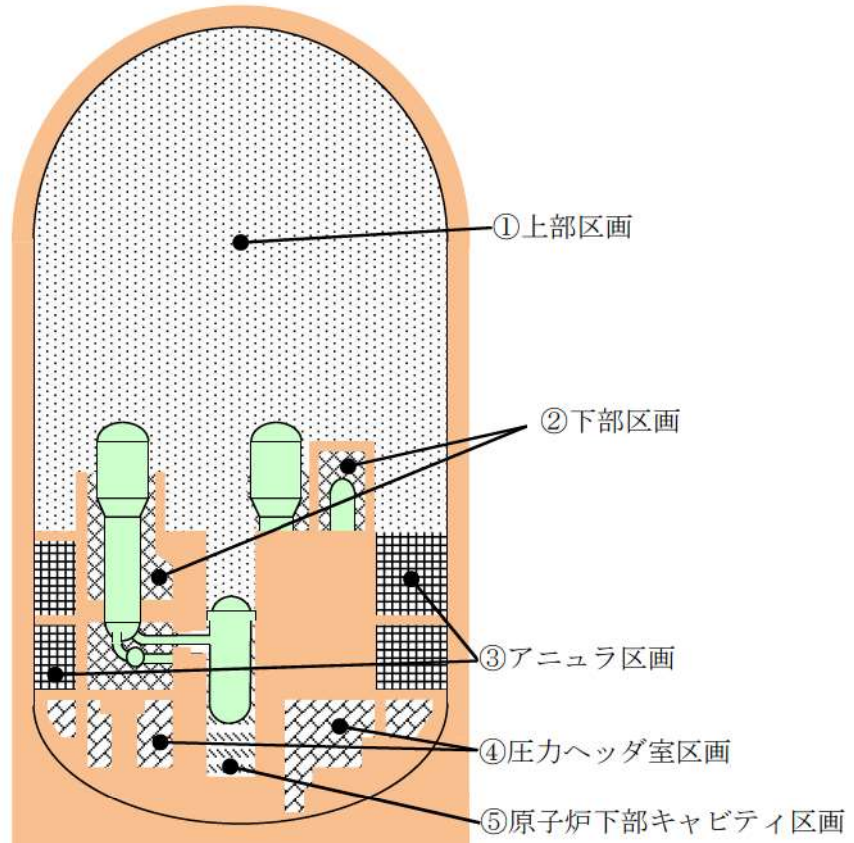


図 3.3-7 MAA Pコード ノード分割図(原子炉格納容器モデル: 3ループプラントの例)



出典 : MAA P4 User's Manual, EPRI

図 3.3-8 ジャンクションの接続関係

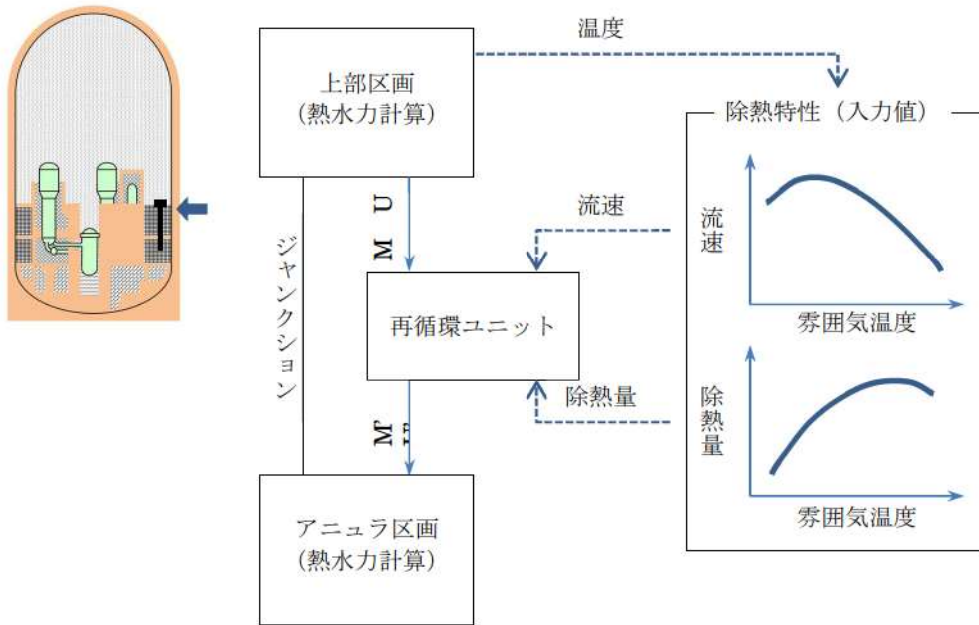


図 3.3-9 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却モデル

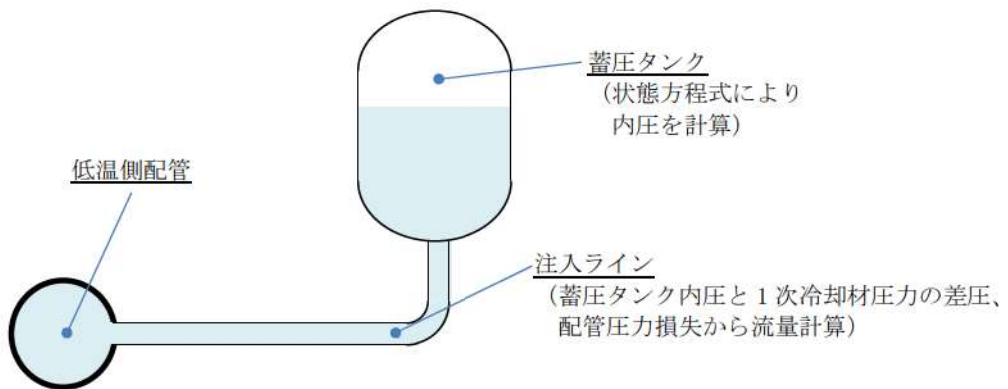


図 3.3-10 蓄圧注入系モデル

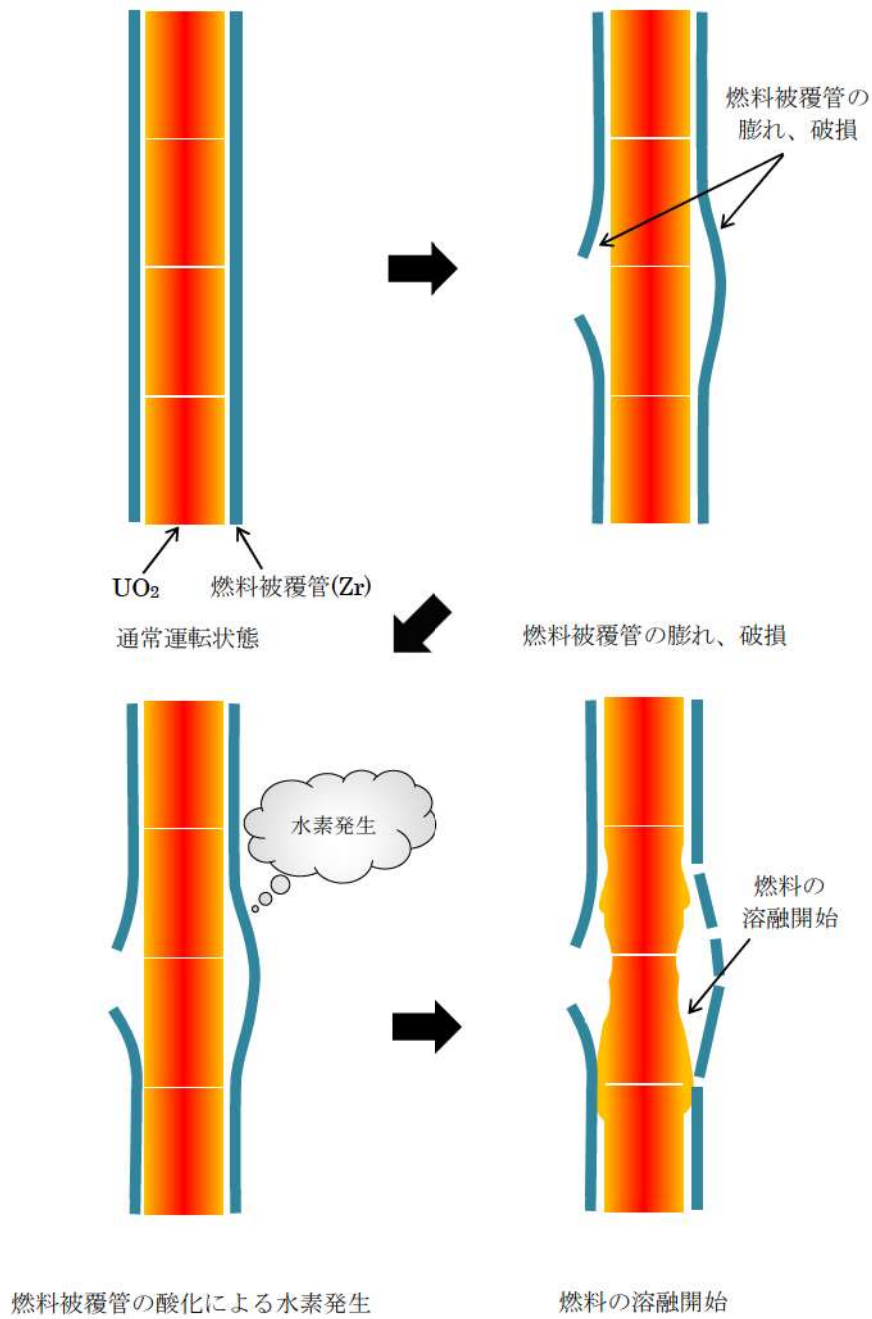


図 3.3-11 炉心ヒートアップ及び燃料溶融の模式図

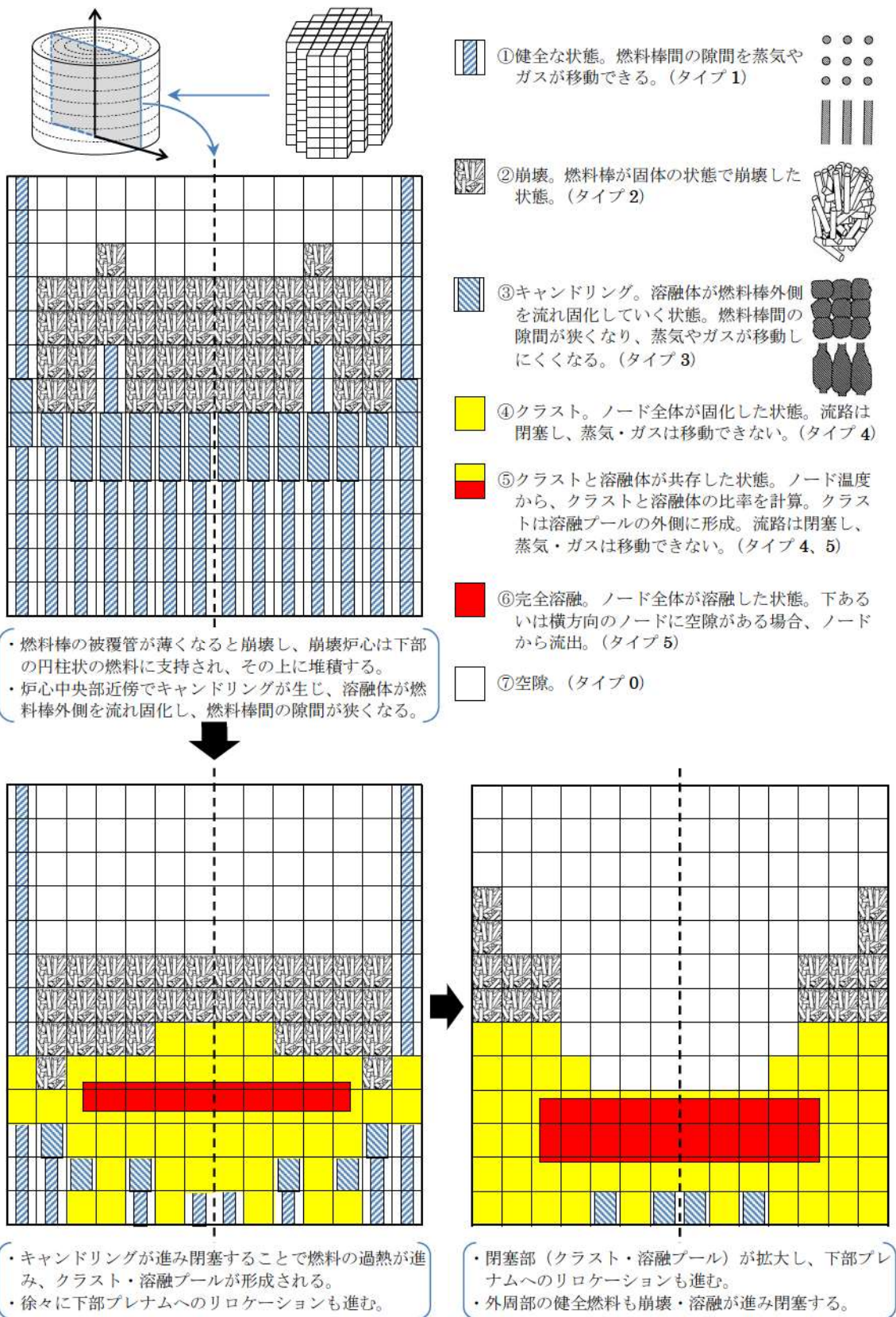


図 3.3-12 リロケーション時の炉心の状態 (例)

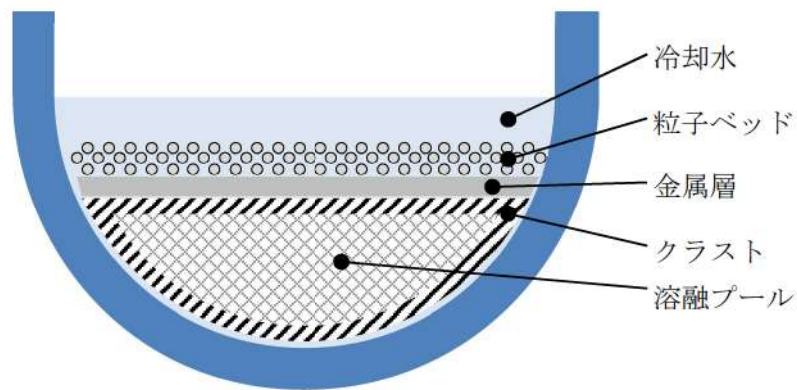
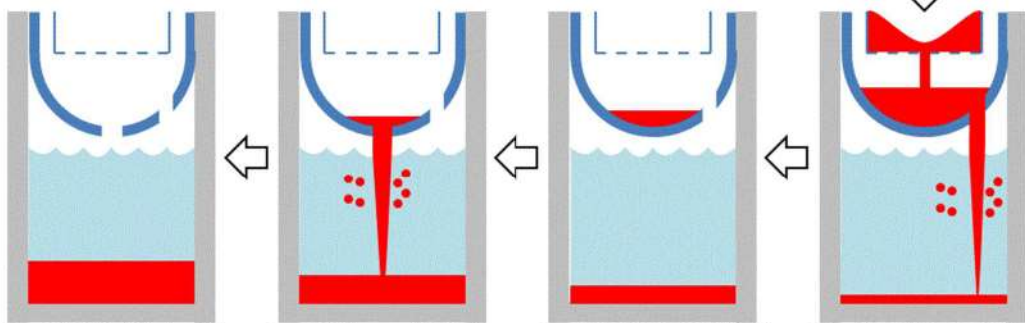
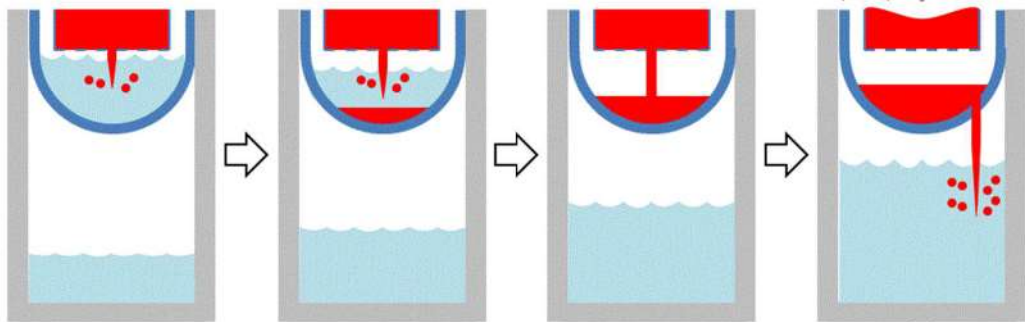


図 3.3-13 下部プレナムでの熔融炉心の概念

- 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。



- ⑤ 熔融炉心は全て原子炉下部キャビティに落下。
- ⑥ 炉心部から下部プレナムへのリロケーションが断続的に発生し、計装案内管の破損口はアブレーションにより拡大。
- ⑦ 下部ヘッドがクリープ破損し、下部プレナムの熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下。
- ⑧ 炉心部から下部プレナムへのリロケーションが集結し、計装案内管の破損口より低い部分の熔融炉心が下部プレナムに残る。

図 3.3-14 原子炉下部キャビティへの熔融炉心の落下の例

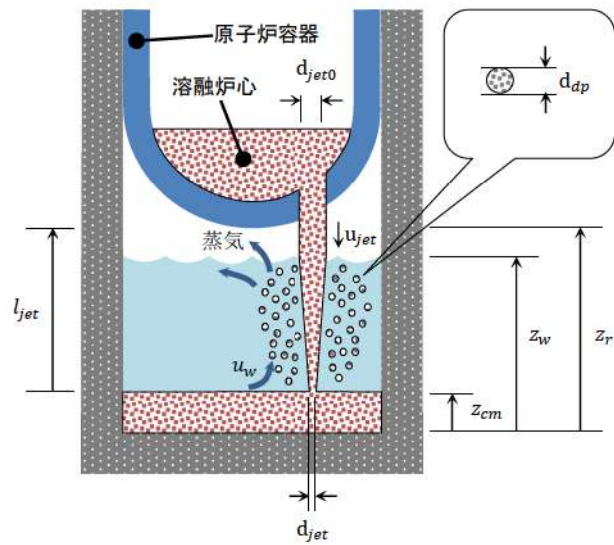


図 3.3-15 原子炉下部キャビティにおける溶融炉心挙動の概念

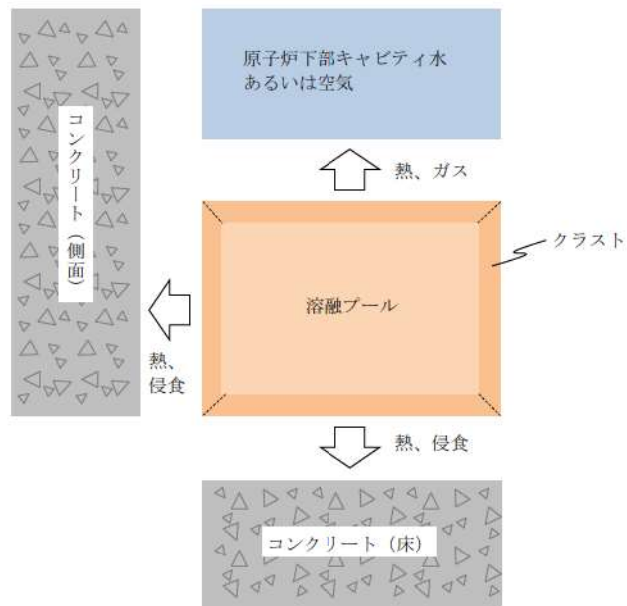


図 3.3-16 溶融炉心の伝熱の概念



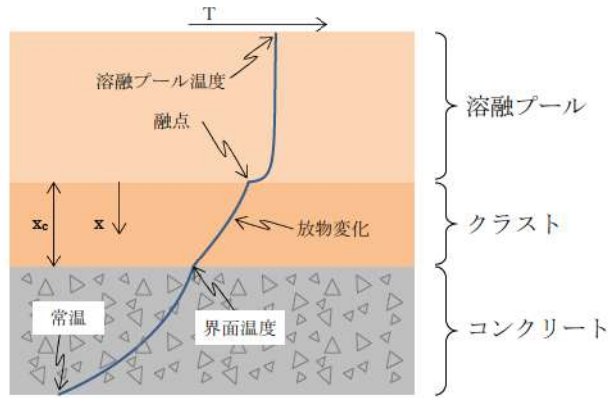


図 3.3-17 溶融炉心の温度分布の概念

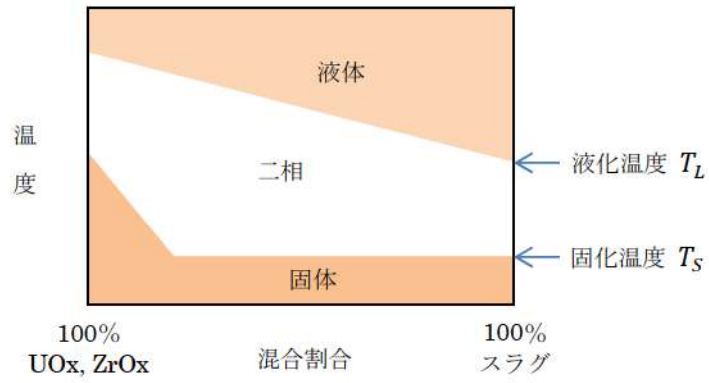
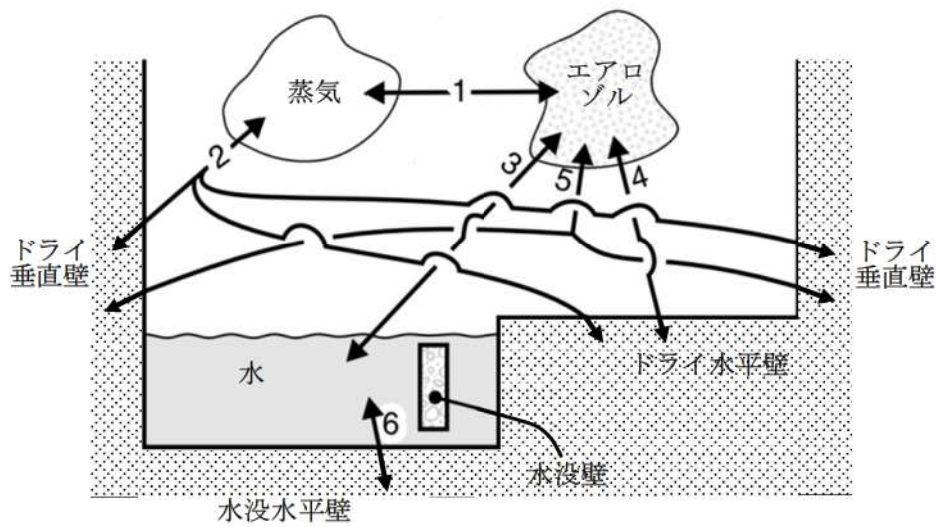


図 3.3-18 溶融プールの相変化の概念



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 3.3-19 原子炉格納容器内 FP 遷移モデル

表 3.3-2 M A A P 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一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さらに酸化する。
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には放出され、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)	4%	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らないよう考慮している。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 次冷却系のノードは、原子炉容器、ループ配管、加圧器、蒸気発生器等の 1 次冷却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 次冷却系と 2 次冷却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でモデル化し、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 MAA P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	<p>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熔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るように設定することが推奨されている。</p>
1次冷却系	<p>原子炉容器、ループ配管、加圧器、蒸気発生器等の1次冷却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。</p>
蒸気発生器	<p>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次冷却系と2次冷却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。</p>
原子炉格納容器	<p>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ダ室区画（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。</p>

### 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、燃料被覆管質量等
- ② **FP** 質量等
- ③ 1次冷却材圧力及び温度、原子炉格納容器圧力及び温度等の初期条件
- ④ 1次冷却系、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及び形状等
- 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次冷却材圧力
- ② 原子炉容器水位
- 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

MAAPコードの入力のうち、核分裂生成物（FP）質量の入力は、前処理コード（ORIGENコード）を使用して得られた結果に基づいて設定している。具体的には、MAAPコードで考慮しているFPの各元素に対して、サイクル末期の質量を算出し、それをMAAPコードの入力としている。

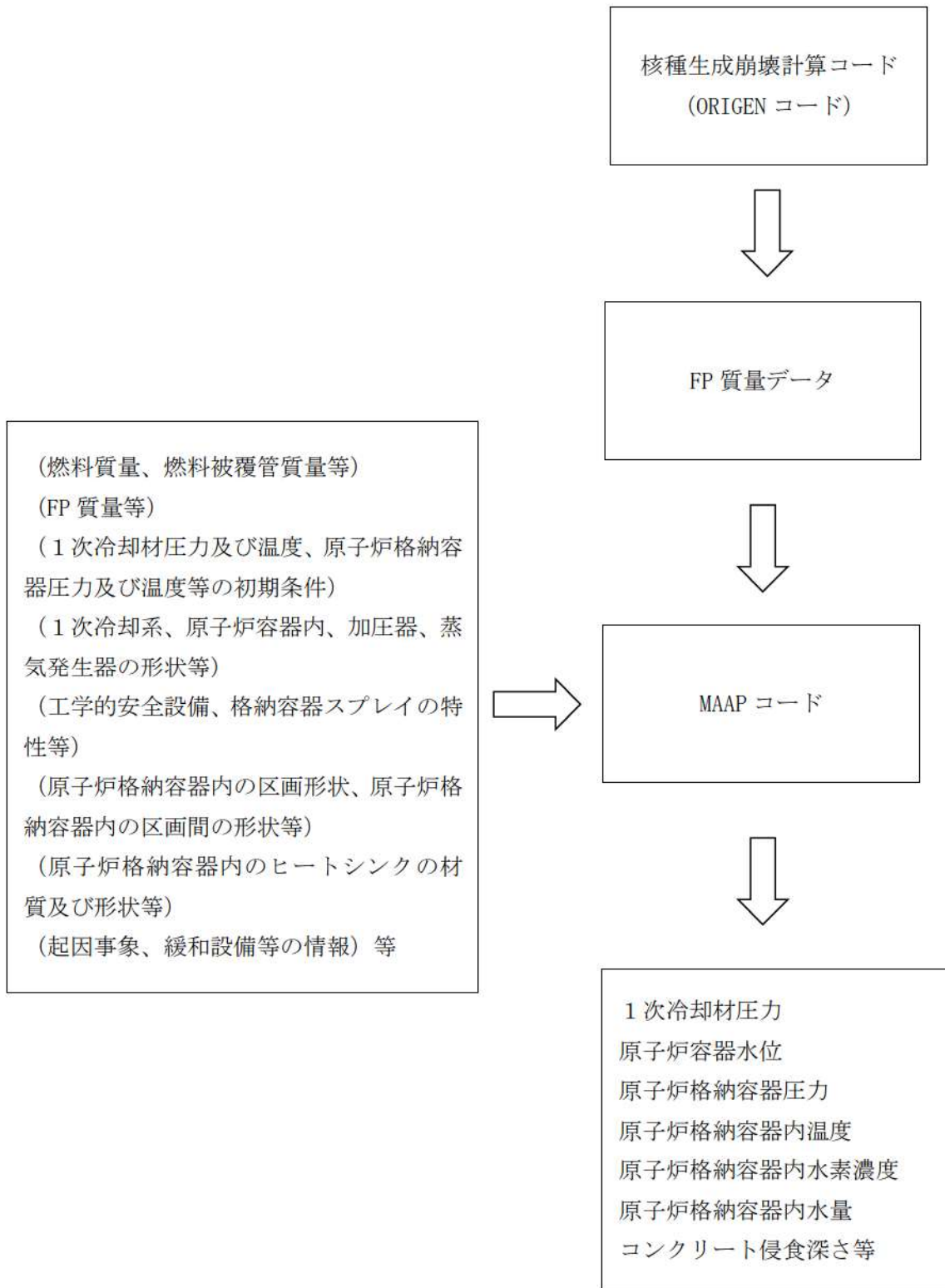


図 3.5-1 MAAP コードの入出力

## 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章では「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纏める。

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纏める。

#### 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章においては、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」シーケンスにおける 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次冷却系配管等への熱伝達による1次冷却系配管のクリーブ破損の観点で、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次冷却系配管のクリーブ破損については、**Larson-Miller** パラメータ手法を適用している。いずれも、工学分野でクリーブ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。

一方、ECCS 注入水の1次冷却系内の混合については、LOCA 等により1次冷却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重要事故シーケンスのうち「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無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次冷却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次冷却系強制減圧時の1次冷却材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 次冷却材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 次冷却系強制減圧が、「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pray冷却（原子炉格納容器）

Spray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。

Spray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Sprayされた水は気相部温度と等しくなって液相に落下する。Spray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無いと考えられる。

#### 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、規制要求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なら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 次冷却系及び 2 次冷却系挙動や、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重要事故シーケンスに関しては、「**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無いため、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プ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、工学分野でクリープ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 次冷却系へ放出される **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 により生じる圧カ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 次冷却材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纏めている。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っており添付 2 に纏めており、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っており添付 3 に纏めており、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										その他*	
		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			
炉心	崩壊熱	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.1.1	
	燃料棒内温度変化	☒ 4.2-5	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
	燃料棒表面熱伝達	☒ 4.2-6	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.4	-	
	燃料被覆管酸化	☒ 4.2-10	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
	燃料被覆管変形	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
1次 冷却系	沸騰・ボイド率変化	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	
	気液分離 (炉心水位)・対向流	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.1	-	
	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	
加圧器 蒸気 発生器	ECCS 蓄圧タンク注入	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	流動抵抗 4.3.2	注入特性 4.1.5
	冷却材放出	☒ 4.2-1 ☒ 4.2-2	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	1次側・2次側の熱伝達	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	冷却材放出 (臨界流・差圧流)	-	-	-	-	-	-	-	-	☒ 4.2-30 ☒ 4.2-31	-	-	-
	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										その他*	
		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			
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	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	区画間の流動 (液体)	-	-	☒ 4.2-22	-	-	-	-	-	-	-	-	4.1.9
	スプレイ冷却	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.1.10
	水素濃度変化	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-
	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
	リロケーション	☒ 4.2-6	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.5
	原子炉容器内 FCI (溶融炉心細粒化)	☒ 4.2-10	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.6
	原子炉容器内 FCI (デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.6
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	☒ 4.2-7	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.7
原子炉容器破損、溶融	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.8	
1 次系内 FP 挙動	-	-	-	-	-	-	-	-	☒ 4.2-38	-	-	-	-
原子炉格納容器内 FP 挙動	-	-	-	-	-	-	-	-	☒ 4.2-42	☒ 4.2-43	☒ 4.2-49	4.3.11	-
原子炉容器外 FCI (溶融炉心細粒化)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.9	-
原子炉容器外 FCI (デブリ粒子熱伝達)	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.9	-
原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の蒸がり	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.10	-
溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.10	-
溶融炉心とコンクリートの伝熱	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	4.3.10	-
コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	-	-	-	-	☒ 4.2-25	☒ 4.2-26	☒ 4.2-28	-	-	-	-	-	-

\* 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 次冷却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、アニュー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 次冷却材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急上昇等は、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 次冷却材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 次冷却材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 分時点一点のみであり、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（事故初期から 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。

溶融炉心が下部プレナムに流入すると、最初は堆積した溶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溶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 MAA P 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 次冷却材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 次冷却材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、A-1 次冷却材ポンプの停止(100 分)以降は、1 次冷却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 次冷却材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 次冷却材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 次冷却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 次冷却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次冷却材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次冷却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無いが、クラスト内部の熔融炉心領域の温度は上昇しており、約224分で熔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共に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分まで熔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、下部プレナムの熔融炉心の熱伝達

TMI事故では、炉心熔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、炉心領域での熔融進展、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、中央の熔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、中央の熔融プール(二相及び单相の熔融プール)、ならびに、下部の非熔融領域の各状態は、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°C）よりわずかに低い約 1,200°C (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
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

