【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。」

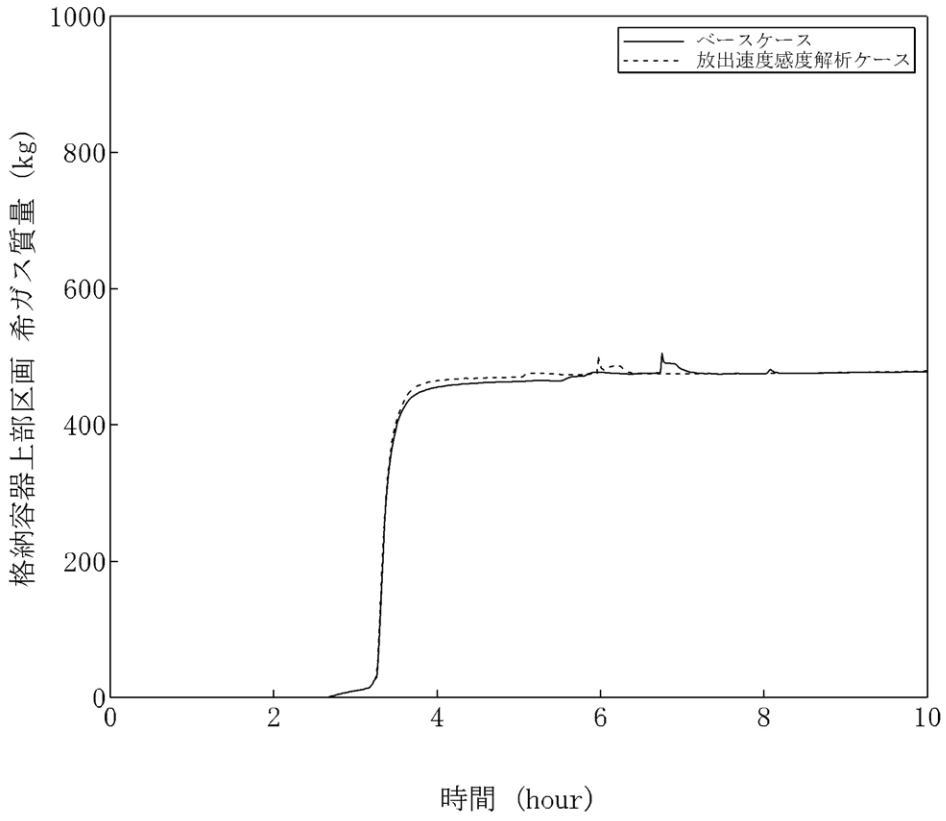


図 4.3-22　FP 放出速度感度解析

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))		

