

資料 2 - 1

泊発電所 3 号炉審査資料	
資料番号	SAE725 r. 13. 0
提出年月日	令和5年7月28日

泊発電所 3 号炉
重大事故等対策の有効性評価

7. 2. 5 溶融炉心・コンクリート相互作用

令和 5 年 7 月
北海道電力株式会社

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

設置変更許可申請書の補正を予定しており、補正書の添付書類十 SA 有効性評価の章番号に合わせています。

目次

- 7. 重大事故に至るおそれがある事故及び重大事故に対する対策の有効性評価
 - 7.2. 重大事故
 - 7.2.5. 溶融炉心・コンクリート相互作用

添付資料 目次

- 添付資料7.2.5.1 格納容器破損防止対策の有効性評価における原子炉下部キャビティ水量及び水位について
- 添付資料7.2.5.2 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について（溶融炉心・コンクリート相互作用）
- 添付資料7.2.5.3 コンクリート侵食の侵食異方性について
- 添付資料7.2.5.4 溶融炉心・コンクリート相互作用に対する格納容器サンプルの影響について
- 添付資料7.2.5.5 原子炉格納容器下部に落下する溶融デブリ評価条件と落下後の堆積に関する考慮
- 添付資料7.2.5.6 溶融炉心の堆積高さの評価に関する考え方について
- 添付資料7.2.5.7 原子炉下部キャビティの原子炉容器破損直後における溶融炉心の冠水評価

7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

7.2.5.1 格納容器破損モードの特徴，格納容器破損防止対策

(1) 格納容器破損モード内のプラント損傷状態

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に至る可能性のあるプラント損傷状態は、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり，TEI，TED，SED，TEW，AED，AEI，SEI，SLW，AEW，SLI及びSEWがある。

(2) 格納容器破損モードの特徴及び格納容器破損防止対策の基本的考え方

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では，発電用原子炉の運転中に運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，格納容器スプレイ注入機能，ECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため，緩和措置が取られない場合には，原子炉容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し，溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって，原子炉下部キャビティのコンクリートが侵食され，原子炉格納容器の構造部材の支持機能を喪失し，原子炉格納容器の破損に至る。

したがって，本格納容器破損モードでは，原子炉容器の下部から溶融炉心が落下する時点で，原子炉下部キャビティに溶融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確保し，かつ，溶融炉心の落下後は，代替格納容器スプレイによって溶融炉心を冷却することにより，原子炉格納容器の破損を防止するとともに，溶融炉心・コンクリート相互作用による水素発生を抑制する。また，溶融炉心の落下後は，代替格納容器スプレイによって溶融炉心を冷却する。

また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度が緩慢に上昇することから、代替格納容器スプレイポンプ及びC、D－格納容器再循環ユニットによって原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱し、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制することにより、原子炉格納容器の破損を防止する。さらに、原子炉格納容器内水素処理装置によって継続的に発生する水素を処理、低減させるとともに最終的な熱の逃がし場へ熱の輸送を行うことにより原子炉格納容器雰囲気の除熱を行う。

(3) 格納容器破損防止対策

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」で想定される事故シーケンスに対して、原子炉格納容器の破損を防止し、かつ、放射性物質が異常な水準で敷地外へ放出されることを防止するため、原子炉下部キャビティのコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガスの発生を抑制する観点から、代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティへ注水する対策を整備する。

また、その後の原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び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整備する。

さらに、継続的に発生する水素を処理するため、原子炉格納容器内水素処理装置を設置するとともに、より一層の水素濃度低減を図るための設備として格納容器水素イグナイタを設置する。

したがって、本格納容器破損モードに対応する手順及び重大事故等対策は「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

7.2.5.2 格納容器破損防止対策の有効性評価

(1) 有効性評価の方法

プラント損傷状態の選定結果については、「6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定」に示すとおり、本格納容器破損モードに含まれるプラント損傷状態のうち、破断規模の大きい「A**」が、事象進展が早く原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高いため、熔融炉心によるコンクリート侵食の発生の観点で厳しい。また、ECCS又は格納容器スプレイにより原子炉格納容器内へ注水されない「**D」が、コンクリート侵食が抑制されないという観点からより厳しい。したがって、本格納容器破損モードにおいて最も厳しいプラント損傷状態は、破断規模が大きく、ECCS注水機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する「AED」である。

このプラント損傷状態には、以下の事故シーケンスが想定される。

- ・大破断LOCA時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故
- ・中破断LOCA時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故

上記事故シーケンスのうち、評価事故シーケンスは中破断LOCAに比べ破断口径が大きく事象進展が早くなり原子炉容器破損時の炉心崩壊熱が高い大破断LOCAを起因とした「大破断LOCA時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」である。

なお、本評価事故シーケンスにおいては、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び可搬型大型送水ポンプ車を

用いた格納容器再循環ユニットへの海水通水による格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から、全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮する。

したがって、本評価事故シーケンスは、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」において有効性を評価したシーケンスと同様のシーケンスである。

本評価事故シーケンスにおいて、溶融炉心・コンクリート相互作用に係る重要現象は以下のとおりである。

a. 炉心における重要現象

- ・崩壊熱
- ・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
- ・沸騰・ボイド率変化
- ・気液分離・対向流

b. 原子炉容器，1次冷却系，加圧器及び蒸気発生器における重要現象

- ・炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーション
- ・炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達
- ・炉心損傷後の原子炉容器破損，溶融
- ・炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP挙動

c. 原子炉格納容器における重要現象

- ・区画間・区画内の流動

- ・ スpray冷却
- ・ 水素濃度変化
- ・ 炉心損傷後の原子炉容器外FCI
- ・ 炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり
- ・ 炉心損傷後の溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱
- ・ 炉心損傷後の溶融炉心とコンクリートの伝熱
- ・ 炉心損傷後のコンクリート分解及び非凝縮性ガス発生
- ・ 炉心損傷後の原子炉格納容器内FP挙動

本評価事故シーケンスにおける有効性評価は、炉心損傷後のプラント挙動を適切に模擬することが目的であることから、これらの現象を適切に評価することが可能であり、原子炉系及び原子炉格納容器系の熱水力モデルを備え、かつ、炉心損傷後のシビアアクシデント特有の溶融炉心挙動に関するモデルを有するシビアアクシデント総合解析コードMAAPにより ベースマット侵食深さ等の過渡応答を求める。

なお、MAAPは、大破断LOCA事象初期の原子炉格納容器雰囲気温度評価への適用性が低いことから、事象初期においては有効性評価と同様の事象進展となる原子炉設置許可申請書添付書類十「3.5.1 原子炉冷却材喪失」における評価結果を参照する。

(添付資料7.1.4.3, 7.2.1.1.4, 7.2.1.1.5)

また、解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、本評価事故シーケンスにおける運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価する。

(2) 有効性評価の条件

本評価事故シーケンスの有効性評価の条件は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の条件と同様である。なお、以下に示すとおり、本評価事故シーケンスに対する影響を考慮した条件となっており、初期条件も含めた主要な解析条件を第7.2.5.1表に示す。

(添付資料7.2.1.1.6)

a. 重大事故等対策に関連する機器条件

(a) 溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がり

原子炉下部キャビティ床底面の全面に拡がるものとする。

(b) 溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限

大気圧条件で $0.8\text{MW}/\text{m}^2$ 相当とする。

(c) 溶融炉心とコンクリートの伝熱

溶融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず、溶融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となるよう設定する。

(3) 有効性評価の結果

本評価事故シーケンスの事象進展は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」の第7.2.1.1.4図及び第7.2.1.1.5図と同様である。溶融炉心・コンクリート相互作用における格納容器破損防止対策の有効性を評価するパラメータである原子炉下部キャビティ水量及びベースマツト侵食深さの原子炉格納容器パラメータの推移を第7.2.5.1図及び第7.2.5.2図に示す。

a. 事象進展

「7.2.1.1.2(4) 有効性評価の結果」に示すとおり、事象発生
の約19分後に炉心溶融に至り、約49分後に代替格納容器スプレイ

ポンプによる代替格納容器スプレイを開始することで、原子炉下部キャビティに注水される。

その後、事象発生約1.6時間後に原子炉容器破損に至り、熔融炉心が断続的に原子炉下部キャビティに落下することで、原子炉下部キャビティ水位が変動する。熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下する時点では原子炉下部キャビティには十分な水量が確保されており、熔融炉心からの崩壊熱は除去され、ベースマットに有意な侵食は発生しない。

(添付資料7.2.1.1.13, 7.2.5.1)

b. 評価項目等

ベースマット侵食深さは第7.2.5.2図に示すとおり、代替格納容器スプレイにより原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却することで、ベースマット侵食深さは床面で約3mm、壁面で約3mmにとどまることから、ベースマットに有意な侵食は発生していない。

本評価では、「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(8)の評価項目について、原子炉下部キャビティ床面及び壁面のベースマット侵食深さをパラメータとして対策の有効性を確認した。「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す(1)、(2)、(3)、(4)、(5)及び(7)の評価項目については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」及び「7.2.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料－冷却材相互作用」の評価事故シーケンスと同一であることから、それぞれにおいて、評価項目を満足することを確認している。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」に示す

(6)の評価項目については、格納容器スプレイが作動することで本シーケンスよりも水蒸気が凝縮され水素濃度が高くなり、また、全炉心内のジルコニウム量の75%が水と反応して水素が発生することを想定した「7.2.4 水素燃焼」において評価項目を満足することを確認している。

7.2.5.3 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を評価するものとする。

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、格納容器スプレイ注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能が喪失して炉心損傷及び原子炉容器の破損に至り、溶融炉心が原子炉下部キャビティへ落下してコンクリートを侵食することが特徴である。また、不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象発生から12時間程度までの短時間に期待する操作及び事象進展に有意な影響を与えられられる操作として、炉心損傷を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始操作とする。

