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－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－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、

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次系強制減圧

加圧器逃がし弁開放による1次系強制減圧は、炉心損傷検知後、1次系圧力が 2.0 MPa[gage]以上の場合に実施し、操作時間としては 10 分を想定する。

はじめに、運転員等操作の起因となる1次系圧力及び炉心溶融に影響のある重要現象の不確かさについて、有効性評価への影響を以下に述べる。

1次系圧力の条件（2.0 MPa[gage]以上）については、1次系の破断を伴わない場合、炉心溶融時点では、大幅に高い圧力が維持された状態となることから、1次系圧力挙動に多少の不確かさが生じる場合においても、有効性評価結果に影響はない。

炉心損傷の検知については、炉心損傷は、炉心出口温度 350℃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次系の破断を伴う場合（LOCA の場合）、燃料から放出された希ガス FP は、沈着することなく水蒸気とともに輸送され、1次系の破断口から直接原子炉格納容器内に放出され、原子炉格納容器上部区画（高レンジエリアモニタ位置）には早期に到達することから、FP の移動に伴う炉心溶融の判断の遅れはない。なお、ＭＡＡＰコードの解析において希ガスは炉内保有水量のほぼ全量が原子炉格納容器内に放出されるが、参考1に示すように、NUREG-1465 におけるソースターム評価結果と同等なことが確認されている。したがって、事象進展に応じて放出される希ガス放出量には妥当性があると考えられる。

一方、1次系開口部の小さい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経由して原子炉格納容器内に放出される。炉心溶融開始時点で加圧器逃がしタンクのラプチャディスクは破損しているため、輸送時間としては LOCA の場合と同様に早期に上部区画での線量率が急速に増大する。したがって、1次系開口部の小さい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℃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ー水反応の開始近傍でFPが原子炉格納容器に放出されることが評価できている。また、FPが加圧器逃がしタンクを経由するケースにおいてFP放出速度を低減させた場合の感度解析結果でも炉心損傷検知の遅れは考えにくいと判断される。

以上から、炉心損傷の検知に関しては、ＭＡＡＰコード解析により実現象に見合った概ね妥当な結果が得られると言える。

次に、炉心損傷を検知した時点から、１次系強制減圧を開始するまでに、操作時間として10分間を想定しているが、この間の事象の推移に関する影響は、以下のとおりである。

１次系圧力については、加圧器安全弁による蒸気放出が継続しており、実機においても同様の状態である。また、大きめの崩壊熱を設定していることで、炉心溶融及びリロケーションの進展が早くなるが、その状態で１次系が高圧条件での原子炉容器破損を防止することが確認できれば、その結果は実機にも適用できると考える。

5.2.4 代替設備による格納容器スプレイを用いた格納容器内注水

代替設備による格納容器スプレイを用いた格納容器内注水は、炉心損傷の検知を起因とし、操作時間として30分を想定する。

炉心損傷の検知への不確かさによる影響は、5.2.3と同様であり、操作時間中の事象の進展への不確かさの影響としては、原子炉格納容器内注水を開始するまでの30分間で炉心出口温度は引き続き350℃を超過し、炉心から原子炉格納容器へ放出される希ガスは増大すると評価され、実現象でも同様の状態となることから、運転員等操作への影響はない。

以上から、炉心損傷の検知に関しては、ＭＡＡＰコード解析により実現象に見合った概ね妥当な結果が得られると言える。

次に、炉心損傷を検知した時点から、原子炉格納容器内注水を開始するまでに、操作時間として30分間を想定しているが、この間の事象の推移に関する影響は、以下のとおりである。

炉心溶融進展としては、ＭＡＡＰコードのモデルは、TMI事故やその後の実験等による知見をもとに開発され、TMI事故の再現性を有していることから一定の妥当性を有しており、実機解析でもそれに準じた炉心溶融進展挙動が得られるものと判

断する。ただし、大きめの崩壊熱を設定していることで、炉心溶融進展は、解析の方がやや早くなる傾向がある。

表 5.2-1　重要現象の不確かさの有効性評価解析への影響の整理（1/7）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
炉心	崩壊熱	炉心モデル（原子炉出力及び崩壊熱）（3.3.2(2)）	○入力値に含まれる。	○有効性評価では、崩壊熱の不確かさ及び実機運用による変動を考慮した大きめの崩壊熱曲線を使用することから、いずれの事象についても厳しい結果を与えるものの、重大事故等対策の有効性の判断には影響しない。
	燃料棒内温度変化 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、ジルコニウムー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、各重要事故シーケンスの評価に適用できる。 ○感度解析では炉心溶融の時刻に対する感度は小さく、炉心ヒートアップする状態では炉心出口温度は 350℃を超過し、炉心損傷を起点とする運転員等操作への影響は小さい。 ○同じく感度解析では、下部プレナムへのリロケーションの開始時間は、SBO シーケンスで有意に早まる結果であったが、「格納容器過温破損」では炉心溶融開始から原子炉容器破損まで 3～4 時間あり、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注水がなされており、原子炉格納容器内温度への影響も軽微であり、有効性評価の結果に与える影響はない。「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、原子炉容器破損時の１次系圧力は 2.0MPa[gage]を上回ることはなく、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。

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))	○「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、両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。	○「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。 ○「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）、放出エネルギ積算値が大きいため、１次系保有水量が多めに評価される影響は軽微である。 ○「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、高温側配管破断を想定し、上部プレナム、高温側配管及び蒸気発生器１次側の冷却材は放出されて、水位が形成されないことから、炉心水位計算に係る不確かさは影響しない。 ○「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。
	気液分離（炉心水位）・対向流			
１次冷却系	気液分離・対向流	１次系モデル（１次系の熱水力モデル）(3.3.3(2))		
	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))	○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。	○有効性評価の結果に影響しない。
	ECCS 強制注入	安全系モデル（ECCS）(3.3.6(1))	○入力値に含まれる。	○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。
	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。	○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。 ○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。
加圧器	冷却材放出（臨界流・差圧流）	１次系モデル（加圧器モデル）(3.3.3(3))	○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。	○加圧器逃がし弁による放出流量は適正に評価を行っており、有効性評価解析への影響はほとんどない。