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次系モデル（1次系破損モデル）(3.3.3(4))	・不要	○熱伝達及びクリープ破損については、いずれも工学分野で広く使用されるモデルであり、不確かさは小さいと判断される。
加圧器	冷却材放出	1次系モデル（加圧器モデル）（3.3.3(3)）	・TMI 事故解析（4.2.1）	○TMI 事故解析より、Henry-Fauske モデルを用いた加圧器逃がし弁からの放出量を適正に評価した。
ECCS	ECCS 強制注入	安全系モデル（ECCS）（3.3.6(1)）	・不要	○入力値に含まれる。
	ECCS 蓄圧タンク注入	安全系モデル（蓄圧タンク）（3.3.6(2)）	・注入特性：不要 ・流動抵抗（圧力損失）：感度解析（4.3.2）	○注入特性の不確かさは入力値に含まれる。 ○感度解析により流動抵抗（圧力損失）の感度が小さいことを確認した。
蒸気発生器	1次系・2次系の熱伝達	蒸気発生器モデル（3.3.4）	・MB-2 実験解析（4.2.6）	○MB-2 実験解析より、1次系から2次系への熱伝達を適正に評価することを確認した。ただし、2次系からの液相放出がある場合、伝熱量を過大評価する傾向を確認した。
	冷却材放出（臨界流・差圧流）			○MB-2 実験解析より、蒸気放出の場合、放出量を適正に評価することを確認した。液相放出の場合、過大評価する傾向を確認した。
	2次側水位変化・ドライアウト			○MB-2 実験解析より、ダウンカマ水位、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。
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導			
	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℃程度高めに評価することを確認した。水素による性能低下の影響は、原子炉格納容器の最高使用圧力の 2 倍及び原子炉格納容器内温度 200℃に対する余裕に比べて 1 桁程度小さい。 ○上記結果は代表 3 ループプラントの場合であり、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の冷却性能等の条件はプラントによって異なることから、水素による性能低下の幅及びその影響程度はプラント毎に評価を要する。
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）。 ・下部プレナムへのリロケーション後の原子炉容器の破損時刻は、SBO シーケンスの場合約 26 分、LOCA シーケンスの場合約 3 分、それぞれ早まる。ただし、仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。
	原子炉容器内 FCI（溶融炉心細粒化、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)）	・感度解析（4.3.6 及び添付 1）	○原子炉容器内 FCI に影響する項目として「デブリジェット径（炉心部の下部クラストの破損口径）」、「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」及び「デブリ粒子の径」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、1 次系圧力の過渡的な変化に対して影響はあるものの、原子炉容器破損時点での 1 次系圧力に対する感度は小さいことを確認した。

表 4.4-1　重要現象の不確かさの整理（4/6）

分類	重要現象	解析モデル	妥当性確認	不確かさ
原子炉容器（炉心損傷後）	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル（下部プレナムでの溶融炉心挙動）（3.3.7(3)）	・TMI 事故解析（4.2.1） ・感度解析（4.3.7 及び添付１）	○TMI 事故解析における下部ヘッドの温度挙動について TMI 事故分析結果と一致することを確認した。 ○下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する項目として「溶融炉心と上面水プールとの熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、原子炉容器破損割合及び破損時刻に対して感度が小さいことを確認した。また、「溶融炉心と原子炉容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、１次系圧力及び原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認した（代表４ループプラントを例とした）。
	原子炉容器破損、溶融	溶融炉心挙動モデル（原子炉容器破損モデル）（3.3.7(4)）	・感度解析（4.3.8 及び添付１）	○原子炉容器破損に影響する項目として「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み（しきい値）」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉容器破損時間が 5 分早まることを確認。ただし、仮想的な厳しい条件を与えたケースであり、実機解析への影響は小さいと判断される。
原子炉格納容器（炉心損傷後）	原子炉容器外 FCI（溶融炉心細粒化、熱伝達）	溶融炉心挙動モデル（原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動）（3.3.7(5)）	・感度解析（4.3.9 及び添付２）	○原子炉容器外 FCI 現象に関する項目として「原子炉下部キャビティ水深」、「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」、「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器破損口径」に関して、格納容器破損防止の「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」をベースとする感度解析を行い、原子炉容器外 FCI により生じる圧力スパイクへの感度が小さいことを確認した。
			・感度解析（4.3.10 及び添付３）	○MCCI 現象への影響の観点で、「原子炉下部キャビティ水深」及び「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」に関して、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行い、MCCI によるコンクリート侵食量への感度が小さいことを確認した。