(1) 解析コードにおける重要現象の不確かさの影響評価

本評価事故シーケンスにおいて不確かさの影響評価を行う重要現象とは、「6.7 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価方針」に示すとおりであり、それらの不確かさの影響評価は以下のとおりである。

a. 運転員等操作時間に与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆

管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、炉心溶融時間に対する感度は小さく、また、炉心がヒートアップする状態では炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作に与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であるが、原子炉格納容器圧力及び温度を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融

炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP挙動に係るFP挙動モデルは、PHEBUS-FP実験解析により、ギャップ放出のタイミングが適切に模擬されていることを確認している。PHEBUS-FP実験解析では、燃料被覆管破裂後のFP放出について実験結果より急激な放出を示す結果が確認されたが、小規模体系の模擬性が原因と推測され、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推定される。本評価事故シーケンスでは、炉心損傷後の1次系内FP挙動を操作開始の起点としている運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器外FCIに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による圧力スパイクに対する感度が小さいことが確認されていること、また、原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりに係る感度解析により、感度解析ケースの組合せのうち、原子炉下部キャ

ビティ床面での溶融炉心の拡がり小さくした場合に、有意なコンクリート侵食が発生することが確認されているが、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり又は溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

炉心損傷後の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に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、ACE及びSURC実験解析により溶融炉心の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が確認されていること、また、溶融炉心とコンクリートの伝熱及び非凝縮性ガス発生に対する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

b. 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度解析では、下部プレナムへのリロケーション開始時間が30秒程度早まるが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

原子炉格納容器における区画間・区画内の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器におけるリロケーションに係る解析コードにおける溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性

が確認されており、炉心崩壊に至る温度の感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉下部キャビティに十分に注水されており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた条件における感度解析により、原子炉容器破損がわずかに早まることが確認されているが、原子炉容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP挙動の不確かさとして、1次系内FP挙動と溶融炉心・コンクリート相互作用による侵食量に関連はないことから、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

炉心損傷後の原子炉容器外FCIの不確かさとして、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析により、細粒化された溶融炉心の冷却状態のコンクリート侵食に対する感度が小さいことが確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメ

一々に与える影響は小さい。

炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がり及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさとして、溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりの感度解析を踏まえ、不確かさに関する感度解析パラメータを組合せたケースについて感度解析を行った。なお、水中での溶融物の拡がり挙動は、知見も少なく複雑であることから、解析条件として極端な設定とした。

落下時に細粒化などにより溶融炉心の冷却が進み、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりが小さい場合の感度解析では約18cmのコンクリート侵食が発生するが、その後は原子炉下部キャビティ水により冷却されることでコンクリート侵食は停止し、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。コンクリート侵食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り、反応割合は全炉心内のジルコニウム量の約6%である。また、溶融炉心の拡がりが小さい場合の拡がり面積は約11m²となり、原子炉容器破損位置が原子炉下部キャビティ壁面に近いと、溶融炉心が原子炉下部キャビティ壁面に接触する可能性がある。解析上では、壁面クラスト全体がコンクリートと接触するよう取り扱っているため、原子炉下部キャビティ壁面は約18cmのコンクリート侵食が発生するが、コンクリート厚さより小さい。

(添付資料7.2.4.11)

一方、落下時に冷却されず、高温のまま床に到達する場合の感度解析では、溶融炉心は原子炉下部キャビティ床全面に拡がると

考えられるため、基本ケースと同様に有意なコンクリート侵食は発生しない。

なお、上記の場合を想定した炉心損傷後の原子炉容器外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさ及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱の不確かさに関する感度解析パラメータを組み合わせた感度解析では有意なコンクリート侵食が発生しないことが確認されている。

いずれのケースにおいても実機では溶融炉心が拡がる過程で先端から冷却が進むこと、実験等の知見において、壁面コンクリートが侵食されてギャップが形成されたことで溶融物の冷却が促進し、コンクリート侵食が抑制されることから、原子炉下部キャビティ壁面への侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。

以上のことから、コンクリート侵食が原子炉格納容器の構造部材の支持機能に影響を与えることはない。

炉心損傷後の原子炉格納容器における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に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、ACE及びSURC実験解析より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が確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。

(2) 解析条件の不確かさの影響評価

a. 初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件

初期条件、事故条件及び重大事故等対策に関連する機器条件は、第7.2.5.1表に示すとおりであり、それらの条件設定を設計値等、最確条件とした場合の影響を評価する。また、解析条件の設定に

当たっては、評価項目となるパラメータに対する余裕が小さくなるような設定があることから、その中で事象進展に有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱及び1次冷却材の流出流量に関する影響評価の結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなり、炉心損傷を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなるが、操作手順（炉心損傷の判断後、準備が完了した段階でスプレイ実施）に変わりはないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。

また、炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、原子炉格納容器への放出エネルギーが小さくなり、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかしながら、原子炉格納容器圧力を起点とする運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、地震によりExcess LOCAが発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により、炉心損傷が早まる。その結果、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの開始は早まるが、解析条件と同様に事象発生約49分後に代替格納容器スプレイを開始したとしても、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを「7.2.5.3(2) a. (b) 評価項目となるパラメータに与える影響」

におけるExcess LOCAの感度解析により確認していることから、操作時間を早める必要はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

初期条件の原子炉停止後の炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、溶融炉心のもつエネルギーが小さくなり、原子炉容器破損が遅くなることから、溶融炉心の原子炉下部キャビティ落下時点での原子炉下部キャビティ水量は多くなり、落下した溶融炉心の熱量も小さくなるため、評価項目となるパラメータに対する余裕は大きくなる。

事故条件の起因事象は、解析条件の不確かさとして、地震によりExcess LOCAが発生した場合、1次冷却材の流出流量の増加により炉心及び原子炉格納容器への影響が考えられることから、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。

- ・ 1次冷却材高温側配管 全ループ破断
- ・ 1次冷却材低温側配管 全ループ破断
- ・ 原子炉容器下端における破損（開口面積：高温側配管両端破断相当）

いずれの感度ケースも代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間は基本ケースである大破断LOCA時と同様に事象発生約49分後とした。その結果、第7.2.5.3図から第7.2.5.11図に示すとおり、各ケースともに原子炉下部キャビティへの溶融炉心落下時点で原子炉下部キャビティ水が十

分存在するため、ベースマットに有意な侵食は発生せず、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。

(添付資料7.2.1.1.19)

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、操作の不確かさを「認知」、「要員配置」、「移動」、「操作所要時間」、「他の並列操作有無」及び「操作の確実さ」の6要因に分類し、これらの要因が運転員等操作時間に与える影響を評価する。また、運転員等操作時間に与える影響が評価項目となるパラメータに与える影響を評価し、評価結果を以下に示す。

(a) 運転員等操作時間に与える影響

本評価事故シーケンスの運転員等操作時間に与える影響については、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

操作条件の炉心損傷を起点とする代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ操作は、運転員等操作時間に与える影響として、炉心崩壊熱を最確条件とした場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さくなるため、炉心損傷開始が遅くなることで操作開始が遅くなるが、炉心崩壊熱の減少により原子炉容器破損時間も同様に遅くなる。このため、「7.2.5.3 (3) 操作時間余裕の把握」において、事象発生後の60分後に代替格納容器スプレイを開始した場合の感度解析により操作時間余裕を確認しており、同程度の遅れに対して評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

(3) 操作時間余裕の把握

操作開始時間の遅れによる影響度合いを把握する観点から、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内での操作時間余裕を確認し、その結果を以下に示す。

操作条件の代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの操作の時間余裕を確認するため、解析上の開始時間は事象発生約49分後であるのに対し、事象発生60分後に開始する場合について、感度解析結果を第7.2.5.12図から第7.2.5.14図に示す。その結果、原子炉容器破損時の原子炉下部キャビティ水位は約1.4mであり、コンクリート侵食を防止できていることから、事象発生から60分以上の時間余裕がある。

(添付資料7.2.1.1.21)

(4) まとめ

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価の範囲として、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認した。その結果、炉心損傷後の原子炉格納容器における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の不確かさとして、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりを極端に小さくした場合にコンクリート侵食が発生したが、原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。なお、本感度解析では解析条件として極端な設定としており、また、溶融炉心は拡がる過程で先端から冷却が進むことや壁面コンクリートのギャップにより溶融物の冷却が促進されると考えられることから、実際の侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。以上のことから、原子炉格納容器の構造部材の支持機能には影響はない。

その他の解析コード及び解析条件の不確かさが運転員等操作時間に与える影響等を考慮した場合においても、運転員等による代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットを用いた格納容器内自然対流冷却により、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心を冷却し、原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱を行うことにより、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。

この他、評価項目となるパラメータに対して、対策の有効性が確認できる範囲内において、操作時間には時間余裕がある。

(添付資料7.2.5.2, 7.2.5.3, 7.2.5.4, 7.2.5.5, 7.2.5.6, 7.2.5.7)

7.2.5.4 必要な要員及び資源の評価

(1) 必要な要員の評価

格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」において、重大事故等対策時における必要な要員は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

(2) 必要な資源の評価

格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」において、必要な水源、燃料及び電源は、「7.2.1.1 格納容器過圧破損」と同様である。

7.2.5.5 結論

格納容器破損モード「熔融炉心・コンクリート相互作用」では、運転時の異常な過渡変化、原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに、格納容器スプレイ注入機能、ECCS再循環機能等の安全機能の喪失が重畳する。このため、原子炉容器内の

溶融炉心が原子炉格納容器内へ流れ出し，溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって，原子炉下部キャビティのコンクリートが侵食され，原子炉格納容器の構造部材の支持機能を喪失し，原子炉格納容器の破損に至ることが特徴である。格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対する格納容器破損防止対策としては，代替格納容器スプレイポンプを用いた代替格納容器スプレイにより原子炉格納容器内部へ注水する対策を整備している。

格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンス「大破断LOCA時に低圧注入機能，高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」に全交流動力電源喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮して有効性評価を行った。

上記の場合においても，運転員等操作である代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び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実施することにより，原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心の冷却，並びに原子炉格納容器雰囲気冷却及び除熱が可能である。