表 5.2-1　重要現象の不確かさの有効性評価解析への影響の整理（3/7）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
蒸気発生器	１次側・２次側の熱伝達	蒸気発生器モデル（3.3.4）	○MB-2 実験解析より、１次系から２次系への熱伝達を適正に評価することを確認した。ただし、２次系からの液相放出がある場合、伝熱量を過大評価する傾向を確認した。	○有効性評価においては、２次系からの液相放出が生じないため、１次系から２次系への熱伝達を適正に評価する。
	冷却材放出（臨界流・差圧流）		○MB-2 実験解析より、蒸気放出の場合、放出質量流量を適正に評価することを確認した。液相放出の場合、過大評価する傾向を確認した。	○有効性評価においては、２次系からの液相放出が生じないため、２次系からの蒸気放出を適正に評価する。
	２次側水位変化・ドライアウト		○MB-2 実験解析より、ダウンカマ水位、伝熱部コラプス水位をほぼ適正に評価することを確認した。液相放出がある場合、伝熱部コラプス水位を低めに評価する傾向を確認した。	○有効性評価においては、２次系からの液相放出が生じないため、ダウンカマ水位、伝熱部コラプス水位をほぼ適正に評価する。
原子炉格納容器	区画間の流動（蒸気、非凝縮性ガス）	原子炉格納容器モデル（原子炉格納容器の熱水力モデル）（3.3.5(2)）	○HDR 実験解析及び CSTF 実験解析の結果より以下を確認した。 ・原子炉格納容器内温度：十数℃程度高めに評価 ・原子炉格納容器圧力：１割程度高めに評価 ・非凝縮性ガス濃度：適正に評価 ○なお、HDR 実験は、縦長格納容器と高い位置での水蒸気注入という特徴があり、国内 PWR の場合、上記の不確かさは小さくなる方向と判断される。	○有効性評価において長期的な原子炉格納容器圧力及び温度の挙動に着目する「原子炉格納容器の除熱機能喪失」、「格納容器過温破損」及び「格納容器過圧破損」並びに圧力スパイク時の格納容器圧力挙動に着目する「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」では、ＭＡＡＰコードによる解析結果は、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を実際の挙動よりも大きめに評価する影響がある。したがって、解析結果に比べて、実際の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は小さくなり、最高使用圧力の 2 倍及び 200℃に対する余裕は大きくなる。 ○また、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の操作時刻を早めに見積もる傾向があるが、原子炉格納容器圧力上昇は緩慢であるため、影響は小さいと考えられる。
	構造材との熱伝達及び内部熱伝導			
	区画間の流動（液体）		○原子炉格納容器の形状（流路高低差や堰高さ）に基づく静水頭による流動が主であり、不確かさは小さいと判断される。	○有効性評価の結果に影響しない。
	スプレイ注入	安全系モデル（格納容器スプレイモデル）（3.3.6(3)）	○入力値に含まれる。	○注入特性は、解析では評価目的に応じた作動圧力や流量を入力する。
	水素濃度変化	原子炉格納容器モデル（水素発生）(3.3.5(4))	○TMI 事故解析における水素発生期間と水素発生量について、TMI 事故分析結果と一致することを確認した。	○TMI 事故の再現性を確認しており、水素発生に関する基本的なモデルについては、妥当性があると判断でき、各重要事故シーケンスの評価に適用できる。有効性評価では、ＭＡＡＰコードで得られた水素発生量の変化を全炉心内の 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)）	○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。 ○「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。
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。	○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、各重要事故シーケンスの評価に適用できる。 ○感度解析では、SBO シーケンスで炉心溶融やリロケーション後の原子炉容器の破損時刻が有意に早まる結果であったが、「格納容器過温破損」では炉心溶融開始から原子炉容器破損まで 3～4 時間あり、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分な注水がなされており、原子炉格納容器内温度への影響も小さく、有効性評価の結果に与える影響はない。「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、原子炉容器破損時の 1 次系圧力は 2.0MPa[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、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。

表 5.2-1　重要現象の不確かさの有効性評価解析への影響の整理（5/7）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
原子炉容器（炉心損傷後）	原子炉容器内 FCI（溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達）	溶融炉心挙動モデル（下部プレナムでの溶融炉心挙動）（3.3.7(3)）	○原子炉容器内 FCI に影響する項目として「デブリジェット径（炉心部の下部クラストの破損口径）」、「Ricou-Spalding のエントレインメント係数」及び「デブリ粒子の径」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、１次系圧力の過渡的な変化に対して影響はあるものの、原子炉容器破損時点での１次系圧力に対する感度は小さいことを確認した。	○「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」では、高圧溶融物噴出を防止の観点で、原子炉容器破損の時期とあいまって、原子炉容器内FCIによる１次系圧力変化が影響すると考えられるが、左記のとおり、原子炉容器破損時点での１次系圧力に対する感度は小さく、2.0MPa[gage]を上回ることはない。
	下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達	溶融炉心挙動モデル（下部プレナムでの溶融炉心挙動）（3.3.7(3)）	○TMI 事故解析における下部ヘッ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）。	○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、各重要事故シーケンスの評価に適用できる。 ○感度解析では、原子炉容器破損時期等の事象進展への影響は小さく、各重要事故シーケンスの評価指標への影響は小さい。
	原子炉容器破損、溶融	溶融炉心挙動モデル（原子炉容器破損モデル）（3.3.7(4)）	○原子炉容器破損に影響する項目として「計装用案内管溶接部の破損判定に用いる最大歪み（しきい値）」をパラメータとした場合の感度解析を行い、原子炉容器破損時間が 5 分早まることを確認。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。

表 5.2-1　重要現象の不確かさの有効性評価解析への影響の整理（6/7）

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	有効性評価解析への影響
原子炉格納容器（炉心損傷後）	原子炉容器外 FCI（溶融炉心細粒化、デブリ粒子熱伝達）	溶融炉心挙動モデル（原子炉下部キャビティでの溶融炉心挙動） (3.3.7(5))	○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ー冷却材相互作用」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。	○感度解析により「原子炉圧力容器外の溶融燃料ー冷却材相互作用」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。
			○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。	○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。
	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))	○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を確認した。 ○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、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。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・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。 ○「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。

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)）	○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） 原子炉格納容器（炉心損傷後）	1 次系内 FP 挙動 原子炉格納容器内 FP 挙動	FP 挙動モデル（3.3.8）	○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。	○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、各重要事故シーケンスの評価に適用できる。 ○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、各重要事故シーケンスの評価に適用できる。 ○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。

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] 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）

[11] 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

[12] "TMI-2 Analysis Exercise Final Report" , NEA/CSNI/R(91)8, 1992.

[13] “TMI-2 Vessel Investigation Project Integration Report” , NUREG/CR-6197, 1994.

[14] “A Scenario of the Three Mile Island Unit 2 Accident”, Nuclear Technology Vol.87, 1989.

[15] "International standard problem 29: distribution of hydrogen within the HDR containment under severe accident conditions: final comparison report" , NEA/CSNI/R(93)4, 1993.

[16] 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).

[17] G. R. Bloom, et al., “Hydrogen mixing and distribution in containment

atmospheres" , EPRI Report NP-2669, 1983.

[18] OECD/NEA, "Second OECD (NEA) CSNI Specialist Meeting on Molten Core Debris-Concrete Interactions" , NEA/CSNI/R(92)10.

[19] "International standard problem No 24: ISP-24: SURC-4 experiment on core-concrete interactions" , NEA/CSNI-155, 1988.

[20] 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).

[21] 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).

[22] "Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Plants" , NUREG-1150, 1991.

[23] Clement and Haste (IRSN, Cadarache), "Thematic Network for a PHEBUS FPT-1 International Standard Problem" , OECD/NEA, July 2003.

[24] D. Jacquemain, et al., "FPT1 Final Report Final Version" , December 2000.

[25] R.K. Hilliard et al., "Aerosol Behavior Code Validation and Evaluation (ABCOVE) Preliminary Results of Test AB5" , HEDL-SA-2854FP, Feb. 1983.

[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] 三菱ＰＷＲ　炉心損傷に係る重要事故シーケンスへのＭ－ＲＥＬＡＰ５コードの適用性について、MHI-NES-1054、三菱重工業、平成 25 年

[28] 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）の放出及び 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[A-1]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了する。

後期原子炉容器内放出（原子炉容器破損から 10 時間）

早期原子炉容器内放出期間に１次系内に沈着していた揮発性核種（ハロゲン、アルカリ金属、テルルグループ）が再蒸発し、原子炉格納容器へ放出される。

FP 組成については、物理・化学的挙動の類似性や放射線学的影響の重要度等に基づき、各核種の放射能量を求める用途に用いることから、以下の８つの元素ごとのグループに分類している。NUREG-1465 における FP グループの分類は、WASH-1400[A-3]における FP グループ分けを祖とし、その後の検討を反映したものであり、炉心温度に対する放出速度の相違に基づいたＭＡＡＰコードの分類と直接的な関連はない。しかしながら、ＭＡＡＰコードで分類されている放射性物質のうち、放出に寄与するものは NUREG-1465 のソースタームにおいても網羅されている。このため、ＭＡＡＰコードによる原子炉格納容器内ソースタームの評価を行うにあたり必要な核種が取り扱われていると考えられる。

〔FP の核種グループ〕

（NUREG-1465）

グループ	核種
1	希ガス/Xe, Kr
2	ハロゲン/I, Br
3	アルカリ金属/Cs, Rb
4	テルルグループ/ Te, Sb, Se
5	バリウム・ストロンチウム/ Ba, Sr
6	貴金属/ Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co
7	ランタノイド/ La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am
8	セリウムグループ/ Ce, Pu, Np