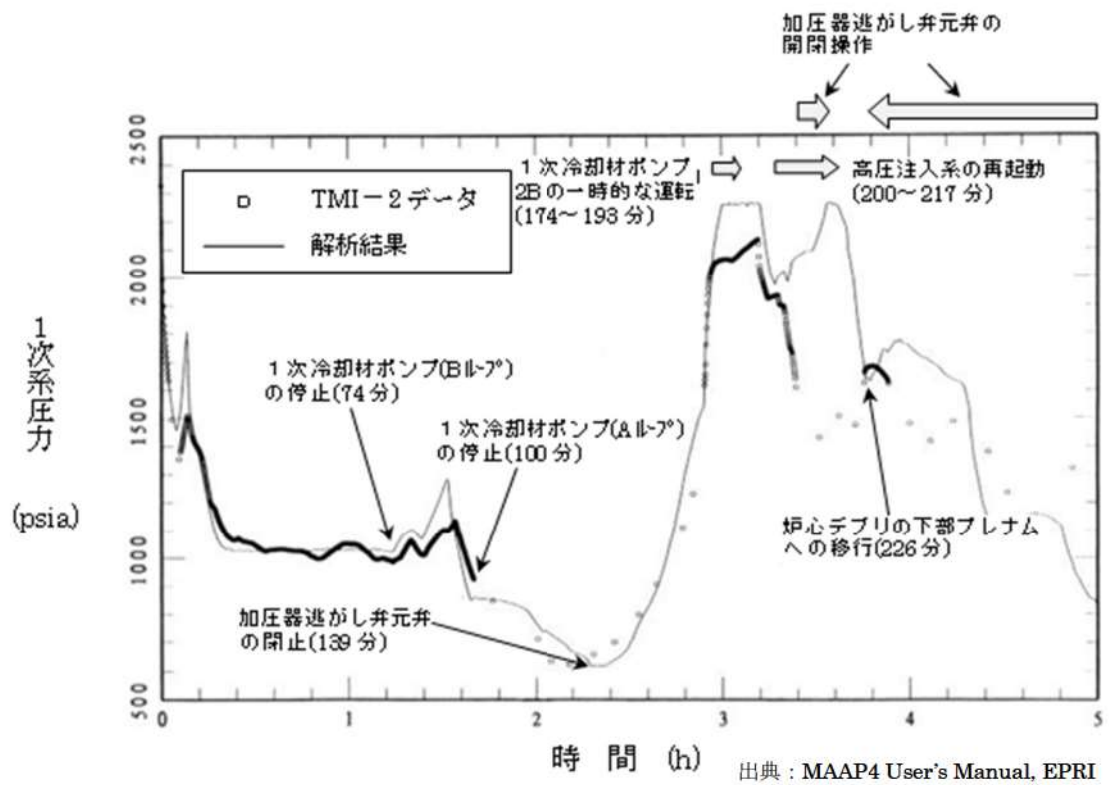


図 4.2-1 TMI 事故のベンチマーク解析結果：1 次冷却材圧力

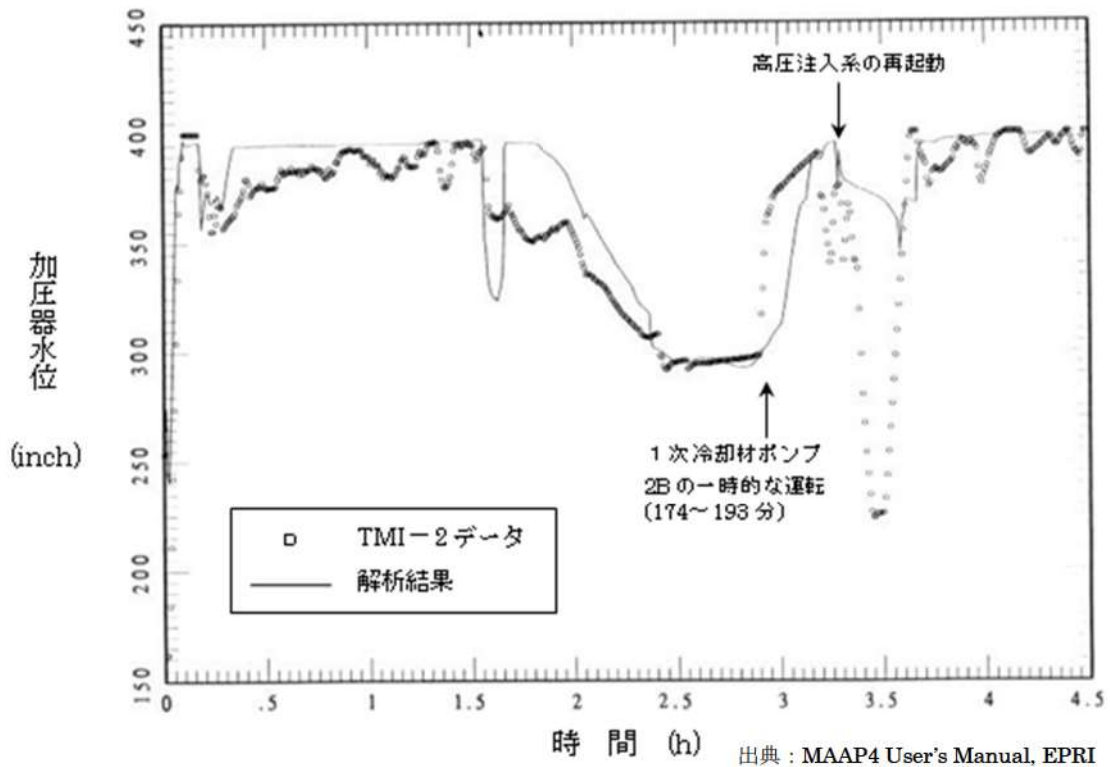
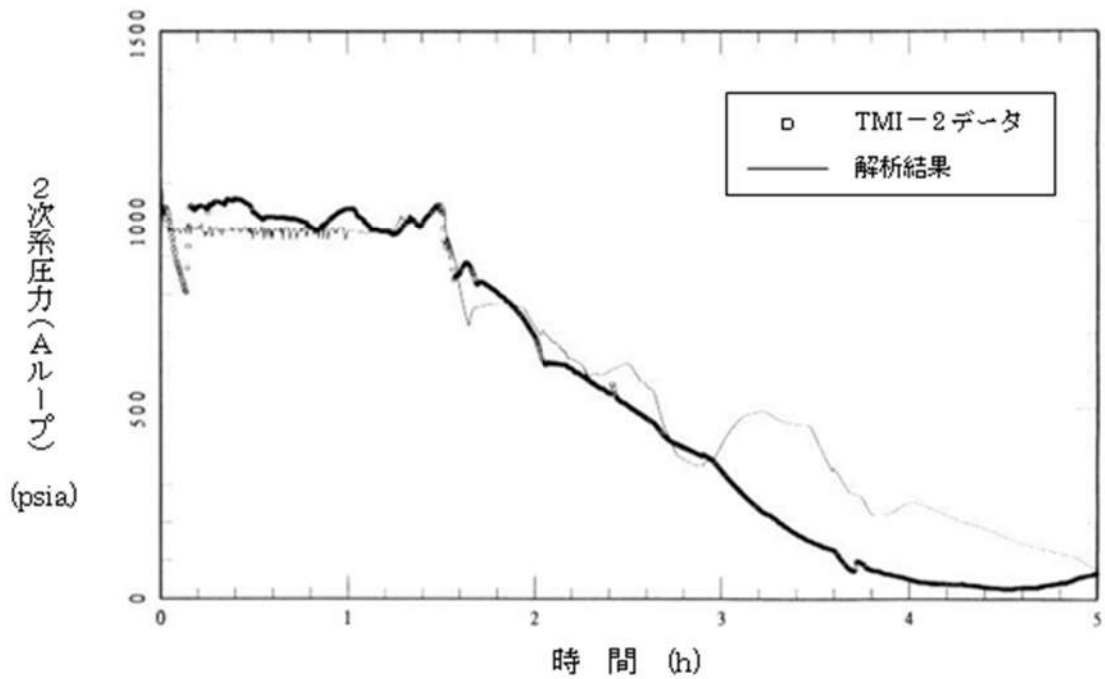
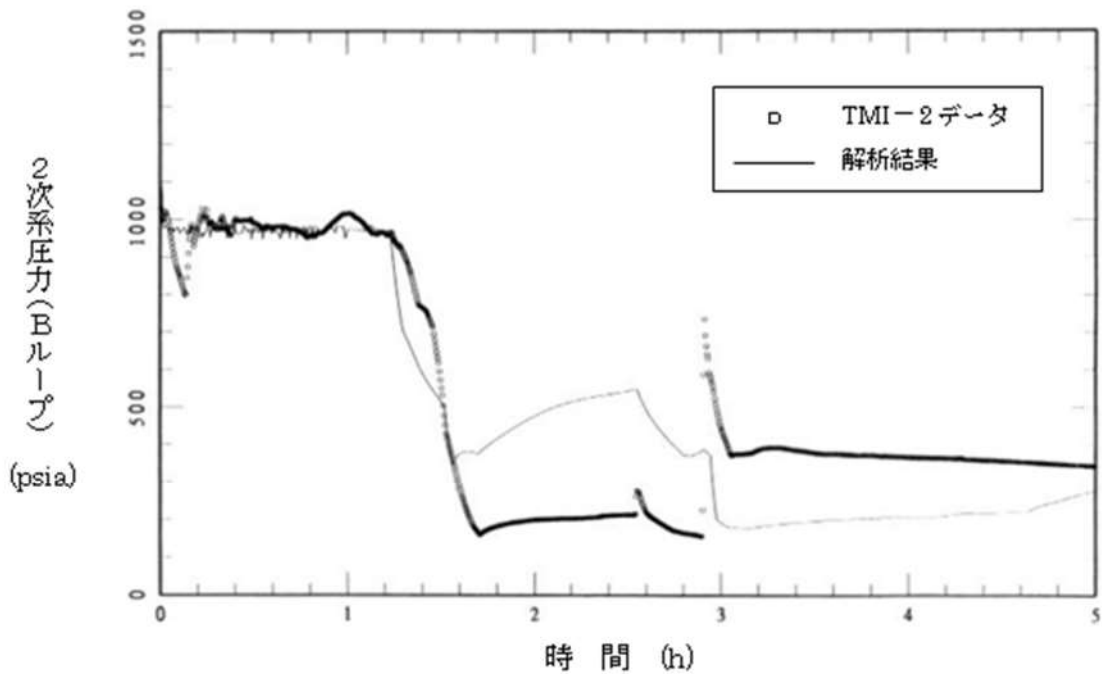


図 4.2-2 TMI 事故のベンチマーク解析結果：加圧器水位



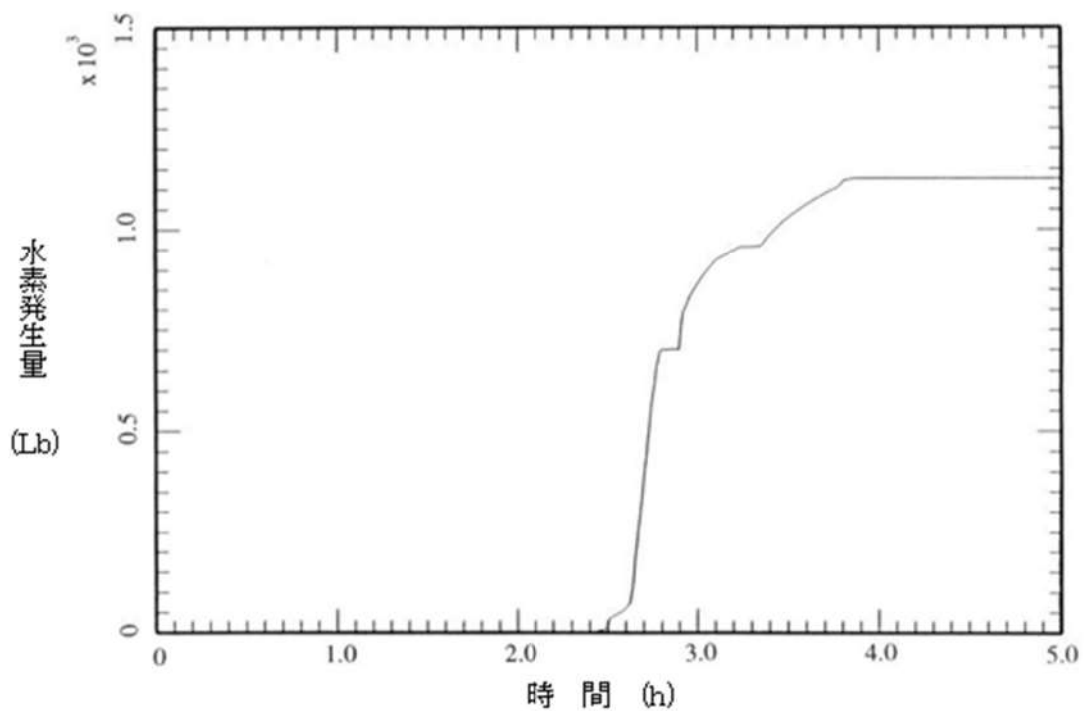
出典 : MAAP4 User's Manual, EPRI

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



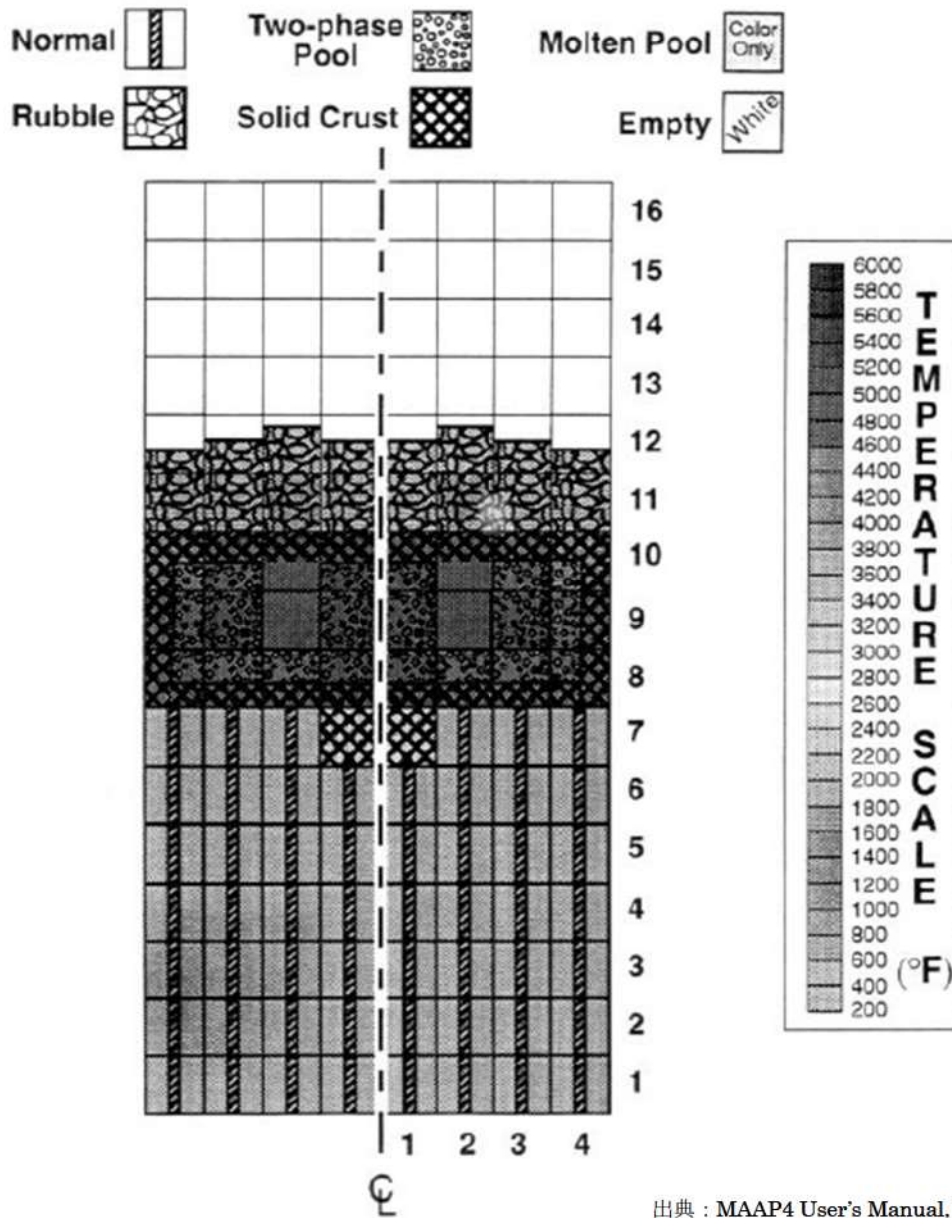
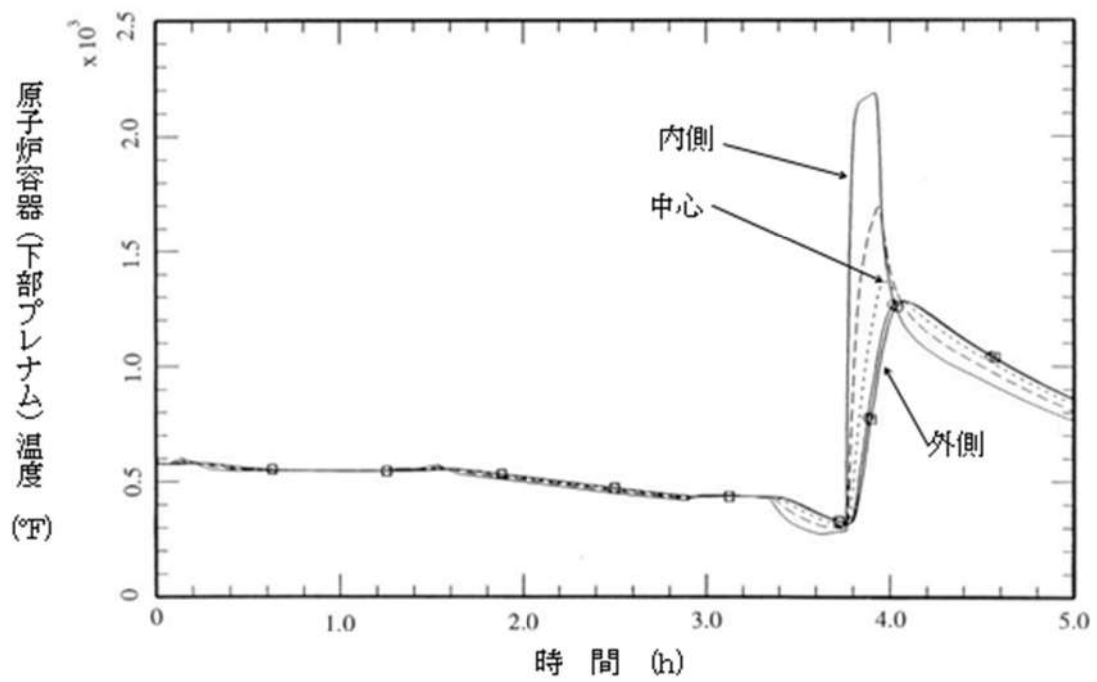
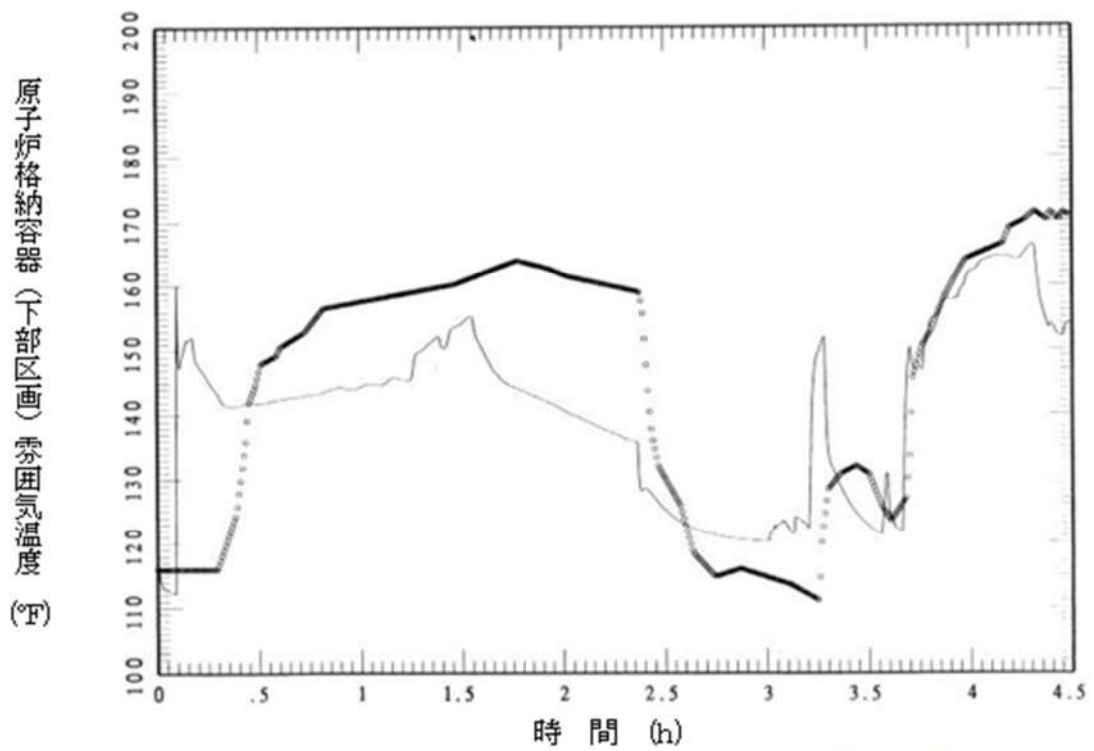


図 4.2-6 TMI 事故のベンチマーク解析結果：炉心状態（約 220 分後）



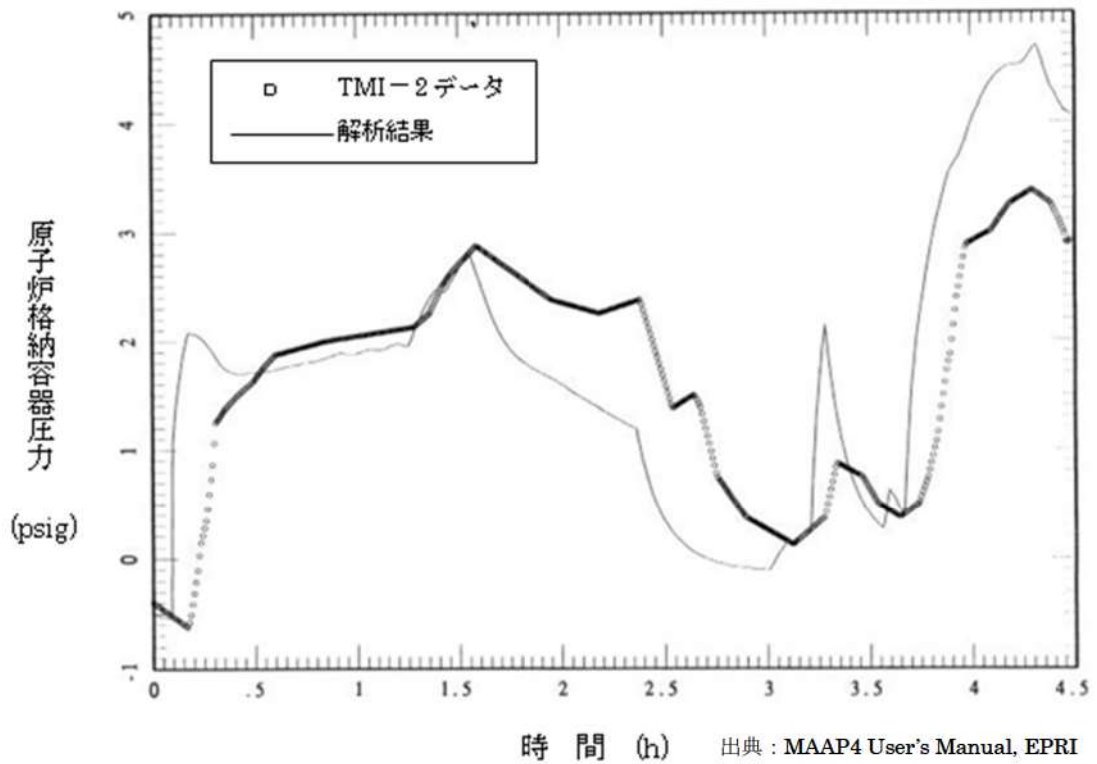
出典 : MAAP4 User's Manual, EPRI

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



出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

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



出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

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

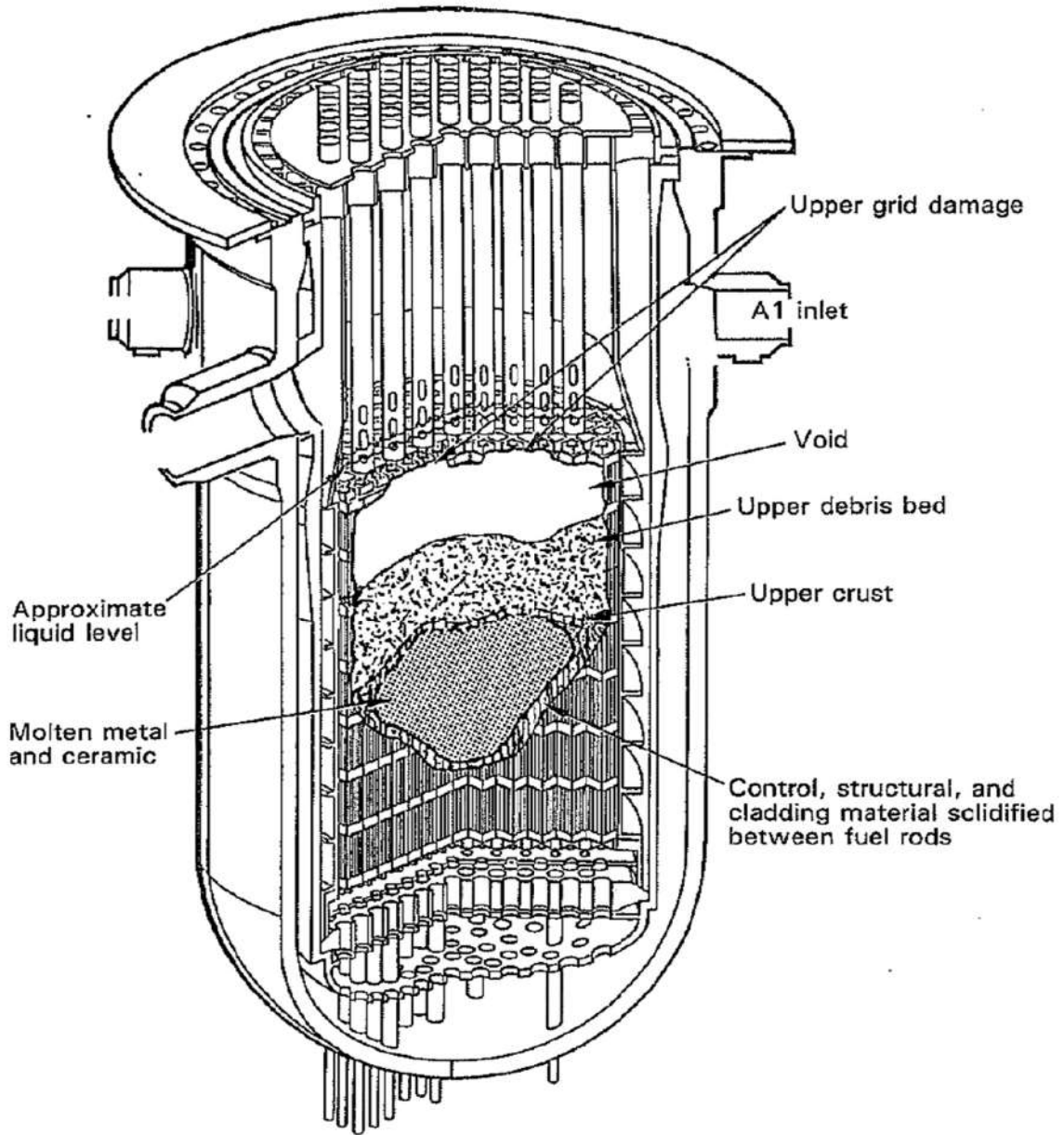


図 4.2-10 炉心溶融状況の比較（炉心溶融 220 分後、TMI 事故）[13]

## 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（即ち、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。

上部ドーム部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。この温度成層化にともな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に転じる。一方、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。たとえば 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  $1\text{kg}/\text{m}^3$  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なら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方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 次冷却系位置の場合では、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°C 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 次冷却系では、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

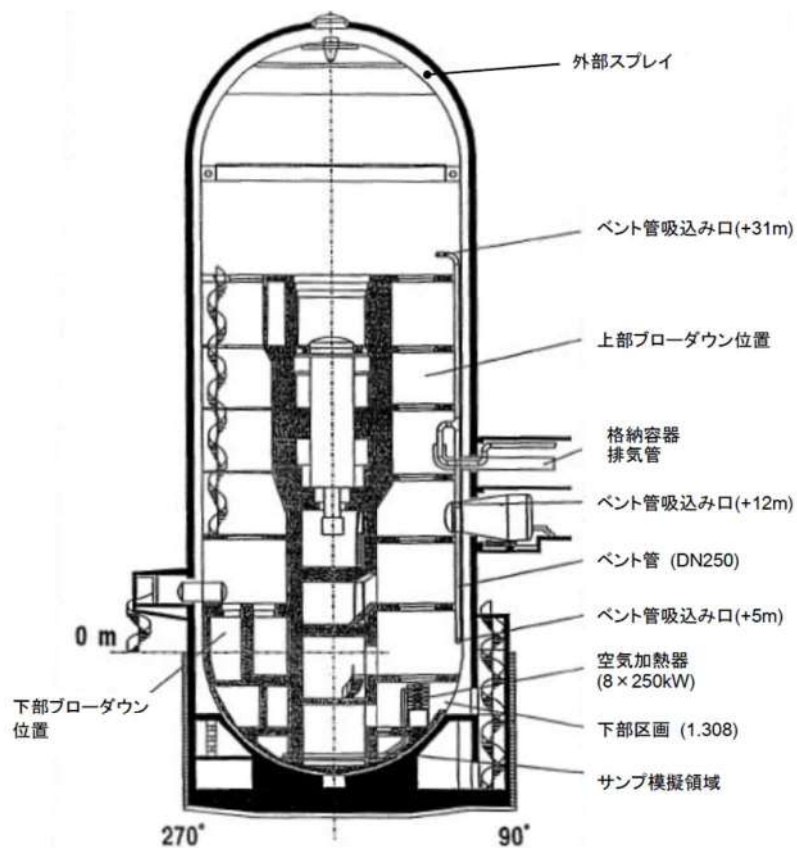
0.0 分	小破断 LOCA の発生とほぼ同時 (1~2 分の遅れ) に、第 1805 室への水蒸気の注入開始 (2.06 [kg/s] の一定流量, 仕様では 3.3 [kg/s])
693.82 分	LOCA の終了と水蒸気の注入流量を 1.20 [kg/s] まで削減
739.4 分	混合ガスの注入開始 (第 1805 室)
749.98 分	水蒸気の注入終了
772.3 分	混合ガスの注入終了
772.93 分	第 1405 室への水蒸気の注入開始 (2.06 [kg/s])
958.77 分	水蒸気の注入終了
975.0 分	外部スプレイ期間の開始 (流量 21[t/h]=5.83[kg/s])
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	100.0%



出典：HDR 実験 NEA/CSNI レポート

図 4.2-11 HDR 実験設備

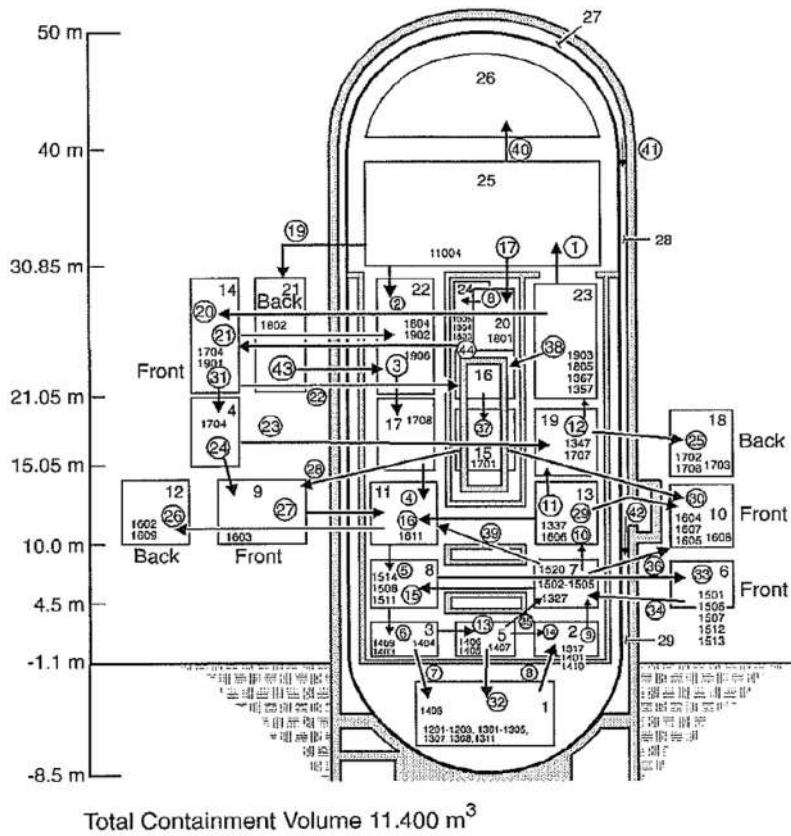


図 4.2-12 ノード分割図[15]

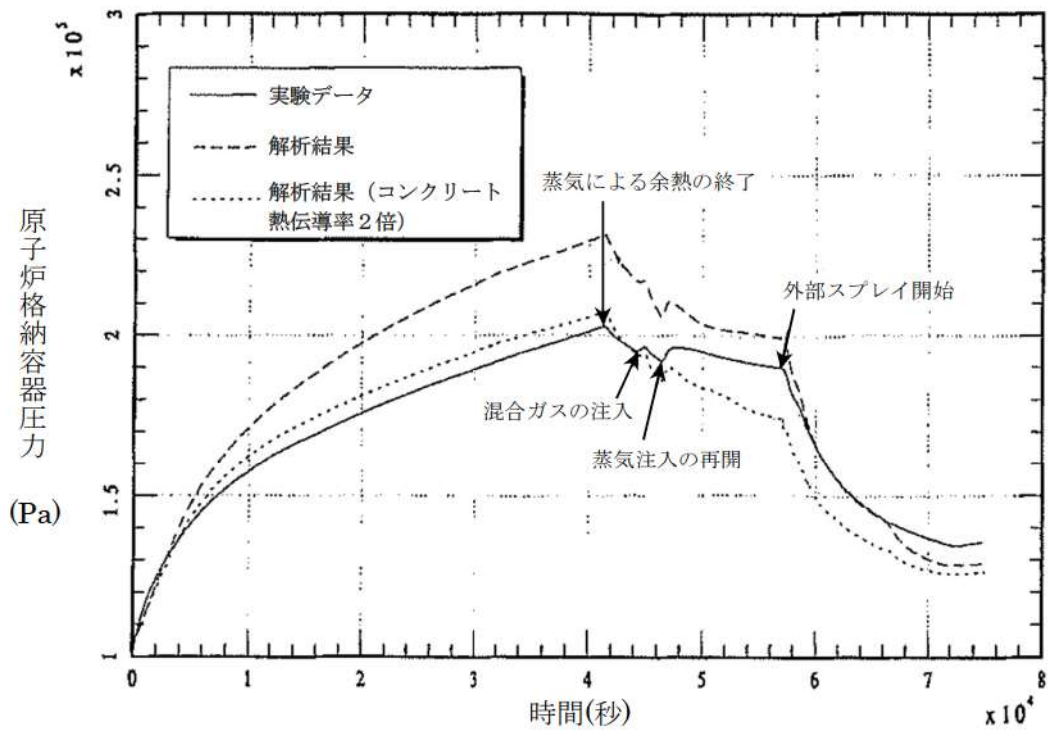
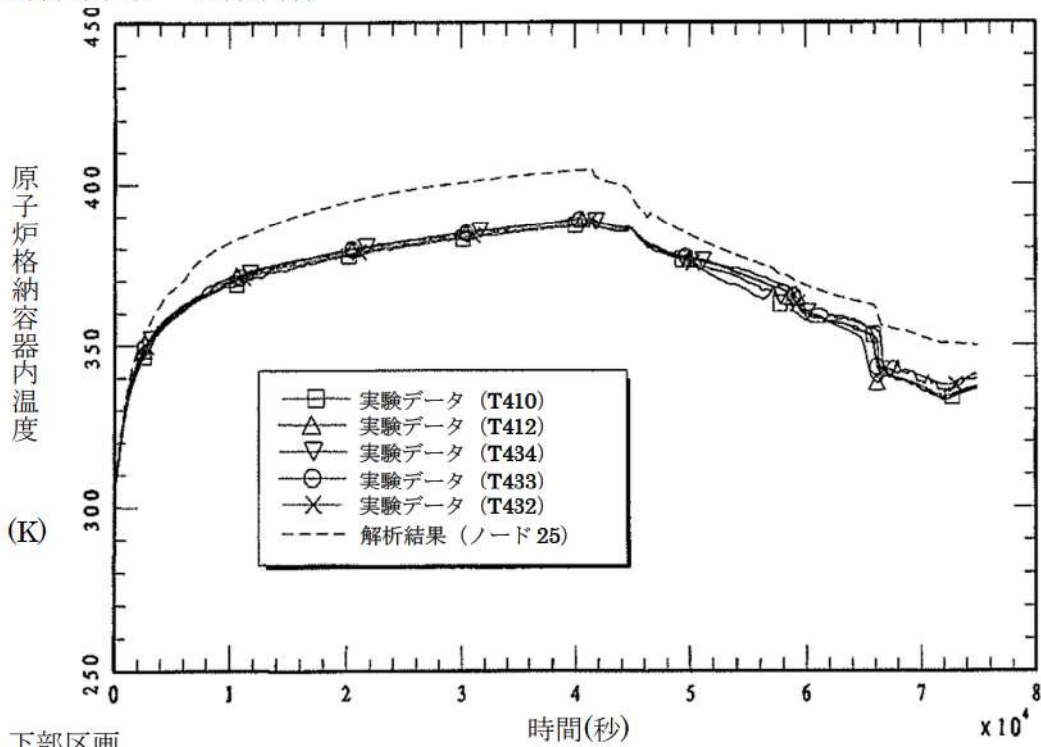


図 4.2-13 HDR 実験のベンチマーク解析結果：原子炉格納容器圧力[15]

(a) 上部区画 (ドーム部下部)