表 4.4-1　重要現象の不確かさの整理（5/6）

分類	重要現象	解析モデル	妥当性確認	不確かさ
原子炉格納容器（炉心損傷後）	原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり	溶融炉心挙動モデル（原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動）（3.3.7(5)）	・感度解析（4.3.10 及び添付３）	○MCCI 現象への影響の観点で、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行った。「水と溶融炉心の間の熱伝達係数」に関して、コンクリート侵食量への感度が小さいことを確認した。また、「溶融炉心の拡がり面積」に関して、拡がり面積が小さくなるよう、溶融炉心の過熱度分がすべて原子炉下部キャビティ水に伝熱され溶融炉心の融点まで冷却されることを想定して拡がり面積として原子炉下部キャビティ床面積の約 1/10 を初期値とし、落下量に応じて拡がり面積が拡大する条件を設定した場合に、コンクリート侵食深さは約 18cm であった。さらに、これらのパラメータについてコンクリート侵食に対して厳しい条件を組み合わせた場合の感度解析でのコンクリート侵食は約 19cm であり、継続的な侵食が生じないことを確認した。また、原子炉下部キャビティ底面のコンクリート厚さは数メートルであり、侵食深さは十分小さいことが確認できた。 ○一方、コンクリート侵食が約 19cm の場合、MCCI によって発生する水素を加えても、最終的な原子炉格納容器内の水素濃度は 6vol%程度（ドライ条件換算）であり、水素処理装置（PAR 及びイグナイタ）による処理が可能なレベルであることを確認した。 ○上記の感度解析は、実機条件よりも厳しい条件を与えるものであり、実機でのコンクリート侵食量は、感度解析よりも厳しくなることはないと考えられ、これを不確かさとして設定する。不確かさ幅については、溶融炉心の総量等に影響を受けると考えられることから、プラント毎に評価が必要である。
	溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱			
	溶融炉心とコンクリートの伝熱		・ACE 実験解析（4.2.4） ・SURC 実験解析（4.2.5）	○ACE 及び SURC 実験解析より、溶融炉心の堆積状態が既知である場合の溶融炉心とコンクリートの伝熱及びそれに伴うコンクリート侵食挙動について妥当に評価できることを確認した。
	コンクリート分解及び非凝縮性ガス発生			

表 4.4-1　重要現象の不確かさの整理（6/6）

分類	重要現象	解析モデル	妥当性確認	不確かさ
原子炉容器（炉心損傷後）	1次系内 FP 挙動	FP 挙動モデル（3.3.8）	・PHEBUS-FP 実験解析（4.2.7） ・ABCOVE 実験解析（4.2.8） ・感度解析（4.3.11）	○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。 ○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。 ○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。
原子炉格納容器（炉心損傷後）	原子炉格納容器内 FP 挙動			

5. 有効性評価への適用性

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

5.1 不確かさの取扱いについて（評価指標の観点）

5.1.1 崩壊熱

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

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

格納容器破損防止の観点では、大きめの崩壊熱曲線を与えることで、いずれの格納容器破損モードでも、炉心ヒートアップ、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ー冷却材相互作用」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、ジルコニウムー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

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）、放出エネルギ積算値が上記よりはるかに大きいため、１次系保有水量が多めに評価される影響は上記より更に軽微になると考えられる。

「格納容器過圧破損」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用」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次系圧力及び加圧器水位の挙動から加圧器逃がし弁からの冷却材放出は適正に評価していると判断できる。

したがって、有効性評価において、加圧器からの冷却材放出を伴う「格納容器過温破損」及び「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」への適用性を有する。

5.1.4 構造材との熱伝達（１次冷却系）

過熱蒸気と構造材の熱伝達は、炉心部と同じく Dittus-Boelter の相関式を用い、１次系配管のクリープ破損については、Larson-Miller パラメータ手法を適用してい

る。いずれも、工学分野でクリープ破損評価に広く使用されるモデルであり、妥当性を有すると考えられる。

5.1.5 ECCS 注入系特性（１次冷却系）

強制注入系の動作は炉心損傷防止の場合のみ仮定し、その注入特性は入力値で与え、目的に応じて保守的な流量となるよう設定する。

「原子炉格納容器の除熱機能喪失」では、再循環水が飽和に近い状態で循環するため、注入水による蒸気凝縮効果がほとんどなく、原子炉格納容器圧力への影響は小さい。「ECCS 再循環機能喪失」では、ECCS の注入特性として大きめの流量を設定することで、水源が早期に枯渇することから、解析の方が再循環切替の時期が早まる。再循環切替失敗後の代替再循環については、少なめの流量を設定することで、炉心水位の回復を保守的に評価できる。