（ＭＡＡＰコード）

グループ	代表核種
1	希ガス
2	CsI
3	TeO_2
4	SrO
5	MoO_2
6	CsOH
7	BaO
8	La_2O_3
9	CeO_2
１０	Sb
１１	Te_2
１２	UO_2

３．ＭＡＡＰコードと NUREG-1465 のソースタームの比較について

NUREG-1465 の FP の放出割合については、上述の FP 核種グループ毎に平均的な放出割合を「更新ソースターム」としてまとめている。ここでは、低圧シーケンス（原子炉容器が低圧で破損するシーケンス）に対して、FP 放出割合に関する不確かさ評価結果に基づき、不確かさ分布の統計値が採用されている。ここで、低圧シーケンスを選定した理由は、高圧シーケンスに比べて、１次系内での滞留時間が短いため、FP 保持効果が低くなり、早期原子炉容器内放出フェーズにおいて原子炉格納容器への放出がより多くなること、高圧シーケンスに比べて低圧シーケンスの発生頻度が高いことによる[A-4]。このように評価した更新ソースタームを以下に記す。

〔更新ソースターム（PWR プラント）〕

（初期炉内インベントリに対する割合）

グループ	名称	ギャップ放出	早期原子炉容器内放出	原子炉容器外放出	後期原子炉容器内放出
1	希ガス	0.05	0.95	0	0
2	ハロゲン	0.05	0.35	0.25	0.1
3	アルカリ金属	0.05	0.25	0.35	0.1
4	Te グループ	0	0.05	0.25	0.005
5	Ba, Sr	0	0.02	0.1	0
6	貴金属	0	0.0025	0.0025	0
7	ランタノイド	0	0.0002	0.005	0
8	Ce グループ	0	0.0005	0.005	0

NUREG-1465 で参照されている PWR の原子炉格納容器内のソースタームを用いたシビアアクシデント時の原子炉格納容器外への放出割合について、ＭＡＡＰコードによる解析結果との比較を実施する。被ばく評価の観点で厳しいものとして、炉心損傷が早く、格納容器スプレイが失敗し、原子炉格納容器の圧力が高く推移する「大破断 LOCA＋ECCS 注入失敗＋格納容器スプレイ失敗」を対象とする。

A)　原子炉格納容器内での挙動について

炉心に蓄積した FP は、炉心溶融に伴って原子炉格納容器内へ放出され、原子炉格納容器内での重力沈降やスプレイによる除去により放射能量は低減されながら、原子炉格納容器内に浮遊する。さらに、有効性評価の原子炉格納容器圧力の変化をもとに設定された原子炉格納容器からの漏えい率にしたがって放出される。

B)　原子炉格納容器内への放出のタイミングについて

以下の代表３ループプラントの評価例に示すとおり、炉心溶融開始及び原子炉容器

破損のタイミングについては、ほぼ同じであると考えられ、FP が大量に放出される初期の事象進展に大きな差はないと判断している。

	燃料被覆管損傷が開始し、ギャップから放射性物質が放出される期間	炉心溶融が開始し、溶融燃料が原子炉容器を破損するまでの期間
MAAP コード	～約 19 分	約 19 分～約 1.5 時間
NUREG-1465	～30 分	30 分～1.8 時間

C) 原子炉格納容器からの放出割合の比較について

NUREG-1465 ベースの原子炉格納容器からの放出割合とＭＡＡＰコード解析結果に対してよう素の化学形態の補正を行った原子炉格納容器からの放出割合を比較する。比較に当たっては、被ばく上主要な元素であるよう素及び Cs を代表とする。

よう素については、粒子状よう素に対するＭＡＡＰコード解析の結果に、有機よう素及び無機よう素に対しては、放出タイミングをＭＡＡＰコード解析の希ガスと同等、放出割合を NUREG-1465 の 75%とし、RG1.195[A-5]ベースの各化学形態の存在比、沈着等を別途考慮して表 3.A-1 のとおり補正した値である。その他の元素については、ＭＡＡＰコード解析結果を表 3.A-2 のとおり用いたものである。ＭＡＡＰコードベースのよう素補正計算概要を図 3.A-1 に示す。NUREG-1465 ベースの計算は、中央制御室等の居住性評価や有効性評価のうち Cs-137 放出量の評価に用いる評価と同じものである。NUREG-1465 ベースの計算概要を図 3.A-2 に示す。原子炉格納容器浮遊量の時間変化は、各放出フェーズの原子炉格納容器への放出割合と沈着等の減少効果のバランスを解いている。原子炉格納容器からの放出量は原子炉格納容器浮遊量に原子炉格納容器漏えい率を乗じている。原子炉格納容器漏えい率は、ＭＡＡＰコードベースの計算では、現実的な原子炉格納容器からの放出量を求める観点から、ＭＡＡＰコード解析に基づく圧力解析値を用いて差圧流の式で漏えい率を算定し、NUREG-1465 ベースの計算では保守的な原子炉格納容器からの放出量を求める観点から、ＭＡＡＰコードベースの値に余裕を考慮したものを用いている。

よう素の原子炉格納容器内浮遊量の経時変化について図 3.A-3 及び図 3.A-4 に、その他の核種として被ばくの観点で代表的な Cs の原子炉格納容器浮遊量の経時変化について図 3.A-5 及び図 3.A-6 に示す。

ＭＡＡＰコードベースの評価結果は炉心溶融時点及び原子炉容器損傷時点で放出のピークが見られており、NUREG-1465 ベースについては、ギャップ放出~後期原子炉内放出の４つの放出フェーズが確認される。それぞれの挙動の考察については以下のとおりである。

(a) 短期的な挙動（ピーク値）の比較

原子炉格納容器内浮遊量（炉心内蓄積量に対する割合）の短期的な挙動（ピーク値）はピーク値が出る時間帯において屋外で作業をする場合の線量評価において重要となる。

よう素については、ＭＡＡＰコードベースのピーク値（約 0.4）が NUREG-1465 ベース（約 0.1）よりも高めの値を与える結果となった。図 3.A-3 に示すとおり無機（元素状）よう素の浮遊量が支配的であり、これは無機よう素の割合が放出初期から RG1.195 に示される化学組成の割合として 91%を用いていることに起因している。

3.3.8(4)に示すとおり、無機よう素は CsI エアロゾルが水中で溶解し、放射線による水の分解により生成した反応性の高い化学種（OH 等のラジカル）により化学反応が促進され生成され、その割合は pH に依存することが知られており、pH が低いほどヨウ化イオンが結合してよう素が生成される。水中のよう素の反応は専用コードを使用しても精度の良い予測が非常に難しいが、事故初期の pH については、ほう酸水の pH(約 4.5)程度であると推定される。NUREG/CR-5732[A-6]にヨウ化イオン(I^-)とよう素(I_2)の存在割合と pH の関係が整理されており、図 3.A-7 に示す。これによれば、pH4.5 の場合の I_2 の存在割合は約 15%であり、無機よう素の割合としては RG1.195 に示される値（91%）の約 1/6 となる。したがって、現実的なよう素の浮遊割合は有機 4%、無機 15%、粒子 5%の合計 24%となり浮遊量としては 1/4 程度と考えられる。この効果を考慮すると、図 3.A-3 に示すＭＡＡＰコードベースの浮遊量のピーク値は 0.4 から 0.1 程度となり、図 3.A-4 に示す NUREG-1465 ベースと同等となると考えられる。

上記の推定は初期に無機よう素が浮遊しているという仮定であるが、粒子状よう素が原子炉格納容器内の水に接触せずに粒子状よう素から無機よう素への変換が生じなく粒子状よう素のまま気相部に残存すると仮定した場合は、事象初期に高線量となる可能性がある。このように、事象の初期の炉心損傷時点においては、粒子状よう素の水中への溶解を伴う挙動の正確な予測が難しく今後の課題であると考える。