(b) 下部区画

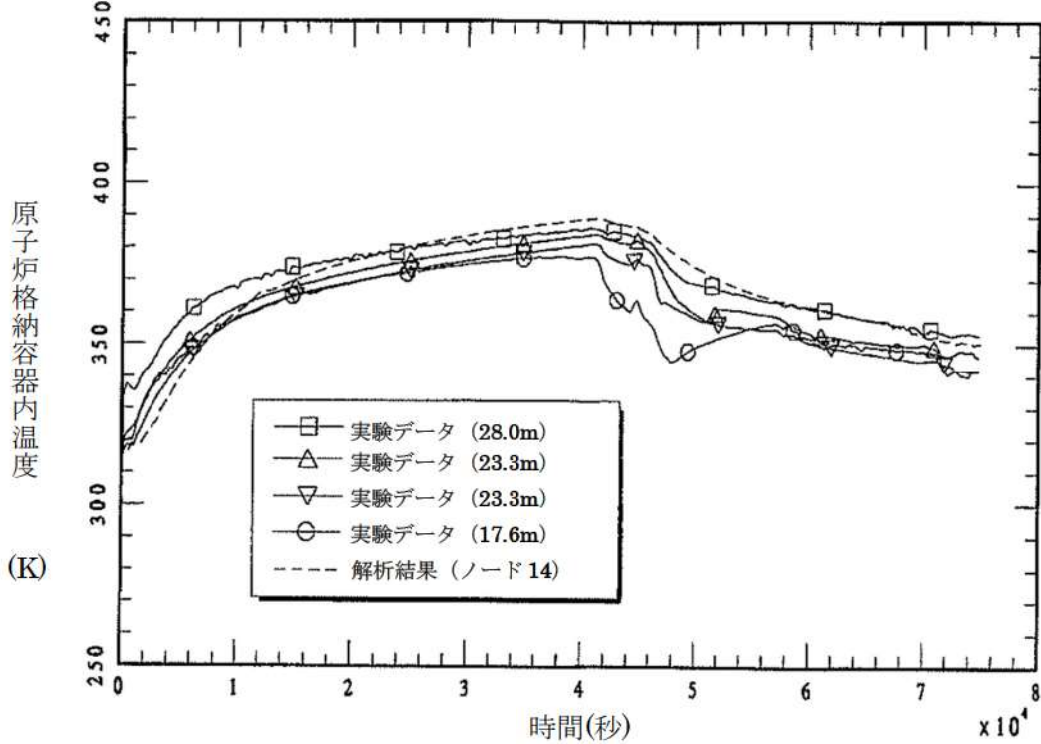
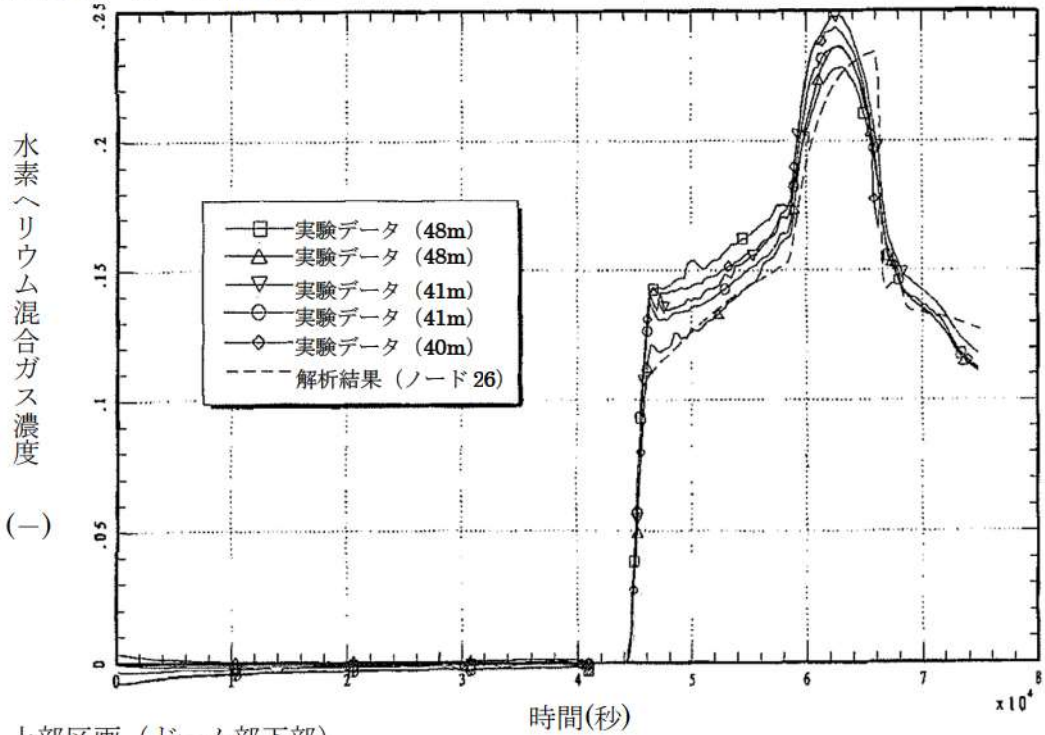


図 4.2-14 HDR 実験のベンチマーク解析結果：原子炉格納容器内温度<sup>[15]</sup>

(a) 上部区画 (ドーム部上部)



(b) 上部区画 (ドーム部下部)

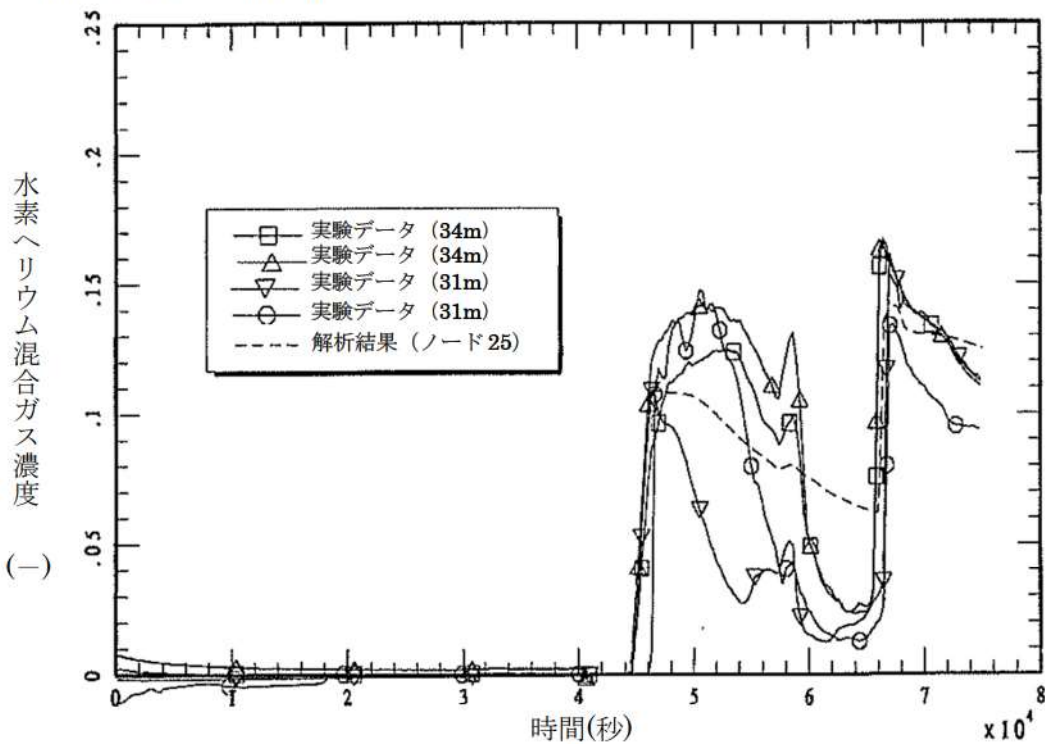


図 4.2-15 HDR 実験のベンチマーク解析結果：水素ヘリウム混合ガス濃度<sup>[15]</sup>

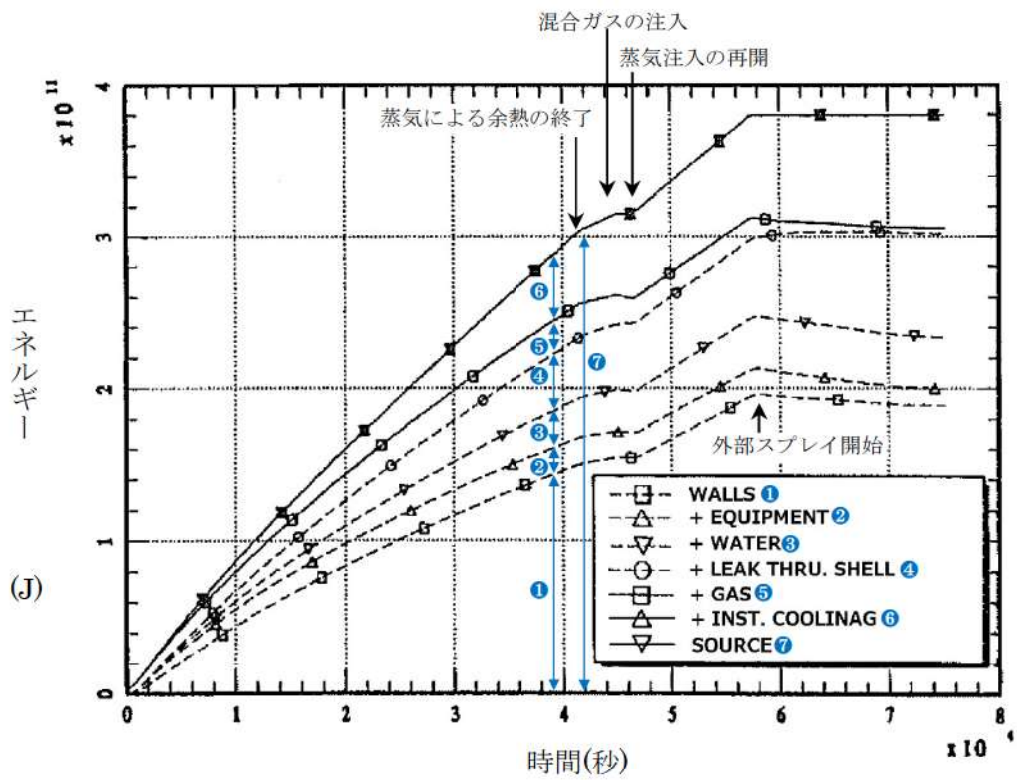


図 4.2-16 HDR 実験のベンチマーク解析結果: エネルギーバランス (MAAPコード) [15]

### 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、高さと同径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MAAP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 は再循環ファン無しのケース、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。

アイスコンデンサ下部扉が開いたあとの温度低下挙動、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。

### HM-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、流れの無い条件下での「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

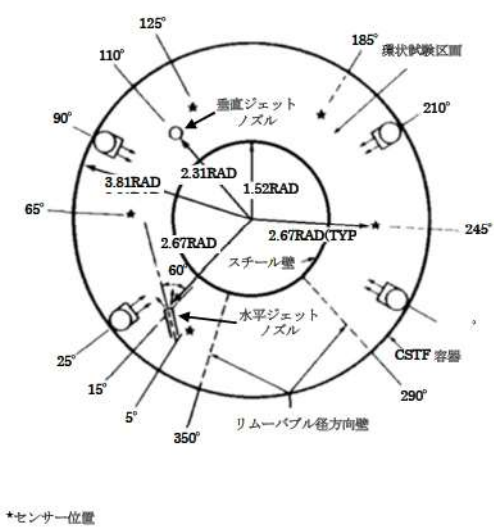
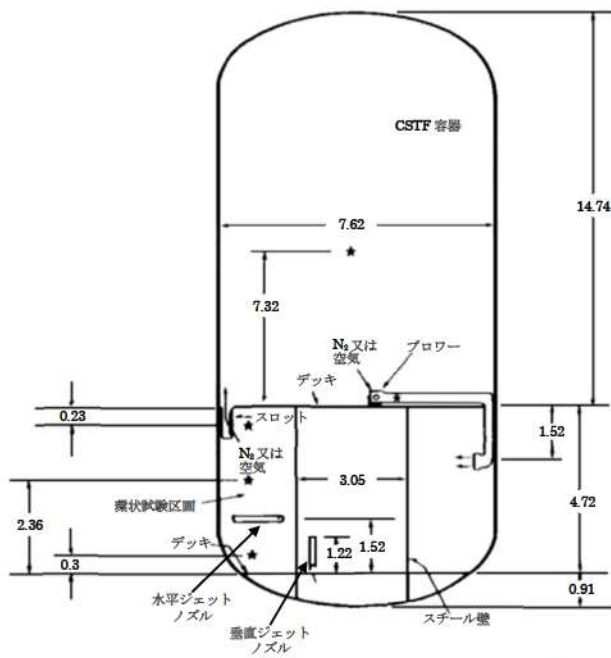
実験ケース	雰囲気ガス	再循環流量		注入ガス組成	ガス流量 (ヘリウム又は水素)		水蒸気流量		下部区画 ガス 初期温度	
		m <sup>3</sup> /min.	ft. <sup>3</sup> /min.		kg/min.	lb./min.	kg/min.	lb./min.	°C	°F
予備試験										
HM-P1	Air	0	0	-	-	-	-	-	29	85
HM-P2	Air	104	3700	-	-	-	-	-	29	85
HM-P3	Air	0	0	-	-	-	-	-	66	150
HM-P4	Air	104	3700	-	-	-	-	-	66	150
高速ジェット試験 (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 実験施設と実機条件の比較

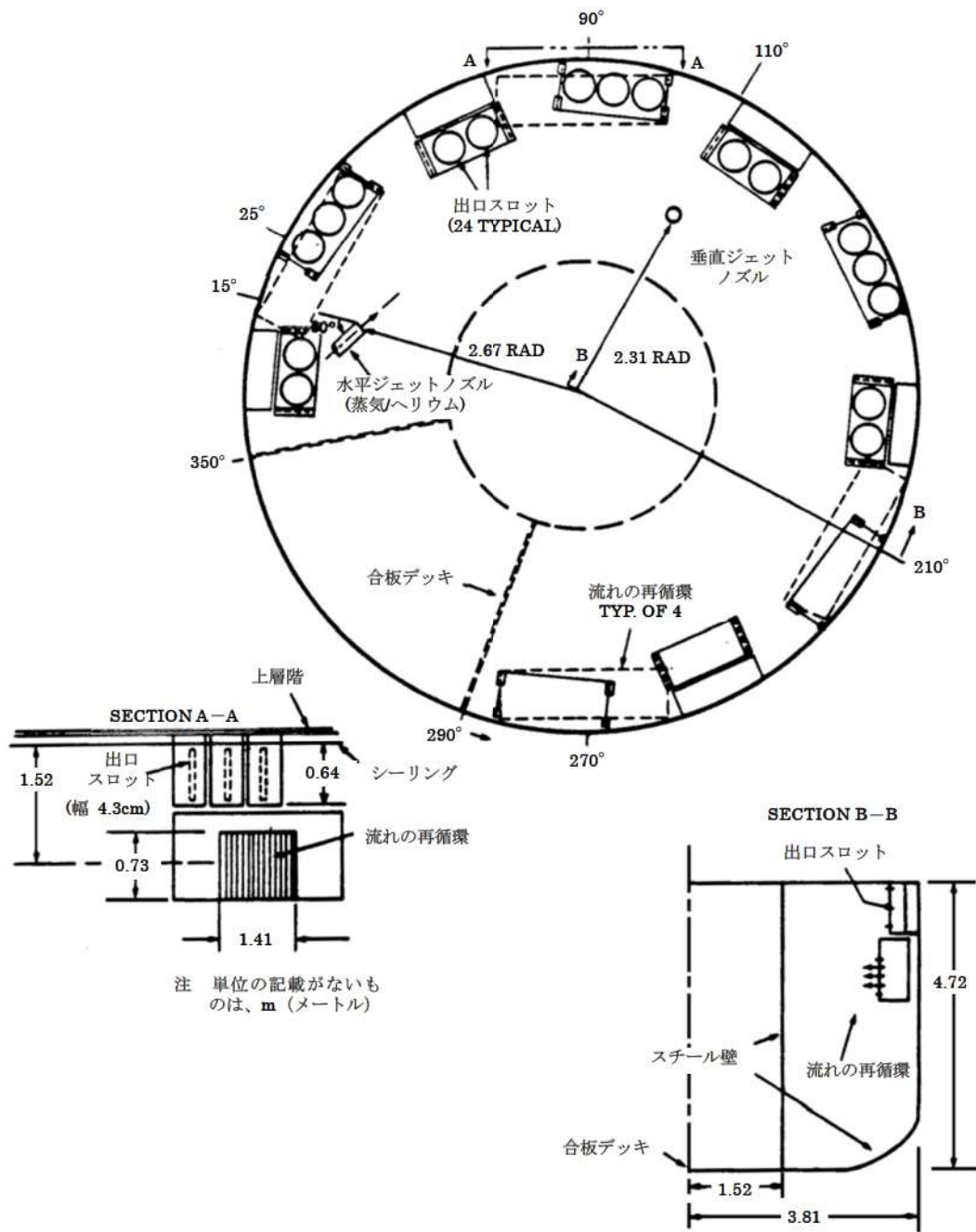
項目	国内 PWR プラント			実験施設	
	2 ループ	3 ループ	4 ループ	HDR	CSTF
プラント熱出力 (MWt)	1,650	2,652	3,411	—	—
原子炉格納容器 内自由体積 (m <sup>3</sup> )	42,400	67,900	73,700	11,400	850



注 単位の記載がないものは、m (メートル)

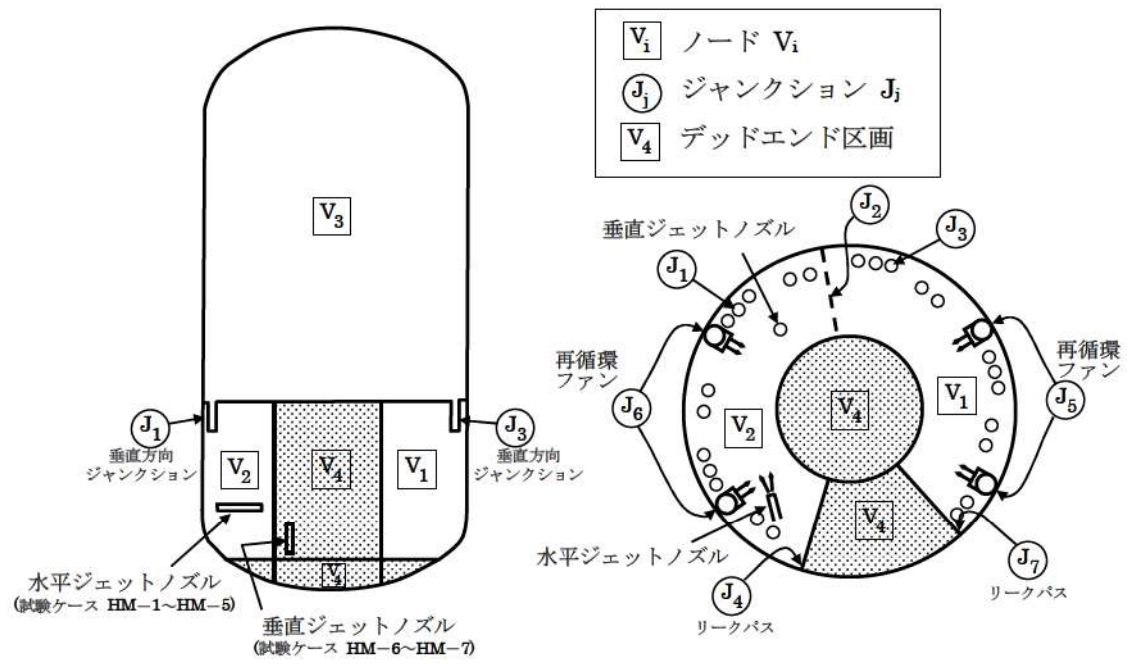
出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

図 4.2-17 CSTF 実験装置の区画構成 (全体)



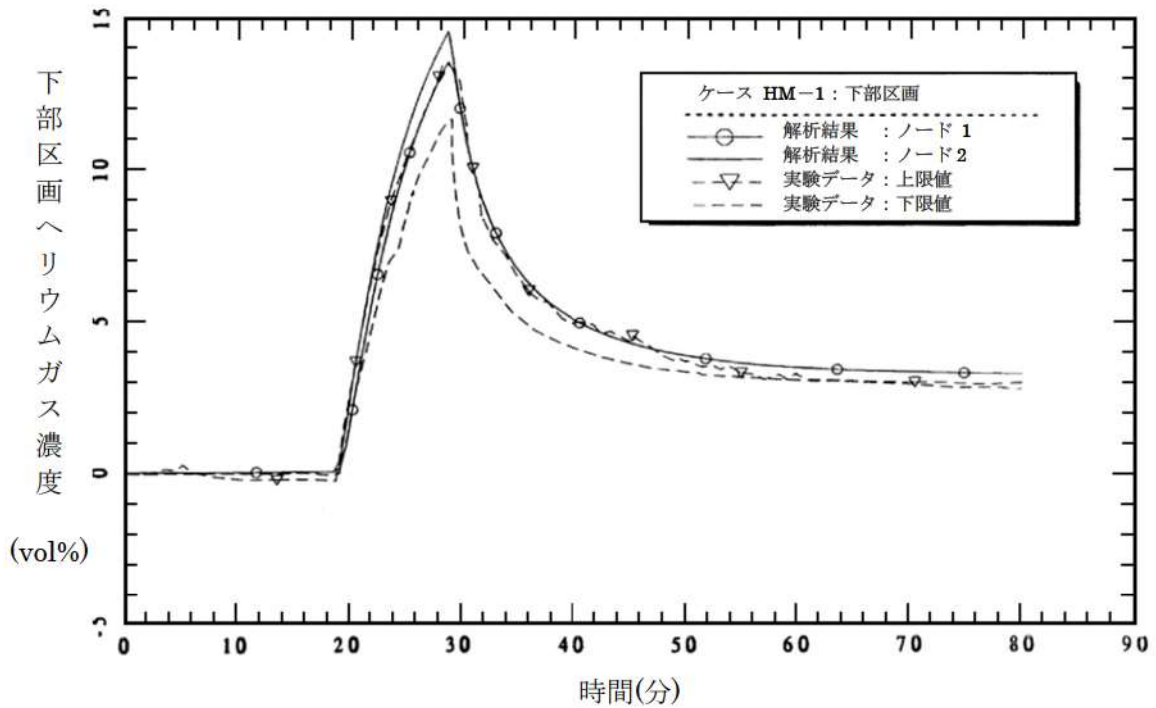
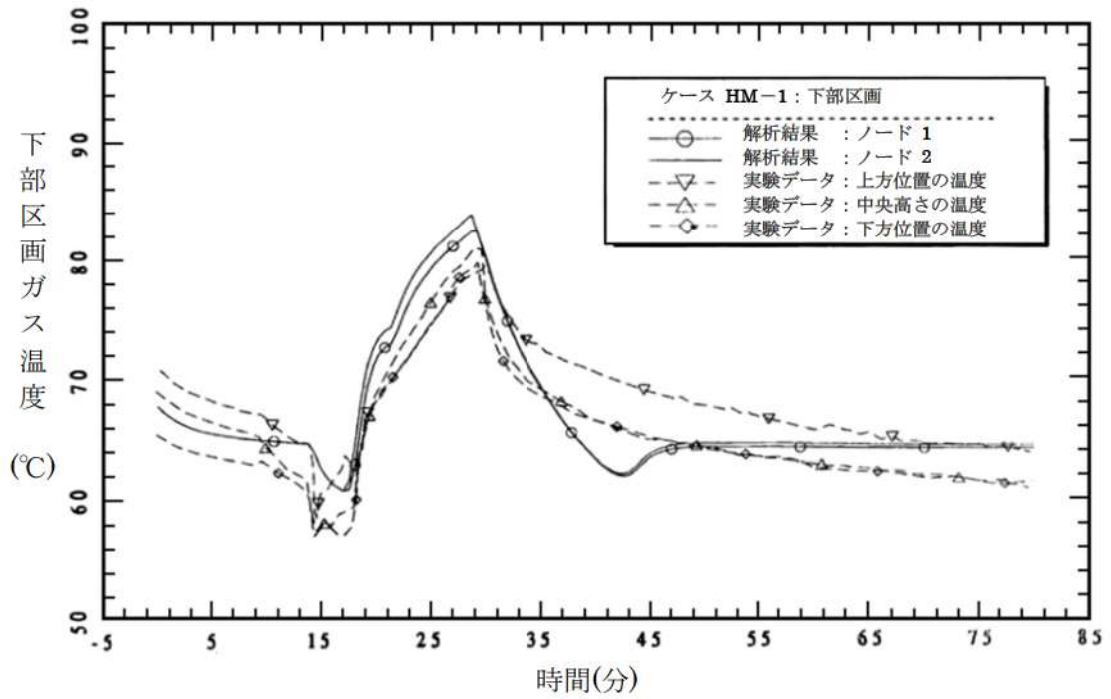
出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

図 4.2-18 CSTF 実験装置の区画構成 (詳細)



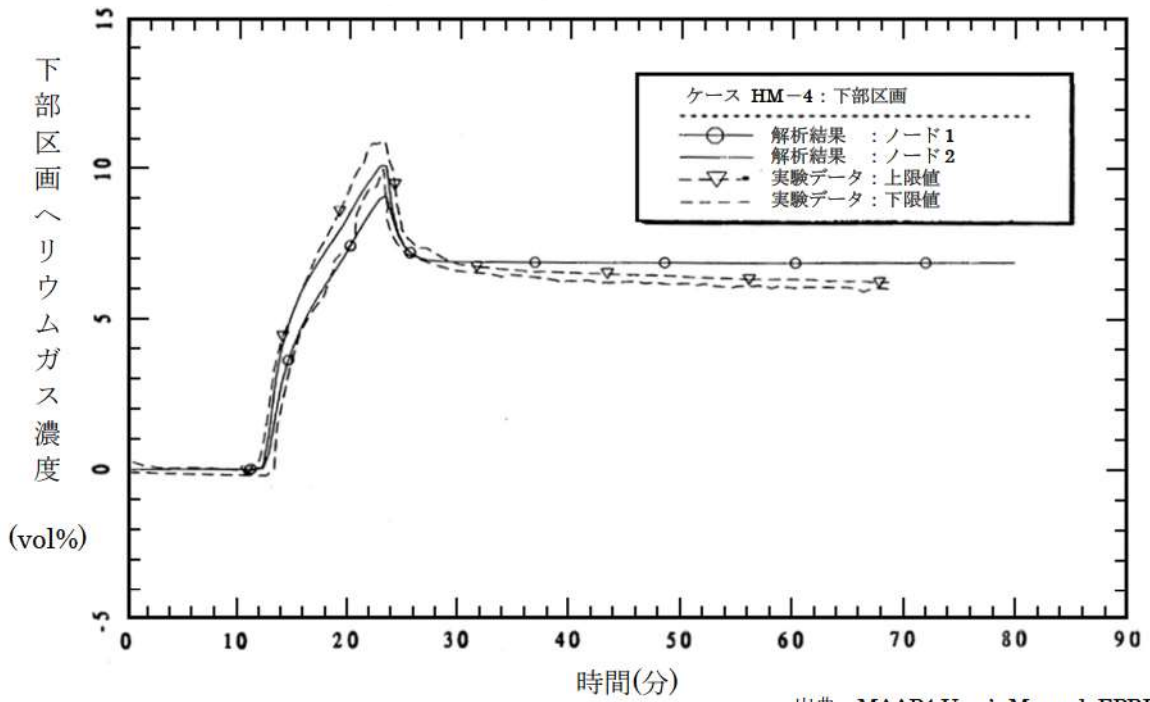
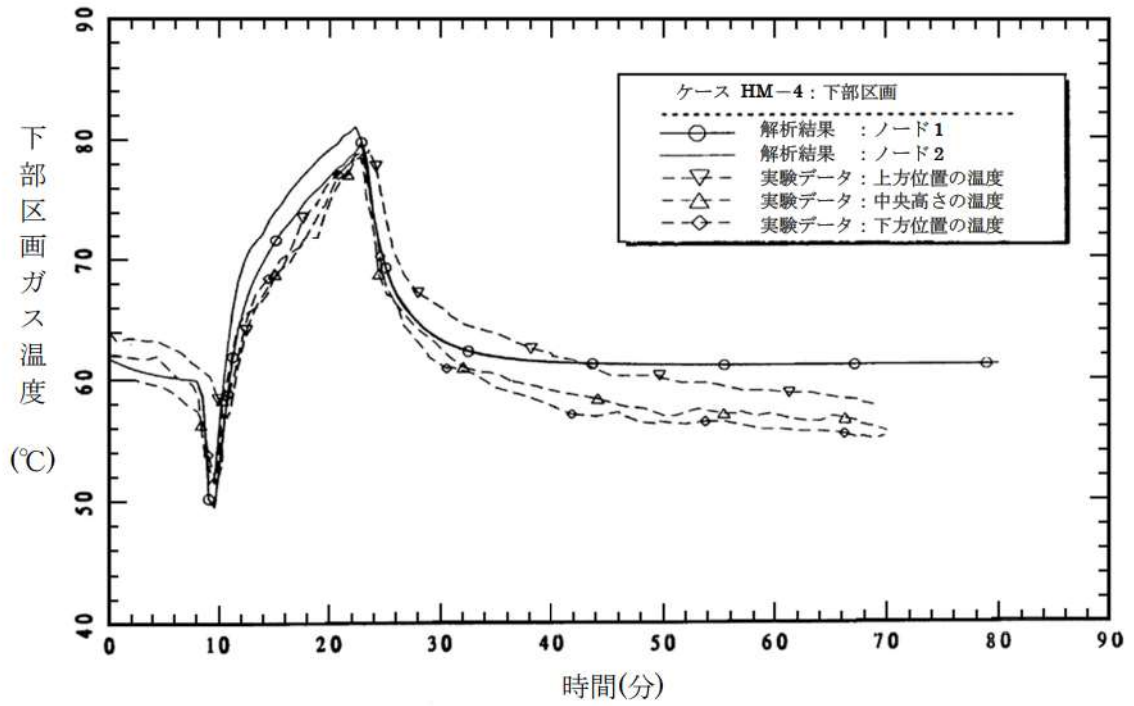
出典 : MAAP4 User's Manual, EPRI

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: MAAP4 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)



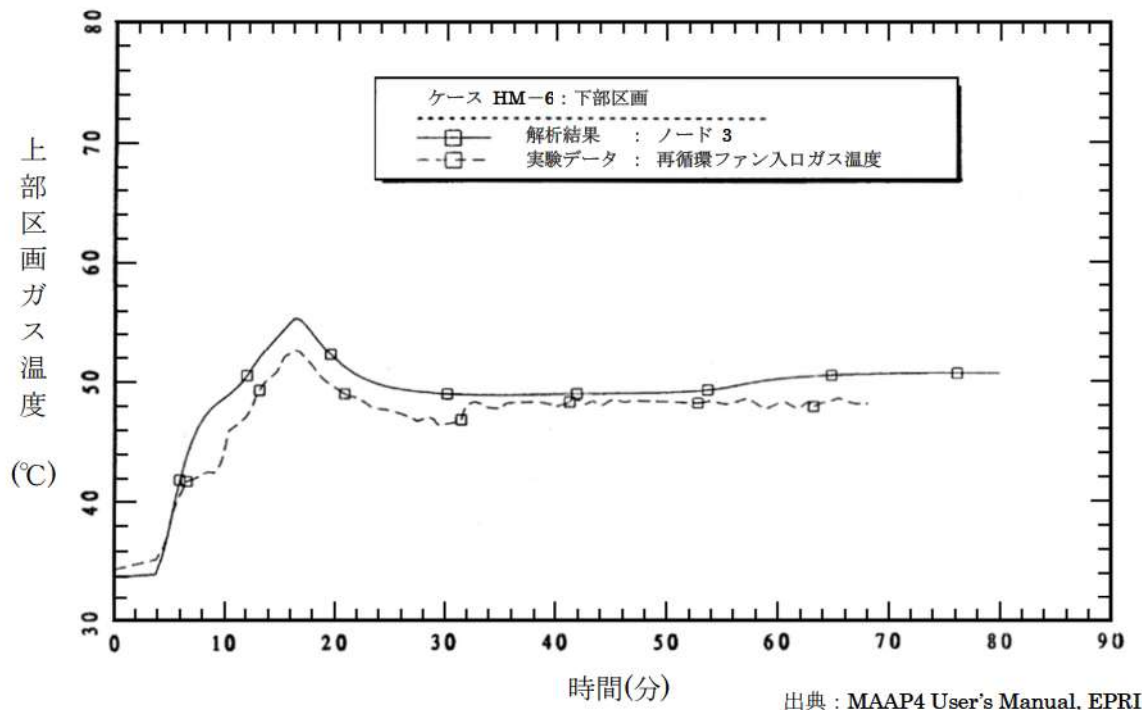
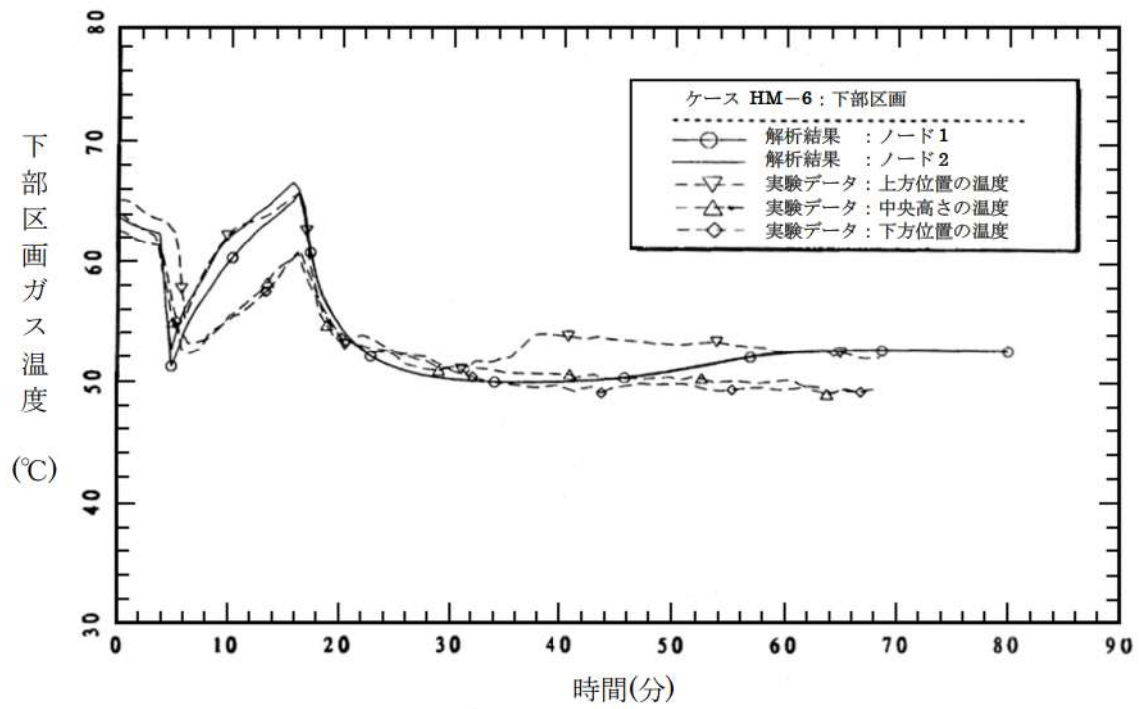


図 4.2-22 CSTF 実験ベンチマーク解析結果 (ケース HM-6) (1/2)

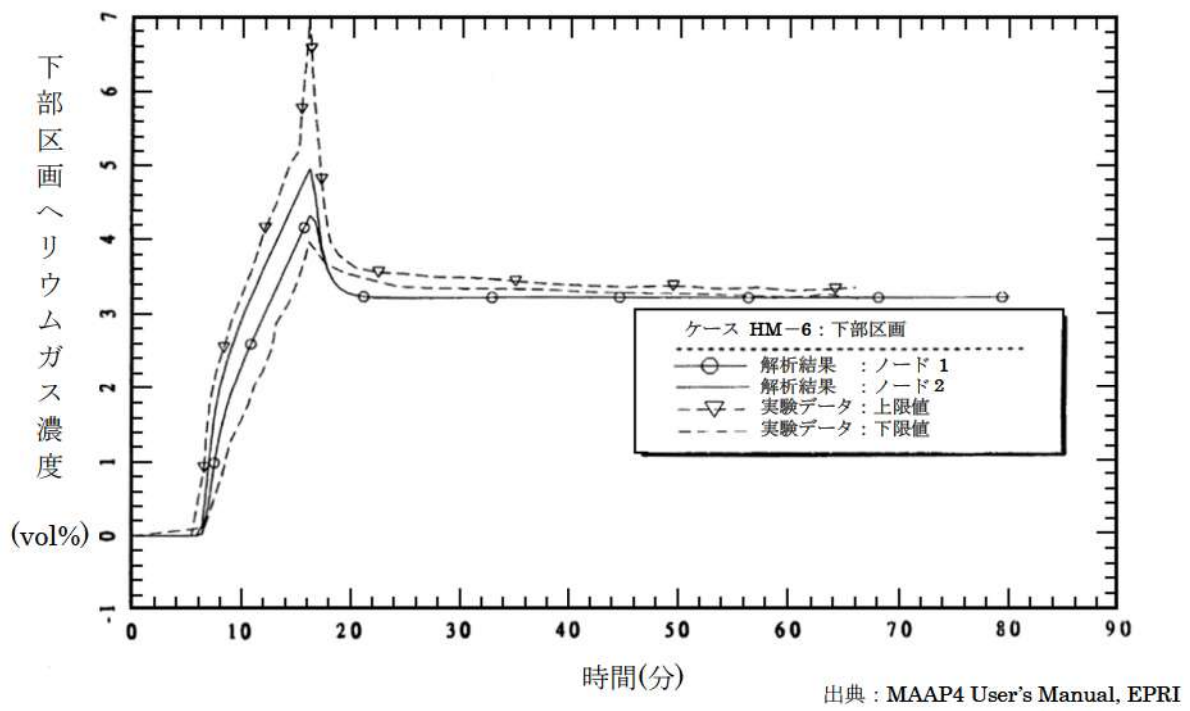


図 4.2-22 CSTF 実験ベンチマーク解析結果 (ケース HM-6) (2/2)

