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次系圧力が急上昇する現象である。したがって、現象に影響する要因として、①下部プレナムの冷却水の状態（温度）、②デブリジェット径、③エントレイン量、④冷却水とデブリ粒子の伝熱が挙げられる。このうち、①については、１次冷却材と蓄圧注入の混合により決まり、一般的な質量及びエネルギ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って下部プレナムへ落下する過程である。これに対し、解析モデルでは、ノード単位でクラストの融解を取り扱い、溶融ジェットの落下径は、下部炉心支持板の開口部の面積を等価直径として入力条件として与えたものから計算される。したがって、実現象では解析よりもデブリジェットの落下径が小さい場合が考えられる。

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

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

B）エントレイン量

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

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

解析結果を図 4.3-16 に示す。感度解析ケースでは、エントレインメント係数を大きくしたことにより、細粒化割合が高くなり、粒子ベッドの質量が増加しているため、圧力スパイクによる圧力上昇幅が約 1.8MPa となっているが、過渡的な変化であり、原子炉容器破損時点での 1 次系圧力は 1.8MPa[gage]程度であ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_2 及び ZrO_2 を用いた大規模実験に基づき、その平均的な値を使用しているが、実験ケースによってばらつきが存在していることから、この粒子径を小さくする場合の感度を確認する。よって、感度ケースでは、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、圧力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 次系圧力にもほとんど影響がない。