なお、格納容器破損防止の場合、いずれの格納容器破損モードでも、強制注入系特性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次系が緩やかに圧力低下する状態であり、蓄圧タンクから断続的に注入されるため、注入量自体は事象進展に与える程度ではない。

以上、蓄圧タンク注入特性の入力値を注入量が少なくなるよう設定することで、一部の事象で、事象進展を早める厳しい結果を与える傾向となるが、炉心損傷防止策及び格納容器破損防止策の有効性の判断には影響するものではない。

5.1.7　１次系から２次系への熱伝達、冷却材放出（臨界流・差圧流）、２次側水位変化・ドライアウト（蒸気発生器）

冷却材放出については、液相放出がない場合は、適正に評価され、液相放出がある場合は、過大評価する傾向となった。１次系から２次系への熱伝達についても、同様に、液相放出がない場合は、適正に評価され、液相放出がある場合は、冷却材放出を大きめに評価し、それにより伝熱量が大きめとなる傾向がある。

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溶融燃料－冷却材相互作用」、「水素燃焼」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」の場合は、早期に１次系保有水量が減少することから、「１次系から２次系への熱伝達」の影響自体が小さく、また、２次系から冷却材が放出される状態とはならないことから、いずれも、評価指標に対する不確かさの影響は小さいと考えられる。また、「ECCS再循環機能喪失」の場合も、同様であるが、再循環によって１次系保有水量が回復し、蒸気発生器での熱伝達がわずかに生じる場合が考えられ、熱伝達は適正に評価されると考えられ、不確かさの影響は小さい。

一方、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」、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」の場合は、蒸気発生器２次側の冷却材放出を伴う。しかし、蒸気発生器２次側の減圧が無いことから、二相水位は上昇せず液相放出とはならないことから、「１次系から２次系への熱伝達」、「冷却材放出」及び「２次側水位変化・ドライアウト」は適正に評価されると考えられる。

以上、ＭＡＡＰコードの蒸気発生器モデルについては、不確かさの評価指標に対する影響は小さく、有効性評価への適用性を有する。

5.1.8　区画間の流動（蒸気、非凝縮性ガス）、構造材との熱伝達

「区画間の流動（蒸気、非凝縮性ガス）」は蒸気及び非凝縮性ガスの流動や蒸気の凝縮に伴う非凝縮性ガス濃度の上昇など挙動は比較的妥当に評価され、不確かさは小さい。「構造材との熱伝達」については、HDRの縦長格納容器と高い位置での水蒸気注入が影響したものと推測されるが、短期的な応答として原子炉格納容器内温度については十数℃程度高めに、原子炉格納容器圧力を１割程度高めに評価する結果となった。実験解析では結果がより厳しめな方向となるが、実験体系及び注入位置の条件が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℃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。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、ジルコニウムー水反応の速度（解析上はジルコニウムー水反応速度の係数）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℃を超過し、炉心損傷を起点とする運転員等操作への影響は小さい。下部プレナムへのリロケーションの開始時間は、SBO シーケンスにおいては、有意に早まる結果であったが、「格納容器過温破損」では炉心溶融開始から原子炉容器破損まで 3～4 時間あり、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注水がなされていることから、原子炉格納容器内温度への影響も軽微であり、有効性評価の結果に与える影響はない。また、「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、原子炉容器破損時の１次系圧力も 2.0MPa[gage]を下回ることから、格納容器破損防止の有効性評価結果の成立性に影響しない。LOCA シーケンスに対しては感度が小さく、「格納容器過圧破損」及び「原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用」については、１次系保有水量が減少し除熱が悪化することからヒートアップの感度は小さく、原子炉格納容器圧力に対する影響は小さい。「溶融炉心・コンクリート相互作用」については、原子炉容器破損時間への影響が小さく、原子炉下部キャビティへの注水量の影響も小さいため、コンクリート侵食量への影響は小さいと考えられる。「水素燃焼」については、燃料被覆管酸化反応熱の増加を想定