#### 4.2.4 ACE 実験解析

##### (1) 実験の概要

ACE 実験<sup>[17]</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、エアロゾル収集なら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ている。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ッ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 MAA 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コ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

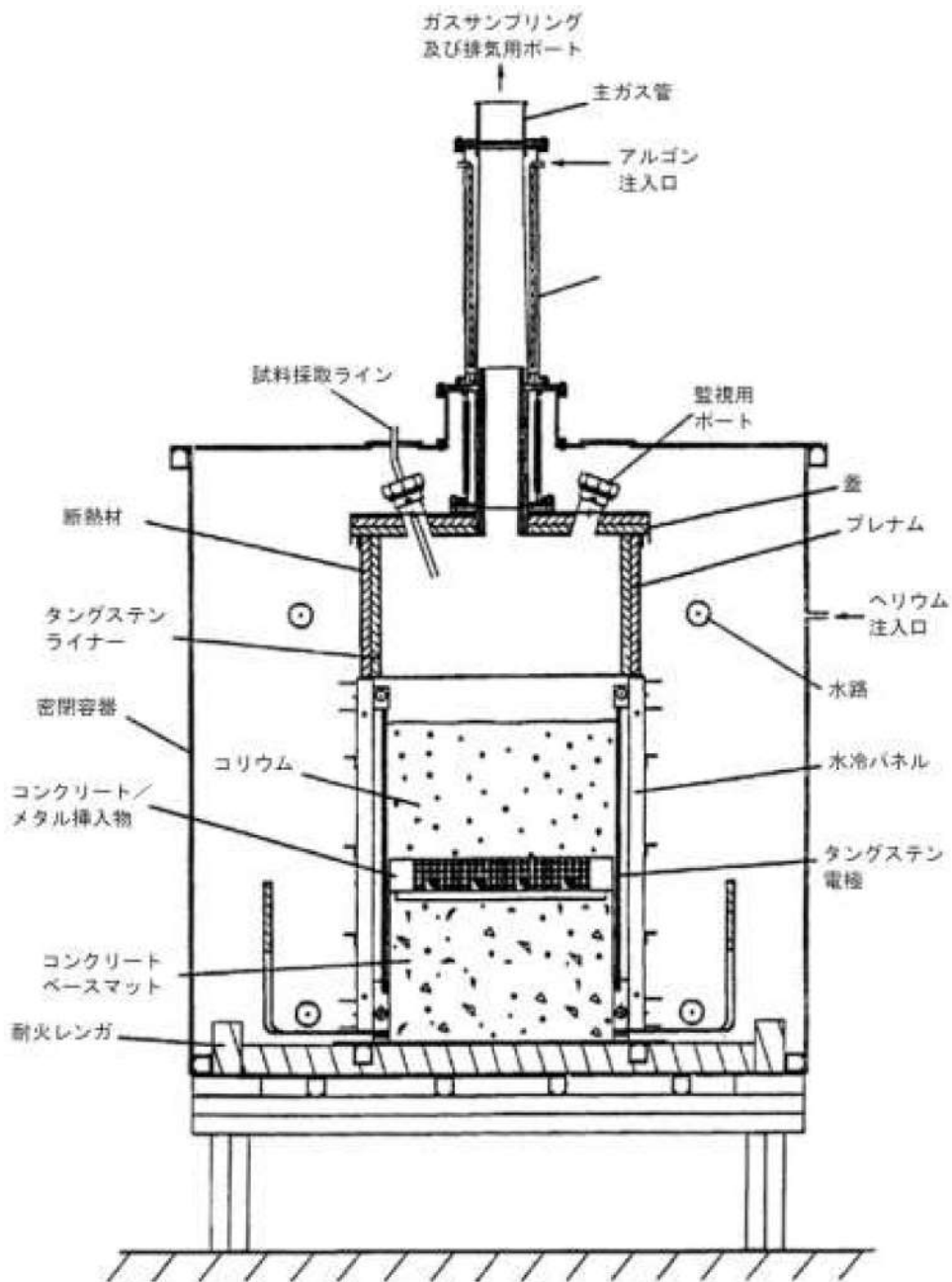
Constituent (kg)	L2	L6
UO <sub>2</sub>	216	219
ZrO <sub>2</sub>	42.5	18.5
Zr	13.4	21.1
Zirc-4	-	1.8
Fe <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	-	-
NiO	-	-
Cr <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	-	-
SS-304	-	9.1
CaO	3.0	7.3
MgO	-	-
SiO <sub>2</sub>	20.9	16.9
BaO	0.8	0.79
La <sub>2</sub> O <sub>3</sub>	0.6	0.6
SrO	0.5	0.5
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

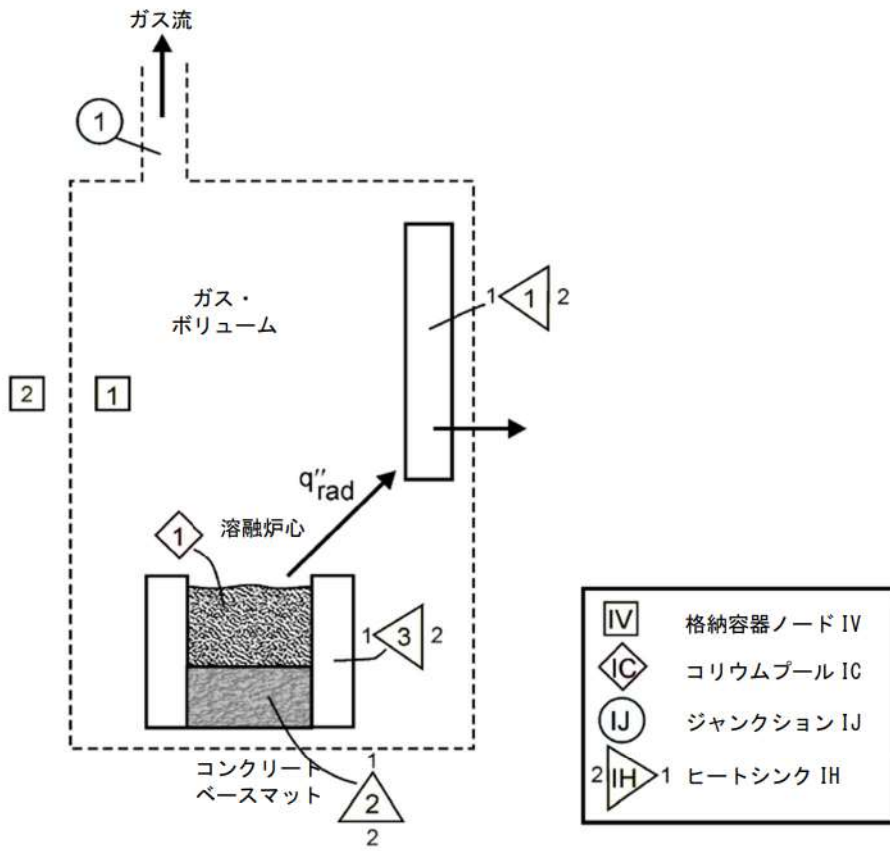
S<sup>1</sup> : ケイ土系

出典：MAAP4 User's Manual, EPRI



出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

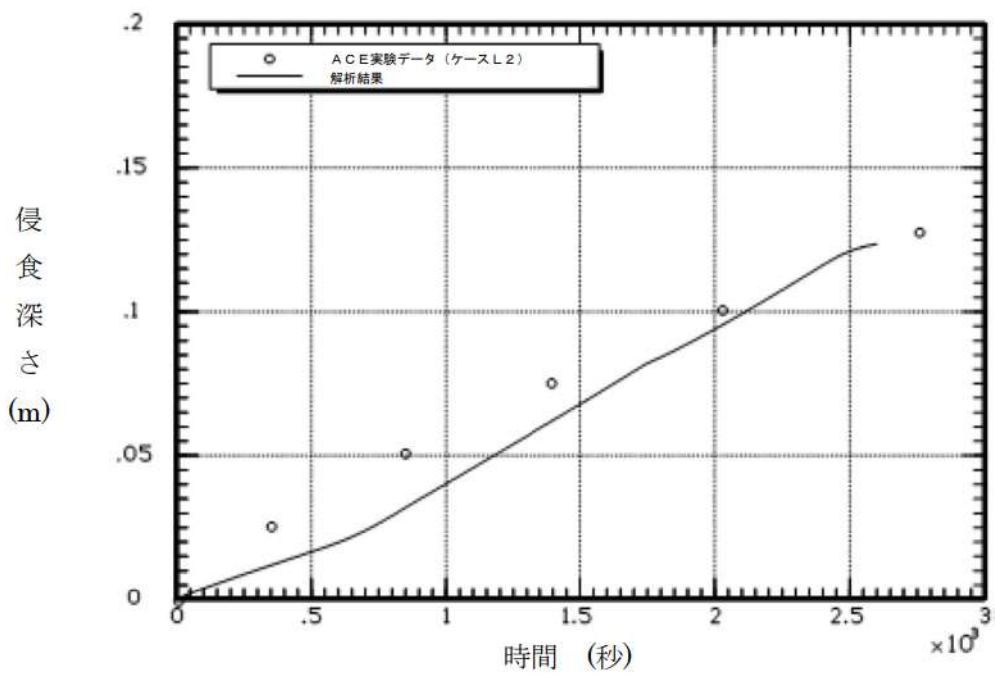
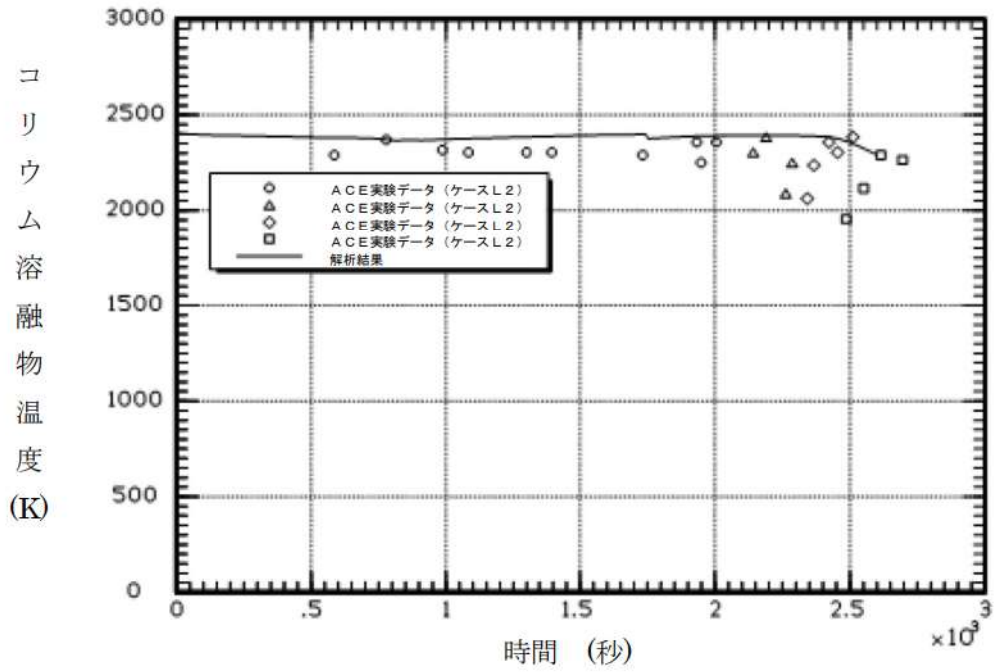
図 4.2-23 ACE 実験装置の概要



出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

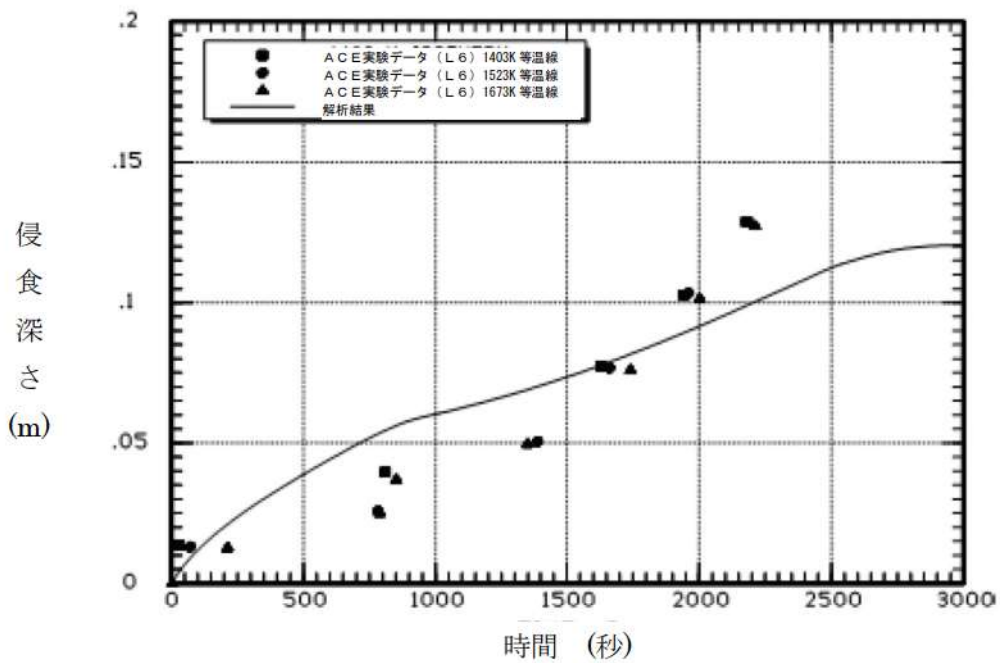
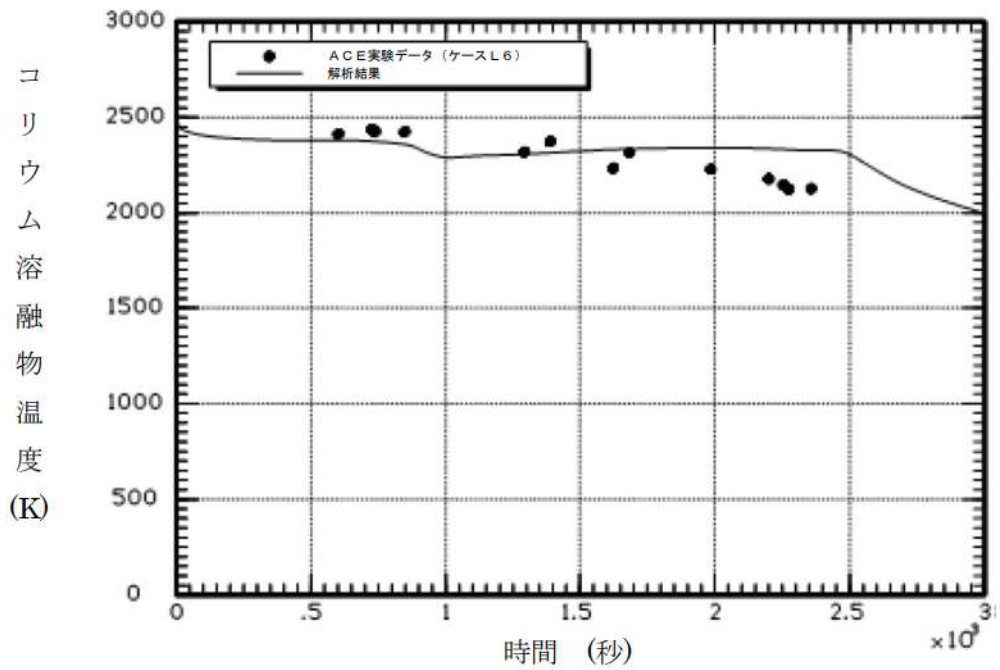
図 4.2-24 ベンチマーク解析モデル (MAAPコード)





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: ケイ土系コンクリート

#### 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 実験の一つである。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基に、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。

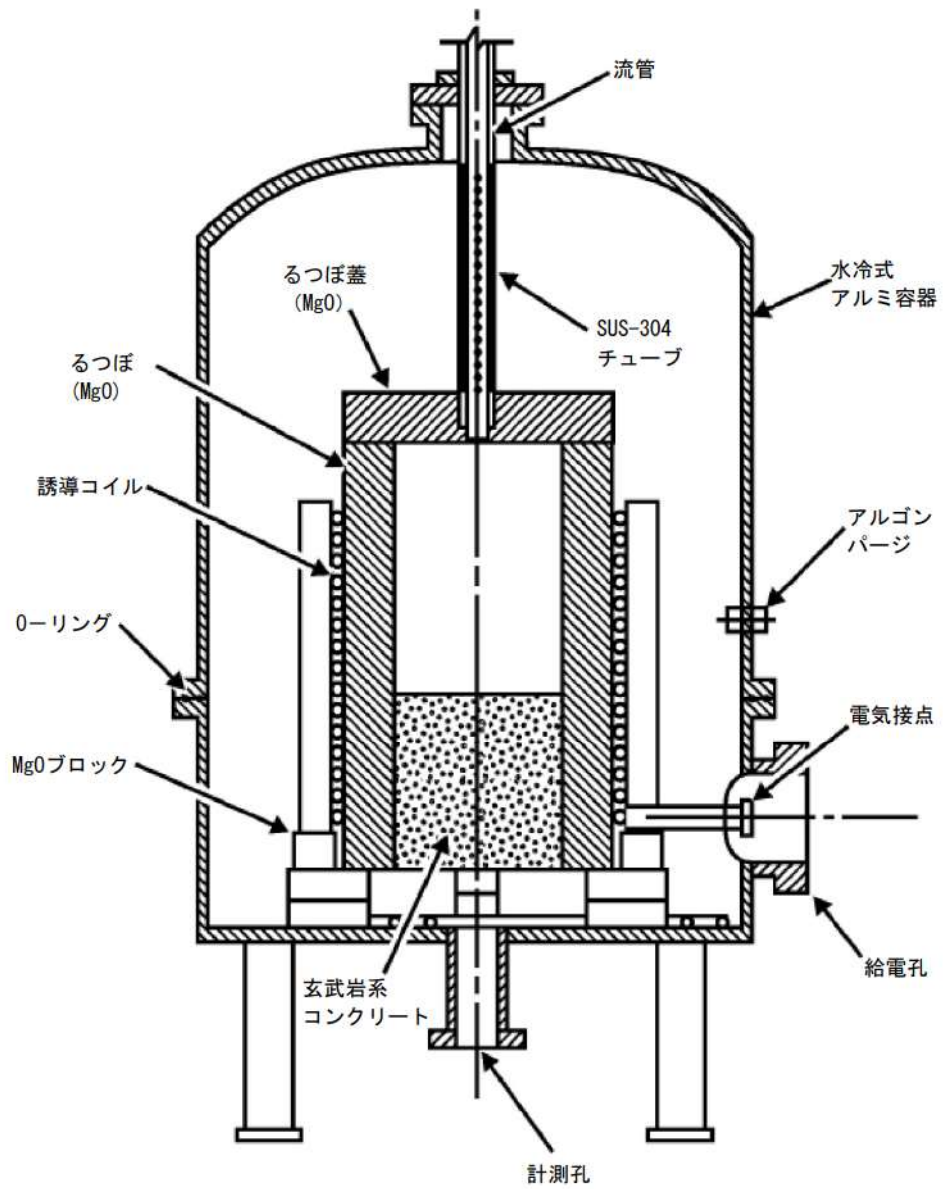
##### (4) 重要現象に関する不確かさの評価

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。

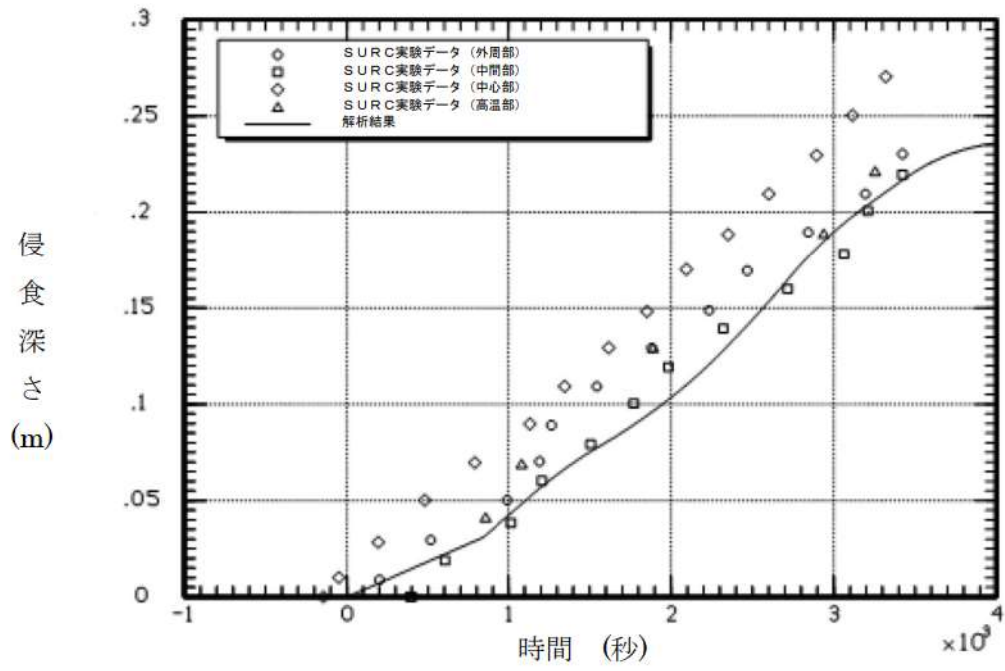
ベンチマーク解析では、実験で観測されたコンクリート侵食速度をよく再現した結果となっている。SURC 実験ではステンレス鋼の模擬 FP が使用されており、実機の材質と異なるが、熱的にも実機に近い条件となっている。溶融炉心からコンクリートへの熱移動は、基本的にクラスト内の熱伝導や溶融炉心に接するコンクリート内の熱伝導が主要な熱移動挙動になるため、下方向の侵食挙動に関しての不確かさは比較的小さいと考えられる。

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。ダウンカマ下部は、F 型蒸気発生器のダウンカマ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 次冷却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 次冷却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 次冷却材圧力は 14.48 MPa である。1 次冷却材高温側温度は 293.2°C、初期ダウンカマ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 次冷却材圧力が 13.79 MPa、1 次冷却材高温側温度が 325°C、ダウンカマ水位は 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、伝熱部コラプスト水位、1次冷却系から2次冷却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。即ち、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。

伝熱部のコラプスト水位及び1次冷却系から2次冷却系への伝熱量は、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、伝熱部コラプスト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、伝熱部コラプスト水位は、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ト水位の応答は、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次冷却系保有水量が早期に減少し、1次冷却系と2次冷却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。

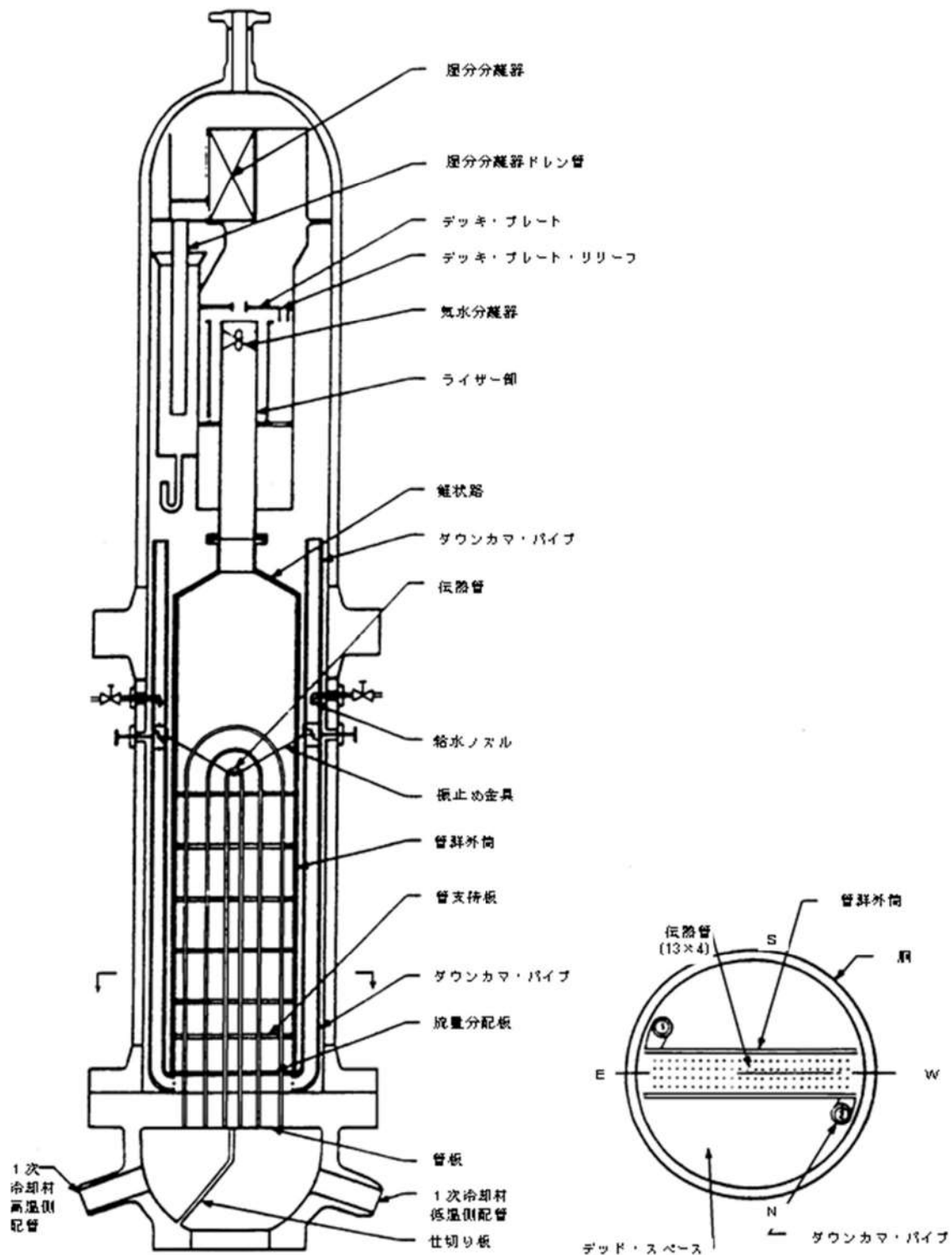
全交流動力電源喪失が発生し、補助給水に失敗する場合は、1次側からの伝熱により2次側が昇温及び昇圧される状態であり、MB-2 実験の給水流量喪失のケースから考察する。図 4.2-31 (1/2) に蒸気発生器圧力と1次冷却材低温側温度の比較を示している。1次冷却材低温側温度は、1次冷却系と2次冷却系の伝熱による1次側への影響が現れたものであり、実験データとほぼ一致した挙動である。また、蒸気発生器圧力は、1次冷却系と2次冷却系の伝熱による2次側への影響が現れたものであり、実験データと0.2MPaの範囲で一致する挙動となっている。また、1次冷却系と2次冷却系の伝熱において、蒸気発生器2次側水位も影響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

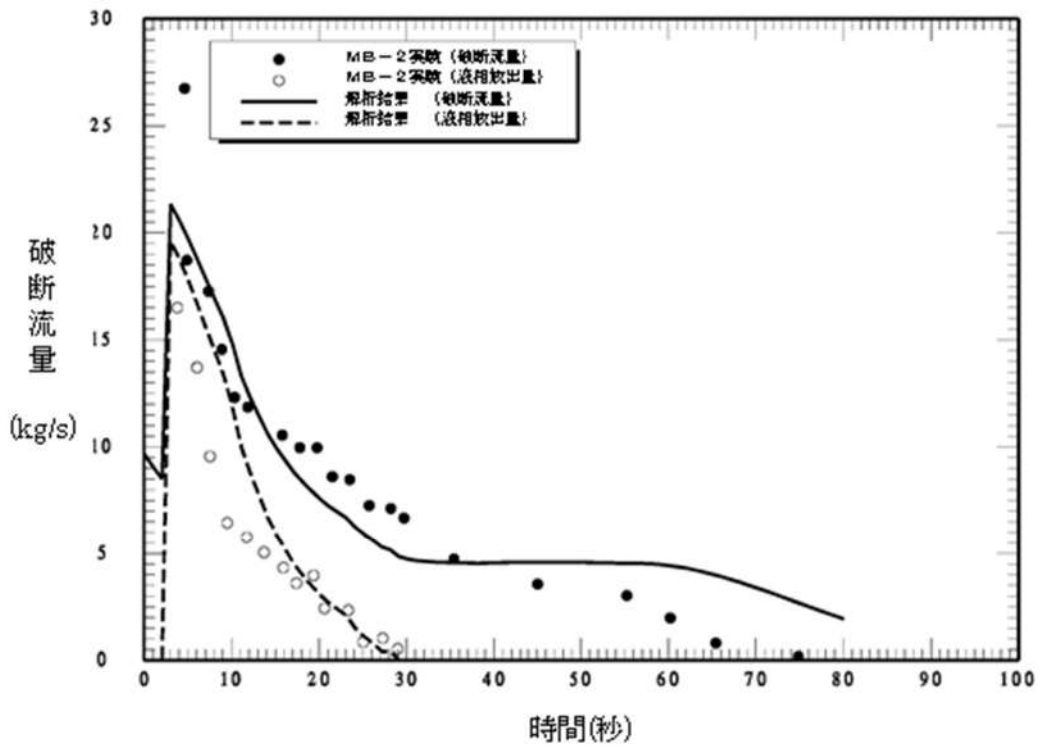
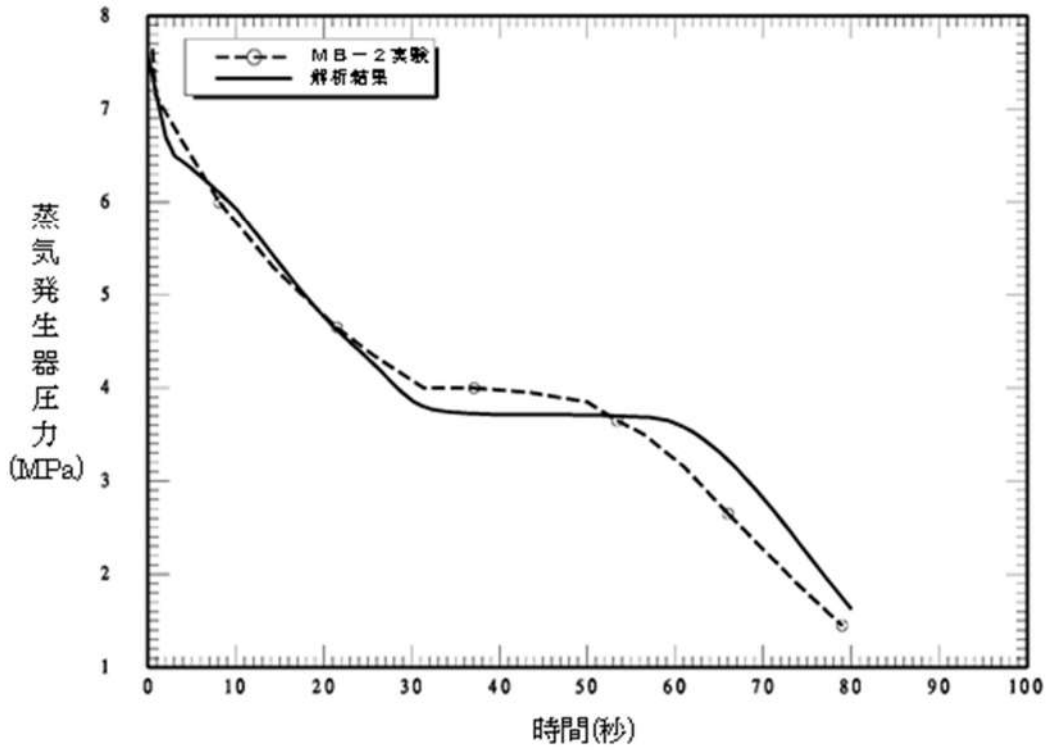
以上より、「冷却材放出」については、放出質量自体はほぼ適正に評価できるが、液相放出については過大に評価するため、その結果、「1次冷却系・2次冷却系の熱伝達」についても過大に評価する可能性がある。

また、上記より、「2次側水位変化・ドライアウト」については、ダウンコマ水位、伝熱部コラプスト水位、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。