Cs については、図 3.A-5 及び図 3.A-6 のピーク値は同程度であること、屋外滞在時の線量については直接スカイシャイン線量の寄与が多く、表 3.A-3 に示す評価例のとおり原子炉建屋内の線源のうち Cs からの寄与は支配的ではないことから、Cs のピーク値の違いは結果として影響しない。

(b) 長期的な挙動（積分値）の比較

長期的な挙動（積分値）において、よう素については沈着及びスプレイによって除去されない有機よう素が支配的となり両者の挙動は同等となる。Cs 等の粒子状物質については、ＭＡＡＰコードベースの原子炉格納容器内の沈着は、重力沈降に加え、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突等の挙動を考慮したモデルである一方、NUREG-1465

ベースの原子炉格納容器内の沈着については重力沈降による除去のみを取り扱っているため、原子炉格納容器内の浮遊 FP 量を高めに評価する傾向となる。代表３ループプラントの原子炉格納容器からの放出割合評価例を表 3.A-4 に示す。この結果から、シビアアクシデント時の原子炉格納容器からの放出割合については、ＭＡＡＰコード解析での評価のほうが、NUREG-1465 を用いたモデルでの評価よりも低い数値となっている。一部の元素グループ（Ru 類：貴金属）についてはＭＡＡＰコード解析での評価値が高めとなっているが、これは燃料から原子炉格納容器への放出割合についてグループ内を代表する元素がＭＡＡＰコードでは Mo、NUREG-1465 では Ru と相違していることに起因するものと考えられる。ただし、表 3.A-5 に示すとおり、Ru 類の環境に放出される放射性物質放出量はよう素 131 等価量に換算すると微小であり、影響は小さい。なお、よう素 131 等価量は、よう素 131 の実効線量係数に対する各核種の実効線量係数の比を各核種の放射能量に乗じて合算したものである。

(c) 被ばく評価結果への影響

ＭＡＡＰコードではよう素の化学形態を考慮できないという課題はあるが、前述の方法のように、よう素の化学形態を仮定することで NUREG-1465 ベースによる評価との比較を行った。比較に当たっては、被ばく上主要な元素であるよう素及び Cs を代表とした。

その結果、(a)項及び(b)項のとおり、ＭＡＡＰコードベースの原子炉格納容器内の沈着は、重力沈降に加え、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突等の挙動を考慮したモデルである一方、NUREG-1465 ベースの原子炉格納容器内の沈着については重力沈降による除去のみを取り扱っていることから、ＭＡＡＰコードベースの評価は NUREG-1465 ベースと同等あるいは小さめな結果を与える。

なお、水中のよう素の反応は精度の良い予測が難しく、特に事象初期の挙動予測は今後の課題であると考える。

４．まとめ

ＭＡＡＰコードのソースタームと被ばく評価に用いている NUREG-1465 のソースタームの比較検討を行うことで、ＭＡＡＰコードによる原子炉格納容器内ソースターム評価の特徴について考察し、以下を確認した。

・ＭＡＡＰコードの核種グループは、炉心温度に対する放出速度の相違に基づき１２グループに分類されている。これに対し、NUREG-1465 は物理・化学的挙動の類似性等の観点から８つのグループに分類されており、グループ分類の設定の考え方が異なるものの、ＭＡＡＰコードで分類されている放射性物質のうち、放出に寄与するものは NUREG-1465 のソースタームでも網羅されており、ＭＡＡＰコードによる

原子炉格納容器内ソースタームの評価を行うにあたり必要な核種が取り扱われていると考えられる。

・原子炉格納容器からの放出割合に関し、ＭＡＡＰコードではよう素の化学形態をスプレイによる除去や沈着を見込むことができる粒子状よう素のみを取り扱っているため、スプレイで除去されない無機よう素や、スプレイで除去されず沈着もしない有機よう素の存在が想定される場合にＭＡＡＰコードによる解析結果は過小評価する傾向がある。

・よう素の化学形態に関しては、ＭＡＡＰコードの解析結果に対し、R.G.1.195、NUREG-1465 や NUREG/CR-5732 等に基づき無機よう素や有機よう素の影響を補正して取り扱うことで、NUREG-1465 ベースと同等の評価結果となり得る。ただし、粒子状よう素の水中への溶解を伴う挙動については正確な予測が難しいことから、その点で課題があると考えられる。

・原子炉格納容器外への放出量について、ＭＡＡＰコードベースの評価は NUREG-1465 ベースと比べて全般に小さめな結果を与える傾向がある。これは、原子炉格納容器内のエアロゾルの沈着について、NUREG-1465 ベースの評価では重力沈降による気相部の放射性物質濃度の低減のみを取り扱っているのに対して、ＭＡＡＰコードベースでは重力沈降に加え、拡散泳動、熱泳動、慣性衝突等を模擬した実現象を踏まえたモデルであるためと考えられる。なお、一部の元素グループ（Ru 類：貴金属）についてはＭＡＡＰコード解析での評価値が高めとなる。これは燃料から原子炉格納容器への放出割合についてグループ内を代表する元素の相違に起因するものと考えられるが、Ru 類の環境に放出される放射性物質放出量はよう素 131 等価量に換算すると微小であり、線量への影響は小さい。

以上のことから、ＭＡＡＰコードの FP 挙動モデルは、よう素の化学形態の模擬性に起因して、よう素の環境への放出量を過小評価する場合があるため、ソースターム評価にＭＡＡＰコードを適用する際には、ＭＡＡＰコードの解析結果に対し、よう素の化学形態に関して適切な補正を行う等の取扱いを考慮する必要がある。

５．参考文献

[A-1] “Accident Source Terms for Light-Water Nuclear Power Plants” , NUREG-1465, 1995.

[A-2] 社団法人　日本原子力学会「シビアアクシデント時の格納容器内の現実的ソースターム評価」（平成 22 年 4 月）

[A-3] “Reactor Safety Study: An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants” , NRC, WASH-1400(NUREG-75/014)

[A-4] “Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Plants” , NUREG-1150, 1991.

[A-5] “Methods and Assumptions for Evaluating Radiological Consequences of Design Basis Accidents at Light-Water Nuclear Power Reactors” , NRC Regulatory Guide 1.195.

[A-6] E. C. Beahm, et al., “Iodine Chemical Forms in LWP Severe Accidents” , NUREG/CR-5732, 1992.

表 3.A-1　原子炉格納容器気相部浮遊 FP 量の影響評価方法

（よう素の化学形態の補正）

	化学形態 (RG1.195)	放出割合及び 放出タイミング	スプレイ、沈着等による 気相部からの除去	原子炉格納容器漏えい率
ＭＡＡＰコード（補正）	有機よう素 (4%)	ＭＡＡＰコード解析結果（放出タイミングは保守的に最も早期に放出される希ガスの値を用いる。ＭＡＡＰコードでは考慮されないので放出割合は NUREG-1465 の４つの放出フェーズの放出割合の合計値である 75%とする）	考慮しない	ＭＡＡＰコード解析に基づく圧力解析値を用いて差圧流の式で漏えい率を算定（下図「解析値」）
	無機よう素 (91%)	同上	ＭＡＡＰコードでは考慮されないので CSE 実験に基づく沈着速度を用いて沈着を考慮。スプレイは考慮しない。	
	粒子状よう素 (5%)	ＭＡＡＰコード解析結果	ＭＡＡＰコード解析結果	
	粒子状物質	同上	同上	
NUREG-1465	有機よう素 (4%)	NUREG-1465	考慮しない	ＭＡＡＰコード解析に基づく値に余裕を考慮した値（下図「評価使用値」）
	無機よう素 (91%)	同上	スプレイ：考慮しない 沈着：CSE 実験に基づく沈着速度	
	粒子状よう素 (5%)	同上	スプレイ：SRP6.5.2 に基づく除去速度を用いる。 沈着:重力沈降に基づく沈着速度を用いる。	
	粒子状物質	同上	同上	