その結果，溶融炉心・コンクリート相互作用によってベースマット侵食深さは原子炉下部キャビティの床面で約3 mm，壁面で約3 mmに抑えられ，原子炉格納容器の構造部材の支持機能を維持できる。また，安定状態を維持できる。

また，原子炉格納容器圧力バウンダリにかかる圧力及び温度，放射性物質の総放出量，原子炉容器破損時の1次冷却材圧力，水素の蓄積を想定した場合の原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力については「7.2.1.1 格納容器過圧破損」，原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用による熱的・機械的荷重については「7.2.3 原子炉圧力容器外

の溶融燃料－冷却材相互作用」，原子炉格納容器内の水素濃度については「7.2.4 水素燃焼」において，それぞれ確認した。

解析コードの不確かさのうち，原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりを極端に小さくした場合にコンクリート侵食が発生したが，原子炉下部キャビティ床面のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さい。なお，本感度解析では解析条件として極端な設定としており，また，溶融炉心は拡がる過程で先端から冷却が進むことや壁面コンクリートのギャップにより溶融物の冷却が促進されると考えられることから，実際の侵食はさらに小さく抑えられると考えられる。以上のことから，原子炉格納容器の構造部材の支持機能には影響はない。

その他の解析コード及び解析条件の不確かさについて確認した結果，運転員等操作に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作時間余裕について確認した結果，操作が遅れた場合でも一定の余裕がある。

重大事故等対策時に必要な要員は，中央制御室の運転員，災害対策本部要員，災害対策要員及び災害対策要員（支援）にて確保可能である。また，必要な水源，燃料及び電源を供給可能である。

以上のことから，代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ及び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等^等の格納容器破損防止対策は，選定した評価事故シーケンスに対して有効であることが確認でき，格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」に対して有効である。

第7.2.5.1表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件
 (大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (1/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード	MAAP	本評価事故シナリオの重要な現象である炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達等を適切に評価することが可能であるシビアアクシデント総合解析コード。
炉心熱出力 (初期)	100% (2,652MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするようにより、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きいと崩壊熱が大きくなり、炉心冷却の観点から厳しい設定。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41 + 0.21MPa [gage]	評価結果を厳しくするようにより、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材圧力が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6 + 2.2°C	評価結果を厳しくするようにより、定常誤差を考慮した上限値として設定。1次冷却材温度が高いと原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
炉心崩壊熱	FP：日本原子力学会推奨値 アクチニド：ORIGEN2 (サイクル末期を仮定)	17×17型燃料集合体を装荷した3ループプラントを包絡するサイクル末期炉心の保守的な値を設定。燃焼度が高いと高次のアクチニドの蓄積が多くなるため長期冷却時の崩壊熱は大きくなる。このため、燃焼度が高くなるサイクル末期時点を対象に崩壊熱を設定。また、使用する崩壊熱はウラン・プルトニウム混合酸化物燃料の装荷を考慮している。
蒸気発生器 2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	設計値として設定。
原子炉格納容器 自由体積	65,500m ³	評価結果を厳しくするようにより、原子炉格納容器自由体積の設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。原子炉格納容器自由体積が小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した 小さい値	評価結果を厳しくするようにより、ヒートシンクの設計値に余裕を考慮した小さい値を設定。ヒートシンクが小さいと、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が大きくなり、原子炉格納容器冷却の観点から厳しい設定。

初期条件

第7.2.5.1表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件
 (大破断 LOCA 時に低圧注入機能, 高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (2/4)

項目		条件設定の考え方
事故条件	起因事象	大破断 LOCA 破断位置：高温側配管 破断口径：完全両端破断
	安全機能の喪失に対する仮定	低圧注入機能, 高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能喪失 ・外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失 ・原子炉補機冷却機能喪失
	外部電源	外部電源なし
	水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮

第7.2.5.1表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件
(大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (3/4)

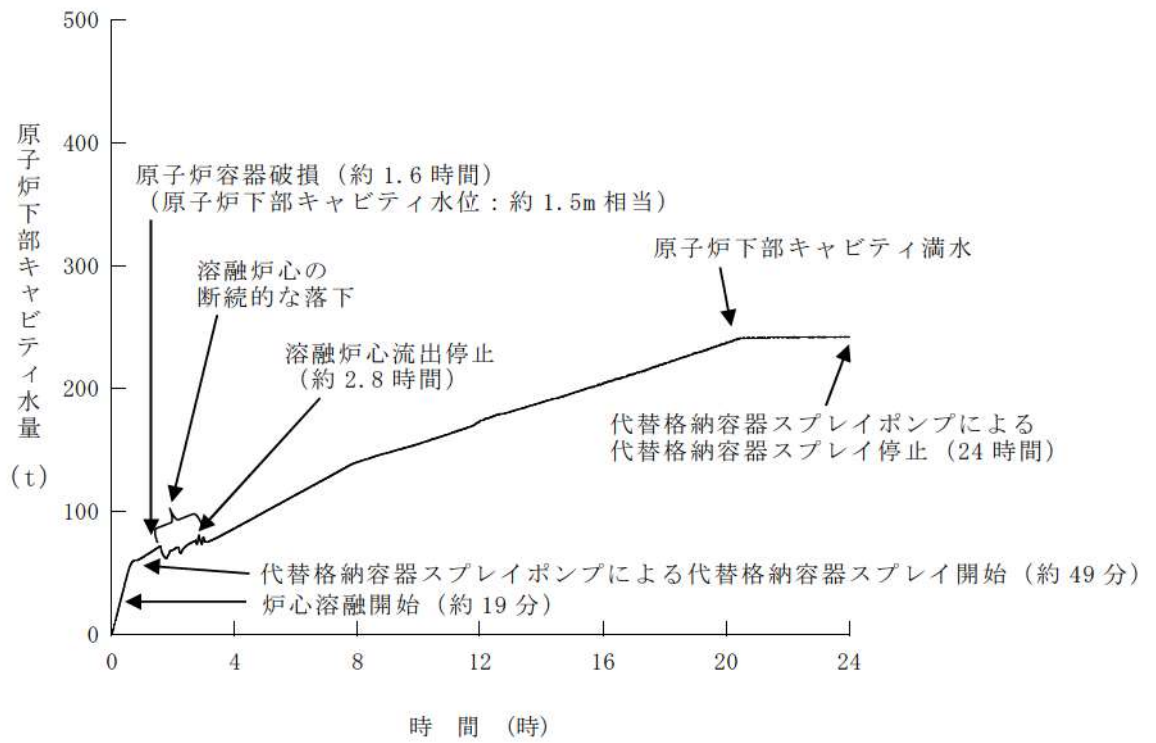
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
原子炉トリップ信号	1次冷却材ポンプ電源電圧低 (定格値の65%) (応答時間 1.8秒)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。 検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。
タービン動補助給水ポンプ	事象発生 60 秒後に注水開始 80m ³ /h (蒸気発生器3基合計)	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプ定速達成時間に余裕を考慮して設定。 タービン動補助給水ポンプの設計値115m ³ /hから、ミニフロー流量35m ³ /hを除いた値により設定。
蓄圧タンク保持圧力	4.04MPa [gage] (最低保持圧力)	炉心への注水のタイミミングを遅くし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から最低保持圧力を設定。
蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ (1基当たり) (最低保有水量)	炉心への注水量を少なくし、炉心損傷のタイミミングを早める観点から最低保有水量を設定。
代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量	140m ³ /h	設計上期待できる値として設定。
格納容器再循環ユニット	2基 1基当たりの除熱特性 (100℃～約155℃、 約3.6MW～約6.5MW)	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設計値として設定。
原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタ	効果を期待せず	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果については期待しない。
溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がり	原子炉下部キャビティ床底面の 全面	米国の新設炉に対する民間ガイドラインでは、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いるため、本有効性評価においても同様の考え方に則り設定。
溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限	0.8MW/m ² 相当 (大気圧条件)	水による冷却を伴った溶融物とコンクリートの相互作用に関する実験に基づき設定。
溶融炉心とコンクリートの伝熱	溶融炉心とコンクリートの 伝熱抵抗を考慮せず	溶融炉心が原子炉下部キャビティ床面に堆積し、コンクリートと直接接触している場合、溶融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となることに基づき設定。

重大事故等対策に関連する機器条件

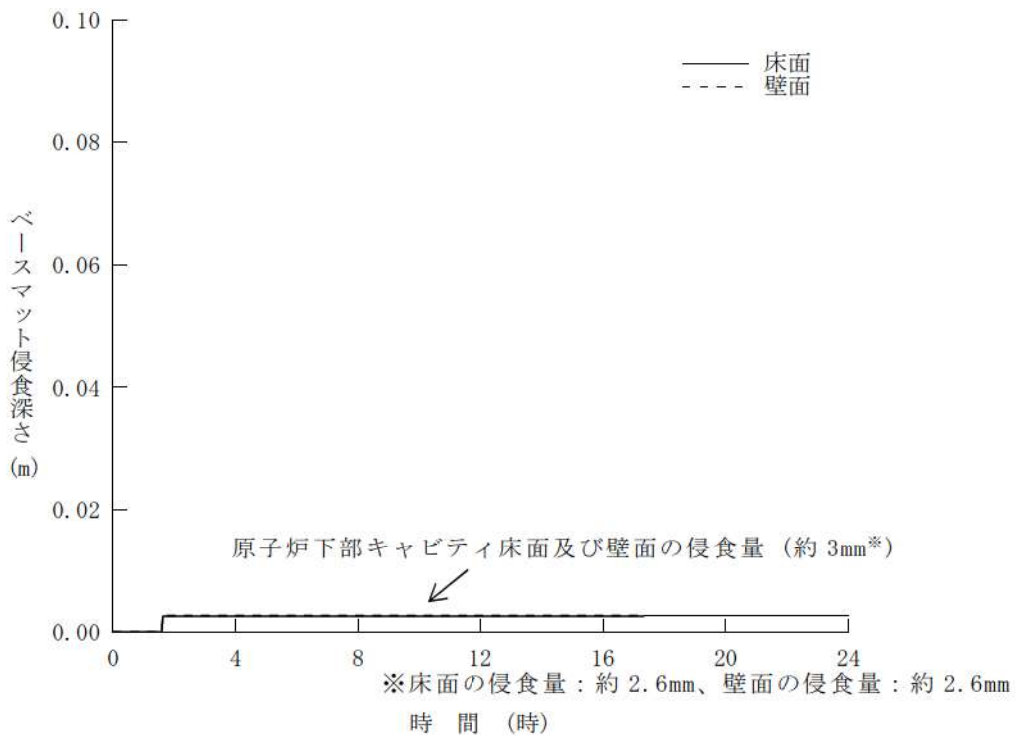
第7.2.5.1表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件
 (大破断 LOCA 時に低圧注入機能, 高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (4/4)