(3) まとめ

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

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

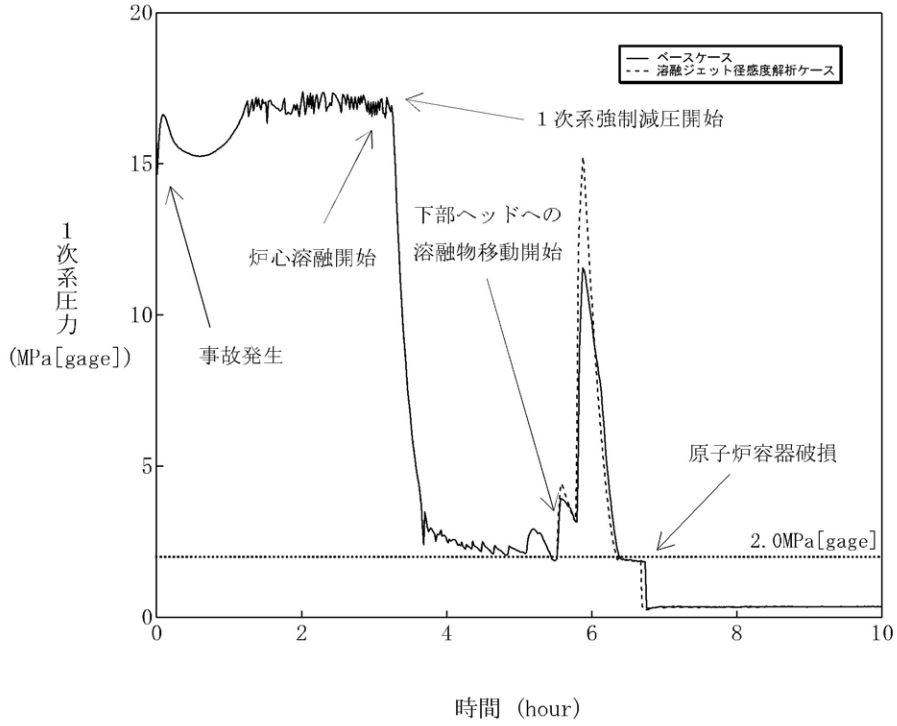


図 4.3-15　原子炉容器内 FCI に関する感度解析結果（デブリジェット径）

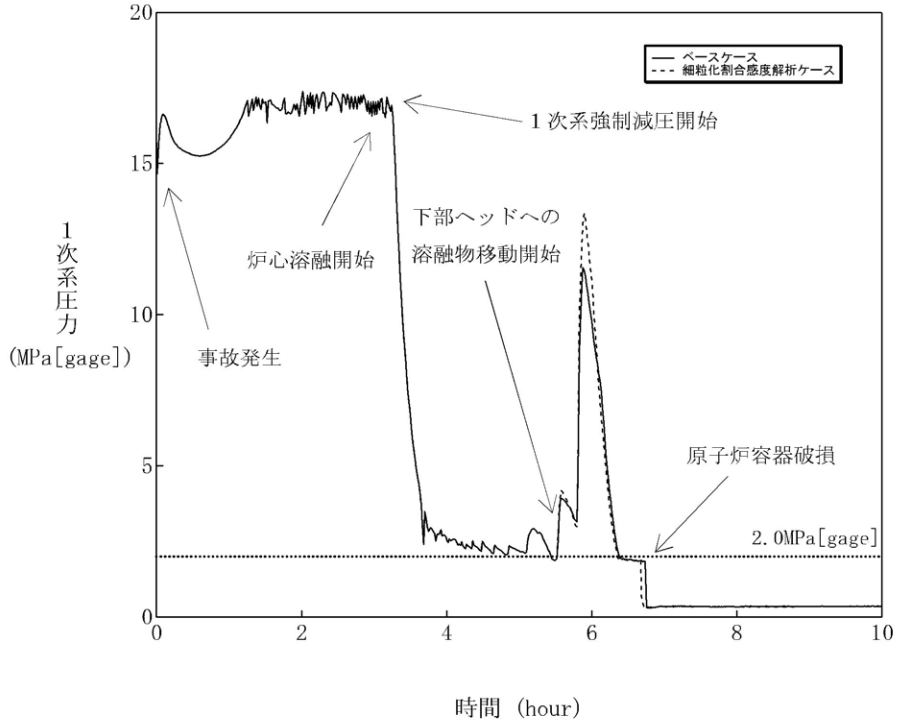


図 4.3-16　原子炉容器内 FCI に関する感度解析結果（エントレイン量）

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

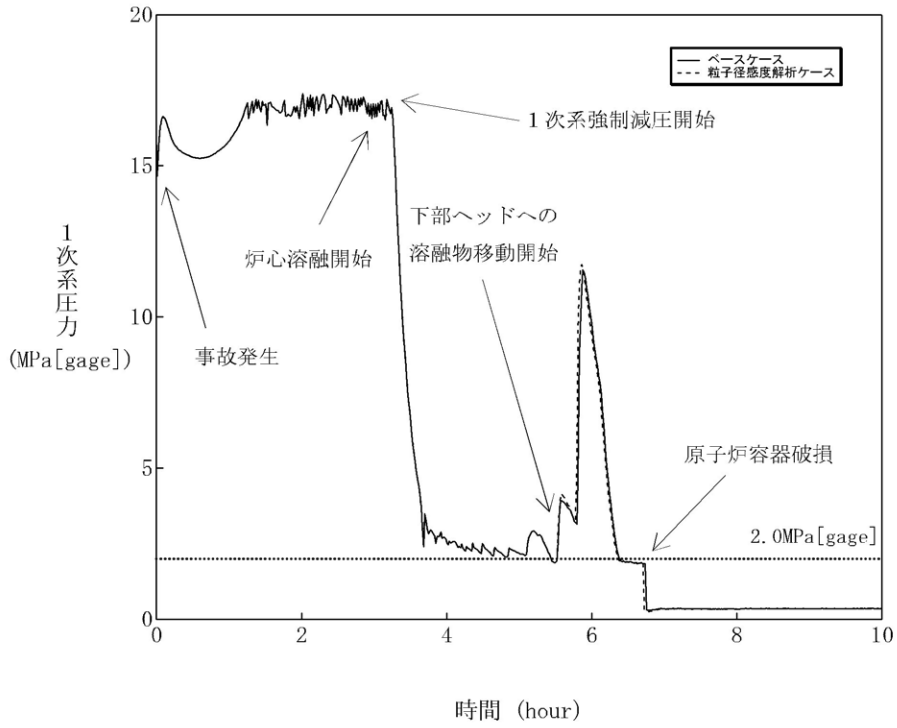


図 4.3-17　原子炉容器内 FCI に関する感度解析結果（冷却水とデブリ粒子の伝熱）

4.3.7　下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達

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

(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[26]。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、クリープ破損割合や貫通部破損割合は感度解析ケースの方が急峻に上昇する傾向となる。ただし、このパラメータは下部プレナムの水がドライアウトするまでの間しか影響を及ぼさないことから、1次系圧力及び原子炉容器破損時刻に対する感度としては非常に小さい