して仮想的にジルコニウムー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。「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、原子炉容器破損時の１次系圧力は2.0MPa[gage]を上回ることはなく、格納容器破損防止対策の成立性に影響しない。LOCA シーケンスに対しては、感度は大きくなく、「格納容器過圧破損」及び「原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用」については、１次系保有水量が減少し除熱が悪化し、早期にヒートアップするため、リロケーションの感度は小さく、原子炉容器破損時間への影響も小さいため、原子炉格納容器圧力への影響は小さい。「水素燃焼」について、燃料崩壊前の発生量には影響はなく、その後はリロケーションに応じて変化し得るが、有効性評価では、ＭＡＡＰコードで得られた水素発生量の変化を全炉心内の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次系圧力の過渡的な変化に対して影響はあるものの、原子炉容器破損時点での１次系圧力に対する感度は小さいことを確認した。

「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、高圧溶融物噴出防止の観点で、原子炉容器破損の時期とあいまって、原子炉容器内 FCI による１次系圧力変化が影響すると考えられるが、上記のとおり、原子炉容器破損時点での１次系圧力に対する感度は小さく、2.0MPa[gage]を上回ることはない。

5.1.16 下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達

下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に関する現象に関しては、実機スケールで確認された例が少なく、現象自体に不確かさが大きいと考えられる。しかしながら、ＭＡＡＰコードのモデルは、TMI 事故やその後の実験等の知見に基づいて開発され、そのモデルを用いて実施された TMI 事故のベンチマーク解析において再現性も確認されていることから、ＭＡＡＰコードによる解析結果は一定の妥当性を有するものと考えられる。

また、下部プレナム内の溶融炉心と上面水プールとの間の限界熱流束、下部プレナムギャップ除熱量に係る係数に対する感度解析を実施し、結果への影響を確認した。原子炉容器破損時期等の事象進展に大きな相違はないため、不確かさによる原子炉容器破損時期等の事象進展への影響は小さく、各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 における圧力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 により生じる圧力スパイクへの感度は小さいことを確認しており、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」の評価指標への影響は小さい。

また、MCCI 現象への影響の観点で、「原子炉下部キャビティ水深」及び「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」に関して、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行い、MCCI によるコンクリート侵食量への感度が小さいことを確認した。

5.1.19 原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱

MCCI に関する種々の実験から得られた知見等に基づき不確かさの要因の分析を行い、MCCI 現象への影響の観点で、格納容器破損防止の「溶融炉心・コンクリート相互作用」の事象をベースに感度解析を行った。その結果、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、溶融炉心の拡がりが、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経由して原子炉格納容器に放出される「全交流動力電源喪失＋補助給水失敗」を対象として、FP 放出速度を変えた場合の感度解析の影響を確認した。燃料からの FP 放出モデルの不確かさを考慮し、FP 放出率に係る係数を１割低減させた感度解析ケースでは、ベースケースと同様、原子炉格納容器上部区画の希ガス量は、燃料被覆管破損時点から増加し始め、炉心が本格的に溶融するにしたがって急激に増加し、最終的にほぼ同じ量になった。これより、FP 放出速度が１割低減しても、炉心損傷検知判断への影響はほとんどないといえる。

これらより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融炉心の冷却性が挙げられる。

崩壊熱については、崩壊熱の不確かさ及び実機運用による変動を考慮した大きめの崩壊熱曲線を使用しており、圧力上昇を早める方向に作用する。また、原子炉格納容器熱水力応答としては、原子炉格納容器圧力を 10 %程度高く評価する不確かさがあり、圧力上昇が早くなる傾向となる。原子炉下部キャビティ内溶融炉心の冷却性については、クラストが破損し、上面水プールから溶融炉心の冷却が促進され、