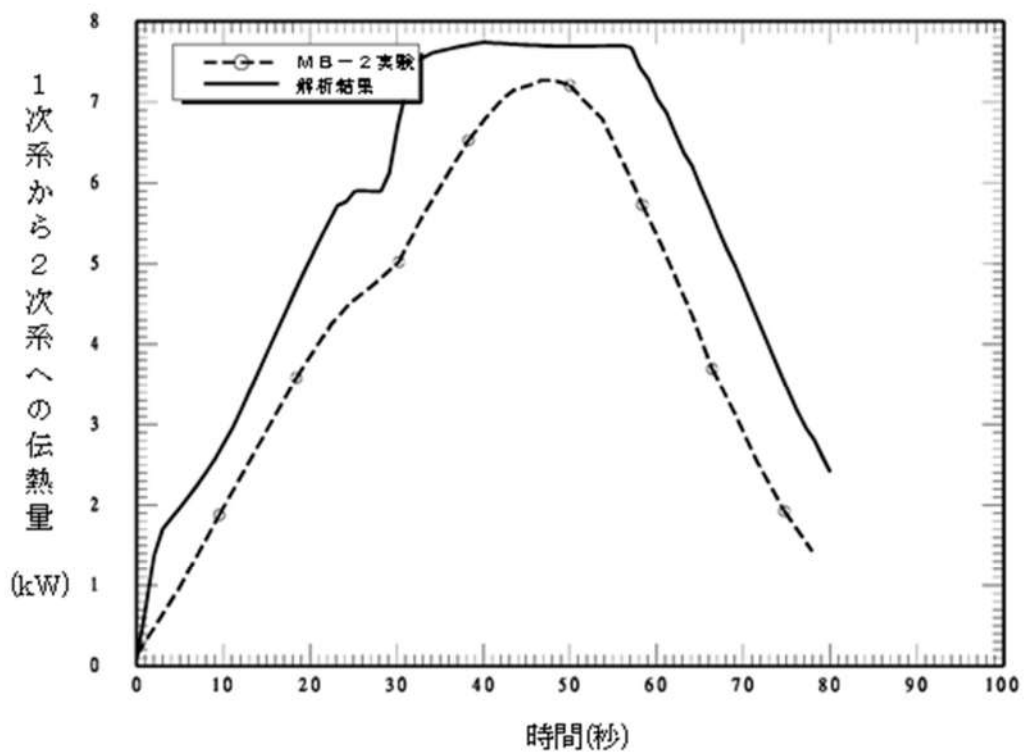
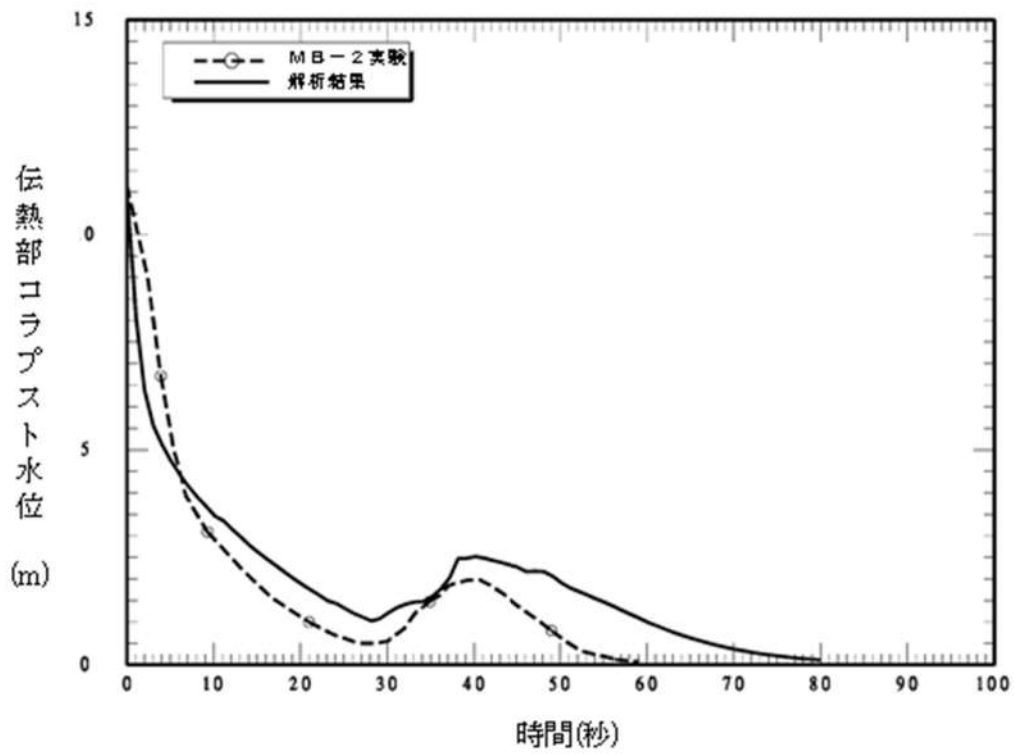
出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

図 4.2-29 MB-2 実験装置の概略



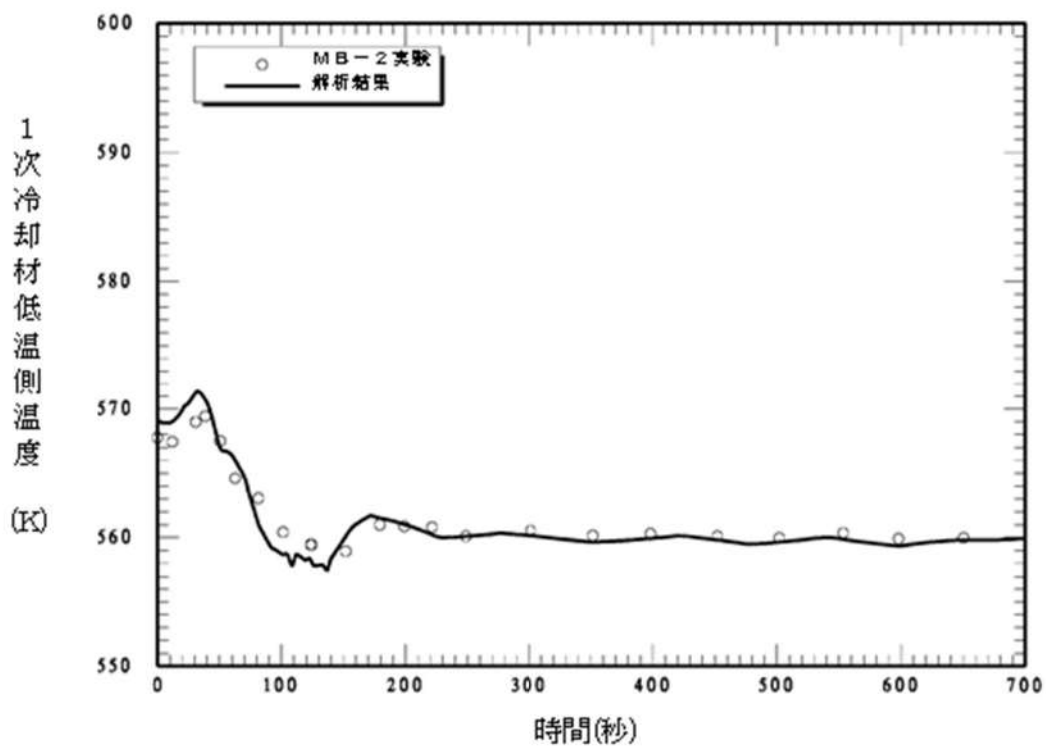
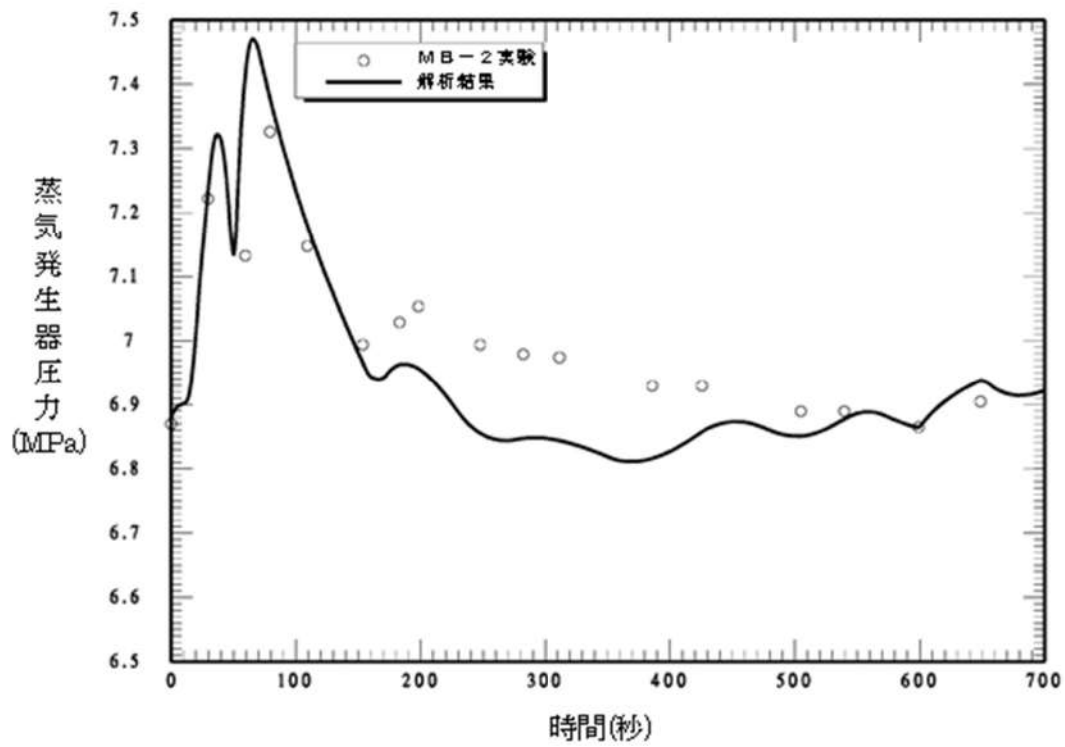
出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

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)



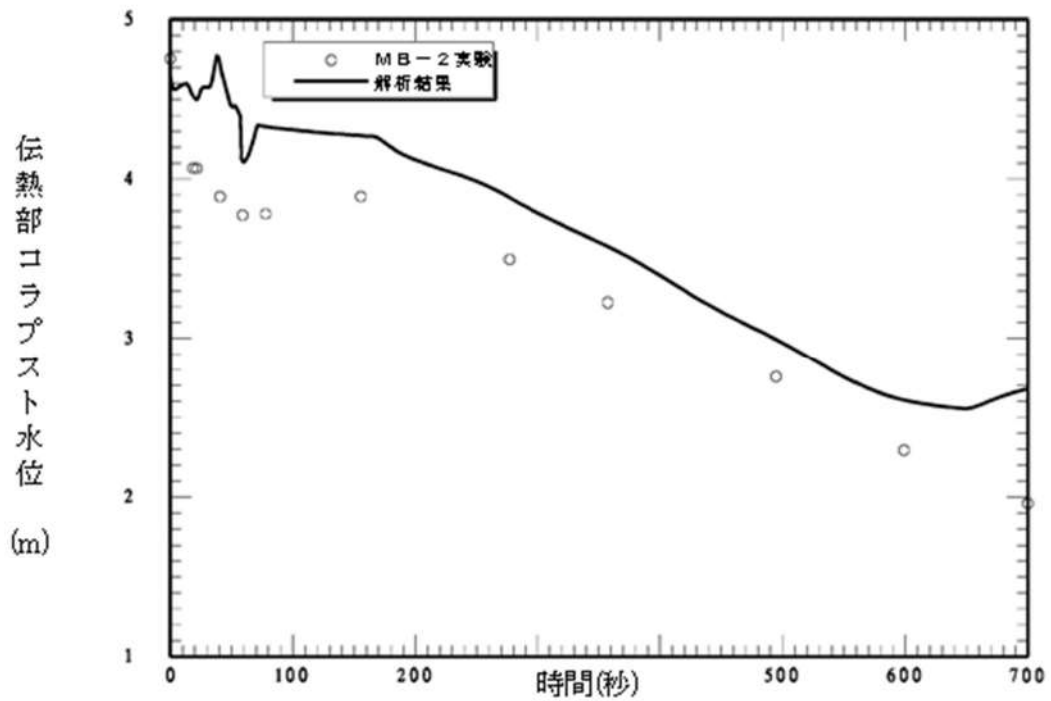
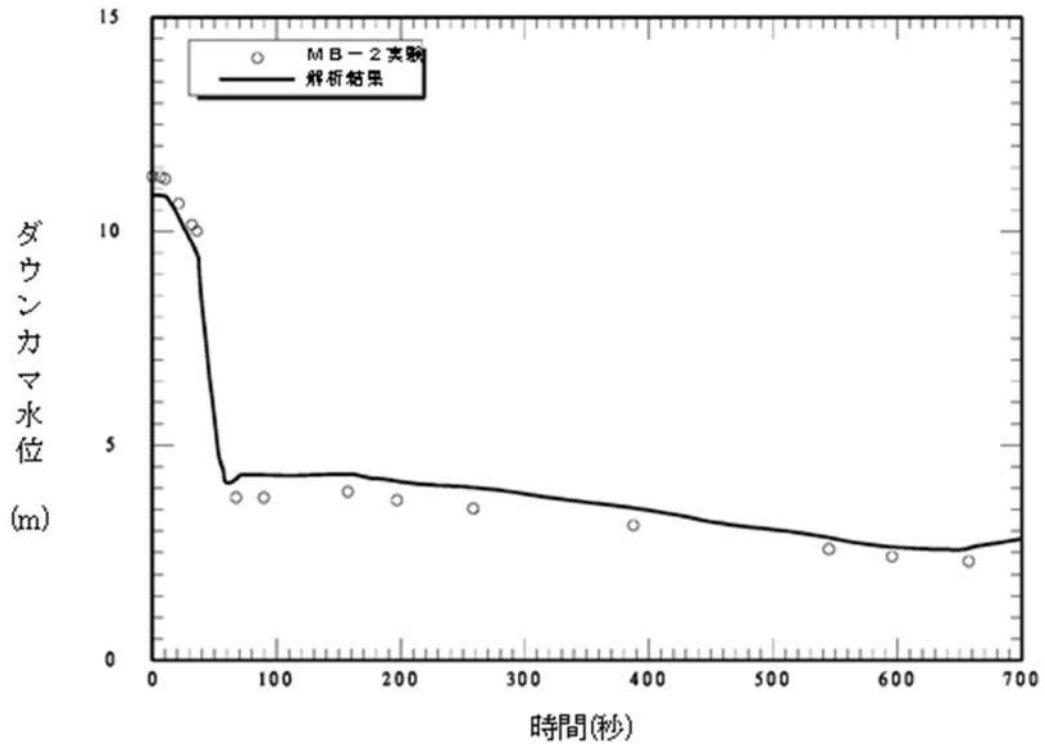
出典：MAAP4 User's Manual, EPRI

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次冷却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試験は熔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、OECD/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次冷却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次冷却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が供給されることができる。

1次冷却系は高温側配管、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次冷却系は図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 次冷却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 次冷却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無いかことや、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、希ガス及びよう素共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 秒で加熱が無くなると、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に共に 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 次冷却系への放出割合は試験前のような素量から、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下部に多く存在する。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 を超える時刻は解析が実験より 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。即ち、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ため、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。

約 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。即ち、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

ができている。

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。即ち、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。

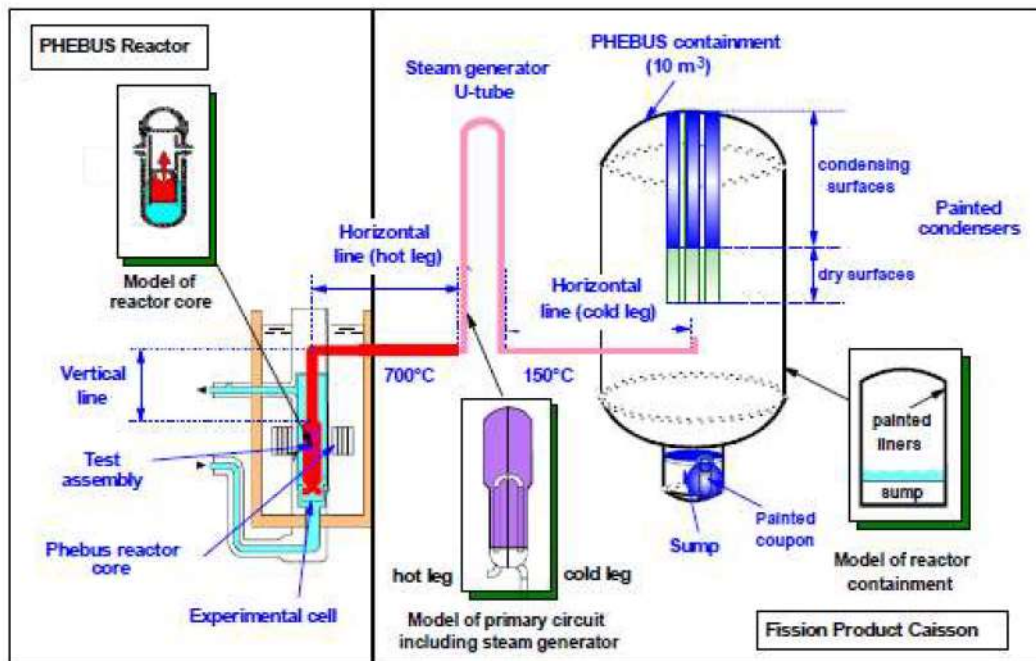


図 4.2-32 PHEBUS-FP 実験設備概要

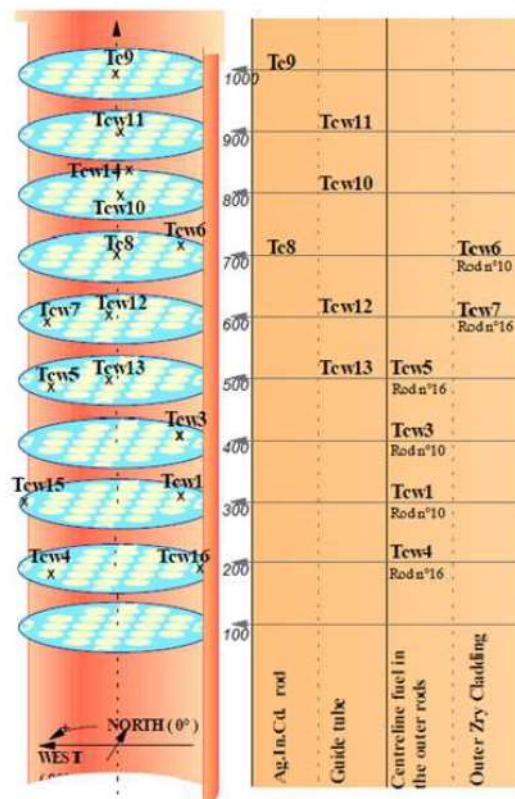


図 4.2-33 FPT1 試験炉心部の熱電対設置位置

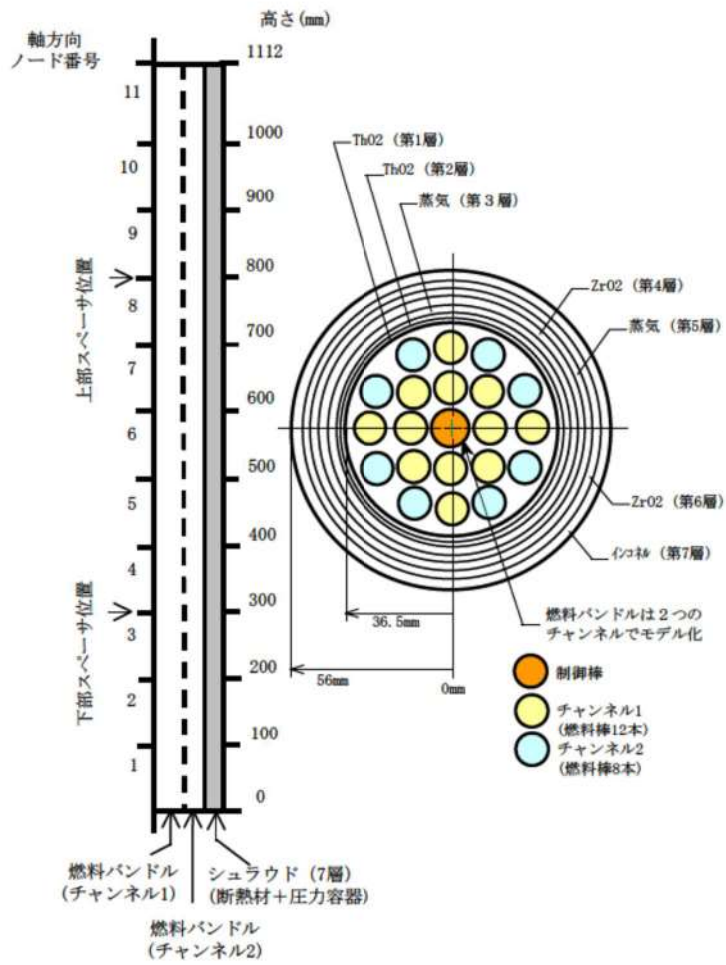


図 4.2-34 炉心 (燃料バンドル) モデル

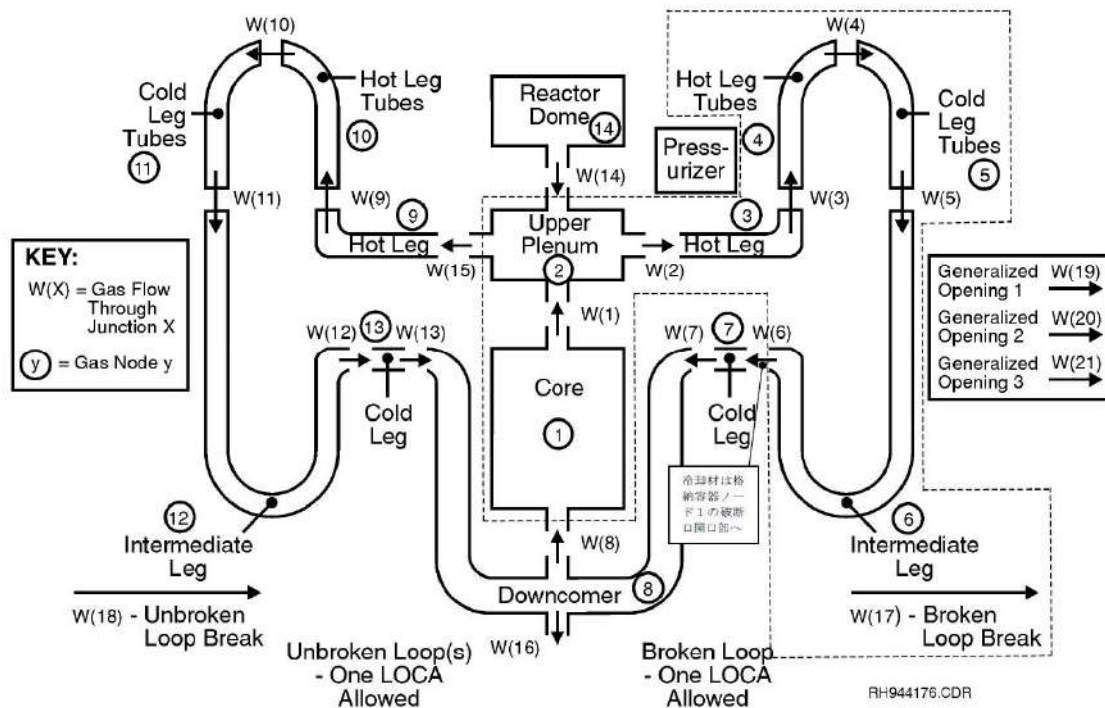


図 4.2-35 1次冷却系モデル

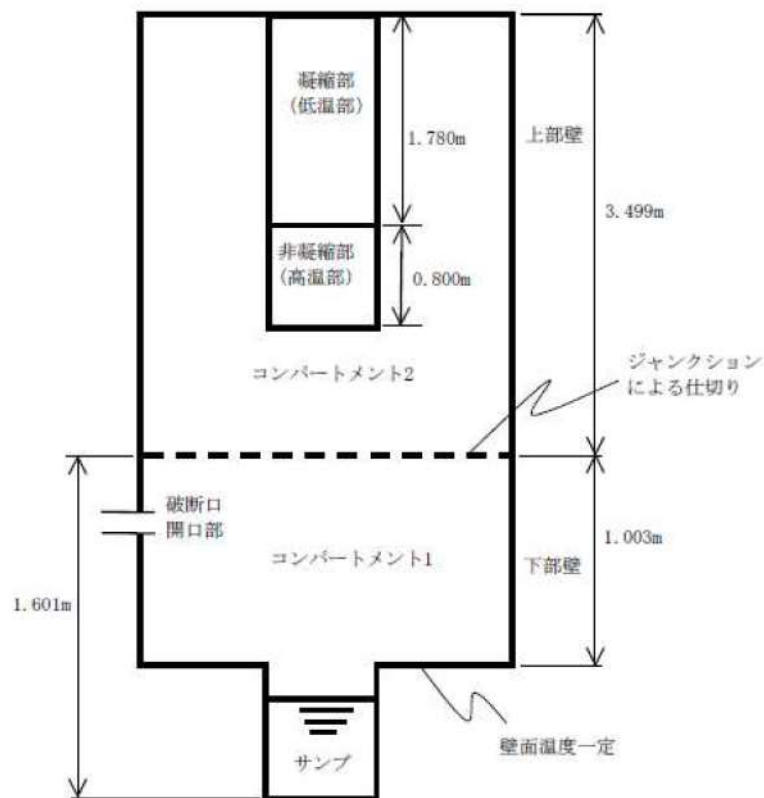


図 4.2-36 格納容器モデル



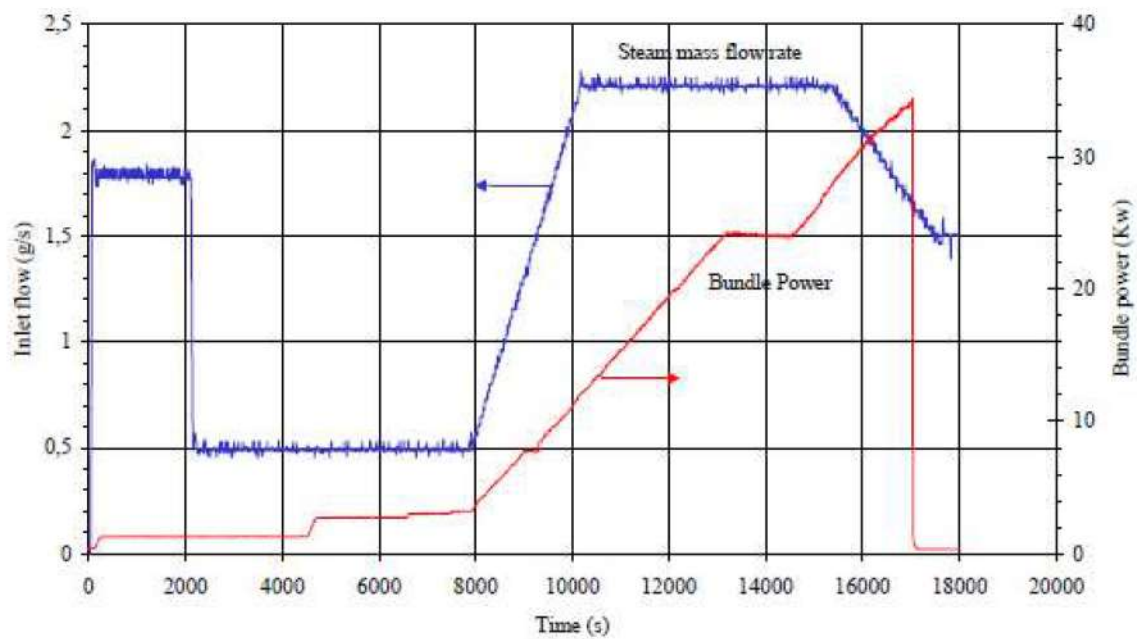


図 4.2-37 境界条件 (バンドル出力と蒸気流量)