(2) まとめ

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。」

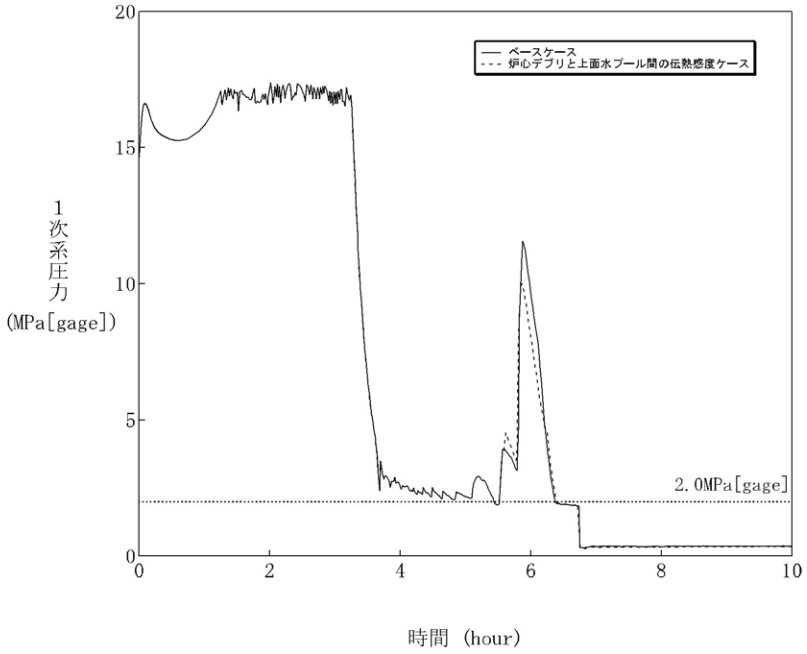


図 4.3-18　下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する感度解析結果
（溶融炉心と上面水プールとの伝熱）

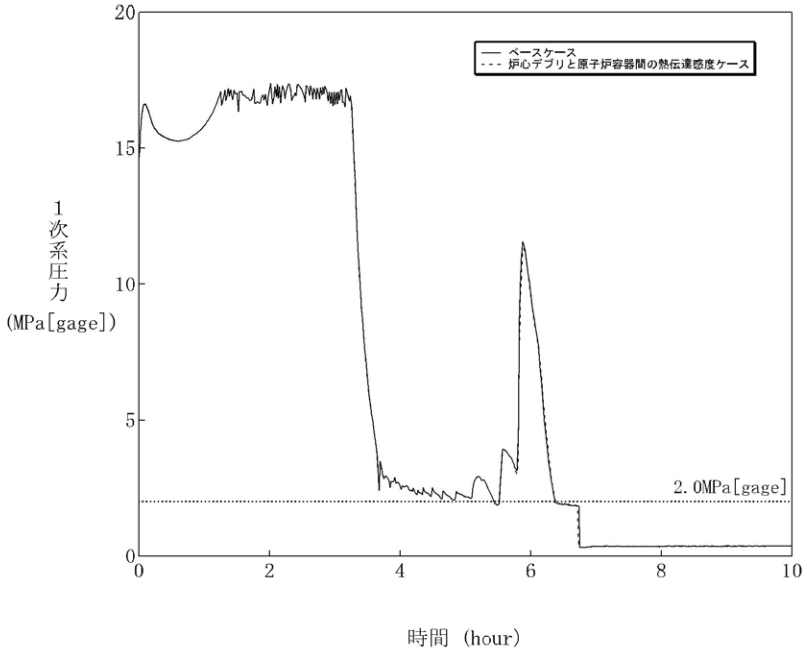


図 4.3-19　下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する感度解析結果
（溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達）

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次系圧力、原子炉容器壁温度、溶融炉心温度、材料物性及び形状等に応じて様々なモードで破損すると考えられる。

B) 解析モデルに関する考察

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

ａ）限界せん断応力（計装用案内管溶接部の破損）

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

ｂ）歪み（計装用案内管溶接部の破損）

溶融炉心が下部プレナムに落下することにより、高温かつ高圧の環境下にある原子炉容器の壁に歪みを生じ、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プ破損することが、実機において考えられ、ＭＡＡＰコードのモデルはこの挙動を模擬できるものであり、妥当と判断できる。

C) 溶融炉心流出に関する感度解析

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

図 4.3-21 に原子炉容器の破損口径の感度解析結果を示す。

初期破損口径を約３倍に設定しても、初期のデブリジェットの流量が多くなるものの、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拡がることから、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。」