項目	主要解析条件	条件設定の考え方
代替格納容器スプレイポンプの開始	炉心溶融開始の30分後	運転員等操作時間を考慮して設定。
代替格納容器スプレイポンプの停止	事象発生の24時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
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開始	事象発生の24時間後	運転員等操作時間を考慮して設定。

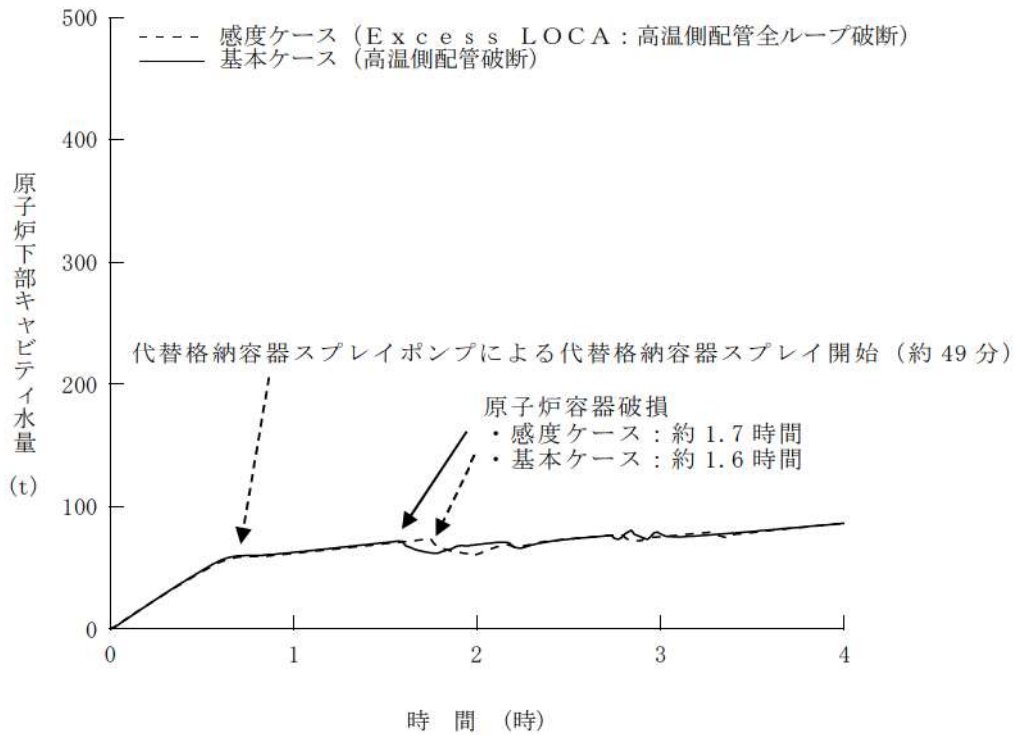
重大事故等対策に
 関連する操作条件



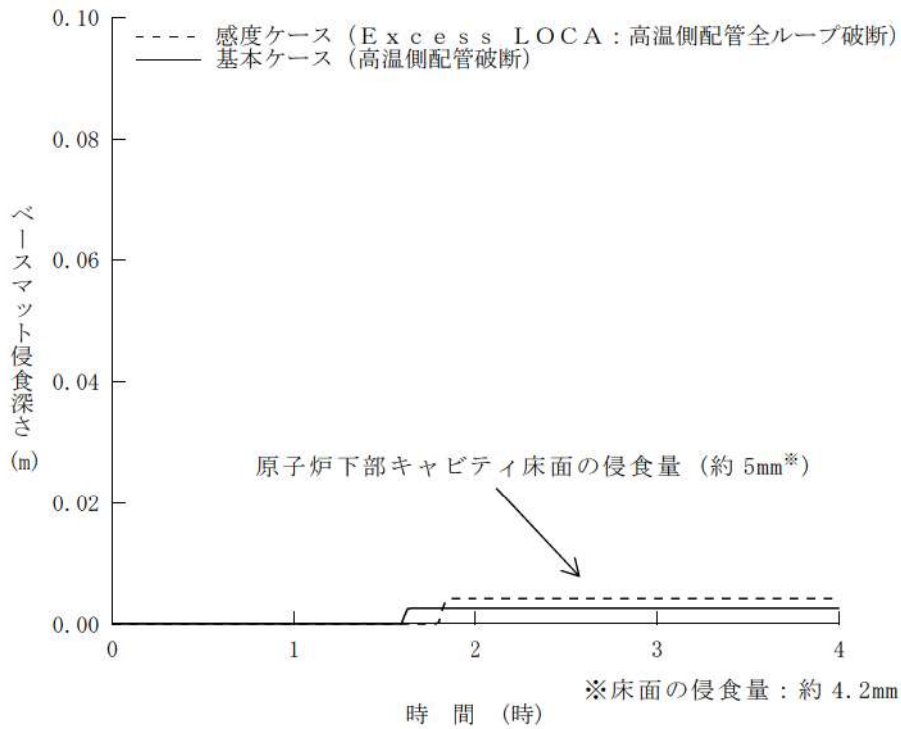
第 7.2.5.1 図 原子炉下部キャビティ水量の推移



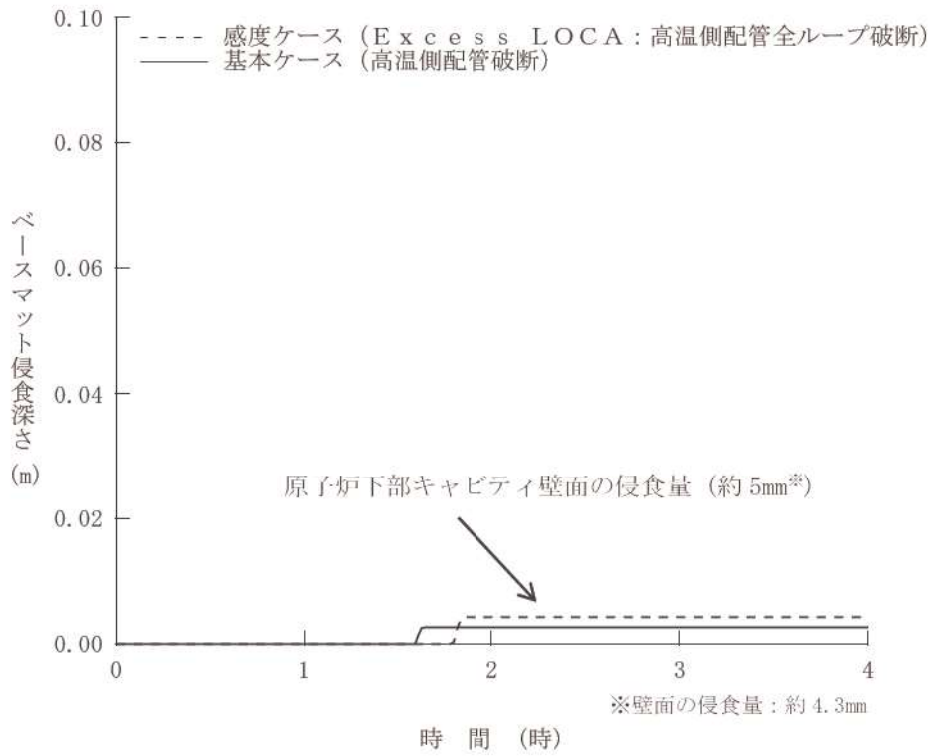
第 7.2.5.2 図 ベースマット侵食深さの推移



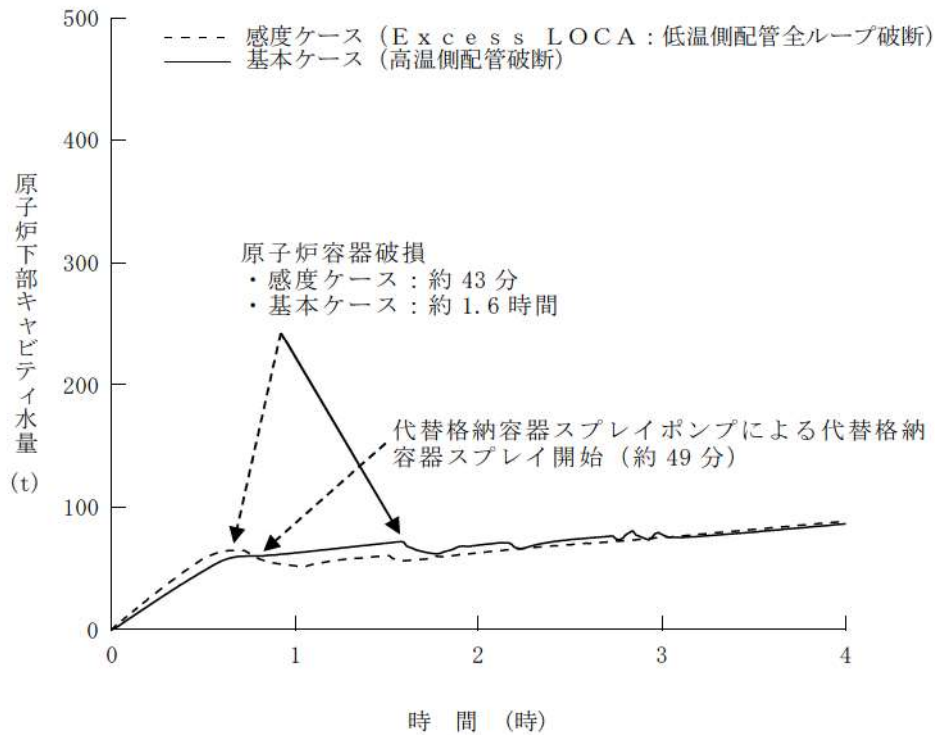
第 7.2.5.3 図 原子炉下部キャビティ水量の推移
 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)