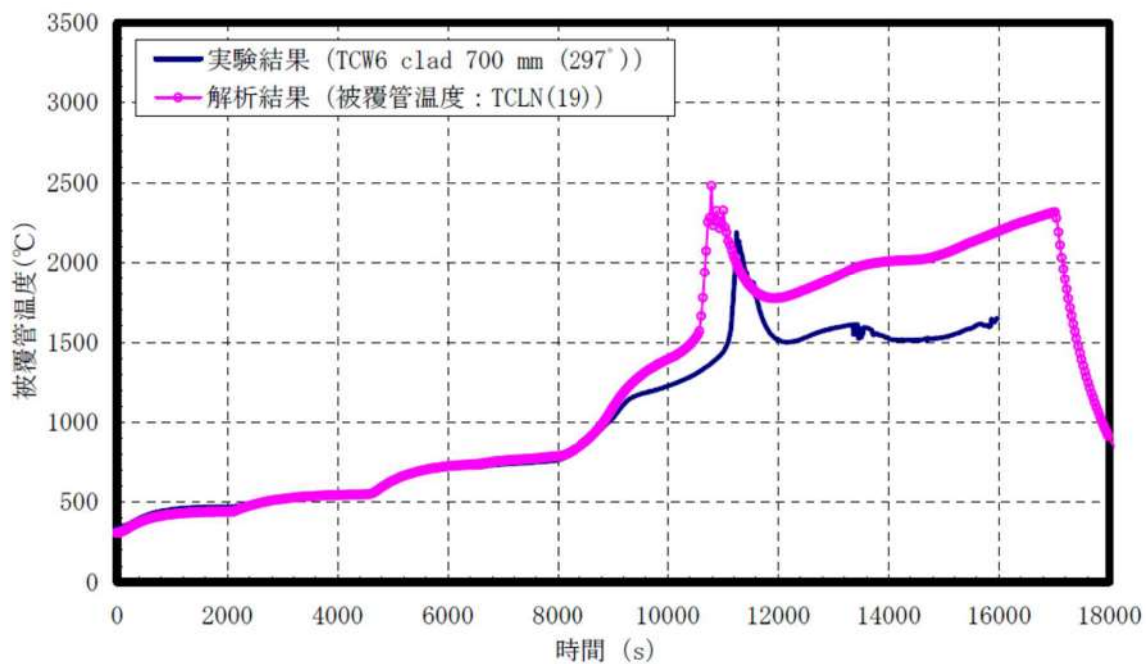


図 4.2-38 燃料被覆管温度 (700mm) の比較

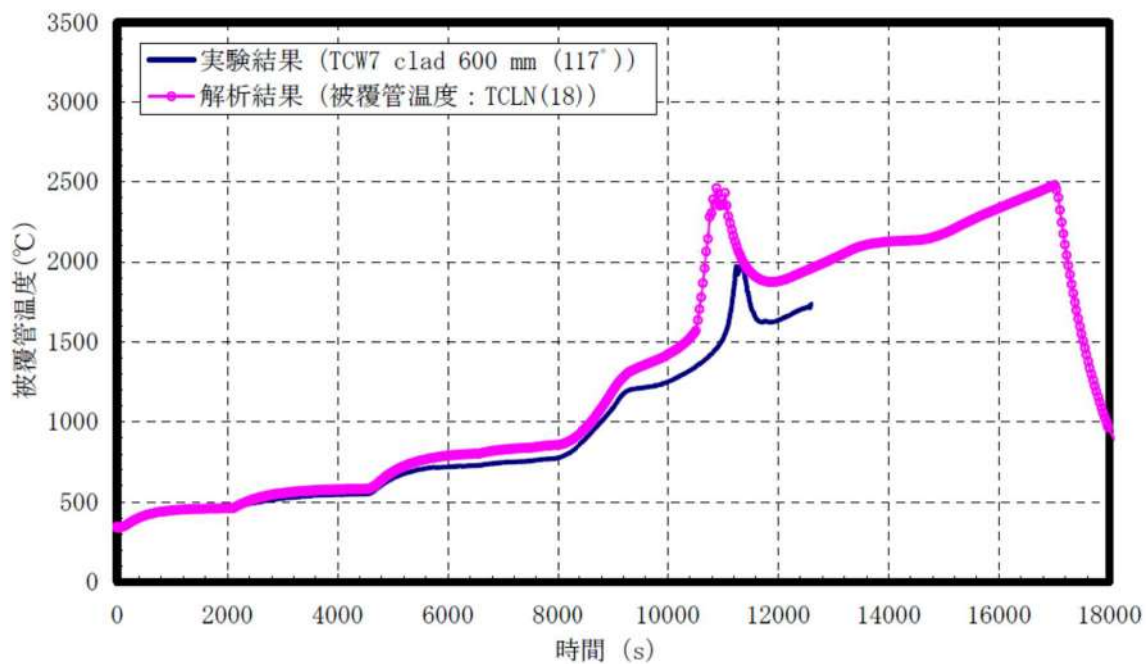


図 4.2-39 燃料被覆管温度 (600mm) の比較

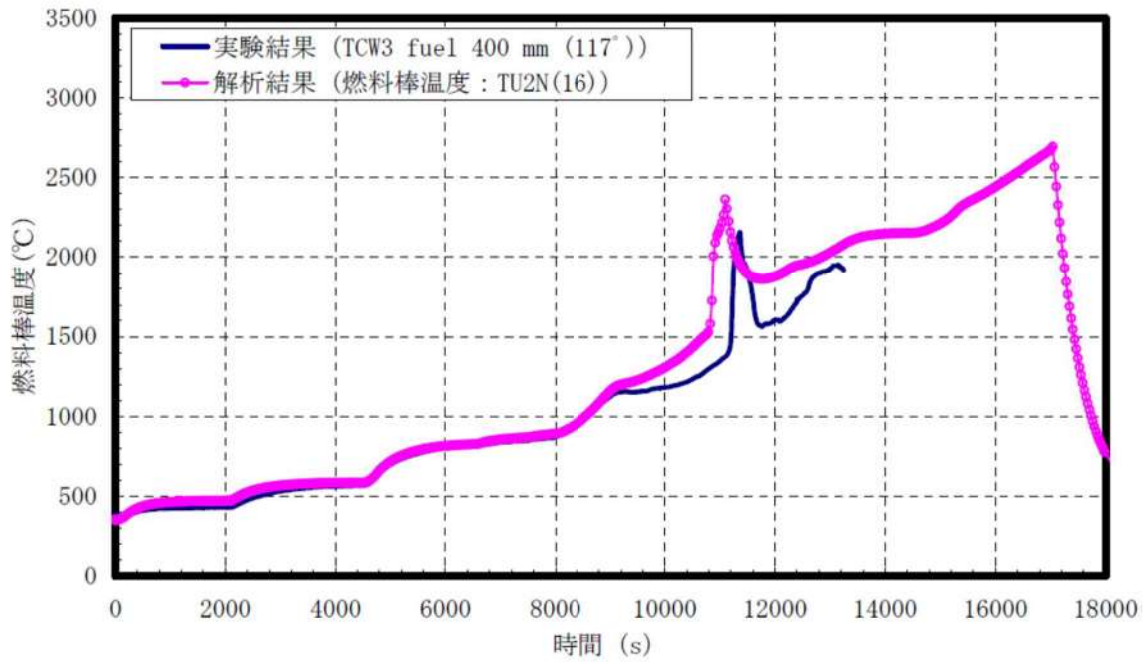


図 4.2-40 燃料被覆管温度 (400mm) の比較

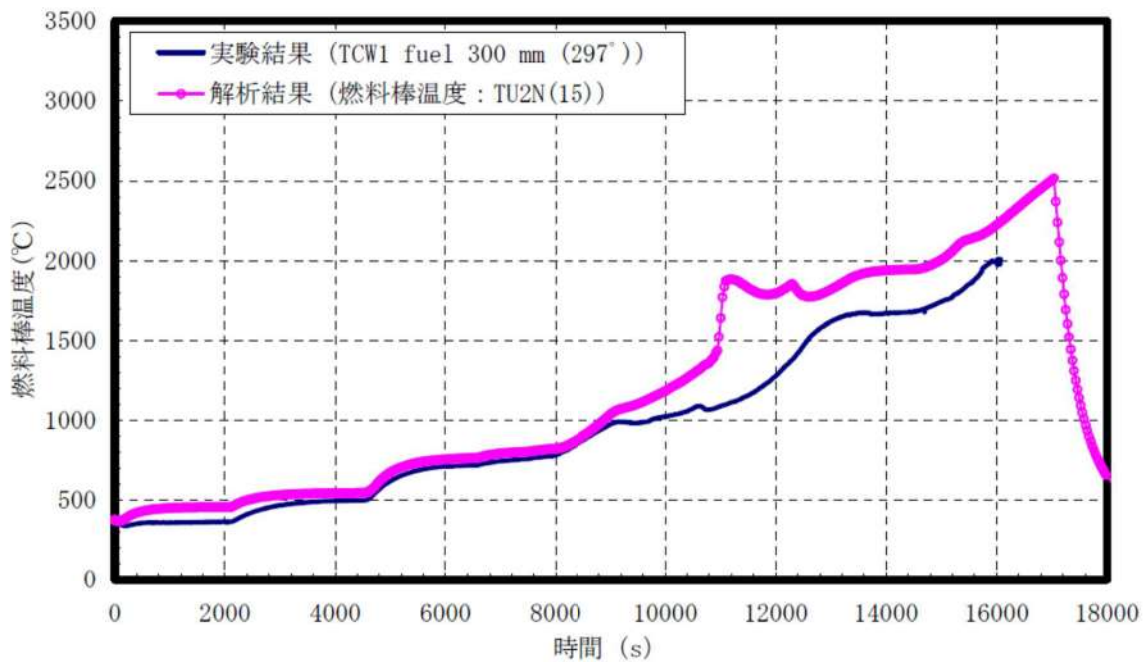


図 4.2-41 燃料被覆管温度 (300mm) の比較

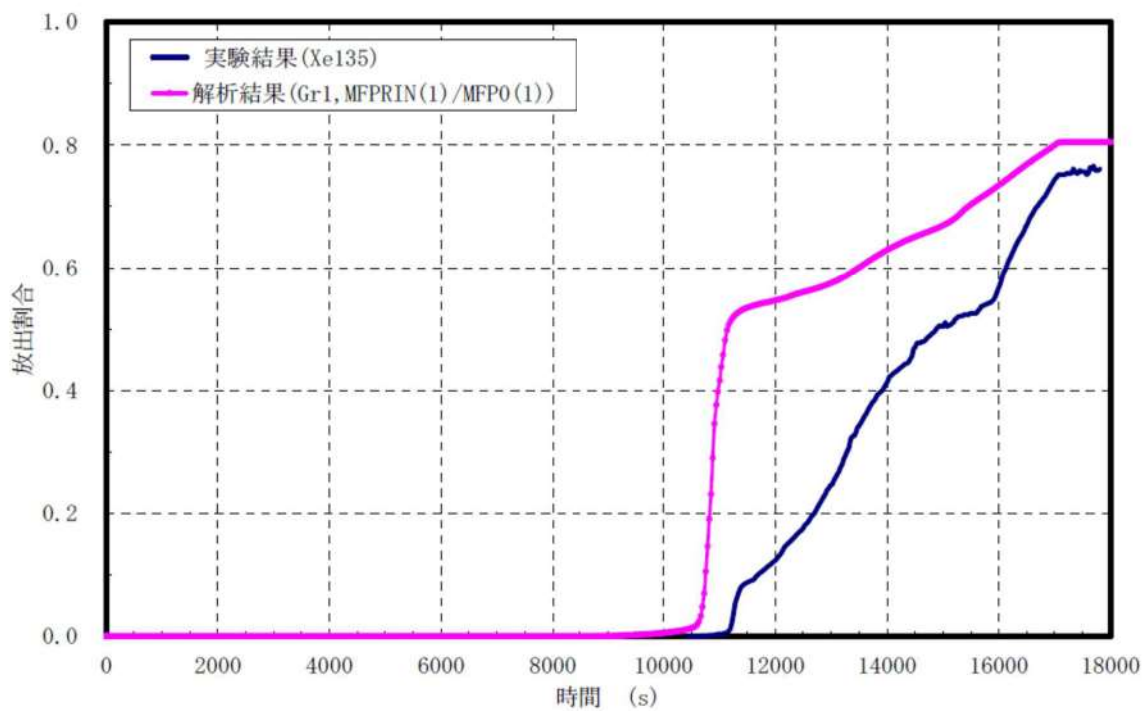


図 4.2-42 希ガス放出割合の比較

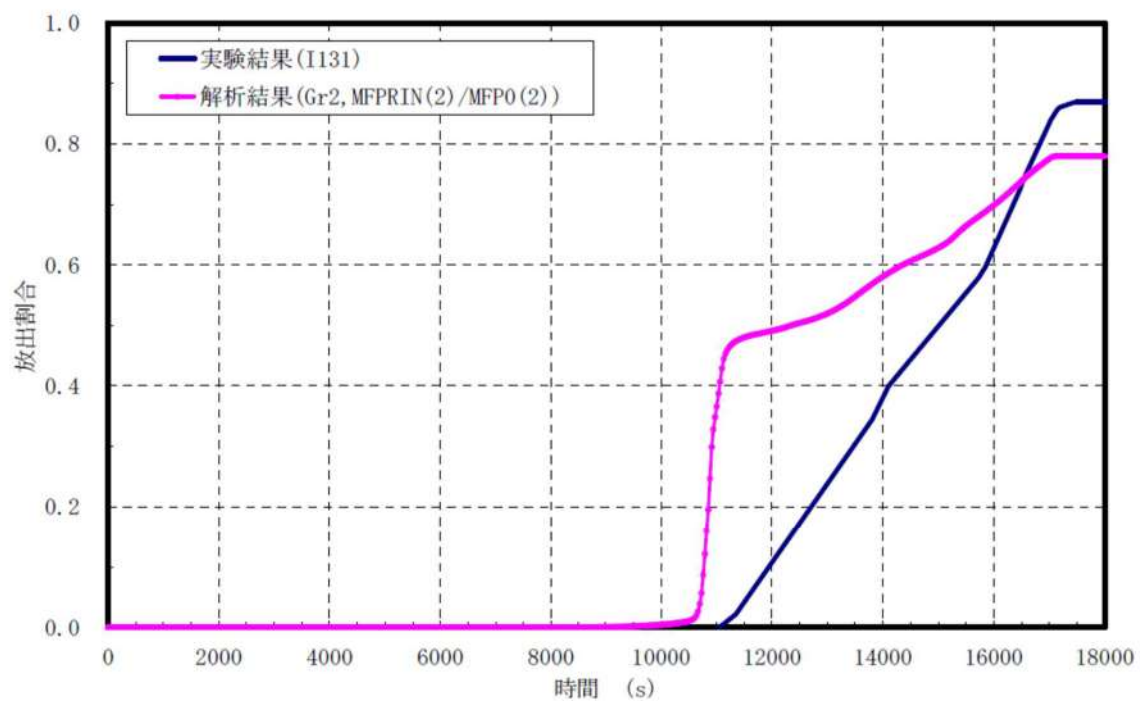


図 4.2-43 よう素放出割合の比較

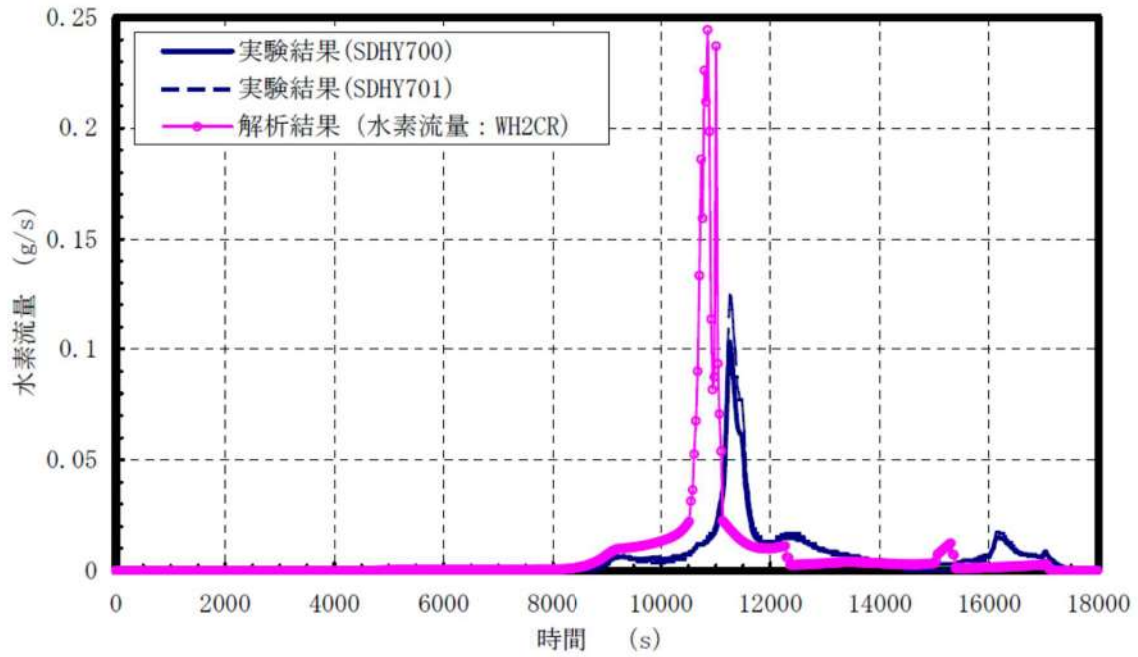


図 4.2-44 1次冷却系での水素流量の比較

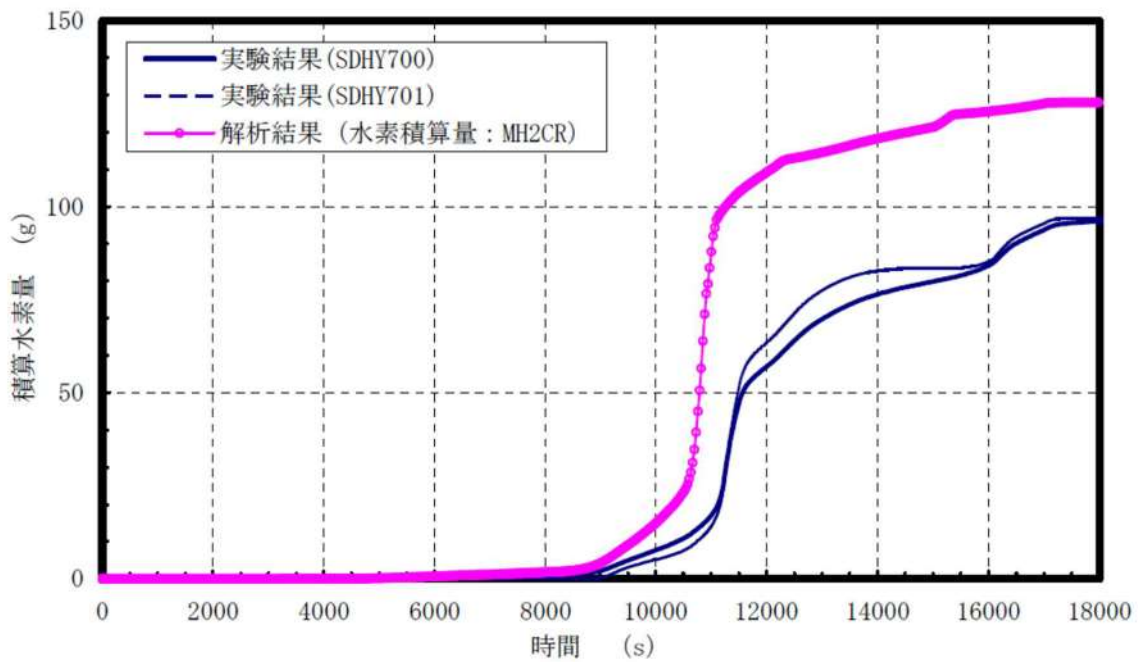


図 4.2-45 水素積算量

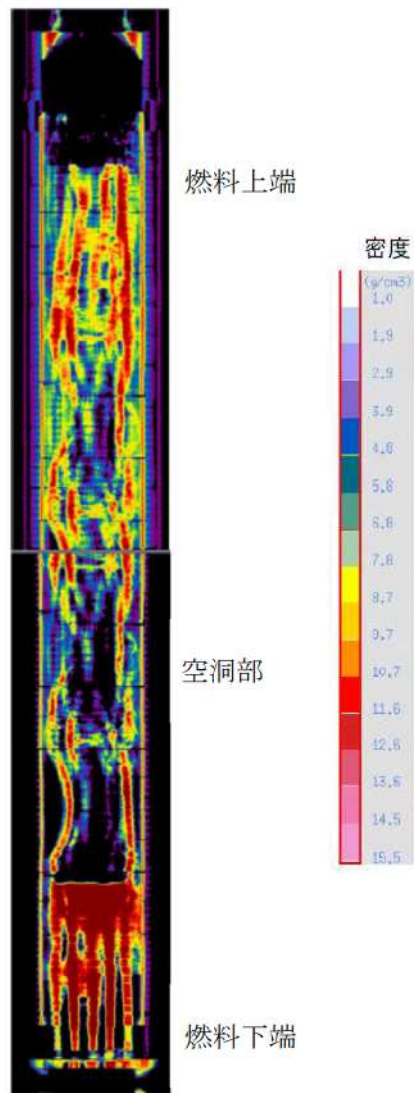
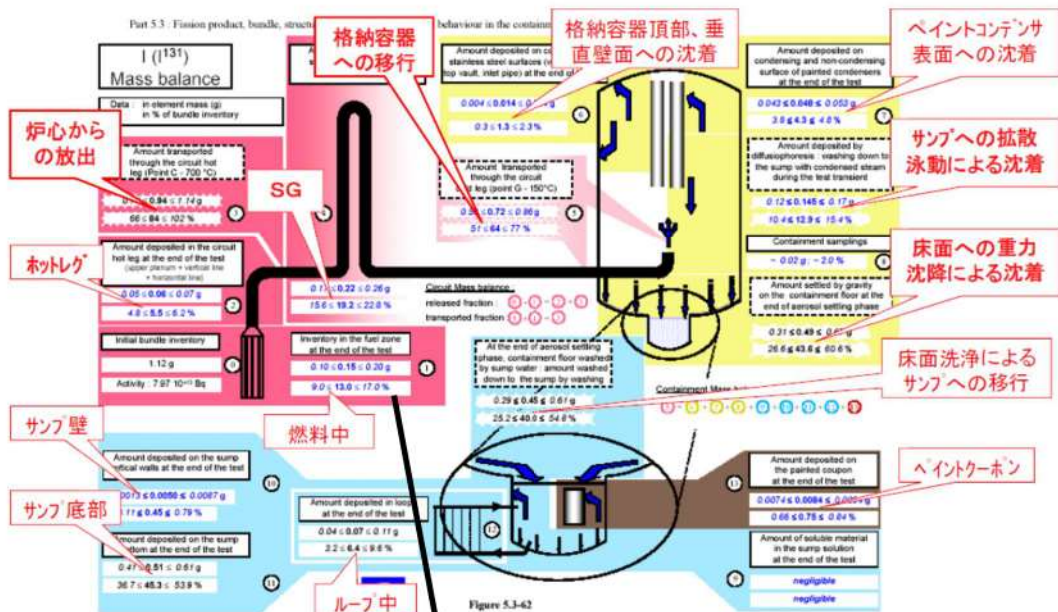


図 4.2-46 燃料バンドルの X 線トモグラフィ



燃料に残存したよう素の量は、13%±4%と評価されている。即ち、1次系に放出されたよう素の量は試験前のよう素量から残存量を減じれば算定できるため、87%±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 次冷却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 スプレイを燃焼させ酸化 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.  $4.36\text{m}$ ) から上向きに Na スプレイを注入させ 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MAAP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無くなるため、凝集及び重力沈降により  $10^5$  秒で  $5\times 10^{-9}\text{g/cc}$  まで減少している。厳密解及びMAAP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、実験結果が無い場合についても、MAAP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MAAP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

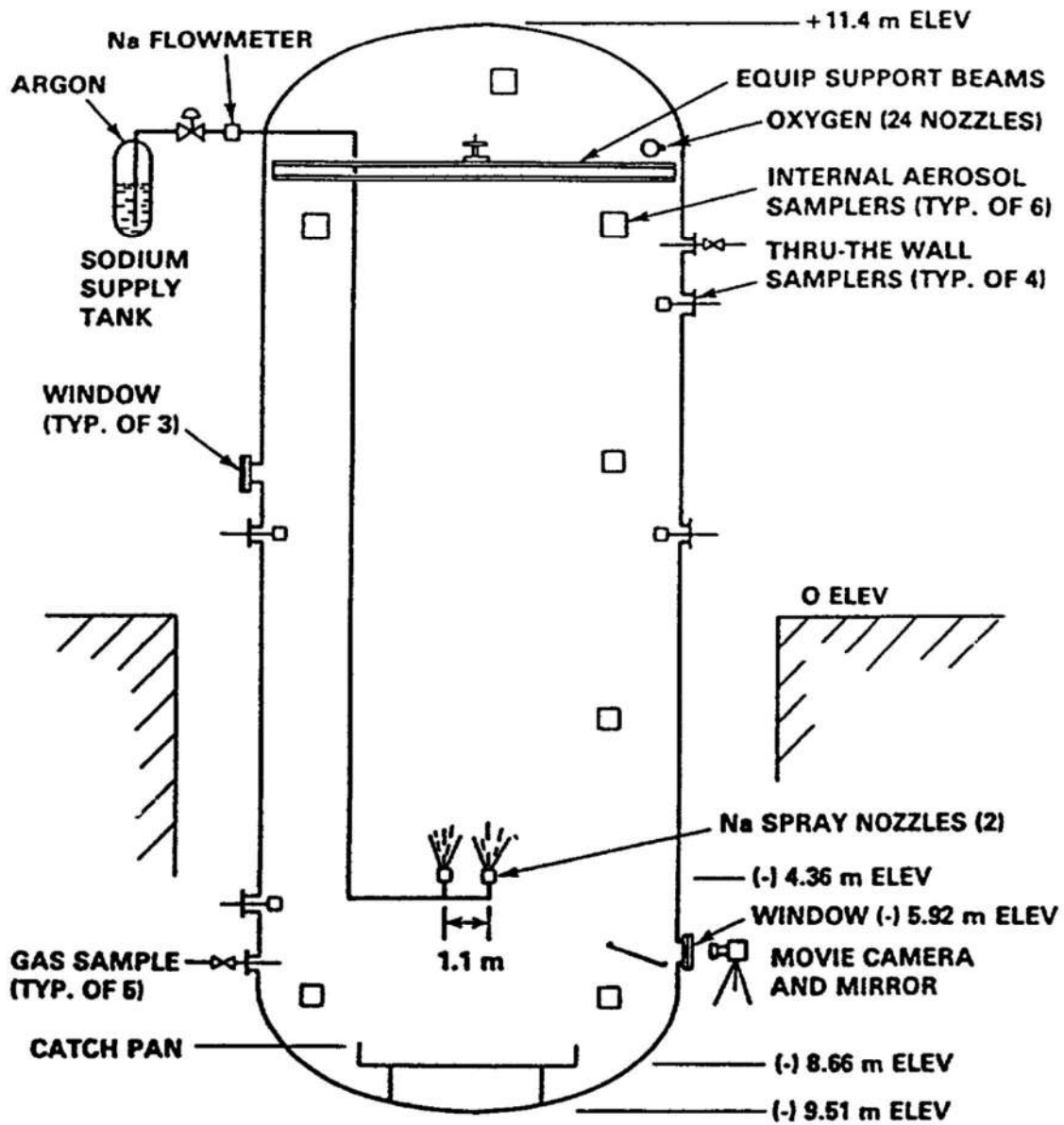
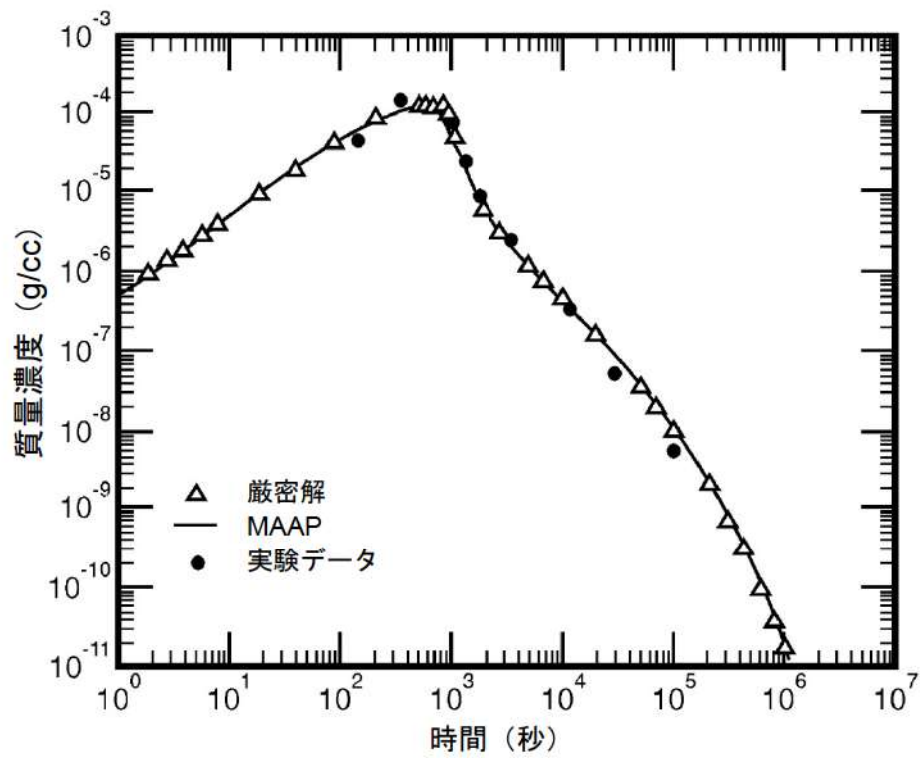


图 4.2-48 ABCOVE-AB5 試驗裝置



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コードを適用する重要事故シーケンスにおいて、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」シーケンスである。「ECCS 再循環機能喪失」シーケンスでは、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次冷却材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次冷却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」シーケンスでは、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（1200℃）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次冷却系内保有水分分布」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次冷却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次冷却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次冷却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-RELAP5コード<sup>[25]</sup>との比較により評価する。なお、M-RELAP5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 次冷却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次冷却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）とダウンコマ領域の保有水量（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次冷却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 $15 \times 10^3 \text{kg}$ 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-RELAP5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-RELAP5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-RELAP5コードの水位予測及びボイド率計算はORNL/THTF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-RELAP5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再循環機能喪失シーケンスのMAAPコードとM-RELAP5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-RELAP5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次冷却系内保有水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釣り合いに考慮され、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次冷却系保有水量の差は、1次冷却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。即ち、炉心の崩壊熱により加熱されたECCS注入水が1次冷却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次冷却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量の差は約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次冷却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次冷却材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次冷却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、ダウンカマ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、スチームバイディング効果が小さくなるため、1次冷却系の保有水量としては増加する方向となる。
- ・同じく1次冷却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次冷却材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次冷却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次冷却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次冷却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、その結果を基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再循環機能喪失での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-RELAP5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、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よって炉心露出を遅めに予測する傾向をMAAP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認する目的から、代表3ループプラントを対象にM-RELAP5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)、事象発生の約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さらに5分以上の時間余裕がある。

### (4) まとめ

ECCS再循環機能喪失シーケンスの評価において、MAAP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、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、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さらに5分以上の時間余裕があることを確認した。

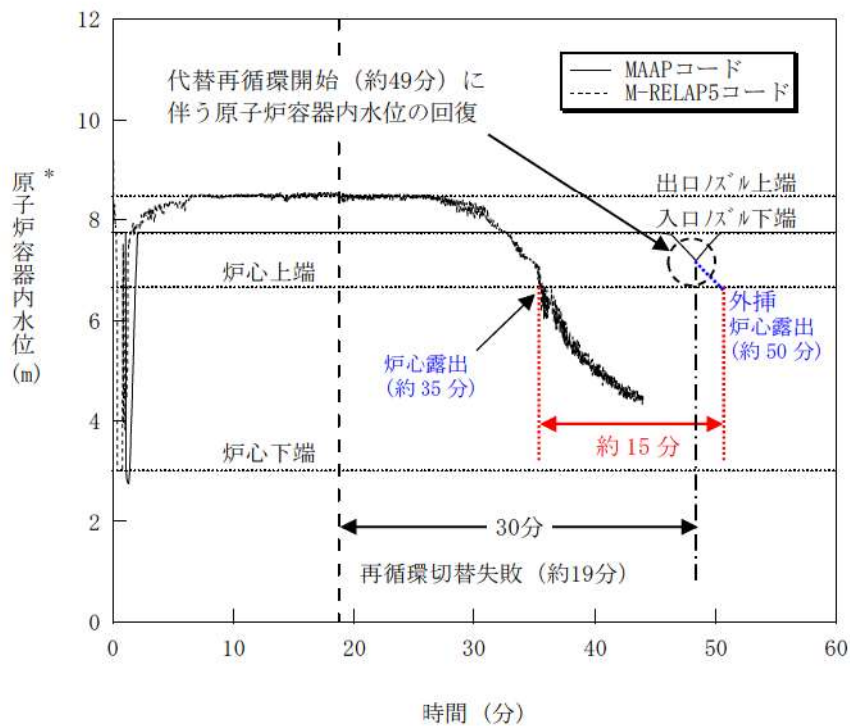


図 4.3-1 ECCS 再循環機能喪失 コード間比較 (原子炉容器内水位)

\* : 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

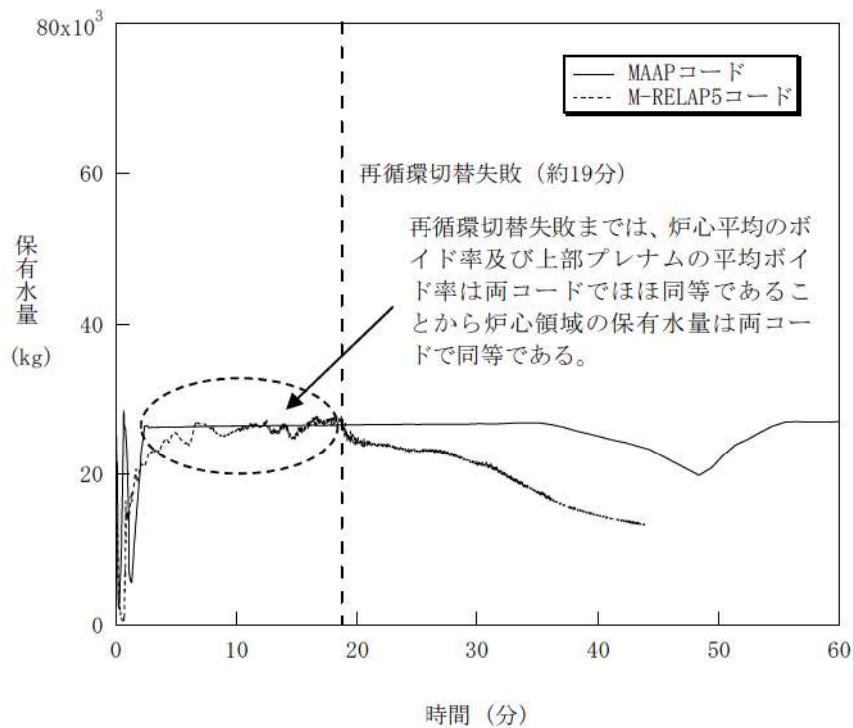


図 4.3-2 炉心領域 (炉心入口～出口ノズル) 保有水量のコード間比較

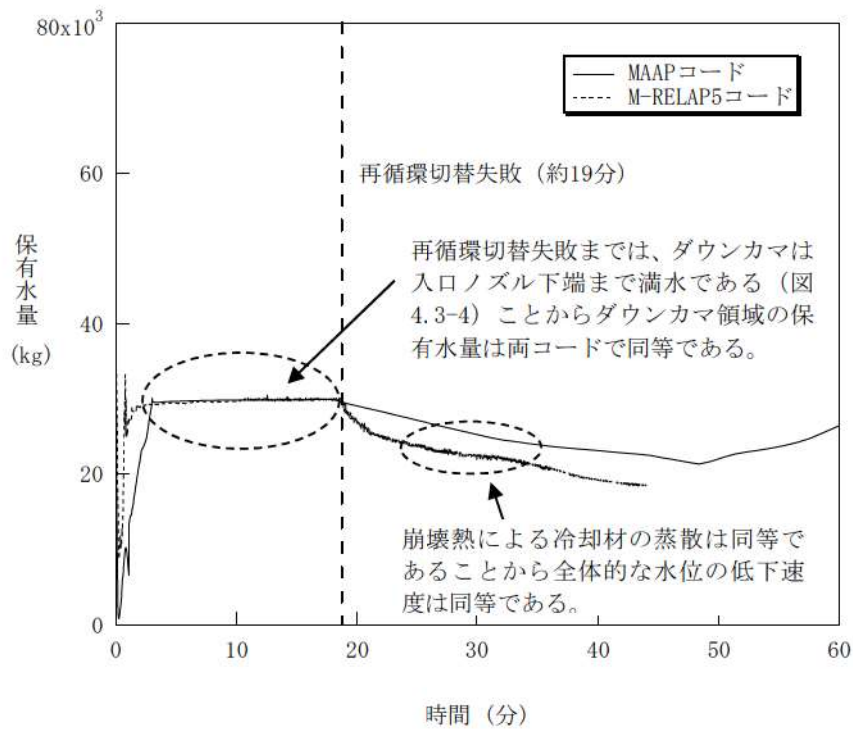


図 4.3-3 ダウンカマ領域 (低温側配管～下部プレナム) 保有水量のコード間比較

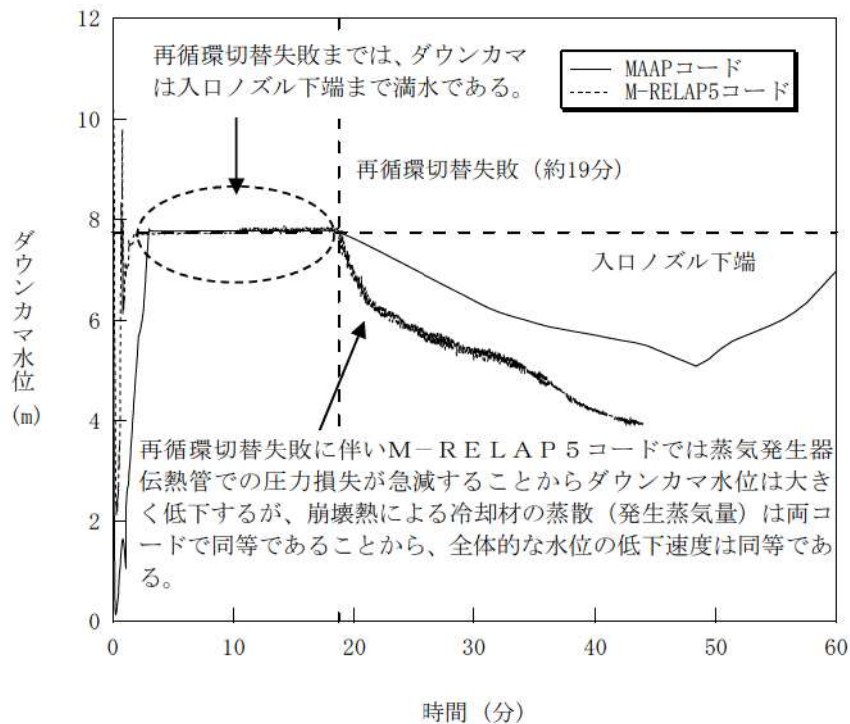


図 4.3-4 ダウンカマ水位のコード間比較

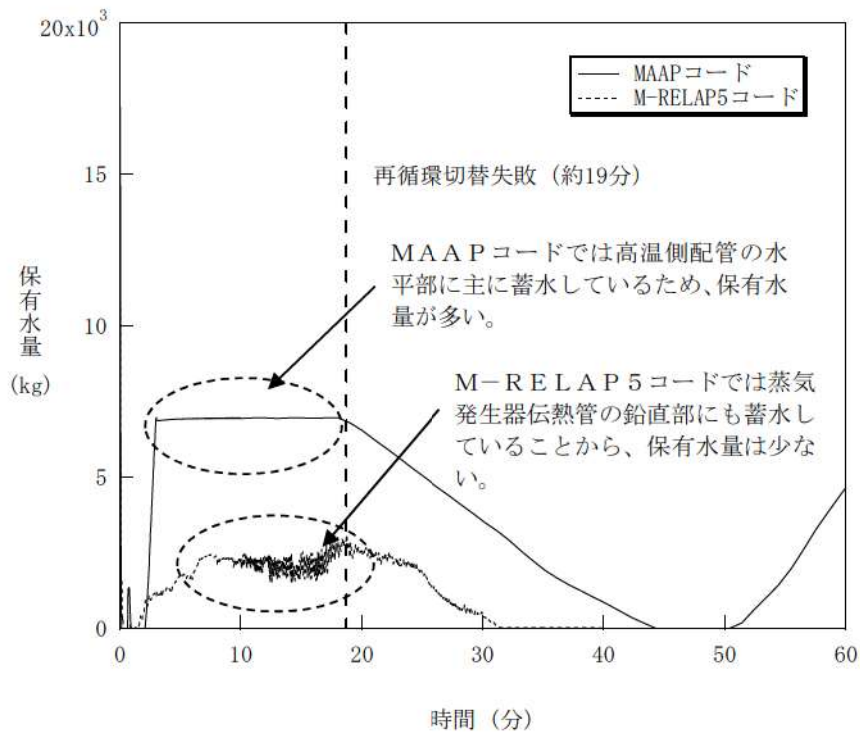


図 4.3-5 高温側配管～蒸気発生器伝熱管領域 (破断側) 保有水量のコード間比較

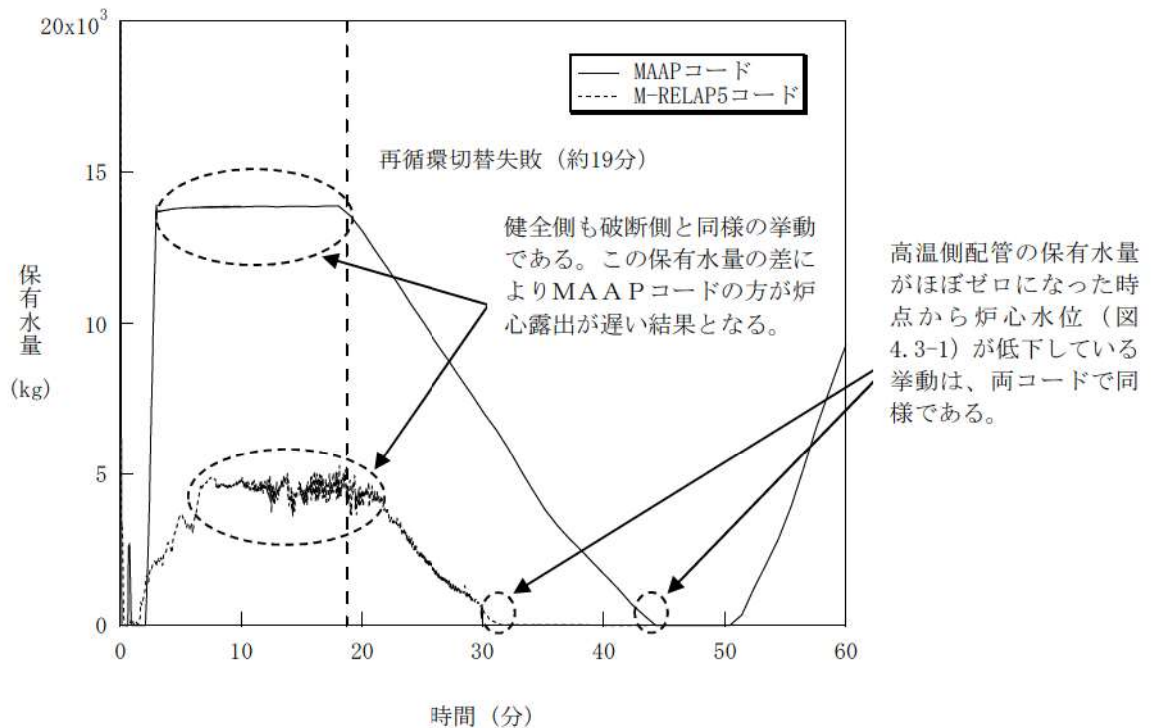


図 4.3-6 高温側配管～蒸気発生器伝熱管領域 (健全側) 保有水量のコード間比較

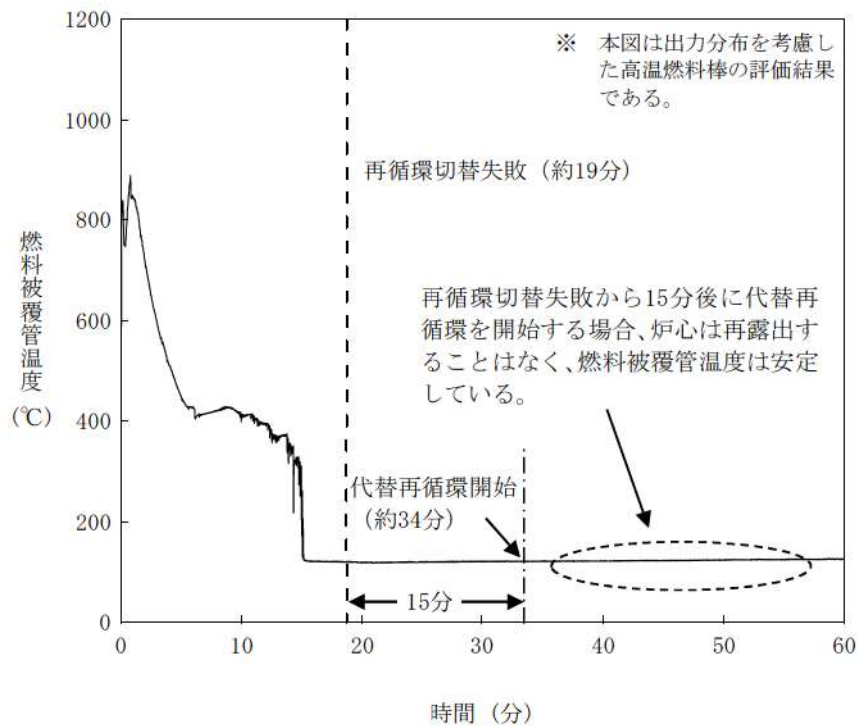


図 4.3-7 3ループ PWR・ECCS 再循環機能喪失・代替再循環 15 分 (燃料被覆管温度)