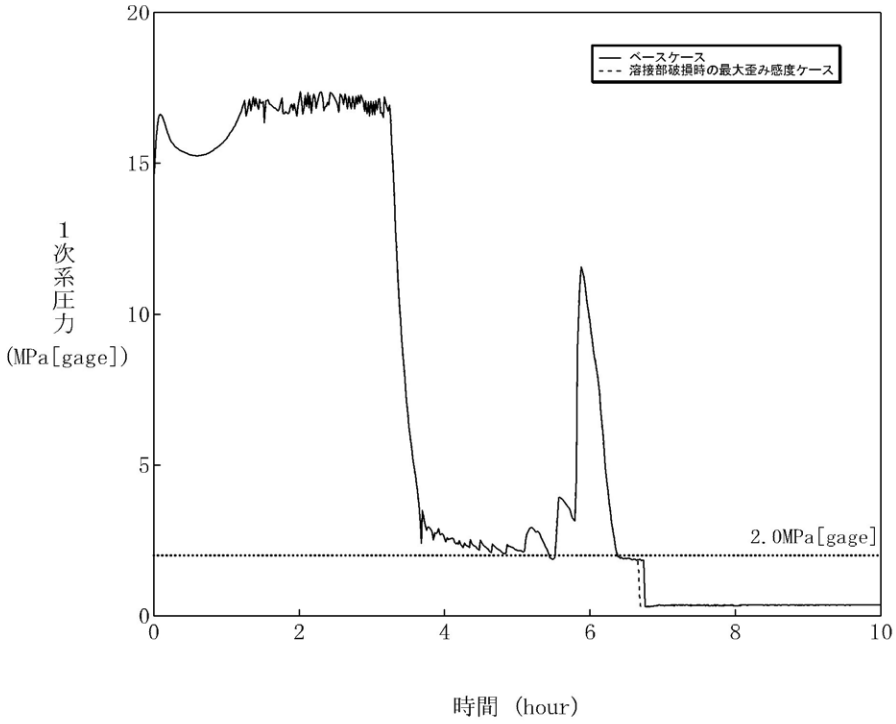


図 4.3-20　溶接部破損時の最大歪みに関する感度解析結果

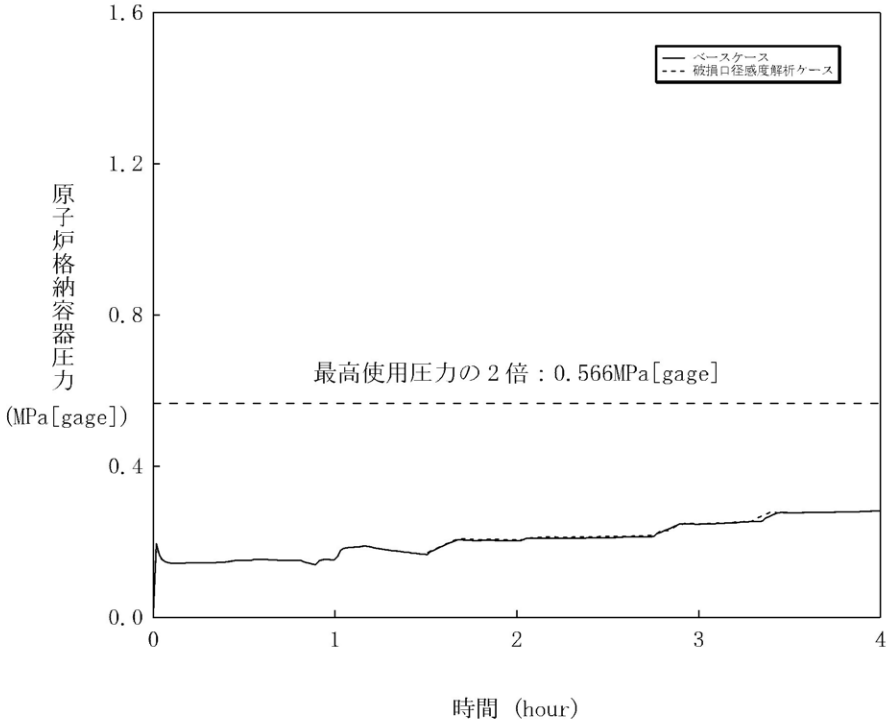


図 4.3-21　原子炉容器の破損口径に関する感度解析結果

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_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低いと結論付けた。

また、参考文献[28]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次系圧力
・エントレイン量
・冷却水とデブリ粒子の伝熱
・原子炉格納容器内での水蒸気の流動

を抽出し、それぞれについて不確かさ及びその取扱いを以下のとおり整理した。

A) 原子炉下部キャビティ水温及び水量

原子炉下部キャビティ水温が高い場合（＝サブクール度が低い場合）には、水蒸気発生が促進され、圧力スパイクの観点では厳しい方向となる。ＭＡＡＰコードの解析モデルでは、原子炉下部キャビティ水は、１次系から放出された冷却水とスプレイ水が混合したものであり、これらの質量及びエネルギバランスより、原子炉下部キャビティ水温が決定される。１次系から放出された冷却水の初期状態は、プラント設計に基づき設定されるものであり、不確かさは小さいと言える。また、スプレイ水は、再循環前は RWST を水源とし、再循環後は格納容器再循環サンプ水から熱交換器を通っ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、水蒸気の大量発生の観点から、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 による圧力スパイクの規模が小さくなると考えられる。