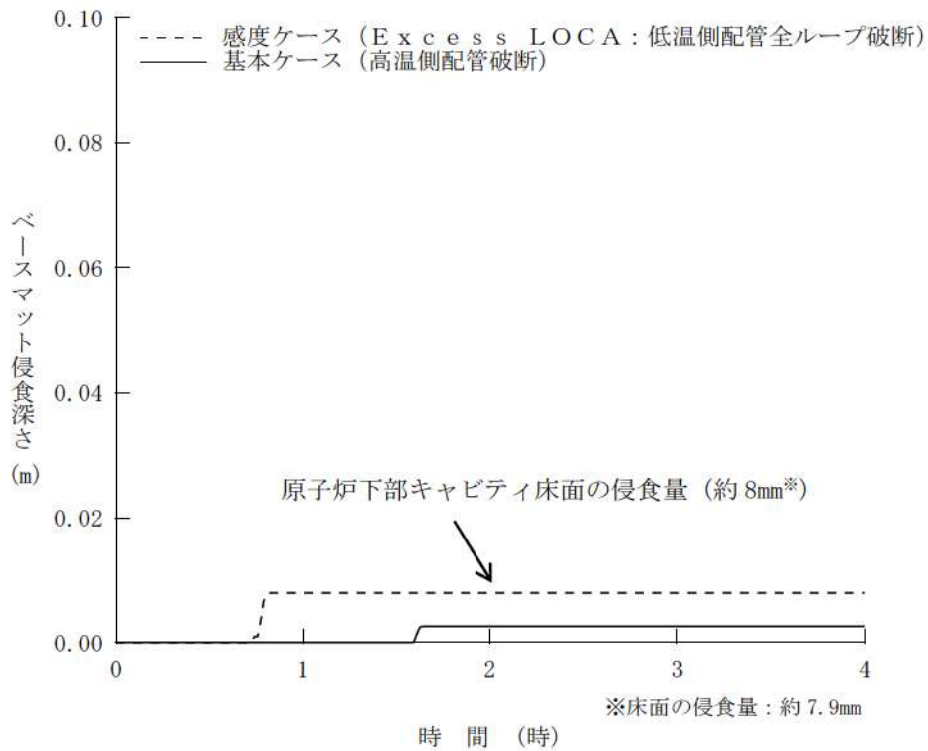
第 7.2.5.4 図 ベースマット侵食深さ (床面) の推移
 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)



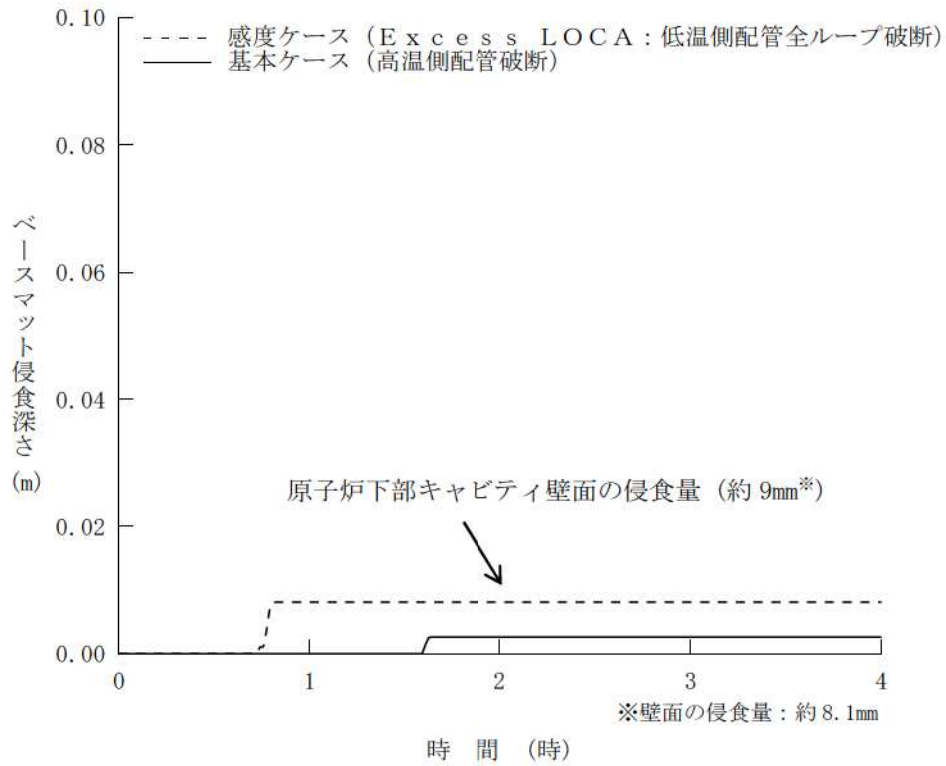
第 7.2.5.5 図 ベースマット侵食深さ (壁面) の推移
 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)



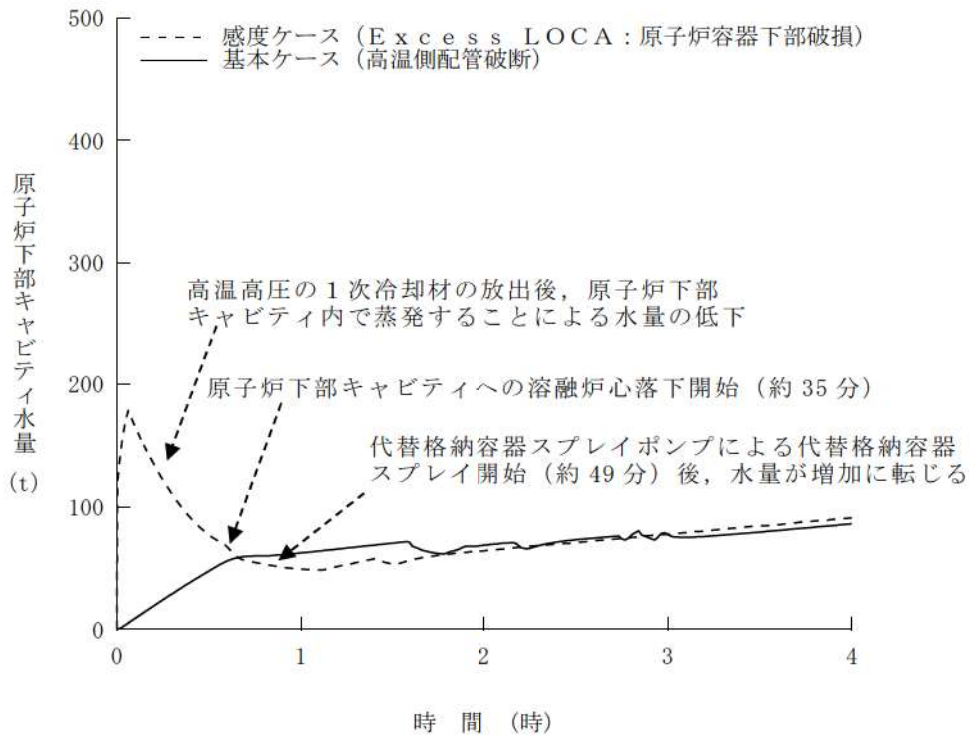
第 7.2.5.6 図 原子炉下部キャビティ水量の推移
 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)



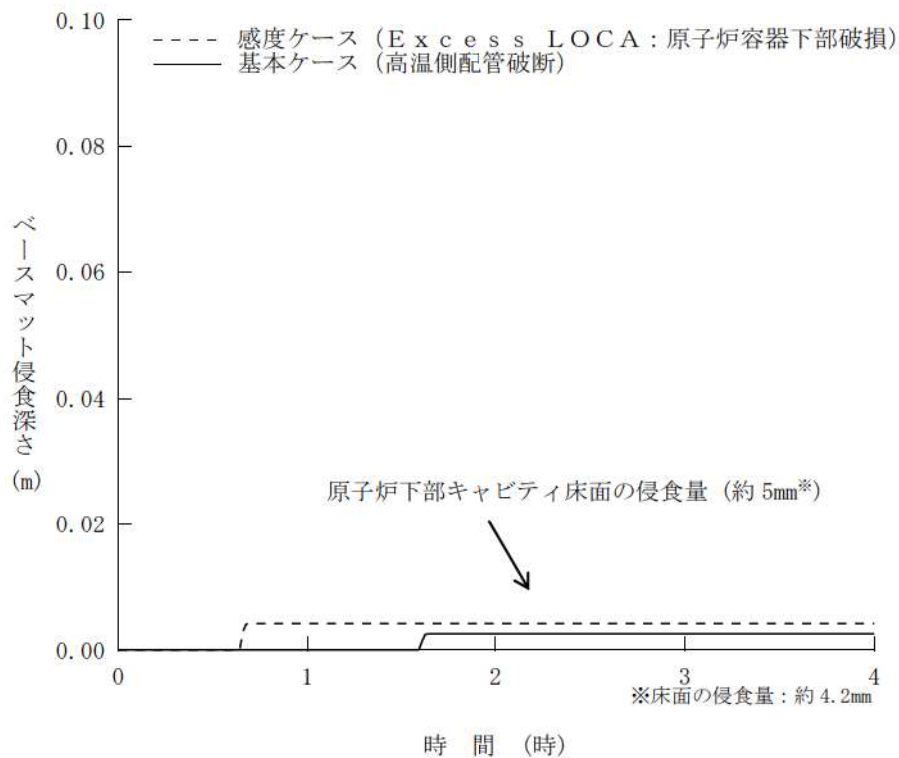
第 7.2.5.7 図 ベースマット侵食深さ (床面) の推移
 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)