〔参考〕　代表３ループプラントの原子炉格納容器漏えい率

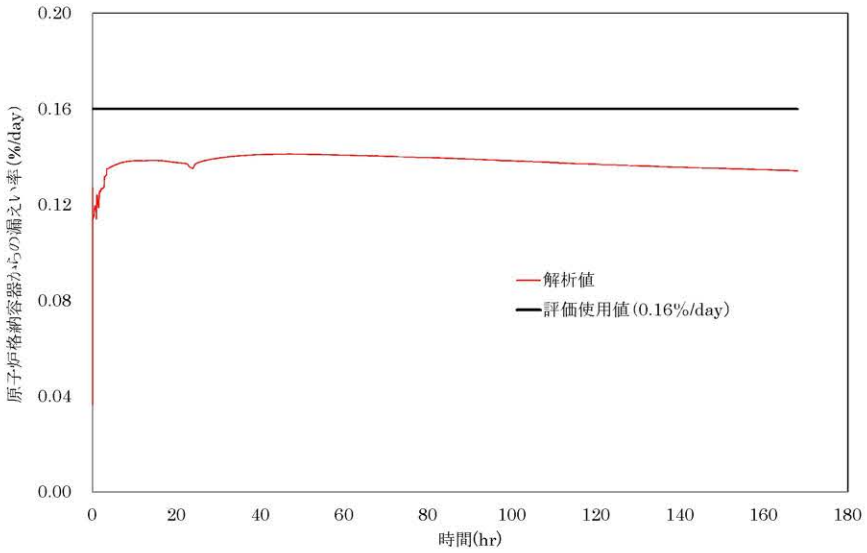


表 3.A-2　原子炉格納容器気相部浮遊 FP 量の影響評価方法

（原子炉格納容器内放出割合）

グループ	核種	原子炉格納容器内放出割合の設定方法
1	希ガス/Xe, Kr	ＭＡＡＰコードの希ガスの値を用いる。
2	ハロゲン/I, Br	表 3.A-1 のとおり
3	アルカリ金属/Cs, Rb	ＭＡＡＰコードの CsI の放出割合×0.1＋ ＭＡＡＰコードの CsOH の放出割合 （I の炉心内蓄積量は Cs の約 1/10 であることから、I と結合している Cs を、全炉心 Cs の 1/10 と仮定し、更に全量の Cs が CsOH の形態で放出されると仮定。）
4	テルルグループ/ Te, Sb, Se	ＭＡＡＰコードの TeO_2、Sb、Te_2 の合計
5	バリウム・ストロンチウム/ Ba, Sr	ＭＡＡＰコードの SrO と BaO の合計
6	貴金属/ Ru, Rh, Pd, Mo, Tc, Co	ＭＡＡＰコードの MoO_2 の値を用いる。
7	ランタノイド/ La, Zr, Nd, Eu, Nb, Pm, Pr, Sm, Y, Cm, Am	ＭＡＡＰコードの La_2O_5 の値を用いる。
8	セリウムグループ/ Ce, Pu, Np	ＭＡＡＰコードの CeO_2 の値を用いる。

表 3.A-3　原子炉建屋内の放射性物質からのガンマ線による
中央制御室入退域時の被ばく評価における各核種グループの内訳
（代表３ループプラントの例：NUREG-1465 ベース）

核種グループ	直接線及びスカイシャイン線量（注１、２） (mSv)	内訳 (%)
Xe 類	約 2.8×10^{1}	4
Ｉ類	約 6.1×10^{2}	87
Cs 類	約 3.4×10^{1}	5
Te 類	約 7.6×10^{0}	1
Ba 類	約 1.0×10^{1}	1
Ru 類	約 4.1×10^{-1}	＜1
La 類	約 9.0×10^{0}	1
Ce 類	約 1.7×10^{-1}	＜1
合計	約 7.0×10^{2}	100

（注１）中央制御室入口地点における７日間積算線量

（注２）有効数値３桁目を四捨五入し２桁に丸めた値

表 3.A-4　原子炉格納容器からの放出割合評価（７日間積算）
（代表３ループプラントの例）

核種グループ	NUREG-1465 ベース	ＭＡＡＰコード解析ベース*1
希ガス類	約 1.1×10^{-2}	約 9.6×10^{-3}
よう素類	約 3.6×10^{-4}	約 3.0×10^{-4}
Cs 類	約 2.1×10^{-4}	約 1.9×10^{-5}
Te 類	約 8.3×10^{-5}	約 1.5×10^{-5}
Ba 類	約 3.2×10^{-5}	約 8.1×10^{-7}
Ru 類	約 1.4×10^{-6}	約 1.8×10^{-6}
Ce 類	約 1.5×10^{-6}	約 6.1×10^{-8}
La 類	約 1.4×10^{-6}	約 9.6×10^{-9}

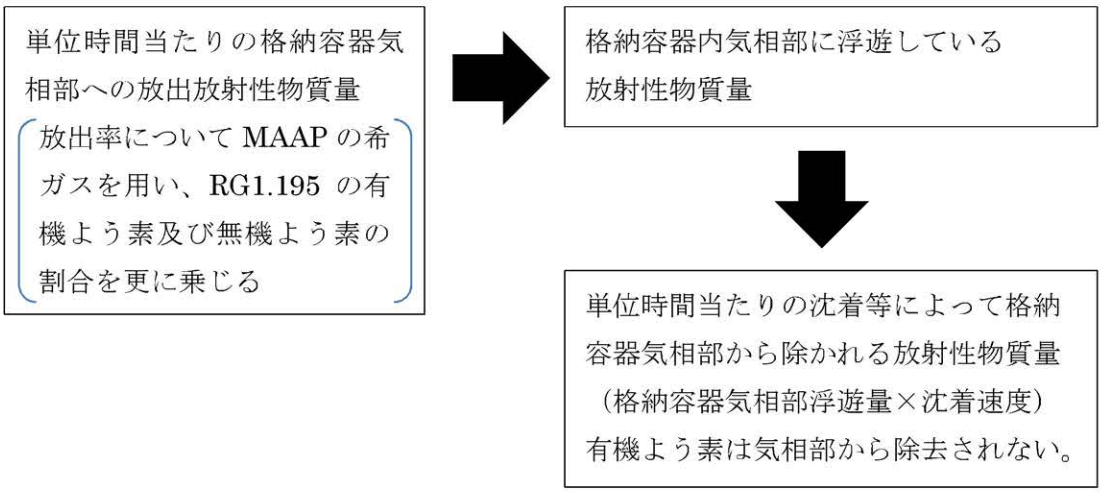
＊１　Cs 類のように複数の化学形態(CsI、CsOH グループ)を有する核種については、Cs の炉心内蓄積量に対するそれぞれの化学形態グループの放出割合を合計している。

表 3.A-5　環境に放出される放射性物質の各核種グループの内訳
（I-131 等価量換算：NUREG-1465 ベース）

核種グループ	放出放射能量（注１、２） (Bq)	内訳 (%)
Xe 類	約 0.0E+00	0
I 類	約 8.2E+13	55
Cs 類	約 1.7E+13	12
Te 類	約 3.9E+12	3
Ba 類	約 6.2E+12	4
Ru 類	約 6.0E+11	＜1
La 類	約 2.3E+13	15
Ce 類	約 1.8E+13	12
合計	約 1.5E+14	100