一方、原子炉下部キャビティ水量に関しては、水深が深い方が、溶融炉心の細粒化量が多くなる傾向がある。ＭＡＡＰコードの解析モデルでは、原子炉格納容器内の流動は、ノードージャンクションモデルによって、ブローダウン水、スプレイ水等の原子炉下部キャビティへの流入量を計算し、原子炉下部キャビティの幾何形状に基づき、水位（水深）を計算している。即ち、原子炉格納容器形状とスプレイ開始のタイミング（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、溶融炉心の落下時にも原子炉下部キャビティへの注水が継続した状態であることから、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。したがって、原子炉下部キャビティ水深の感度を確認する。

B) 溶融炉心の落下量（落下速度）と細粒化量

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

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

１次系圧力に関して、圧力が高ければ原子炉容器下部ヘッド破損口からの溶融炉心の落下（噴出）を加速させる傾向がある。炉心溶融時に１次系圧力が高い状態の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、溶融炉心の落下前に、１次系は十分に減圧された状態となる。

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

の大規模実験に対するベンチマーク解析によって、その範囲を設定しており、有効性評価の解析ではその中間的な値（最確値）を設定している。ここで、エントレインメント係数の最大値は最確値に対して□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、UO_2 及び 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 による圧力スパイクの評価の観点では、原子炉下部キャビティ区画から他区画への気体の流れのモデルも不確かさの要因として考えられる。ＭＡＡＰコードでは、原子炉格納容器内の流動はノードー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 における圧力スパイクに関して、解析モデルでの不確かさは、

・原子炉下部キャビティ水深

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

・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 により生じる圧力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力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、床面との間にケーキが形成される。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 MW/m^2 以上の値が観測されている。

【長期冷却時】

溶融炉心上面からクラストが形成されるが、自重あるいは熱応力によって破砕していく（JNES 解析研究より）ため、時間の経過とともに亀裂の入ったクラストが成長し、溶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 0.5MW/m^2 程度であると考えられる。溶融炉心全体が固化した後の挙動においては、溶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、コンクリートと溶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 0.125MW/m^2 程度となっている。

溶融炉心が固化し安定化クラストが形成され、溶融炉心温度が 1,500K 程度まで下がった場合の熱流束は 0.2MW/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、高温の溶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 溶融炉心の原子炉下部キャビティへの堆積過程
② 溶融炉心の冷却過程
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) 溶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（溶融炉心の細粒化量）

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、塊状の溶融炉心に比べ、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。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

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、拡がりが抑制されることも報告されており、今後、知見の拡充が必要である。

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

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

B) 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 MW/m² 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と伝熱する。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る。

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

C) コンクリートの侵食過程

a）コンクリート組成

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

のコンクリートの特徴は Ca、CO_2 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の組み合わせた条件で感度解析により影響を確認した。解析結果については、添付３に示しており、ここでは条件設定の考え方及び評価についてまとめる。

A) 原子炉下部キャビティ水深

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

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

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

B) Ricou-Spalding のエントレインメント係数

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

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

	解析条件	コンクリート侵食深さ
ベースケース	エントレインメント係数：[　　]	約 3 mm
感度解析ケース	エントレインメント係数：[　　]	約 4 mm

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

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 47m^2 の広さで拡がり、原子炉下部キャビティ床面積とほぼ同等となる。その後、断続的に溶融炉心が落下するため、溶融炉心は床全面を超えて拡がると考えられるが、実際は原子炉下部キャビティ壁により拡がりは制限されるため、溶融炉心の拡がり面積としては原子炉下部キャビティ床一面を設定すればよく、ベースケースの設定と同等である。

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

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

り、実機条件よりも厳しい条件を与えるものあり、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) 水と溶融炉心の間の熱伝達係数

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 3MW/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 0.5MW/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の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 0.8MW/m² 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 0.5MW/m² 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 0.125MW/m² 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 0.2MW/m² 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 MW/m² 相当 (注)）	約 3 mm
感度解析ケース１	Kutateladze 係数：0.375（3MW/m² 相当 (注)）	約 0 mm
感度解析ケース２	Kutateladze 係数：0.0625（0.5 MW/m² 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 MW/m² 相当 (注)） 全体固化時：0.0625（0.5 MW/m² 相当 (注)） コンクリート 15%混入時： 0.015625（0.125 MW/m² 相当 (注)）	約 3 mm
感度解析ケース４	Kutateladze 係数：0.025（0.2 MW/m² 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。水と溶融炉心の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、水と溶融炉心の間の熱流束は、最初の落下時に大気圧条件相当で 0.8MW/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 0.5MW/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 3mm に対して、感度解析ケース１が約 4mm 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 3kg、細粒化によるジルコニウムー水反応による水素発生量が約 18kg 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 4kg、細粒化によるジルコニウムー水反応による水素発生量が約 10kg 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ー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。水と溶融炉心の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 ㎏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。原子炉容器内での水素発生量と MCCI による水素発生量を合わせると、全炉心内のジルコニウム量の約 37.9%が水と反応する結果となっている。MCCI により発生する水素は、すべてジルコニウムに起因するものであった。