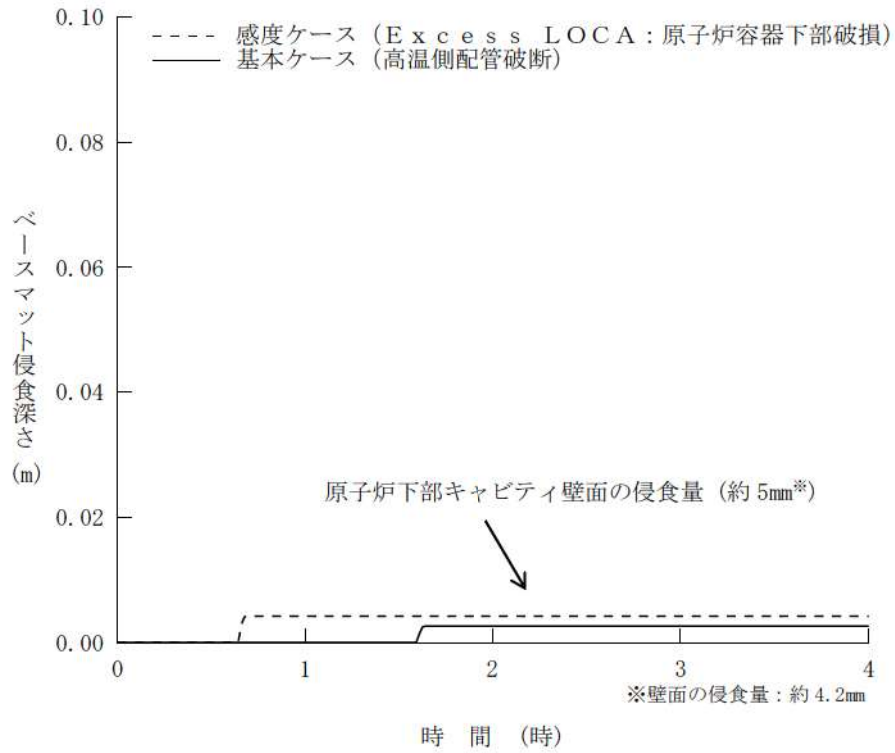
第 7.2.5.8 図 ベースマット侵食深さ (壁面) の推移
 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)



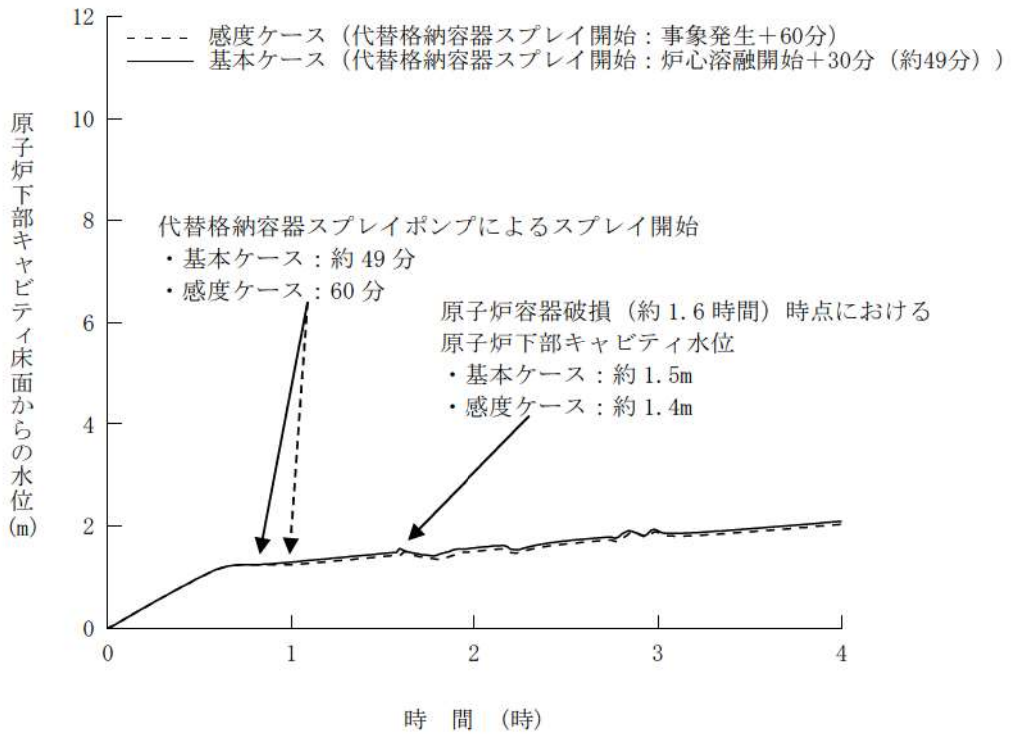
第 7.2.5.9 図 原子炉下部キャビティ水量の推移
(原子炉容器下端における破損時の影響確認)



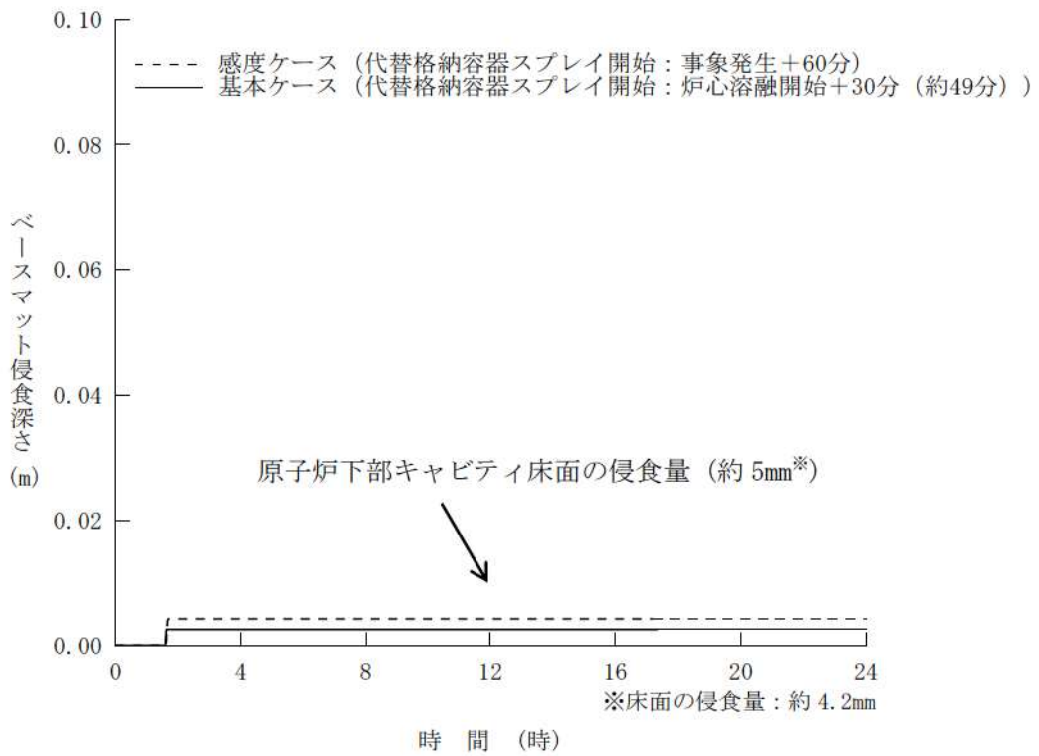
第 7.2.5.10 図 ベースマット侵食深さ (床面) の推移
(原子炉容器下端における破損時の影響確認)



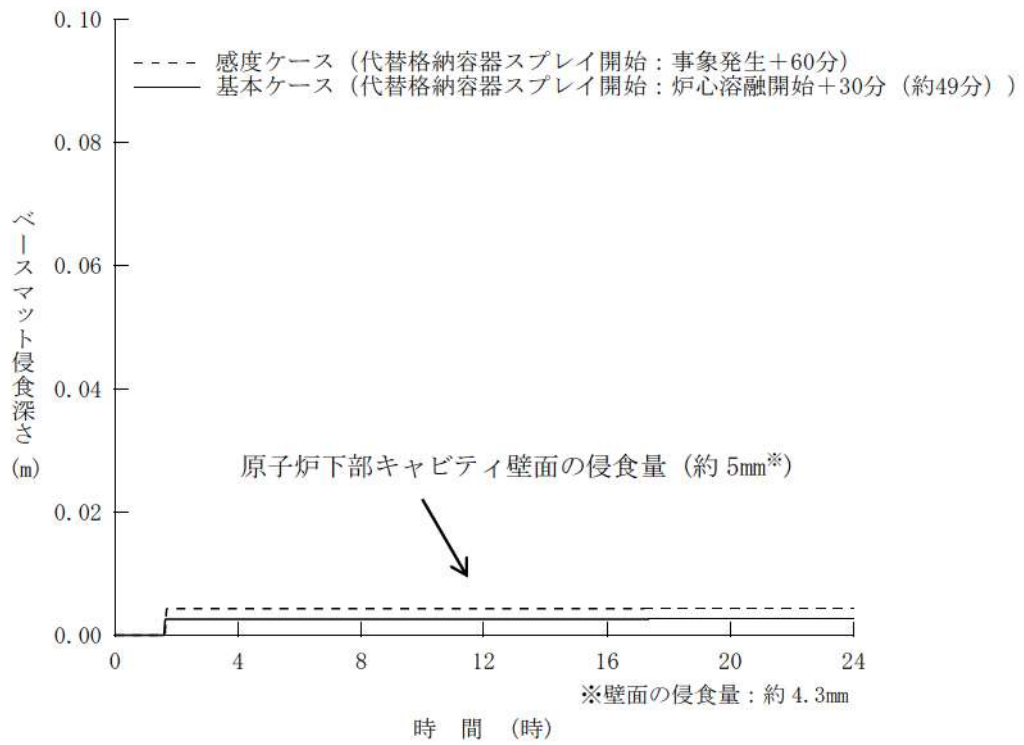
第 7.2.5.11 図 ベースマット侵食深さ (壁面) の推移
(原子炉容器下端における破損時の影響確認)