（注１）７日間積算放出量

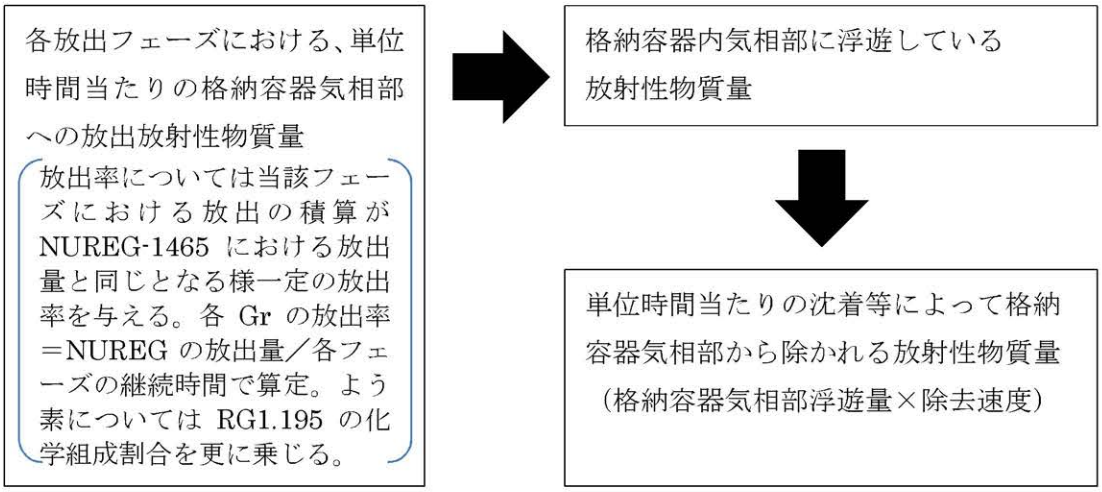
（注２）有効数値３桁目を四捨五入し２桁に丸めた値



$$\begin{pmatrix}\text{格納容器気相部}\\ \text{浮遊量時間変化}\end{pmatrix} = \begin{pmatrix}\text{単位時間当たりの}\\ \text{格納容器気相部への}\\ \text{放出放射性物質量}\end{pmatrix} - \begin{pmatrix}\text{単位時間当たりの沈着に}\\ \text{よって格納容器気相部から}\\ \text{取り除かれる放射性物質量}\end{pmatrix}$$

$$\begin{pmatrix}\text{単位時間当たり}\\ \text{の原子炉格納容}\\ \text{器からの放出量}\end{pmatrix} = \begin{pmatrix}\text{格納容器}\\ \text{気相部浮遊量}\end{pmatrix} \times \begin{pmatrix}\text{格納容器}\\ \text{漏えい率}\end{pmatrix}$$

図 3.A-1　ＭＡＡＰコードベースの原子炉格納容器内気相部浮遊放射性物質量（有機、無機よう素）及び原子炉格納容器からの放出量の計算概要



$$\begin{pmatrix}\text{格納容器気相部}\\ \text{浮遊量時間変化}\end{pmatrix} = \begin{pmatrix}\text{各放出フェーズにおける単}\\ \text{位時間当たりの格納容器気}\\ \text{相部への放出放射性物質量}\end{pmatrix} - \begin{pmatrix}\text{単位時間当たりの沈着等に}\\ \text{よって格納容器気相部から}\\ \text{取り除かれる放射性物質量}\end{pmatrix}$$

$$\begin{pmatrix}\text{単位時間当たり}\\ \text{の原子炉格納容}\\ \text{器からの放出量}\end{pmatrix} = \begin{pmatrix}\text{格納容器}\\ \text{気相部浮遊量}\end{pmatrix} \times \begin{pmatrix}\text{格納容器}\\ \text{漏えい率}\end{pmatrix}$$