項目	パラメータ	コンクリート侵食深さ
ベースケース	代替格納容器スプレイ作動：炉心溶融後 30 分 エントレインメント係数：□ 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/m² 相当 (注)）	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：□ 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/m² 相当 (注)） 全体固化時：0.0625（0.5 MW/m² 相当 (注)） コンクリート 15%混入時： 0.015625（0.125 MW/m² 相当 (注)）	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：□ 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/m² 相当 (注)） 全体固化時：0.0625（0.5 MW/m² 相当 (注)） コンクリート 15%混入時： 0.015625（0.125 MW/m² 相当 (注)）	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。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

・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
・水と溶融炉心の間の熱伝達係数

感度解析の結果、原子炉下部キャビティ水深、Ricou-Spalding のエントレインメント係数及び水と溶融炉心の間の熱伝達係数については、コンクリート侵食量への感度は小さく、重大事故対策の有効性評価の結果に影響は与えないことを確認した。

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

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

以上のことから、物理現象を踏まえた不確かさを考慮すると、コンクリート侵食については、溶融炉心の拡がりが影響を与えることが明らかとなった。一方で、厳しい条件を組み合わせた場合においても、最終的にコンクリート侵食が停止し得ることから、原子炉下部キャビティに水を張ることによる溶融炉心の冷却の効果も確認できた。しかしながら、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へ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、原子炉格納容器線量率に最も影響する希ガスとする。

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

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

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

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

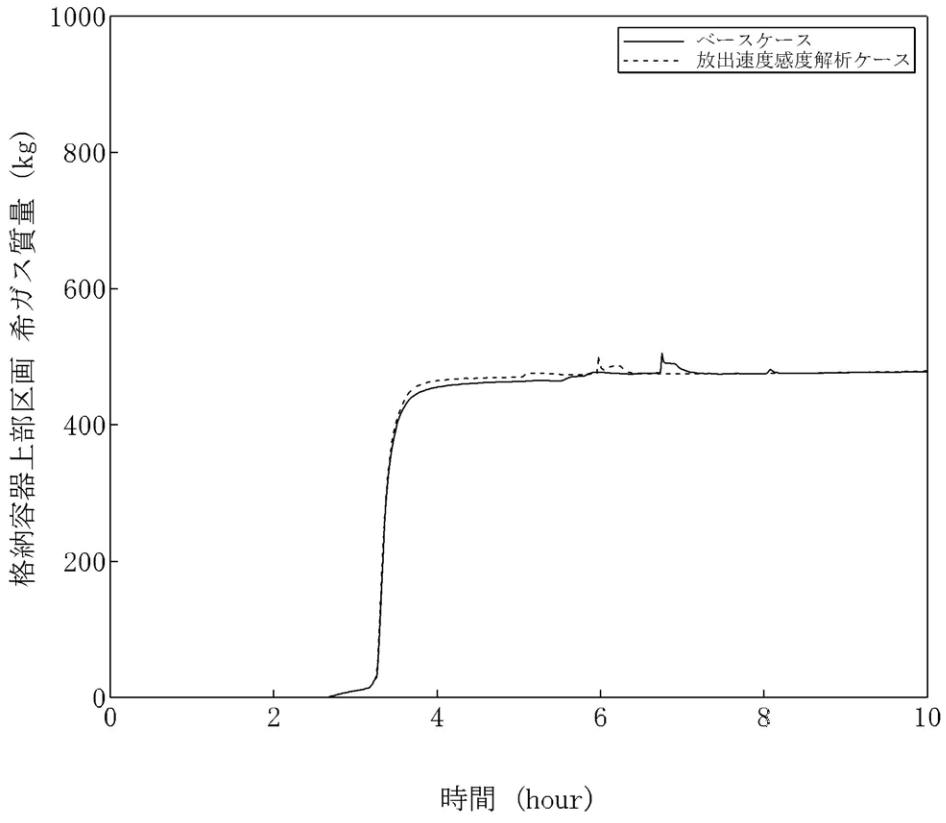


図 4.3-22　FP 放出速度感度解析

4.4 実機解析への適用性

4.4.1 事故解析及び実験解析の実機への適用性

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

(1) 冷却材放出（加圧器）

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

TMI２号機は、国内の３ループプラントと同程度の出力であるが、大型の貫流型蒸気発生器を採用した２ループプラントであることが特徴である。ＭＡＡＰコードによる解析は、このような特徴を入力条件として与えており、そこで得られた応答が事故データを模擬しているものであれば、解析モデルも妥当性を有すると考えられる。また、ＭＡＡＰコードの１次系モデルは、健全側ループを１ループに縮約した２ループモデルであるが、この取扱いは、多くのコードで採用された実績があり、３ループプラントや４ループプラントへの適用性を有すると考えられる。