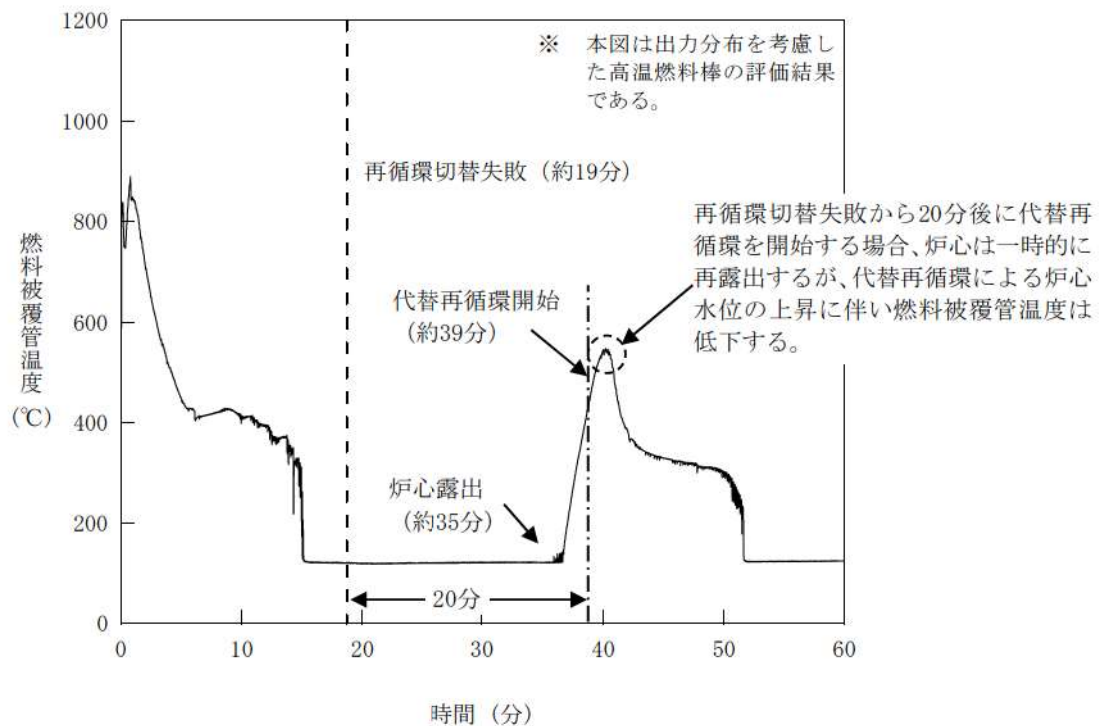


図 4.3-8 3ループ PWR・ECCS 再循環機能喪失・代替再循環 20 分 (燃料被覆管温度)

#### 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次冷却材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、「高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」(及び「格納容器過温破損」)では、1次冷却系強制減圧時の1次冷却材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、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="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

##### (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次冷却系強制減圧により1次冷却材圧力は急減し、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次冷却材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次冷却材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次冷却系強制減圧時の1次冷却材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次冷却材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。」

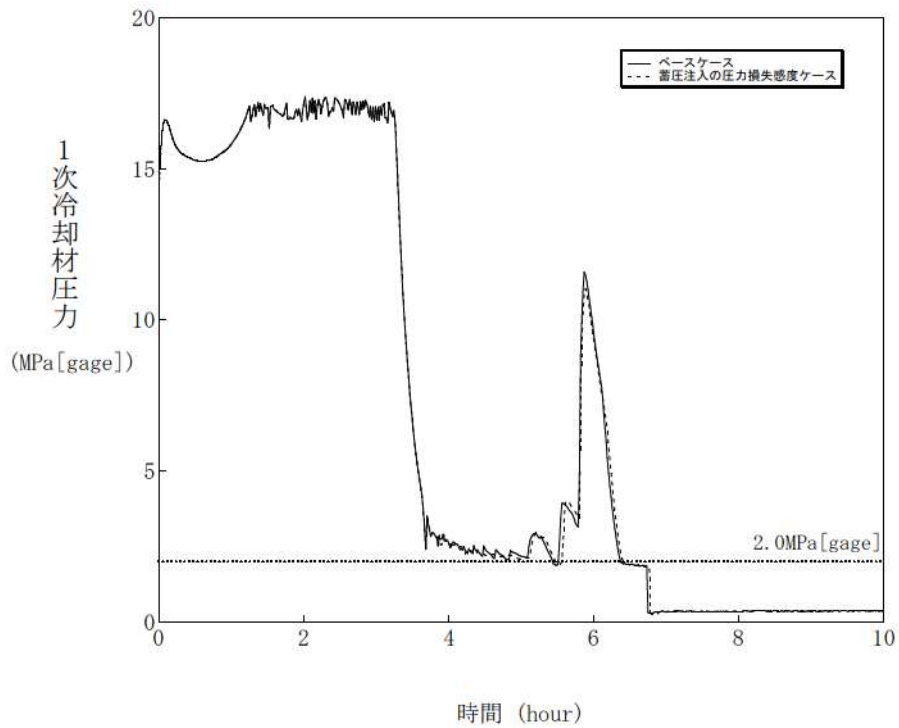


図 4.3-9 蓄圧注入の流動抵抗感度解析

#### 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。即ち、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、即ち、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

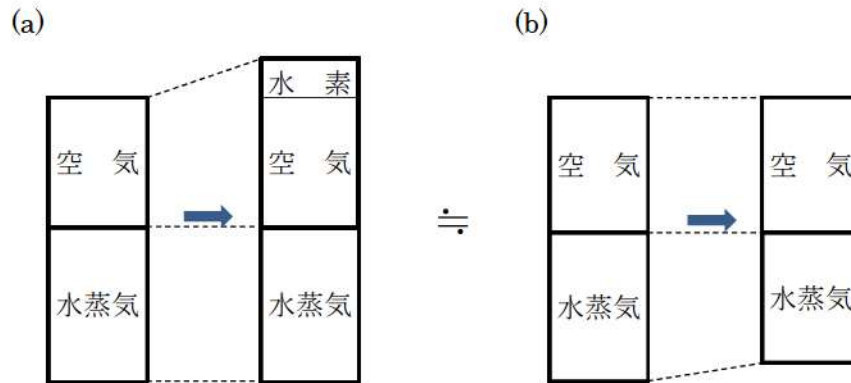
MAAPコードの格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却モデルでは、格納容器再循環ユニット入口のガス温度（即ち、原子炉格納容器内温度）を入力値として除熱量と吸い込みガス速度を計算するモデルであるため、水素ガスが存在する場合でも、影響はなく、除熱量及び速度は、除熱特性に従って計算される。

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。

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、蒸気量が変化した状態、即ち、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	5.25×10 <sup>6</sup> kcal/h
130℃	2.7 気圧 (-13%)	4.78×10 <sup>6</sup> 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、

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

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

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  
(雰囲気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、

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

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、即ち、

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

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

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あり、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にしたものである。

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。

	水素を含まない場合	水素を含む場合
雰囲気気密度	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れば、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

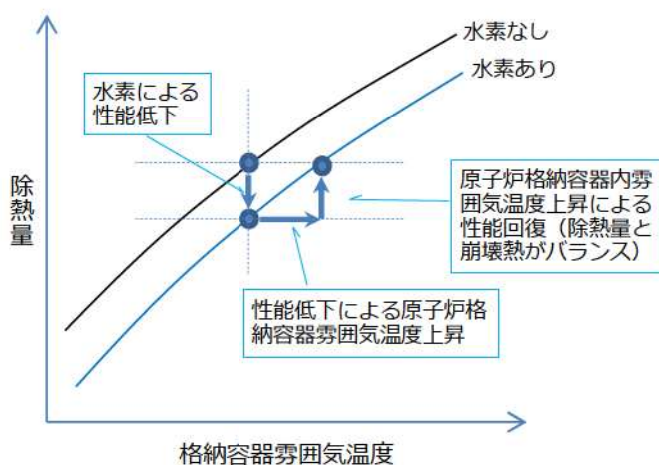
感度解析のベースケースは、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）」である。ベースケースでは、3.3.5(3)で述べたとおり、設計値に基づく除熱特性（雰囲気温度に対する流速及び除熱量の関係）を与えている。また、(2)の検討より、最大限水素濃度が増加するとした場合の除熱特性の低下は、除熱量で約7%、流速で約10%である。感度解析ケースとしてこれらの性能低下を考慮した解析を実施した。

	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、下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℃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℃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℃に対する余裕に比べて 1 桁程度小さい。

	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 (℃)	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℃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、プラント毎に評価を要する。

「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。」

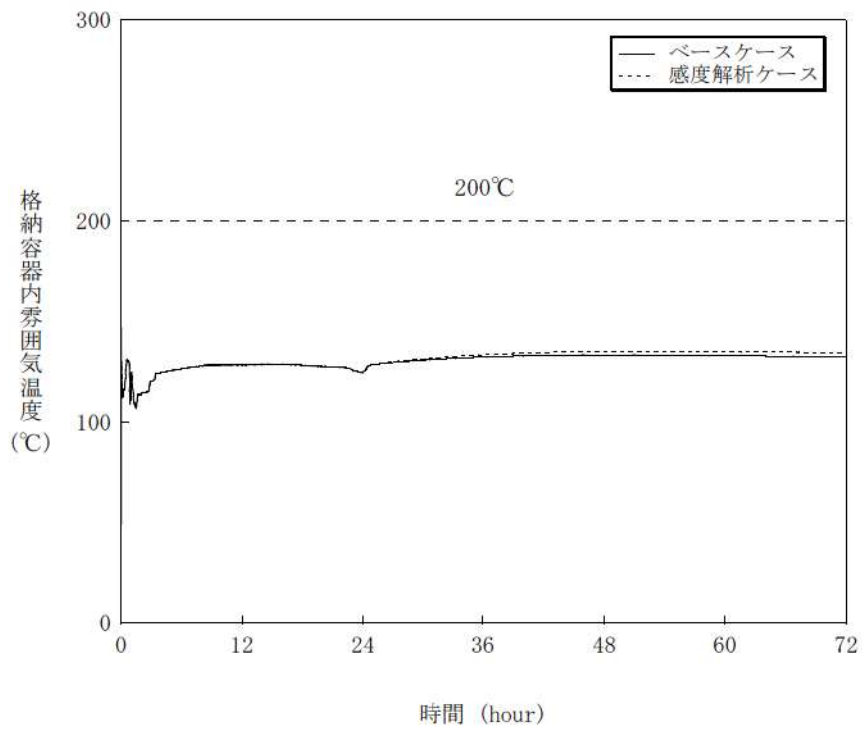
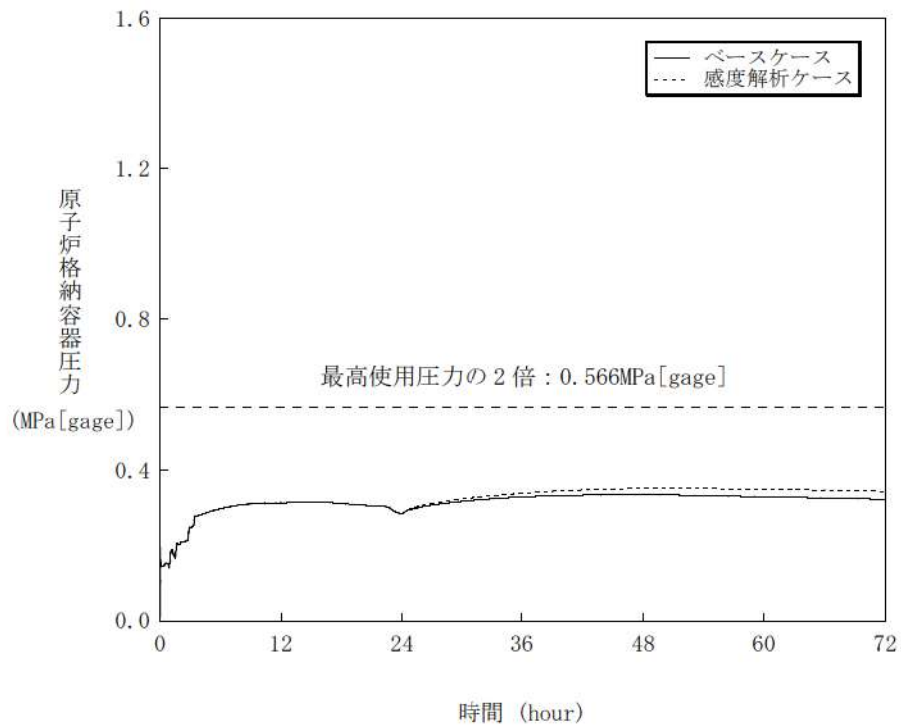


図 4.3-10 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却モデルに関する感度解析結果

#### 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高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

## (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** シーンケンスと **LOCA** シーンケンスについて、感度解析を実施した。以下に結果を述べる。

### A) **SBO** シーンケンス（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早くなることから、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 次冷却材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** シーンケンス

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** シーンケンスと比較して感度が小さい結果となっている。**LOCA** シーンケンスでは、1 次冷却系保有水量が減少し除熱が悪化することから、**SBO** シーン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** シーンケンスでは、1 次冷却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** シーン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次冷却材圧力も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Zr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無いと判断した。

「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。」

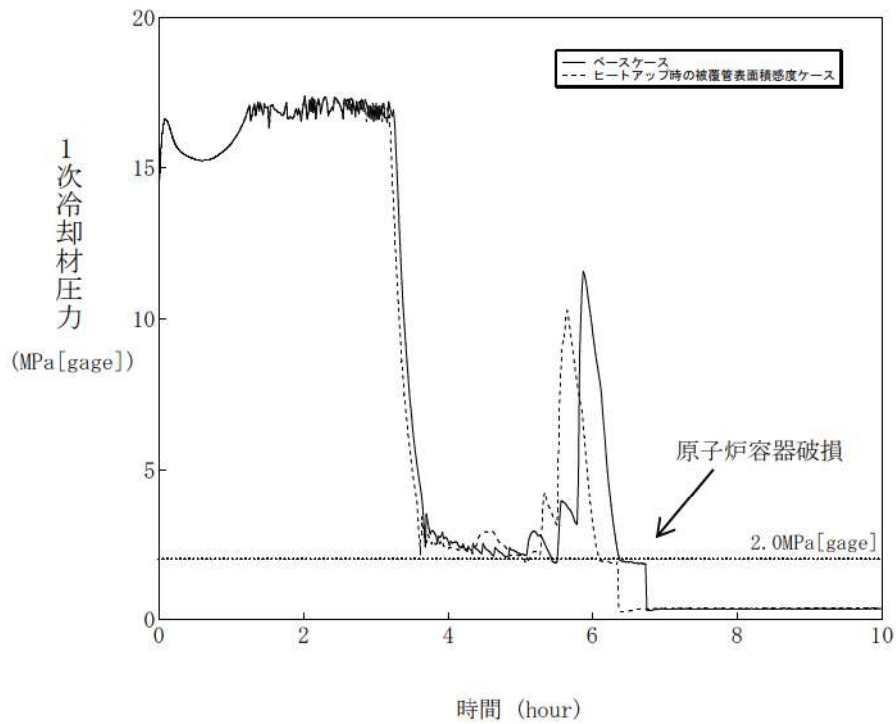
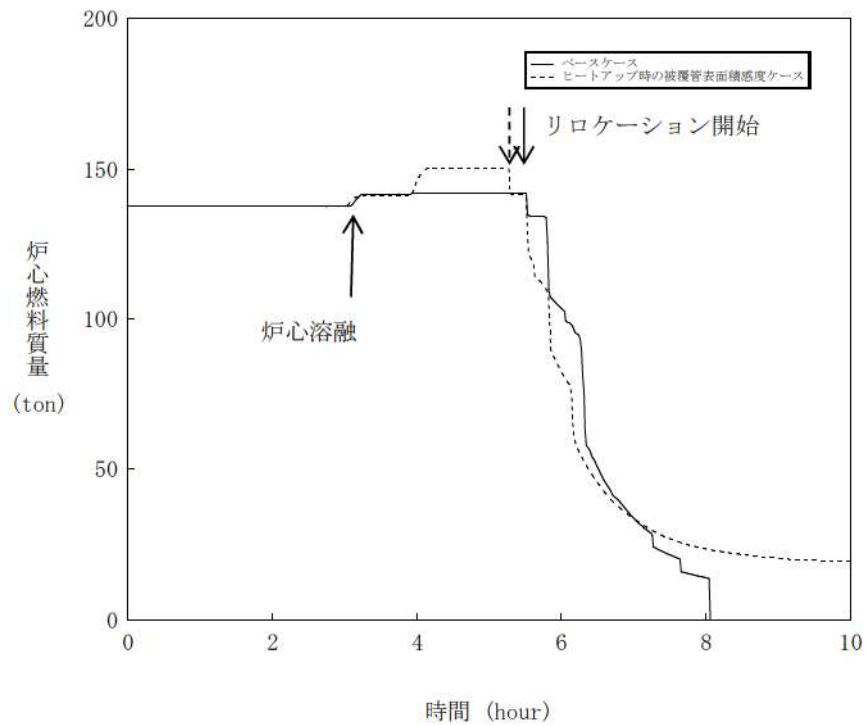


図 4.3-11 炉心ヒートアップに関する感度解析結果（SBO シーケンス）（1 / 2）



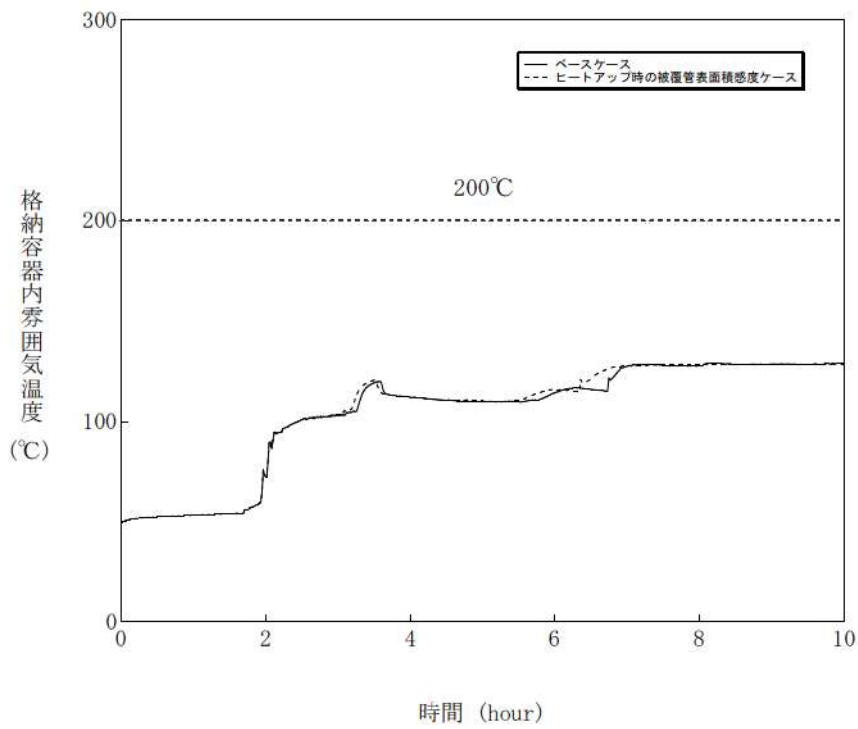
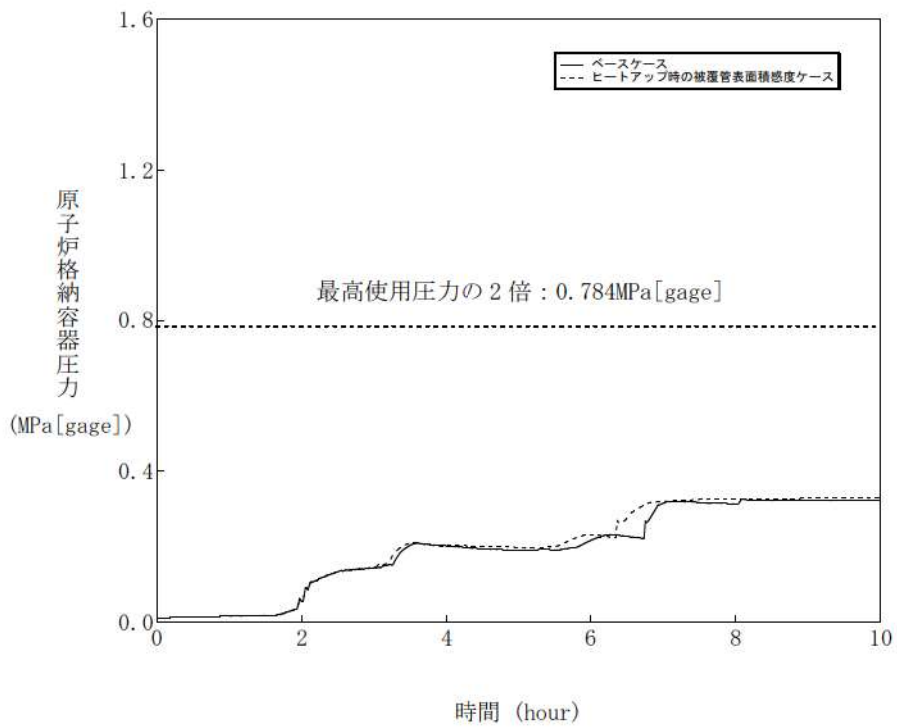


図 4.3-11 炉心ヒートアップに関する感度解析結果 (SBO シーケンス) (2 / 2)

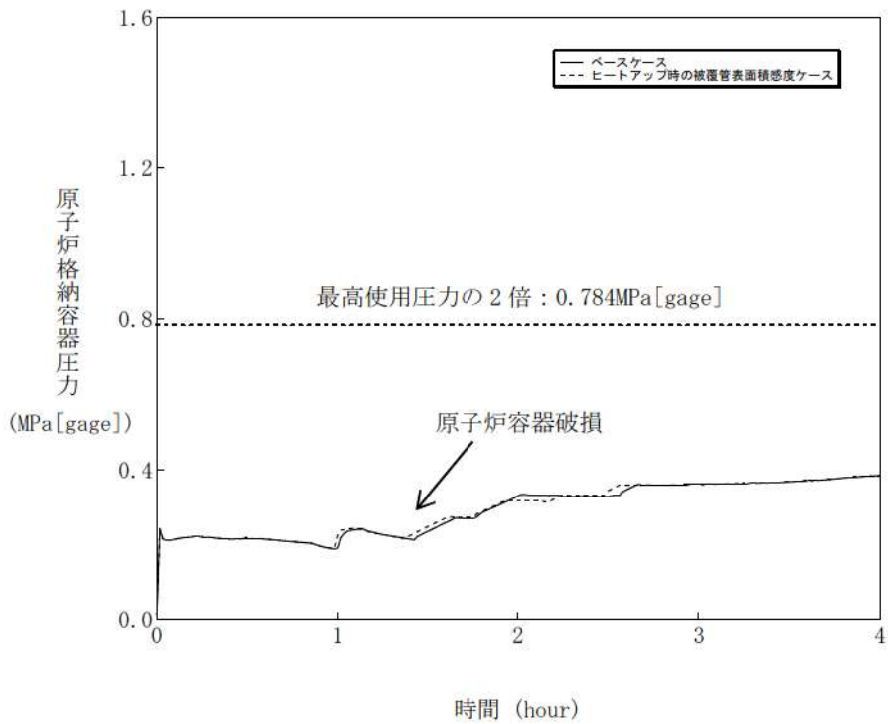
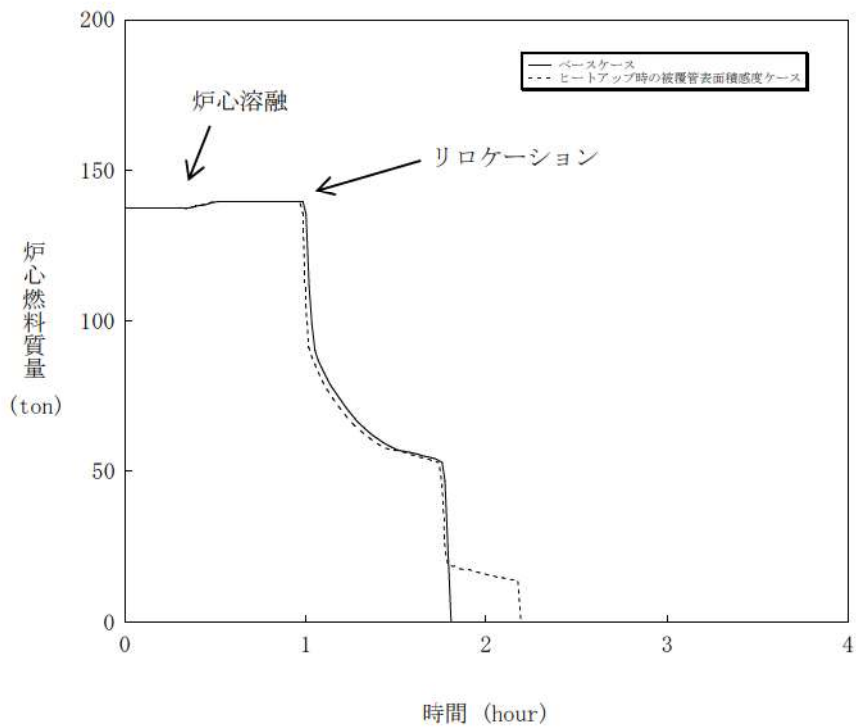


図 4.3-12 炉心ヒートアップに関する感度解析結果 (LOCA シーケンス)

#### 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早くなる。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  $\square$  K 一定と仮定した場合に  $\square$  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、炉心崩壊が早く進むことを想定し、炉心ノードが  $\square$  K 一定と仮定した場合に  $\square$  時間（あるいは  $\square$  K 一定で  $\square$  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  $\square$  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、 $\square$  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く進む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	$\square$ 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	$\square$ K	当該変数推奨範囲の最確値
感度解析ケース	$\square$ 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無い。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 次冷却材圧力は、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 次冷却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 シーケンスでは、原子炉容器破損時の 1 次冷却材圧力も 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 Zr 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、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無いと判断した。

「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。」

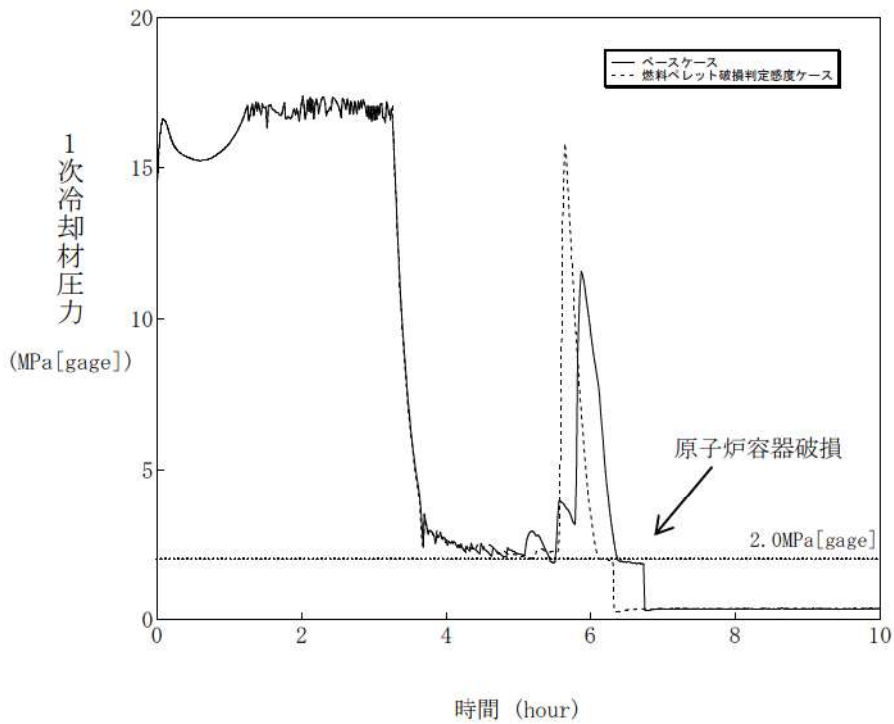
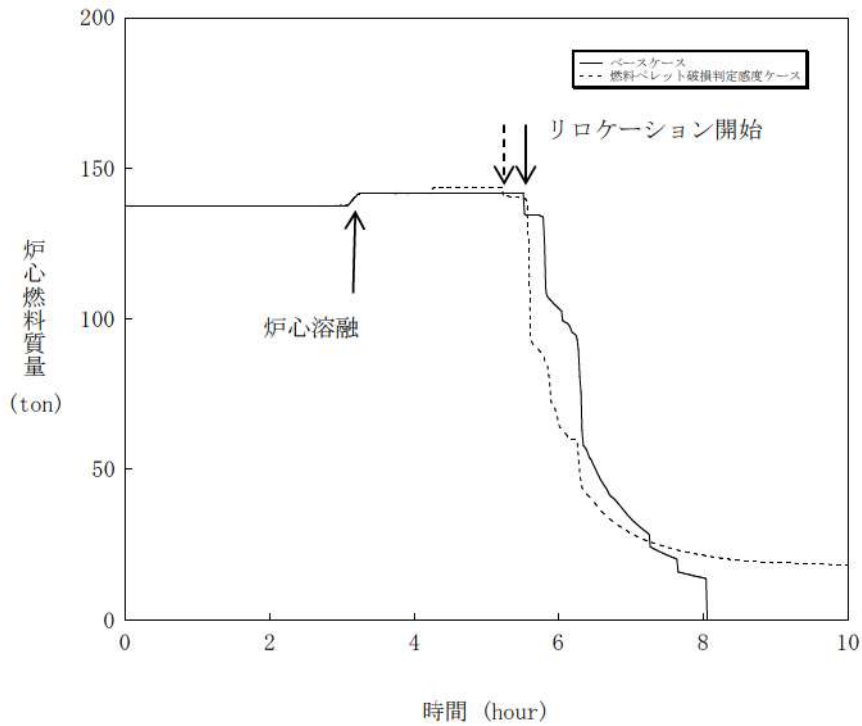


図 4.3-13 リロケーションに関する感度解析結果（SBO シーケンス）（1 / 2）

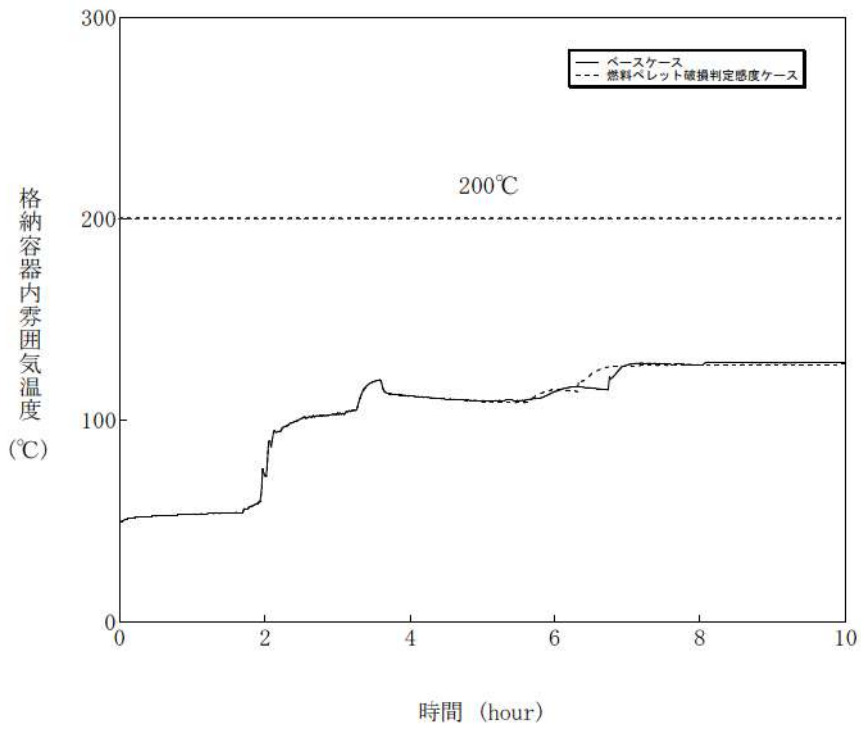
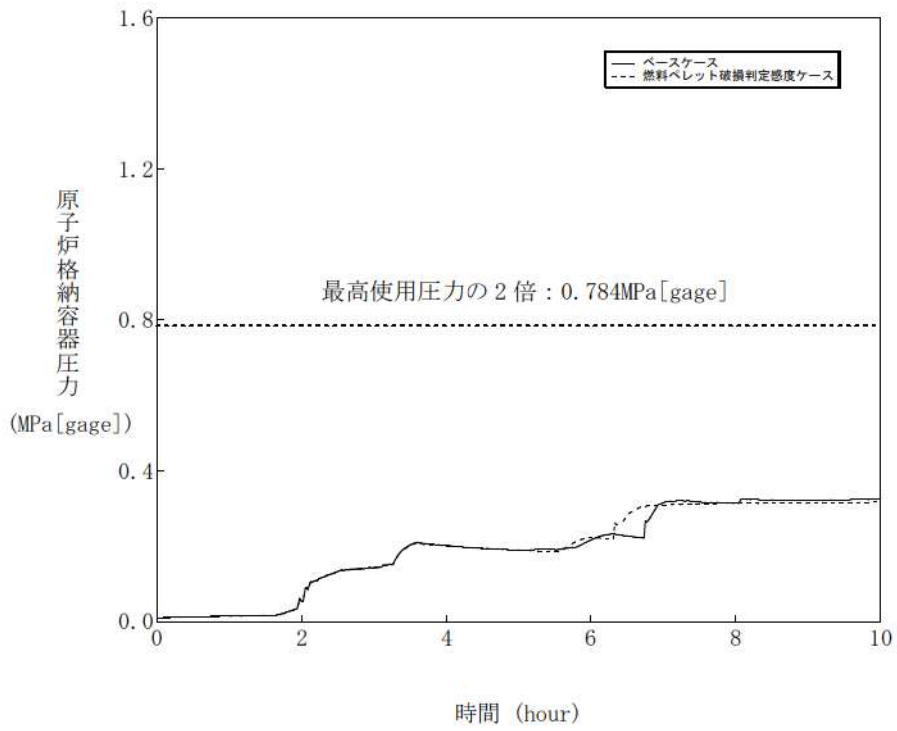


図 4.3-13 リロケーションに関する感度解析結果 (SBO シーケンス) (2 / 2)