図 3.A-2　NUREG-1465 ベースの原子炉格納容器内気相部浮遊放射性物質量及び原子炉格納容器からの放出量の計算概要

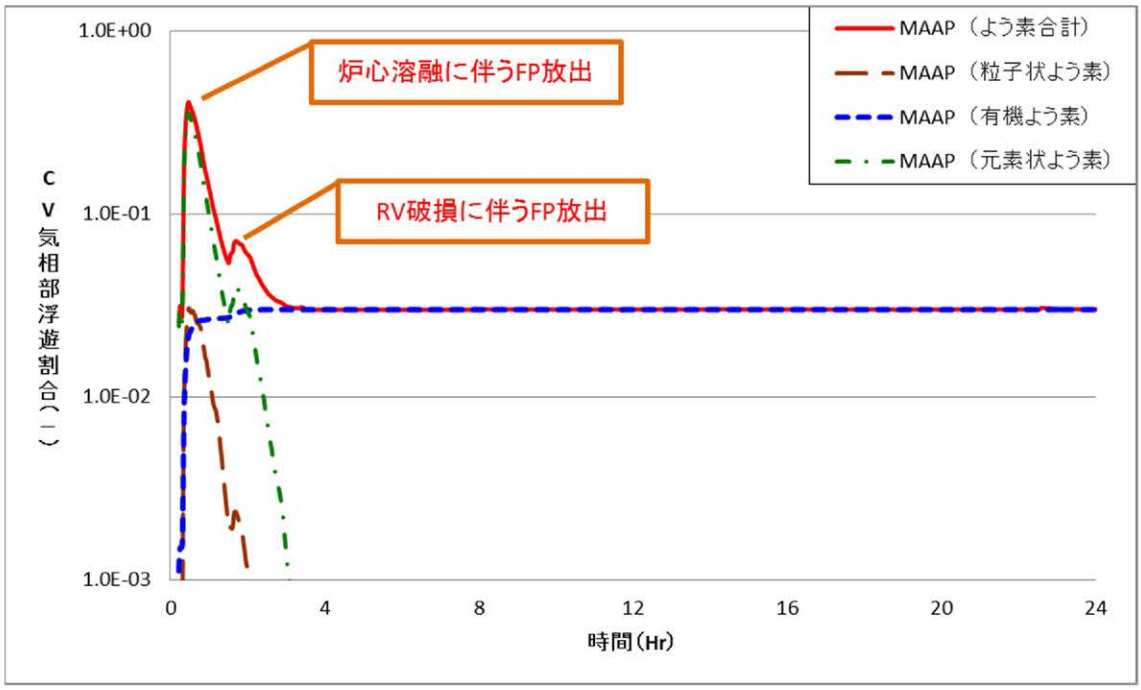


図 3.A-3　原子炉格納容器内気相部浮遊よう素量
（炉心内蓄積量に対する割合：ＭＡＡＰコードベース（補正））

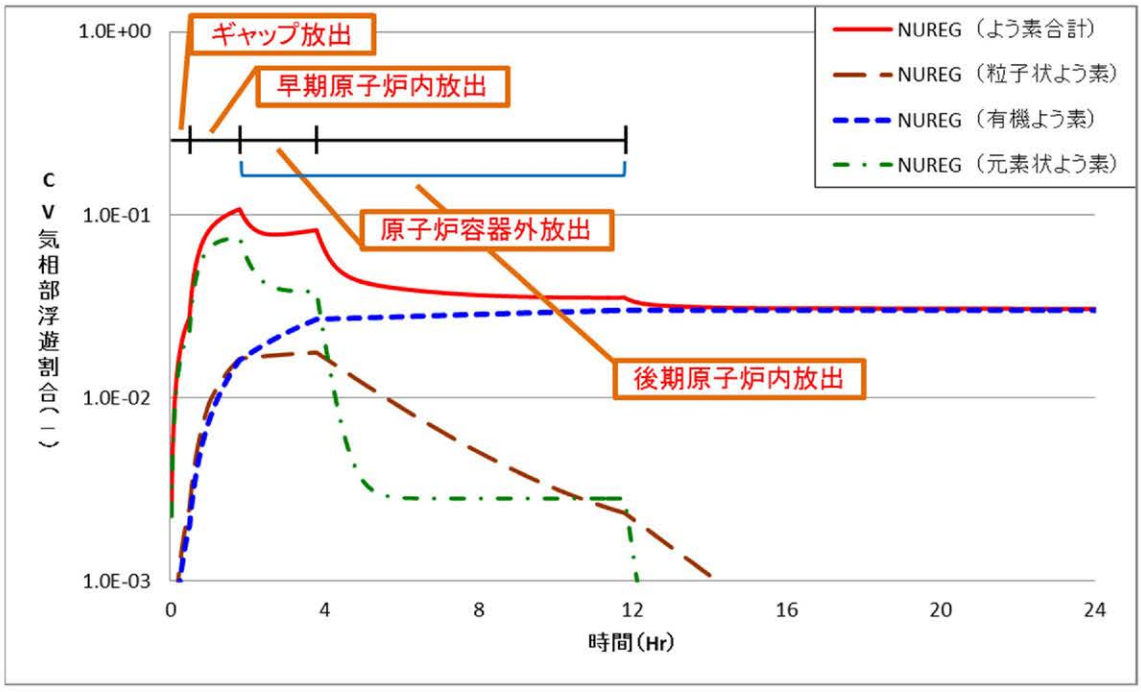


図 3.A-4　原子炉格納容器内気相部浮遊よう素量
（炉心内蓄積量に対する割合：NUREG-1465 ベース）

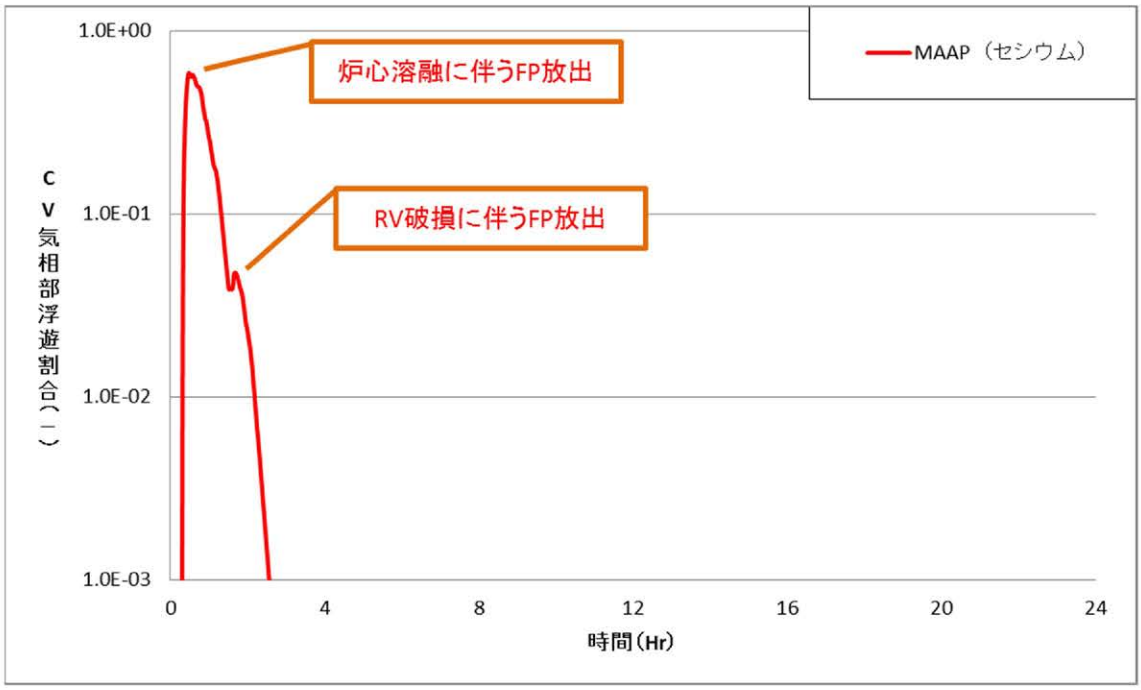


図 3.A-5　原子炉格納容器内気相部浮遊 Cs 量
（炉心内蓄積量に対する割合：ＭＡＡＰコードベース（補正））

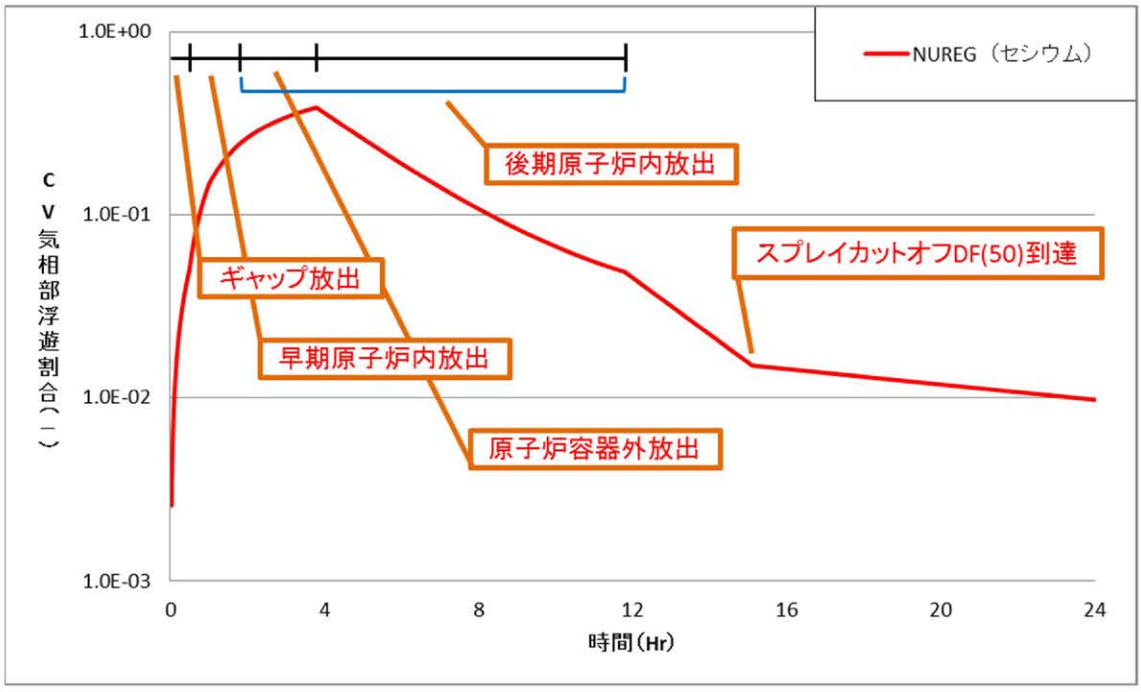


図 3.A-6　原子炉格納容器内気相部浮遊 Cs 量
（炉心内蓄積量に対する割合：NUREG-1465 ベース）

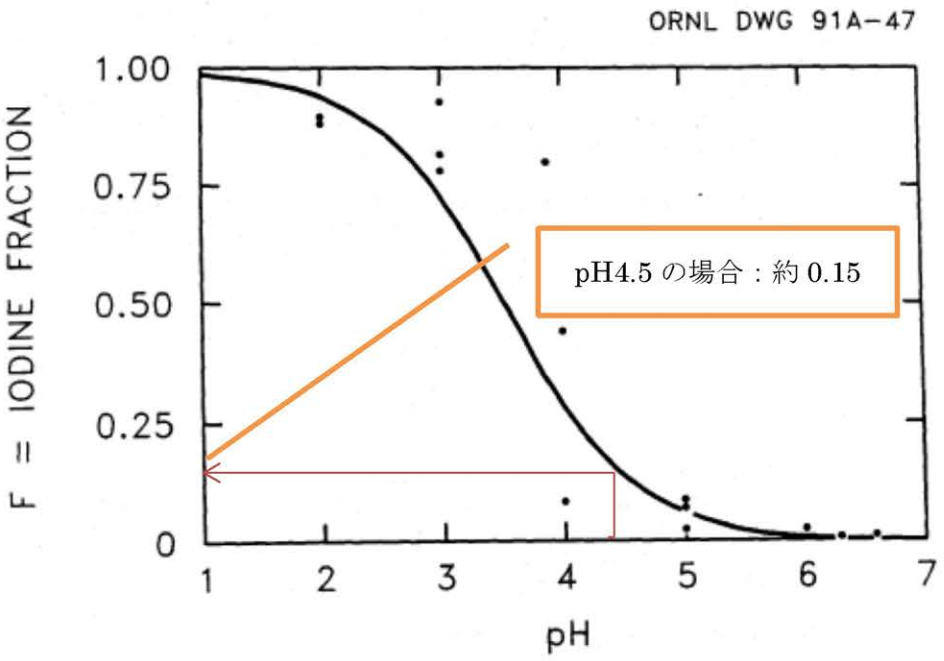


図 3.A-7　ヨウ化イオン(I-)とよう素(I_2)の割合[A-6]