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

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

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

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

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

て、ここで評価された「１次系から２次系への熱伝達」の不確かさについては、実機スケールにおいても適用できると考えられる。「冷却材放出（臨界流・差圧流）」については、有効性評価では、主蒸気逃がし弁や主蒸気安全弁からの放出であり、設計に基づいた容量を入力値で与え、その上で、上述の液相放出時の不確かさを扱えば良く、実機スケールにおいても適用できると考えられる。「２次側水位変化・ドライアウト」については、実験装置の伝熱管高さ比は実機に比べ約 2/5 であり、スケール比を加味しても、不確かさが過度に拡大することはなく、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℃程度高めに、原子炉格納容器圧力を１割程度高めに評価する傾向を確認した。これらは、HDR の縦長格納容器形状及び高い注入点の条件により温度成層化を高めに評価した結果生じた可能性があり、PWR の原子炉格納容器及び低位置の１次系では、上記の傾向は緩和され、より適切に模擬する方向になると考えられる。

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

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

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

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

(4) 炉心ヒートアップ（燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形)、リロケーション、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達、水素濃度変化

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

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

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

以上より、炉心ヒートアップ（燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化、燃料被覆管変形）モデル、炉心リロケーションモデル、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達モデルについて、実機解析に適用できる。

(5) 溶融炉心とコンクリートの伝熱、コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生

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

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

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

できることが確認され、「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。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ＭＡＡＰ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。ＭＡＡＰ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^{2}で原子炉格納容器の区画のスケールと大きな相違がないことや、エアロゾルの凝集に伴い沈降速度が増大する挙動は区画の大きさに依存しないので、スケールの観点においても実機への適用は可能であると考えられる。

FP放出開始のタイミングは運転員等操作検討のための炉心損傷検知の観点で重要になり、原子炉格納容器へのFP放出量、１次系内及び原子炉格納容器内の空間内における気相中のFPの減衰挙動は、環境への潜在的な放出可能な量であり重要になると考えられる。これらの２つの観点で概ね妥当に評価されていることを考慮するとＭＡＡＰ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次系圧力の差圧及び配管圧力損失に基づき計算するモデルであり、また、一般的な状態方程式及び差圧流モデルが使用されていることから、解析モデルとしての不確かさは小さいと考えられるが、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」（及び「格納容器過温破損」）においては、１次系強制減圧時の１次系圧力に影響を与える可能性があるため、影響程度の把握を目的として感度解析を行った。蓄圧注入ラインの流動抵抗（圧力損失）を 50%増加させた場合でも、事象進展に与える影響は軽微であり、蓄圧タンク内圧と１次系圧力の差圧流に関するモデルの感度が小さいことを確認した。感度解析を行った重要事故シーケンスでは、１次系圧力の低下が緩やかであり、蓄圧タンクからの注入量が少なく、注入ラインの流動抵抗の差が注入量自体に影響しないことを示している。

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

(3) 格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却

格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却については、原子炉格納容器内に水素が存在する場合の影響を確認した。代表３ループプラントの場合、最大水素濃度（ドライ条件換算で 13vol%）を想定すると、水素が存在しない場合に対し、除熱量で約 7%、流速で約 10%の性能低下が見込まれ、感度解析による影響評価の結果、原子炉格納容器圧力を 0.016MPa、温度を 2℃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℃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℃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ー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ー水反応速度の係数を変化させた場合の感度解析を行った。感度解析においては、仮想的な厳しい想定ではあるが、2 倍とする条件とした。感度解析は代表 4 ループプラントを対象とし、炉心領域の冷却材による除熱の効果により差が生じることから、SBO シーケンスと LOCA シーケンスについて実施した。

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

以上、酸化反応が促進されることを模擬し、仮想的な条件としてジルコニウムー水反応速度の係数を 2 倍とした場合の影響程度を把握した。実際には、2 倍に相当する程度まで酸化反応が促進されることは考えにくく、また、ＭＡＡＰコードで採用している Baker-Just 相関式は、酸化反応量を過大に推定するように導出した式であり、ヒートアップを早めに評価する傾向となる。

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

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

(5) リロケーション

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

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

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

以上、燃料ペレットが崩壊する条件を、大幅ながら、□K引き下げることでリロケーションが早く進展する状態を模擬した感度解析を行い、SBO シーケンスに対して感度があるものの、原子炉容器破損時の１次系圧力は 2.0MPa[gage]以下であり、かつ、原子炉下部キャビティには十分な注水があることから、実機解析での評価に影響を与えるものではない。