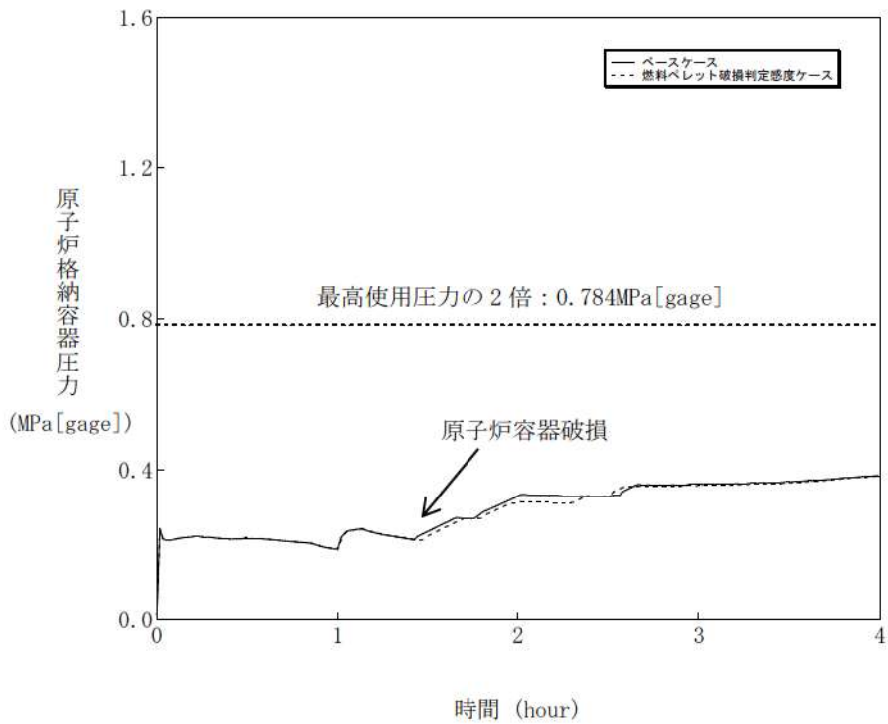
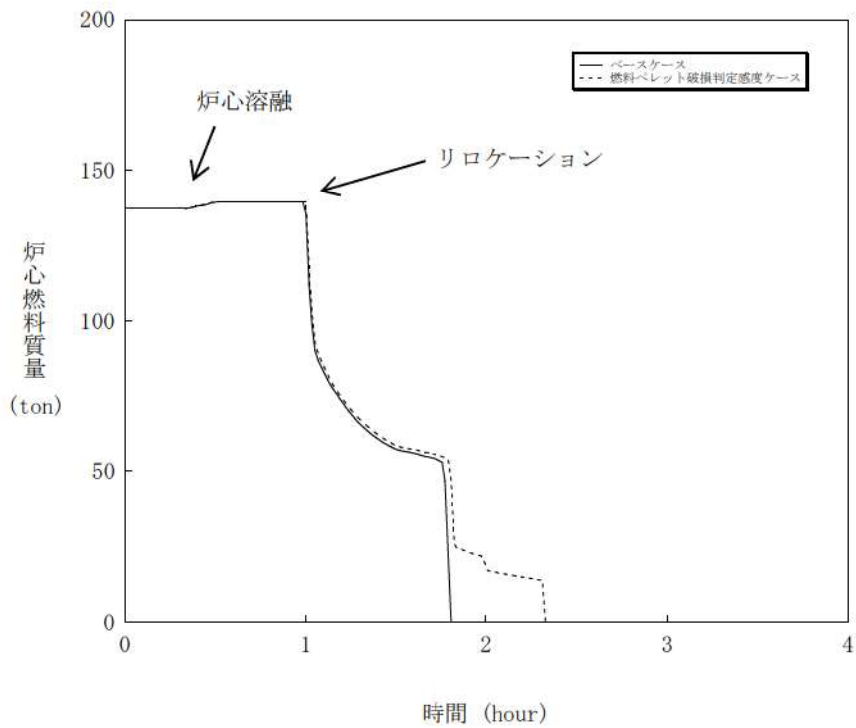


図 4.3-14 リロケーションに関する感度解析結果 (LOCA シーケンス)



#### 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、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 次冷却材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 次冷却材圧力は 1.8MPa[gage]程度であり大きな感度は無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 により生じる圧カスパイクは、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、圧カ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 次冷却材圧力は **1.8MPa[gage]** 程度であり大きな感度は無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、即ち、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、**UO<sub>2</sub>** 及び **ZrO<sub>2</sub>** 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ることにより、圧カスパイクによる圧力上昇はわずかに高くなるが、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 次冷却材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、圧カ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 次冷却材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。」

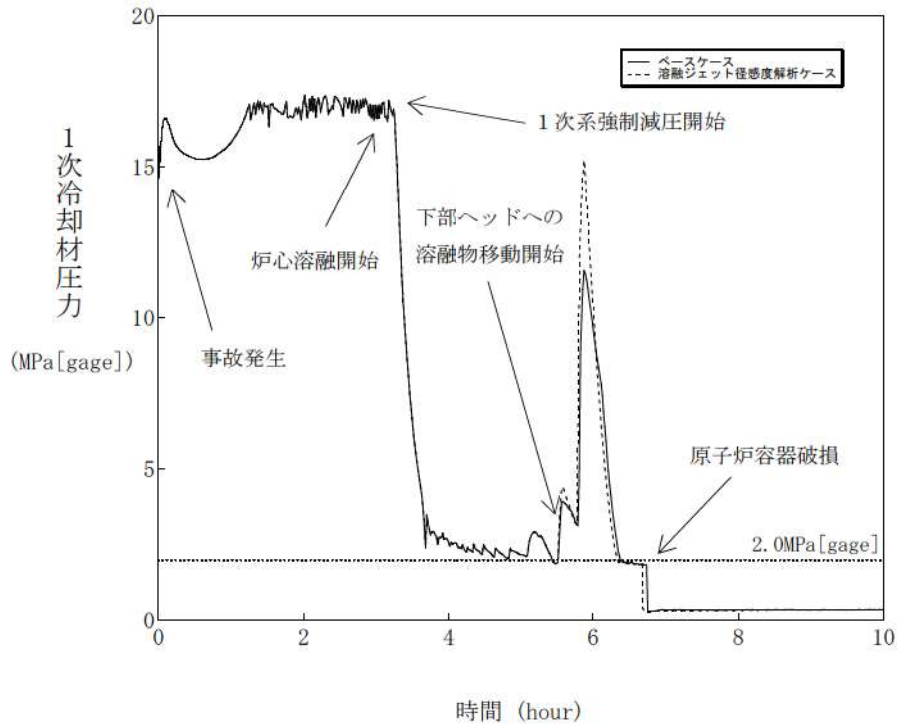


図 4.3-15 原子炉容器内 FCI に関する感度解析結果（デブリジェット径）

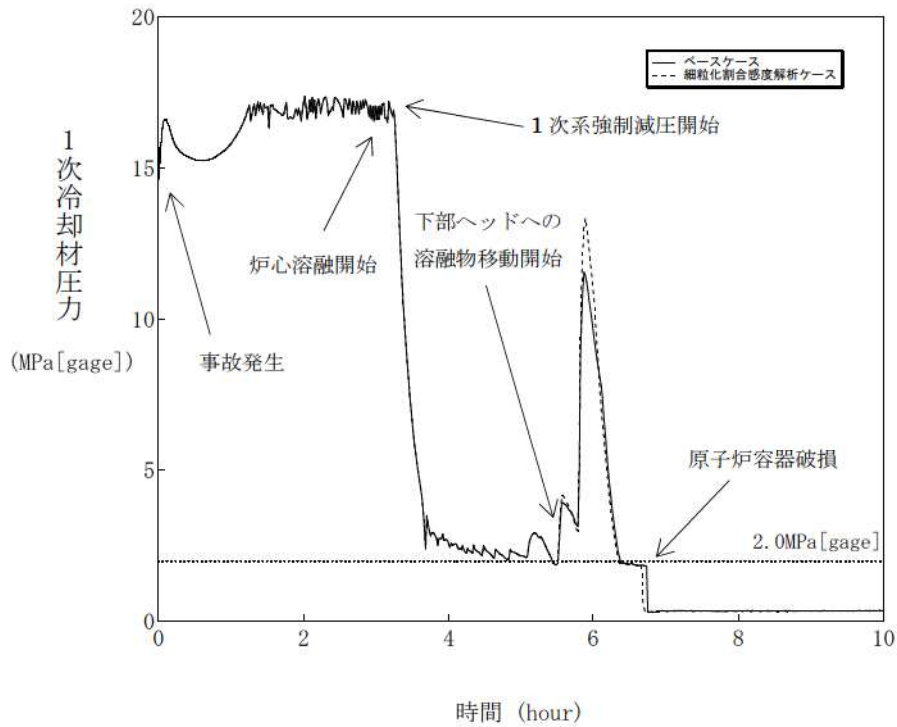


図 4.3-16 原子炉容器内 FCI に関する感度解析結果（エントレイン量）

「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。」

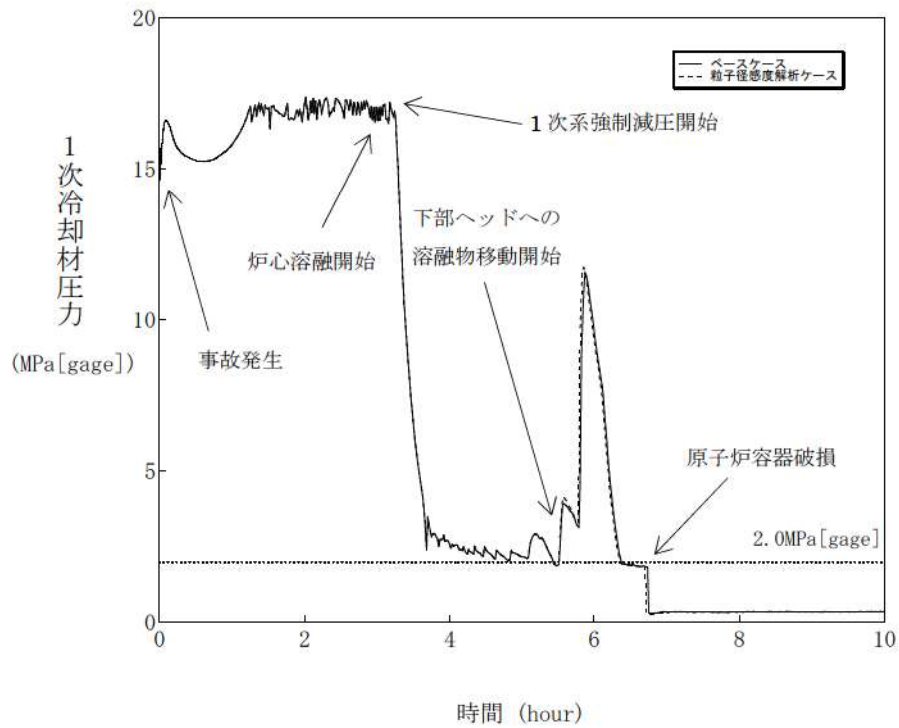


図 4.3-17 原子炉容器内 FCI に関する感度解析結果（冷却水とデブリ粒子の伝熱）

#### 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。以下に概要を纏める。

##### (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無い場合には、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早くなる。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。

###### 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プしているため、溶融炉心の下部クラストと原子炉容器の間にギャップが生じ、そのギャップに水が浸入して冷却される。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確値を与えている。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無いため、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次冷却材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

以上、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。」

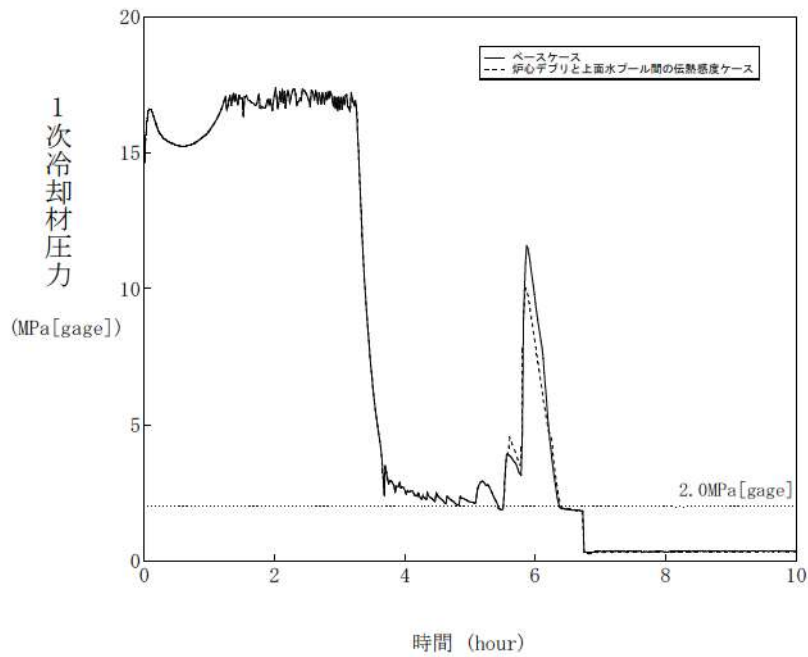


図 4.3-18 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する感度解析結果  
(溶融炉心と上面水プールとの伝熱)

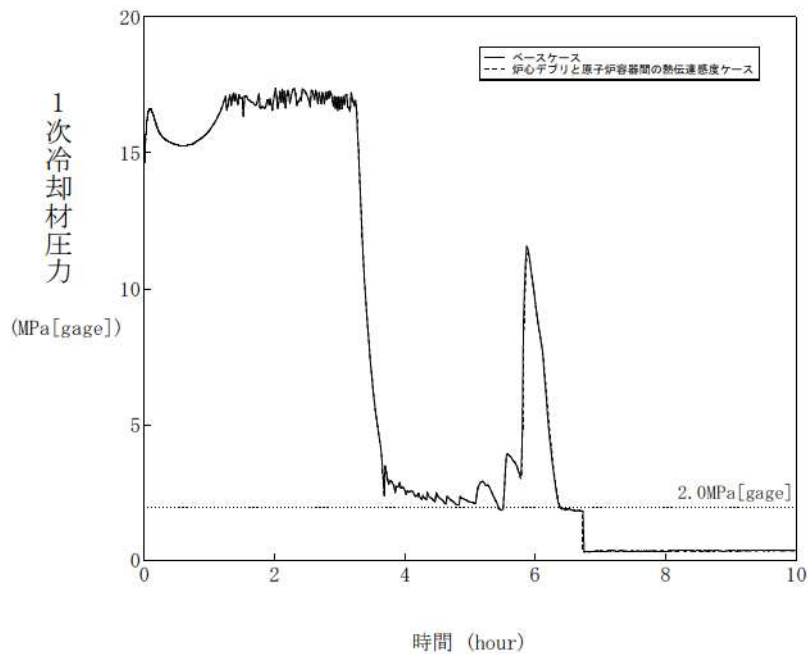


図 4.3-19 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する感度解析結果  
(溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達)

#### 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次冷却材圧力、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ブ破損など、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、クリーブ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次冷却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。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に関する落下の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、残りは溶融炉心が残存する。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ブ破損することが、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、溶融炉心の落下量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。」

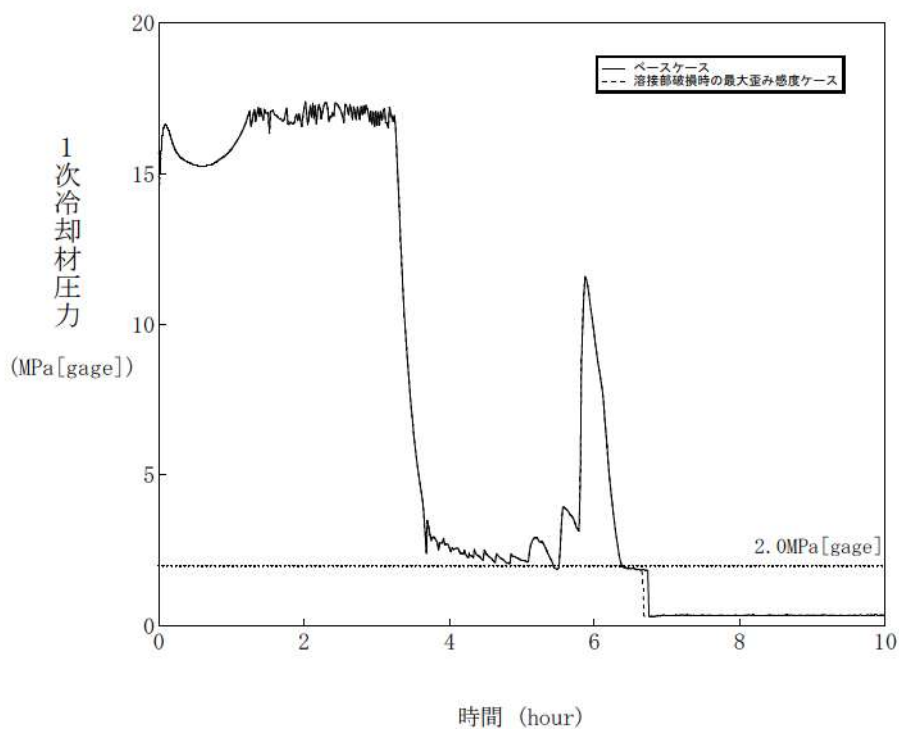


図 4.3-20 溶接部破損時の最大歪みに関する感度解析結果

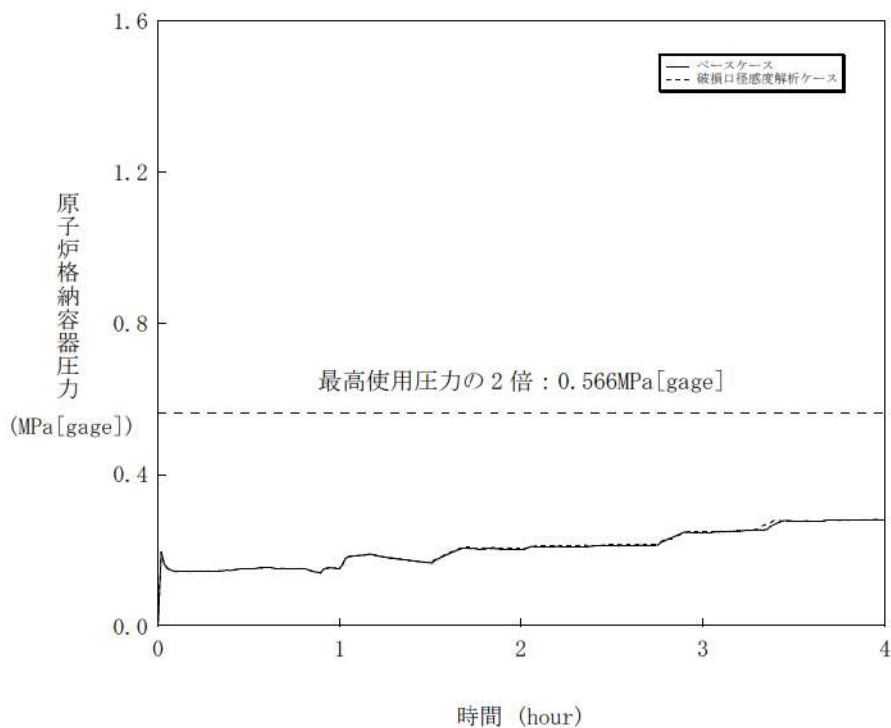


図 4.3-21 原子炉容器の破損口径に関する感度解析結果

#### 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入量
- ・デブリジェット径
- ・1次冷却材圧力
- ・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次冷却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次冷却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 RWST 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 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、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次冷却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 による圧カ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、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、スプレー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。即ち、原子炉格納容器形状とスプレー開始のタイミング（重要事故シーケンス）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重要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) 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 次冷却材圧力及び下部プレナム内の熔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熔融破損する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 次冷却材圧力に関して、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 次冷却材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、熔融炉心の落下前に、1 次冷却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溶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、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

これらは、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)、イスプラ研究所)
- ・ 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碎していく（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  $0.5\text{MW}/\text{m}^2$  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 実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  $0.125\text{MW}/\text{m}^2$  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  $0.2\text{MW}/\text{m}^2$  程度と考えられる（WETCOR 試験、MACE 試験より）。

## (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、重要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ことから、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  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く進む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「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「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、拡がりが増加す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) 溶融炉心の冷却過程

### a) 溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱

溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への伝熱は、溶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溶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、上面水プールと溶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溶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、溶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、溶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、溶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、溶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。これらの不確かさとは、溶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考えられる。

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 MAA P 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 MAA P 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、さらに 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  $50\text{ t}$  (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  $0.5\text{m}$  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  $3\text{mm}$  であるのに対して、感度解析ケースでは約  $18\text{cm}$  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間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る場合に、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 (注))	約 3 mm
感度解析ケース1	Kutateladze 係数 : 0.375 ( $3\text{MW/m}^2$ 相当 (注))	約 0 mm
感度解析ケース2	Kutateladze 係数 : 0.0625 ( $0.5\text{MW/m}^2$ 相当 (注))	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 (注)) 全体固化時 : 0.0625 ( $0.5\text{MW/m}^2$ 相当 (注)) コンクリート15%混入時 : 0.015625 ( $0.125\text{MW/m}^2$ 相当 (注))	約 3 mm
感度解析ケース4	Kutateladze 係数 : 0.025 ( $0.2\text{MW/m}^2$ 相当 (注))	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 RV 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、下記パラメータ個別の感度解析及び下記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
- ・水と溶融炉心の間熱伝達係数

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の間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、溶融炉心・コンクリート相互作用（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次冷却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、最終的には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。」

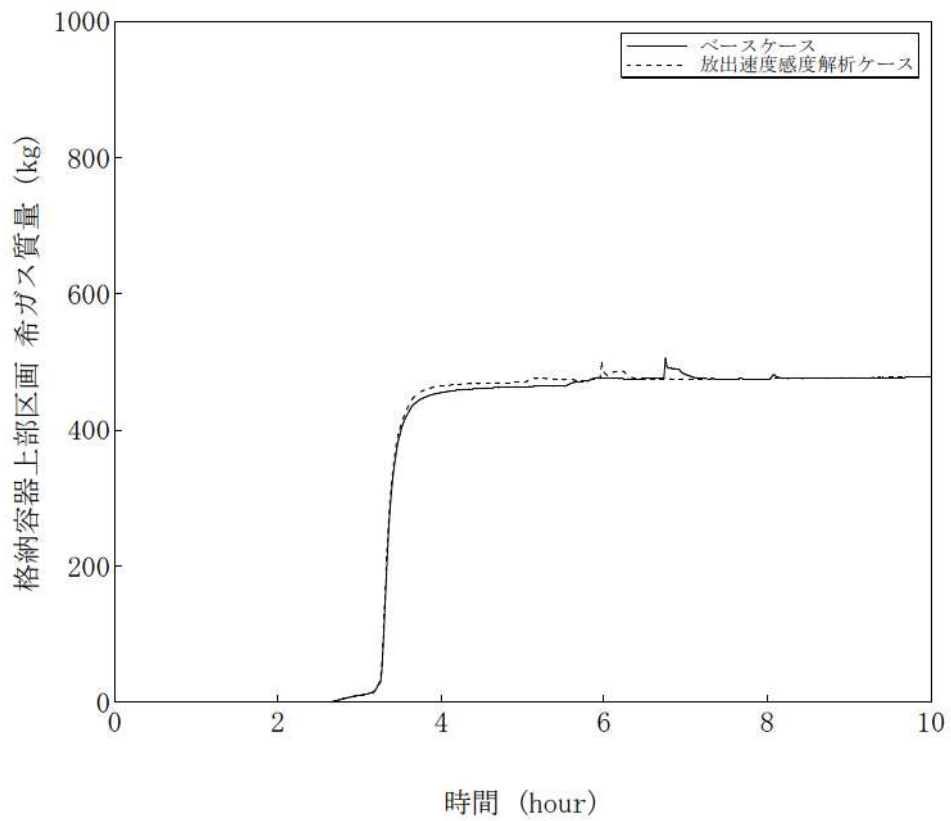


図 4.3-22 FP 放出速度感度解析



#### 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 次冷却材圧力及び加圧器水位に着目した考察を行った結果、1 次冷却材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 次冷却系モデルは、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 次冷却系強制減圧を行い、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 次冷却系から 2 次冷却系への熱伝達、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 次冷却系から 2 次冷却系への熱伝達」、「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 次冷却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次冷却系から2次冷却系への熱伝達」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く、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°C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次冷却系では、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变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 次元の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コ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、「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、床面積及び溶融炉心の体積に基づいた溶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 現象も含めた溶融炉心の堆積の仕方（即ち、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

PHEBUS-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 濃度の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性を示し、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 次冷却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考えることができる。

#### 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）

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M-RELAP5コードの比較を行うことで、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次冷却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、プラント毎に評価を要する。

以上より、MAAPコードによるECCS再循環機能喪失シーケンス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入流量は蓄圧タンク内圧と 1 次冷却材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 次冷却系強制減圧時の 1 次冷却材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 次冷却材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。感度解析を行った重要事故シーケンスでは、1 次冷却材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ており、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に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毎に評価を要する。

#### (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 次冷却材圧力は 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 次冷却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 次冷却材圧力は 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 次冷却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 次冷却材圧力は 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 により生じる圧カスパイクは、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。

圧カ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カ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次冷却材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次冷却系体積の比は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に影響が考えられる。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ブ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ダ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ダのクリッ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無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無いので、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、 $\text{UO}_2$  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 モデルのエントレインメント係数、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。

原子炉下部キャビティ水深、Ricou-Spalding モデルのエントレインメント係数及び水と熔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が小さいことを確認した。

熔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、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、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、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。

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、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、プラント毎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、炉心が本格的に熔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)。
	燃料被覆管酸化 燃料被覆管変形			・SBO、LOCA シーケンスとともに、運転員等操作の起点となる炉心溶融の開始時刻には影響は小さい。 ・下部プレナムへのリロケーションの開始時刻は、SBO シーケンスでは約 14 分早まる。LOCA シーケンスでは 30 秒程度である。
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))	・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。
	気液分離 (炉心水位)・対向流	1次冷却系モデル (1次冷却系の熱水力モデル) (3.3.3(2))		○また、1次冷却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毎に評価を要する。
1次冷却系	気液分離・対向流			

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 次冷却系	構造材との熱伝達	1 次冷却系モデル (1 次冷却系破損モデル) (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。
		1 次冷却系モデル (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。
加圧器	冷却材放出	安全系モデル (ECCS) (3.3.6(1))	・不要	○入力値に含まれる。
	ECCS 強制注入	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 次冷却系・2 次冷却系の熱伝達	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 次冷却系から 2 次冷却系への熱伝達を適正に評価することを確認した。ただし、2 次冷却系からの液相放出がある場合、伝熱量を過大評価する傾向を確認した。
		2 次側水位変化・ドライアウト		○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。
	区画間の流動 (蒸気、非凝縮性ガス)		○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。	
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。 ・原子炉格納容器温度：十数℃程度高めに評価 ・原子炉格納容器圧力：1 割程度高めに評価 ・非凝縮性ガス濃度：適正に評価 ○なお、HDR 実験は、縦長格納容器と高い位置での水蒸気注入という特徴があり、国内 PWR の場合、上記の不確かさは小さくなる方向と判断される。
		区画間の流動 (液体)	・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°C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°C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毎に評価を要する。
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))	・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)。 ・下部ブレナムへのリロケーション後の原子炉容器の破損時刻は、SBO シーケンスの場合約 26 分、LOCA シーケンスの場合約 3 分、それぞれ早まる。ただし、仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。
	原子炉容器内 FCI (溶融炉心細粒化、熱伝達)	溶融炉心挙動モデル (下部ブレナムでの溶融炉心挙動) (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 次冷却材圧力の過渡的な変化に対して影響はあるものの、原子炉容器破損時点での 1 次冷却材圧力に対する感度は小さいことを確認した。

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))	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ TMI 事故解析 (4.2.1)</li> <li>・ 感度解析 (4.3.7 及び添付 1)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 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。</li> <li>○ 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、原子炉容器破損割合及び破損時刻に対して感度が小さいことを確認した。また、「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、1 次冷却材圧力及び原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認した (代表 4 ループプラントを例とした)。</li> </ul>
	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))	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 感度解析 (4.3.8 及び添付 1)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 原子炉容器破損に影響する項目として「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み (しきい値)」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉容器破損時間が 5 分早まることを確認。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたケースであり、実機解析への影響は小さいと判断される。</li> </ul>
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))	<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 感度解析 (4.3.9 及び添付 2)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 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 により生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認した。</li> </ul>
			<ul style="list-style-type: none"> <li>・ 感度解析 (4.3.10 及び添付 3)</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>○ 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。</li> </ul>



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))	<ul style="list-style-type: none"> <li>・感度解析 (4.3.10 及び添付3)</li> </ul>	<p>○MCCI 現象への影響の観点で、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行った。「水と溶融炉心の熱伝達係数」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。</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) による処理が可能レベルであることを確認した。</p> <p>○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、プラント毎に評価が必要である。</p>
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱		<ul style="list-style-type: none"> <li>・ACE 実験解析 (4.2.4)</li> <li>・SURC 実験解析 (4.2.5)</li> </ul>	<p>○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。</p>
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	溶融炉心とコンクリートの伝熱		

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と確認した。</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次冷却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、溶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、長期的な溶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。「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の場合、炉心溶融から原子炉容器破損までの事象進展を早める傾向となり、高圧溶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溶融燃料－冷却材相互作用」の場合、溶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。「溶融炉心・コンクリート相互作用」の場合、溶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M-RELAP5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次冷

却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次冷却系保有水量が多めに評価される影響は上記よりさら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・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次冷却材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次冷却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入が終了し、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 次冷却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次冷却系から2次冷却系への熱伝達、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次冷却系から2次冷却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。

重要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」の場合は、早期に1次冷却系保有水量が減少することから、「1次冷却系から2次冷却系への熱伝達」の影響自体が小さく、また、2次冷却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次冷却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、重要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」、「高圧熔融物放出/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次側の減圧が無いことから、二相水位は上昇せず液相放出とはならないことから、「1次冷却系から2次冷却系への熱伝達」、「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PWRの条件に置き換われば、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無いと考えられる。

#### 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溶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溶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、プラント毎に評価を要する。

#### 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、各重要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 次冷却材圧力も 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 次冷却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Zrの75%が反応するように補正して評価していることから、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、各重要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。「高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」では、原子炉容器破損時の1次冷却材圧力は2.0MPa[gage]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。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次冷却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Zrの75%が反応するように補正して評価していることから、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トの破損口径)」、「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」及び「デブリ粒子

の径」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、1次冷却材圧力の過渡的な変化に対して影響はあるものの、原子炉容器破損時点での1次冷却材圧力に対する感度は小さいことを確認した。

「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次冷却材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次冷却材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、各重要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分早まることを確認。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたケースであり、実機解析への影響は小さいと判断される。

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、各重要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、各重要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、各重要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 における圧カスパイクに関しては、解析モデルでの不確かさが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、感度解析により原子炉容器外 FCI により生じる圧カスパイクへの感度は小さい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、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースとした感度解析を行った結果、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う水素は、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 次冷却系内、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、各重要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、炉心が本格的に溶解するにしたがって急激に増加し、最終的には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MAAP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、MAAP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次冷却系強制減圧
- 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MAAP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解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解炉心の冷却

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慢な事象であるため、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、実際よりも早めと考えられる。

### 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℃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 次冷却系強制減圧

加圧器逃がし弁開放による 1 次冷却系強制減圧は、炉心損傷検知後、1 次冷却材圧力が 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 次冷却材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 次冷却材圧力の条件 (2.0 MPa[gage]以上) については、1 次冷却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 次冷却材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℃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℃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、想定する重要事故シーケンスにより、成立する時刻が異なる。

1 次冷却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 次冷却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 次冷却系開口部の小さい重要事故シーケンス (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經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 次冷却系開口

部の小さい重要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°C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次冷却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次冷却材圧力については、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次冷却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°C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基に開発され、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ルーブリックを例とした)。 ・SBO、LOCA シークェンスともに、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 シークェンスでは約 14 分早まる。LOCA シークェンスでは約 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、各重要事故シークェ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 シークェ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 次冷却材圧力は 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否性に影響しない。
	燃料棒表面熱伝達			○LOCA シークェ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 次冷却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、実際の燃料被覆管反応面積は形状により決まり、有効性評価では、M.A.P.コードで得られた水素発生量の変化を全炉心内の Zr の 75% が反応するように補正して評価していることから、有効性評価の結果に与える影響はない。
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))	<p>○「ECCS 再循環機能喪失」について、MAAPコードとM-RE LAP5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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p> <p>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。</p>	<p>○「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。</p> <p>○「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ため、1次冷却系保有水量が多めに評価される影響は軽微である。</p> <p>○「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、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、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。</p> <p>○「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。</p>
	1次冷却系	気液分離・対向流	1次冷却系モデル(1次冷却系の熱水力モデル) (3.3.3(2))	<p>○比較に用いたM-RE LAP5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。</p> <p>○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毎に評価を要する。</p> <p>○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。</p>
加圧器	構造材との熱伝達	1次冷却系モデル(1次冷却系破損モデル) (3.3.3(4))	<p>○入力値に含まれる。</p>	<p>○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。</p>
	ECCS 強制注入	安全系モデル (ECCS) (3.3.6(1))	<p>○注入特性の不確かさは入力値に含まれる。</p> <p>○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。</p>	<p>○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。</p> <p>○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。</p>
	ECCS 蓄圧タンク注入	安全系モデル(蓄圧タンク) (3.3.6(2))	<p>○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することを確認した。</p>	<p>○加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価を行っている。有効性評価解析への影響はほとんどない。</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 (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 次冷却系から 2 次冷却系への熱伝達を適正に評価することを確認した。ただし、2 次冷却系からの液相放出がある場合、伝熱量を過大評価する傾向を確認した。	○有効性評価においては、2 次冷却系からの液相放出が生じないため、1 次冷却系から 2 次冷却系への熱伝達を適正に評価する。
	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 次冷却系からの蒸気放出が生じないため、2 次冷却系からの蒸気放出を適正に評価する。
原子炉格納容器	2 次側水位変化・ドラライアウト		○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 次冷却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。
	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°C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」並びに圧力スラ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°C に対する余裕は大きくなる。
	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。	○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。
	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。	○有効性評価の結果に影響しない。
	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。	○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。
			○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、各重要事故シナリオの解析に適用できる。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 Zr の 75% が反応するように補正して評価していることから、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（ドレイ条件換算 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°C 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°C 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毎に評価を要する。</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> <p>・下部プレナムへのリロケーション後の原子炉容器の破損時刻は、SBO シーンの場合約 26 分、LOCA シーンの場合約 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。</p>	<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、各重要事故シナリオの原子炉容器の感度解析では、SBO シーン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は与える影響はない。「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 次冷却材圧力は 2.0MPa [gage] を上回ることはなく、格納容器破損防止対策の成り立性に影響しない。</p> <p>○LOCA シーンに対しては、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 次冷却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 Zr の 75% が反応するように補正して評価していることから、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)」、「Ricour-Spalding のエントレインメント係数」及び「デブリ粒子の径」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、1 次冷却材圧力の過渡的な変化に対して影響はあるものの、原子炉容器破損時点での 1 次冷却材圧力に対する感度は小さいことを確認した。	○「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 次冷却材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 次冷却材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ドの温度挙動について TMI 事故分析結果と一致することを確認した。 ○下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、原子炉容器破損割合及び破損時刻に対して感度が小さいことを確認した。また、「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、1 次冷却材圧力及び原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認した (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、各重要事故シナリオ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、各重要事故シナリオ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。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、各重要事故シナリオ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、各重要事故シナリオ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の挙動) (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「原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用」の事象をベースとする感度解析を行い、原子炉容器外 FCI により生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認した。</p> <p>○MCCI 現象への影響の観点で、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行った。「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「原子炉圧力容器外の溶融燃料—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「溶融炉心・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無く、水素発生量への影響も小さい。</p>
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱	<p>○MCCI 現象への影響の観点で、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行い、「原子炉下部キャビティ水深」及び「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、溶融炉心の過熱度がすべて原子炉下部キャビティ水深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 (ドレイ条件換算) であり、水素処理装置 (PAR 及びイグナタ) 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、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、プラント毎に評価が必要である。</p>	<p>○「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、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 コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生	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))	〇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)
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)	〇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。 〇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。 〇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。	〇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、各重要事故シナリオの評価に適用できる。 〇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、各重要事故シナリオの評価に適用できる。 〇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。
原子炉格納容器(炉心損傷後)	原子炉格納容器内 FP 挙動			

## 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ーケンスへのMAAPコードの適用性について、MHI-NES-1056、三菱重工業、平成25年
- [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 PHEBUS 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ーケンスへの M-R E L A P 5 コードの適用性について、MHI-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の放出及び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次冷却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つの放出フェーズ毎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[A-2]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