別紙１　解析コードにおける解析条件

表　解析コードにおける解析条件（1／4）

分　類	解析条件	
定格出力運転条件パラメータ及び幾何形状データ	炉心熱出力	
	ループ数	
	ループ全流量	
	１次系圧力	
	１次冷却材温度	
	原子炉容器入口温度	
	原子炉容器出口温度	
	上部ヘッド温度	
	１次冷却材容積	炉心
		上部プレナム
		下部プレナム
		ダウンカマ
		バレルバッフル領域
		原子炉容器頂部
		高温側配管
		蒸気発生器プレナム
		蒸気発生器伝熱管（プラグ率含む）
		蒸気発生器－ポンプ間配管
		低温側配管
		加圧器液相部
		加圧器サージ管
		加圧器逃がしタンク
	流路形状データ（水力的等価直径、流路断面積、流路長さ、流路高さ）	原子炉容器フランジ面より上部炉心板下端まで
		上部炉心板下端よりダウンカマ下端まで
		上部炉心板下端より下部炉心板上端まで
		原子炉容器フランジ面より入口ノズル中央まで
		炉心そう外径
		原子炉容器内径
		入口ノズル内径
		出口ノズル内径
		炉心そう内径
		原子炉容器本体肉厚
		原子炉容器クラッド肉厚
		燃料発熱部下端より下部炉心板上端まで

表　解析コードにおける解析条件（2／4）

分　　類	解析条件	
定格出力運転条件パラメータ及び幾何形状データ	流路形状データ（各領域の水力的等価直径、流路断面積、流路長さ、流路高さ）及び熱構造材データ（材質、体積、接液面積）	・原子炉容器内 入口ノズル、スプレイノズル、ダウンカマ、下部プレナム、炉心有効発熱長間、炉心バイパス、上部プレナム、ガイドチューブ、出口ノズル
		・1 次系配管 高温側配管、蒸気発生器出口側配管、低温側配管
		・1 次冷却材ポンプ
		・蒸気発生器１次側 入口プレナム、伝熱管、出口プレナム
		・蒸気発生器２次側 ダウンカマ部、加熱部、ライザ部、1 次気水分離器、蒸気ドーム部、主蒸気配管
		・加圧器 本体、サージ管、加圧器逃がしタンク
	圧力損失データ	原子炉容器（入口ノズル～出口ノズル間）
		蒸気発生器入口～出口
		１次系配管
		蒸気発生器２次側
	崩壊熱	
炉心データ	冷却材炉心流量	炉心流量
		バイパス流量
		原子炉容器頂部バイパス流量
	炉心流路面積	
	実効熱伝達面積	
	トリップ反応度曲線	
燃料データ	燃料集合体数	
	集合体あたりの燃料棒数	
	燃料棒配列	
	燃料棒ピッチ	
	燃料棒有効長	
	燃料被覆管外径	
	燃料被覆管肉厚	
	ペレット直径	
	ペレット―燃料被覆管ギャップ条件（ガス圧力、ガス組成、ギャップ幅）	
	グリッド位置、圧力損失係数	
加圧器データ	加圧器水位	
	加圧器逃がし弁（容量、個数、設定圧力）	
	加圧器安全弁（容量、個数、設定圧力）	
	加圧器ヒータ（作動圧力、出力）	
	加圧器水位制御系（充てん及び抽出流量）	
	加圧器逃がしタンクラプチャディスク破損圧力	

表　解析コードにおける解析条件（3／4）

分　　類	解析条件	
蒸気発生器関連データ	伝熱管本数（プラグ率含む）	
	伝熱管外径	
	伝熱管厚さ	
	伝熱面積	
	伝熱管材質	
	伝熱管長さ	
	伝熱管配列（ピッチ）	
	伝熱管流路面積	
	主給水流量（初期）、温度	
	主蒸気流量（初期）	
	２次側圧力	
	蒸気発生器２次側水位、保有水量	
	主蒸気逃がし弁（容量、個数、設定圧力）	
	主蒸気安全弁（容量、個数、設定圧力）	
１次冷却材ポンプ（RCP）関連データ	コーストダウン特性	
	RCP 定格流量	
原子炉格納容器関連データ	区画データ	自由体積
		底部高さ
		区画高さ
		初期圧力
		初期温度
	区画間データ	底部高さ
		開口高さ
		断面積
		水力等価径
		圧力損失
	ヒートシンク（伝熱面、表面積、厚さ、材質の物性及び初期温度）	CV ドーム部及びリングガータ
		CV シリンダ部
		CV コンクリート
		スチールラインドコンクリート
		雑鋼材（炭素鋼）
		雑鋼材（ステンレススチール）
		雑鋼材（銅フィンチューブ）
		配管（ステンレススチール（内部に水有））
		配管（ステンレススチール（内部に水無））
		配管（炭素鋼（内部に水有））
		配管（炭素鋼（内部に水無））
		検出器等（アルミニウム）

表　解析コードにおける解析条件（4／4）

分　　類	解析条件
溶融炉心挙動関連	初期条件（燃料、構造材、FP の材質別質量）
	ジルコニウムー水反応速度の係数
	原子炉容器破損判定条件
	FCI 現象におけるデブリジェットの落下条件
	FCI 現象における細粒化条件
	FCI 現象におけるデブリ粒子と水の伝熱条件
	MCCI 現象における溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がり条件
	MCCI 現象における溶融炉心と水の伝熱条件
	MCCI 現象における溶融炉心とコンクリートの伝熱条件
原子炉保護設備	原子炉トリップ（設定点、応答遅れ）
事象収束に重要な機器・操作関連	ECCS 作動設定点
	ECCS 注入ポンプ（注入開始（起動遅れ時間）、台数、容量、停止条件）
	余熱除去系（給水停止条件（再循環時）、台数、容量）
	蓄圧タンク（基数、保持圧力、保有水量）
	補助給水ポンプ（給水開始（起動遅れ時間）、台数、容量、目標２次側水位）
	格納容器スプレイ作動設定点
	格納容器スプレイポンプ（台数、容量）
	原子炉格納容器内気相部冷却（格納容器再循環ユニット）（開始条件（原子炉格納容器圧力及び遅れ時間）、台数、除熱特性）
	再循環運転切替（燃料取替用水タンク再循環切替水位、注入流量）
	代替再循環（原子炉格納容器スプレイ設備）（開始条件（再循環運転切替、遅れ時間）、流量）
	１次冷却材ポンプからの漏えい率（定格圧力時）
	加圧器逃がし弁（開操作開始条件（炉心溶融開始、遅れ時間）、個数、容量）
	代替格納容器スプレイポンプ（開始条件（炉心溶融開始、遅れ時間）、台数、容量、一旦停止条件（原子炉格納容器内保有水量、圧力）、間欠運転条件（原子炉格納容器内保有水量、圧力）、完全停止時間）
	燃料取替用水タンク（保有水量、温度）
事故条件	１次系配管破断条件（位置、口径）

（第３部　ＭＡＡＰコード）

添付１　高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱の防止について

目次

1 まえがき.....3.1-3
2 現象の概要.....3.1-3
3 不確かさに関する整理.....3.1-3
4 感度解析と評価.....3.1-15
5 まとめ.....3.1-83
添付 1-1　Surry 型原子炉下部キャビティの 1/ 42 スケール実験.....3.1-84
添付 1-2　1 次系圧力が 2.0MPa[gage]近傍にて停滞する現象について.....3.1-86