枠囲みの内容は商業機密に属しますので公開できません。

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

(6) 原子炉容器内 FCI（溶融炉心細粒化、熱伝達）

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

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

その結果、いずれの場合でも圧力スパイクは原子炉容器破損までに収束する結果となっており、原子炉容器破損時点での１次系圧力に対する感度は小さい。このことは、原子炉容器内 FCI は下部プレナムのドライアウトとともに収束し、原子炉容器破損は下部ヘッドへの伝熱量が多くなるドライアウト後に発生するため、両者が重畳しにくいことを示している。

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

(7) 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達

下部プレナムでの溶融炉心の状態により、原子炉容器の破損時期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プ破損割合の増加はわずかであり、原子炉容器破損時刻にほとんど感度がないことが確認された。

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

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

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

(8) 原子炉容器破損

計装用案内管溶接部の破損は、溶接部の歪み量と、最大歪み（しきい値）を比較することで判定している。そこで、最大歪み（しきい値）を 1/10 に低下させた場合の感度解析を実施した結果、原子炉容器破損時間が 5 分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、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[28]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 における圧力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 により生じる圧力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 による圧力スパイクは、原子炉下部キャビティに落下する溶融炉心の量や原子炉下部キャビティ水深等の条件に依存して変化し得るものの、そのメカニズムはループ数に依存しないこと、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水と溶融炉心の間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溶融炉心の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。

溶融炉心の拡がりについては、拡がり面積が小さくなるよう、溶融炉心の過熱度分がすべて原子炉下部キャビティ水に伝熱され溶融炉心の融点まで冷却されることを想定し、拡がり面積として原子炉下部キャビティ床面積の約 1/10 を初期値とし、落下量に応じて拡がり面積が拡大する条件を設定した場合に、コンクリート侵食深さは約 18cm であった。また、①～④に関してコンクリート侵食に対して厳しい条件を組み合わせた場合の感度解析を行い、コンクリート侵食は約 19cm に達する結果となったが、原子炉下部キャビティ底面のコンクリート厚さは数メートルであり、侵食深さは十分小さいことが確認できた。このときの、MCCI による水素発生を加えても、最終的な原子炉格納容器内の水素濃度は 6vol%程度（ドライ条件換算）にとどまり、水素処理装置（PAR 及びイグナイタ）による処理が可能な程度であった。

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

この結果は３ループプラントを対象としたものであり、ＭＡＡＰコードの解析モデルとしては各プラントの実機解析に適用できると考えられるが、その不確かさ幅については、溶融炉心の総量等に影響を受けると考えられることから、プラント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、炉心が本格的に溶融するにしたがって急激に増加し、最終的にほぼ同じ量になった。したがって、FP 放出速度が１割低減しても、炉心損傷検知判断への影響はほとんどないといえる。

この結果は４ループプラントを対象に評価したものであるが、FP 放出速度は燃料に関連するもので個別プラントへの依存性は小さいと考えられることから、２、３ループプラントに対しても同様の傾向となると考えられる。

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

表 4.4-1　重要現象の不確かさの整理（1/6）

分類	重要現象	解析モデル	妥当性確認	不確かさ
炉心	崩壊熱	炉心モデル（原子炉出力及び崩壊熱）（3.3.2(2)）	・不要	○入力値に含まれる。
	燃料棒内温度変化 燃料棒表面熱伝達 燃料被覆管酸化 燃料被覆管変形	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（4.2.1） ・感度解析（4.3.4 及び添付１）	○TMI 事故解析における炉心ヒートアップ時の水素発生、炉心領域での溶融進展状態について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。 ○炉心ヒートアップ速度（燃料被覆管酸化が促進される場合）が早まることを想定し、仮想的な厳しい振り幅ではあるが、ジルコニウム－水反応速度の係数を２倍とした感度解析により影響を確認した（代表４ループプラントを例とした）。 ・SBO、LOCA シーケンスともに、運転員等操作の起点となる炉心溶融の開始時刻には影響は小さい。 ・下部プレナムへのリロケーションの開始時刻は、SBO シーケンスでは約 14 分早まる。LOCA シーケンスでは 30 秒程度である。
	沸騰・ボイド率変化 気液分離（炉心水位）・対向流	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。 ○また、１次系の保有水量を多めに評価する影響として、原子炉格納容器圧力を低めに評価するが、ＭＡＡＰコードとＭ－ＲＥＬＡＰ５コードの計算結果から得られる放出エネルギ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	１次系モデル（１次系の熱水力モデル）(3.3.3(2))		