第 7.2.5.12 図 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移
 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)



第 7.2.5.13 図 ベースマット侵食深さ (床面) の推移
 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)



第 7.2.5.14 図 ベースマット侵食深さ (壁面) の推移
 (代替格納容器スプレイ操作時間余裕確認)

格納容器破損防止対策の有効性評価における
原子炉下部キャビティ水量及び水位について

- (1) 大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故（格納容器過圧破損、原子炉圧力容器外における溶融燃料-冷却材相互作用、溶融炉心・コンクリート相互作用）

図 1～図 4 にそれぞれの区画の保有水量、水位、原子炉下部キャビティ内水温及び原子炉下部キャビティ内蒸気質量の推移を示す。原子炉格納容器最下階部（蒸気発生器下部基礎室及び圧力ヘッダー室）については、事象発生直後から 1 次冷却材の破断水により水量は増加し、水位も同様に上昇する。一方、原子炉下部キャビティについては、最下階部の水が開口部を經由して流入することにより徐々に水量が増加し、それに伴い水位も徐々に上昇する。

約 49 分以降は代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ注入により両区画の水量は増加し、開口部を經由して原子炉下部キャビティへ流入するため、スプレイ注入以降は原子炉下部キャビティの水位が上昇し、原子炉容器が破損する約 1.6 時間後における水位は約 1.5m となっている。

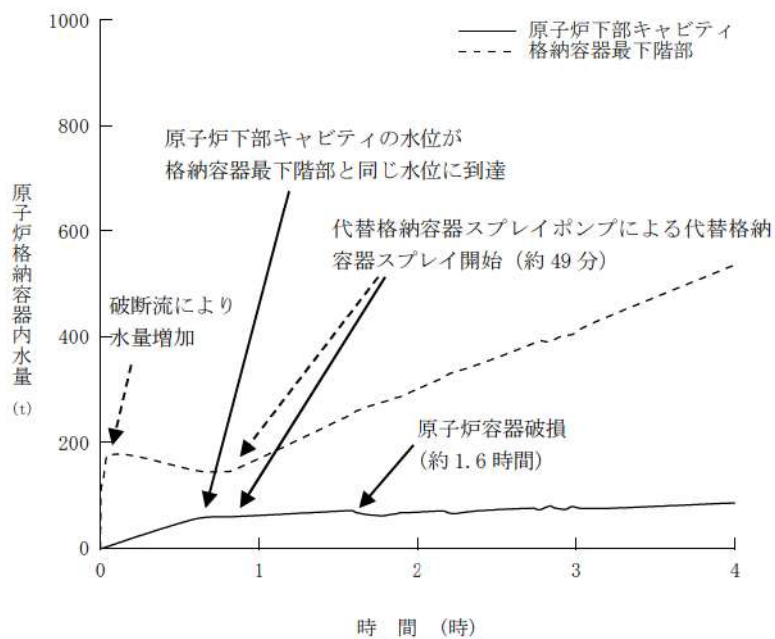


図1 原子炉格納容器内水量の推移

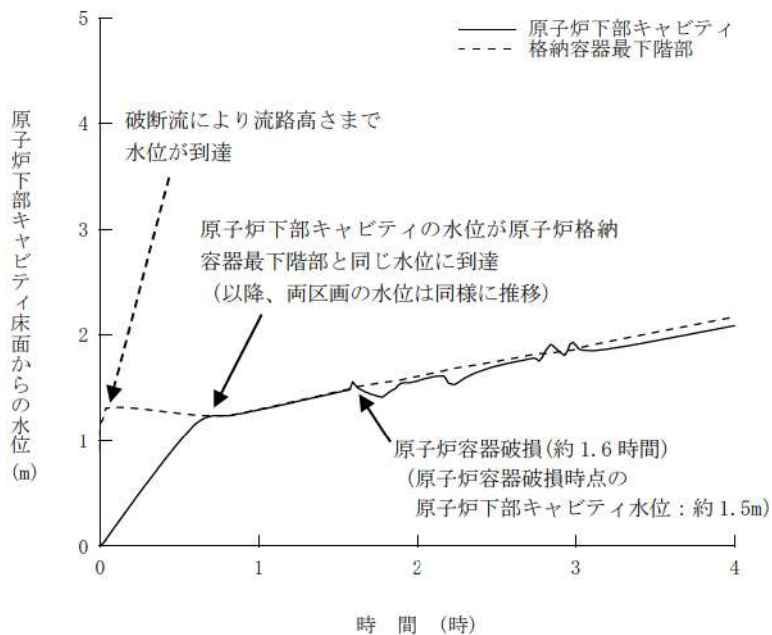


図2 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移

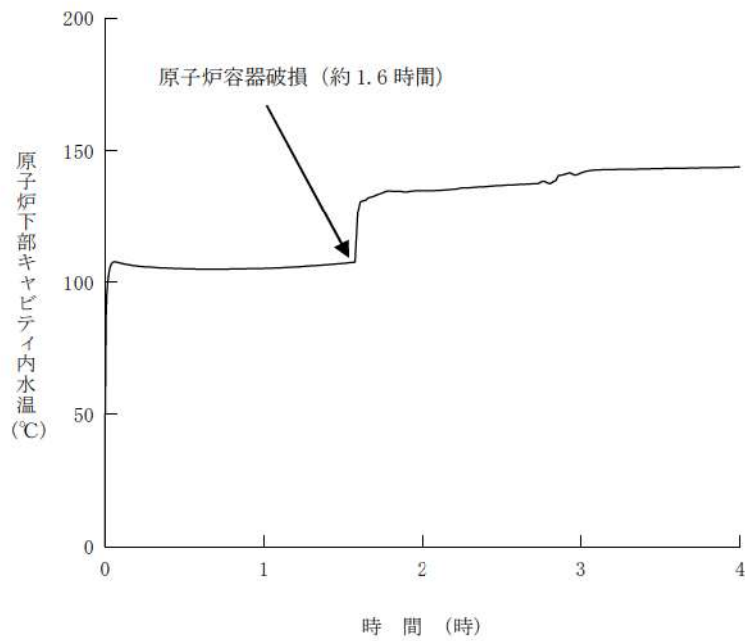


図3 原子炉下部キャビティ内水温の推移

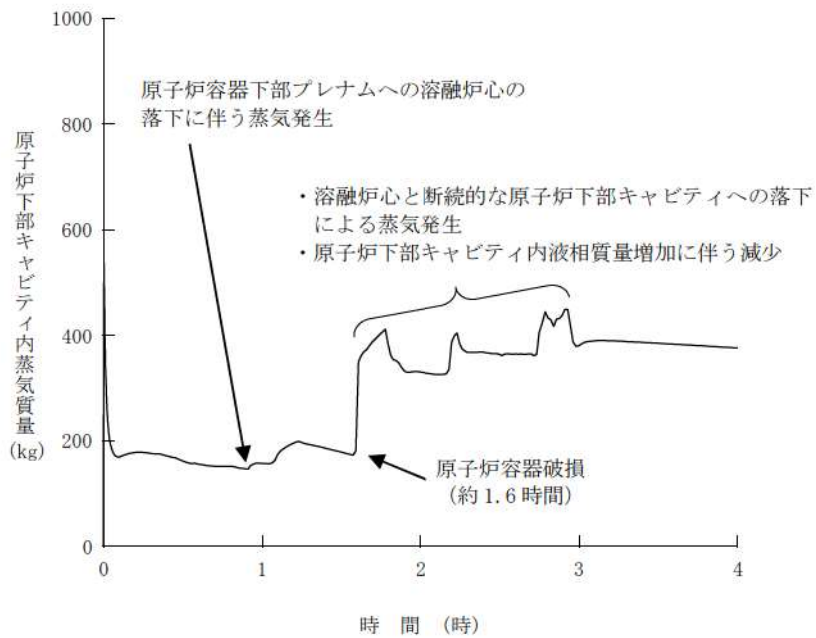


図4 原子炉下部キャビティ内蒸気質量の推移

- (2) 外部電源喪失時に非常用所内交流電源が喪失し、補助給水機能が喪失する事故（格納容器過温破損、高圧熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）

図5にそれぞれの区画の保有水量を、図6に水位の推移を示す。原子炉格納容器最下階部（蒸気発生器下部基礎室及び圧力ヘッダー室）については、約1.7時間後に加圧器逃がしタンクのラプチャディスクが作動することに伴い水量が増加し、約3.6時間以降は代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイの効果によりさらに水量が増加する。また、図6に示すとおり、約2.5時間後に最下階部の水位が原子炉下部キャビティへの開口部に到達することにより、以降は最下階部からの水の流入により原子炉下部キャビティの水量が増加する。

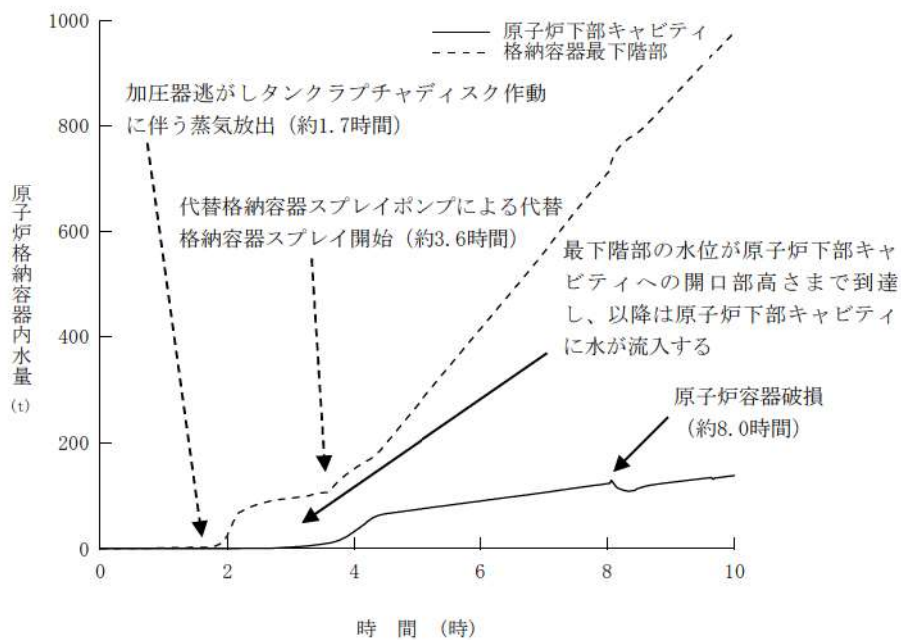


図5 原子炉格納容器内水量の推移

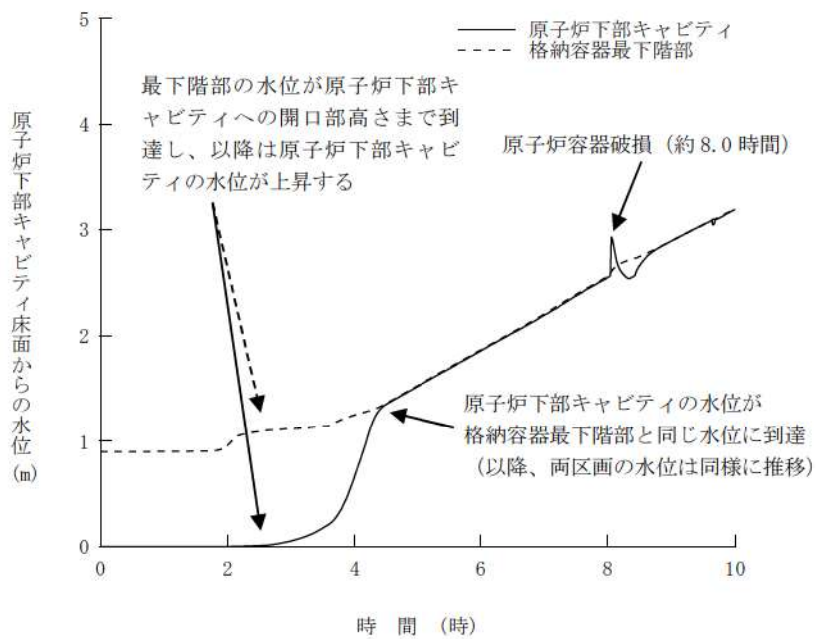


図6 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移

解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価について
(溶融炉心・コンクリート相互作用)

評価事故シーケンス「大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故」における解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価を表 1 から表 3 に示す。

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (1 / 3)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
炉心	崩壊熱	炉心モデル (原子炉出力及び崩壊熱)	入力値に含まれる。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。	解析条件を最悪条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響にて確認。
	燃料棒内温度変化	炉心モデル	○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。	炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度は小さい。また、炉心がヒートアップする状態に対する感度は小さく、また、炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイングによる代替格納容器スプレイング操作に与える影響は小さい。	炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度は小さい。また、炉心がヒートアップする状態に対する感度は小さく、また、炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイングによる代替格納容器スプレイング操作に与える影響は小さい。
	燃料棒表面熱伝達	炉心モデル (炉心熱水力モデル)	○炉心ヒートアップ速度(被覆管酸化が促進される場合)が早まることを想定し、仮想的な激しい振り幅であるが、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確認。	炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイングによる代替格納容器スプレイング操作に与える影響は小さい。	炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度は小さい。また、炉心がヒートアップする状態に対する感度は小さく、また、炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイングによる代替格納容器スプレイング操作に与える影響は小さい。
	燃料被覆管酸化	溶融炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ)	・運転員操作の起点となる炉心溶融開始時間への影響は小さい。 ・下部プレナムへのリロケーションの開 始時間は約30秒早まる。	炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイングによる代替格納容器スプレイング操作に与える影響は小さい。	炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度は小さい。また、炉心がヒートアップする状態に対する感度は小さく、また、炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイングによる代替格納容器スプレイング操作に与える影響は小さい。
	燃料被覆管変形	炉心モデル	・下部プレナムへのリロケーションの開 始時間は約30秒早まる。	炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイングによる代替格納容器スプレイング操作に与える影響は小さい。	炉心における燃料棒内温度変化、燃料棒表面熱伝達、燃料被覆管酸化及び燃料被覆管変形に係る解析コードの炉心ヒートアップモデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心ヒートアップに係る感度は小さい。また、炉心がヒートアップする状態に対する感度は小さく、また、炉心出口温度の上昇が急峻であることから、炉心溶融開始の30分後に開始するものとしている代替格納容器スプレイングによる代替格納容器スプレイング操作に与える影響は小さい。
沸騰・ボイド率変化 気液分離(炉心水位)・対向流	沸騰・ボイド率変化	炉心モデル (炉心水位計算モデル)	評価事象に対しては、影響は小さい。	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、解析コードにおいては、炉心水位に係る不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。	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、解析コードにおいては、炉心水位に係る不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	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)	評価事象に対しては、影響は小さい。	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、解析コードにおいては、炉心水位に係る不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが運転員等操作時間に与える影響はない。	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、解析コードにおいては、炉心水位に係る不確かさを考慮する必要はなく、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータに与える影響はない。

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及評価項目となるパラメータと与える影響 (2/3)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響
原子炉格納容器	区画間・区画内の流動 (液体)	原子炉格納容器モデル (原子炉格納容器の熱水力モデル)	原子炉格納容器の形状(流路高低差や堰高さ)に基づく静水頭による流動計算には不確かさは小さい。	原子炉格納容器における区画間・区画内の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であるが、原子炉格納容器圧力及び温度を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉格納容器における区画間・区画内の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づく静水頭による流動が主であることから、評価項目となるパラメータと与える影響は小さい。
	スプレイ冷却 水素濃度変化	安全系モデル (格納容器スプレイモデル) 原子炉格納容器モデル (水素発生)	入力値に含まれる 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 事故解析結果と一致することを確認。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及評価項目となるパラメータと与える影響にて確認。	解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及評価項目となるパラメータと与える影響にて確認。
原子炉格納容器 (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)	・TMI 事故解析における炉心損傷挙動について、TMI 事故解析結果と一致することを確認。 ・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。下部プレナムへのリロケーション後の原子炉格納容器の破損時間は、約3分早まる。ただし、本感度解析は仮想的な厳しい条件を設定した場合の結果である。	炉心損傷後の原子炉格納容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉格納容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉格納容器破損を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	炉心損傷後の原子炉格納容器におけるリロケーションに係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、炉心崩壊に至る温度の仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉格納容器破損がわずかに早まる場合があることが確認されているが、原子炉格納容器破損がわずかに早まる場合に十分注水されており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータと与える影響は小さい。
	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)	・TMI 事故解析における下部プレナムでの温度挙動について、TMI 事故解析結果と一致することを確認。 ・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「溶融炉心と上面水ブールとの熱伝達」及び「溶融炉心と原子炉格納容器間の熱伝達」をパラメータとして感度解析を行い、いずれについても、原子炉格納容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認。	炉心損傷後の原子炉格納容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉格納容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、運転員等操作時間に与える影響はない。	炉心損傷後の原子炉格納容器における下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、TMI 事故についての再現性が確認されており、下部プレナムでの溶融炉心の熱伝達に係る感度解析により、原子炉格納容器破損時間に対する感度が小さいことが確認されていることから、評価項目となるパラメータと与える影響は小さい。
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	原子炉格納容器破損、溶融	溶融炉心挙動モデル (原子炉格納容器破損モデル)	原子炉格納容器破損に関する項目として「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、原子炉格納容器破損時間が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ためであり、実機解析への影響は小さいと判断される。	炉心損傷後の原子炉格納容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉格納容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉格納容器破損がわずかに早まることとが確認されているが、原子炉格納容器破損を起点に操作開始する運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。	炉心損傷後の原子炉格納容器破損及び溶融に係る解析コードの溶融炉心挙動モデルは、原子炉格納容器破損の判定に用いる計装用案内管溶接部の最大歪みを低下させた仮想的に厳しい条件における感度解析により、原子炉格納容器破損がわずかに早まることとが確認されているが、原子炉格納容器破損時点で原子炉下部キャビティに十分に注水されており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータと与える影響は小さい。
	1次系内FP挙動	FP 挙動モデル	PHIBUS-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、燃料棒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。	炉心損傷後の原子炉格納容器における1次系内FP挙動に係る解析コードのPHIBUS-FP実験解析において、燃料破損後のFP放出開始のタイミング及び放出挙動が早まることとが確認されているが、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。したがって、運転員等操作時間に与える影響は小さい。	炉心損傷後の原子炉格納容器における1次系内FP挙動に係る解析コードのPHIBUS-FP実験解析において、燃料破損後のFP放出開始のタイミング及び放出挙動を早めに評価することとが確認されているが、最終的なFP放出割合は同程度となっている。また、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ペーケースとほぼ同様の挙動を示しており、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータと与える影響はない。

表1 解析コードにおける重要現象の不確かさが運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータと与える影響 (3 / 3)

分類	重要現象	解析モデル	不確かさ	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響
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)		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」、 「Rico-Spalding のイベントレイメンメント係 数」、「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器 破損口径」に関して格納容器破損防止の「原 子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作 用」の事象をベースとする感度解析を行い、 原子炉容器外 FCI により生じる圧力スパス の感度が小さいことを確認。	炉心損傷後の原子炉容器外 FCI に係る解析コードの溶融炉心 挙動モデルは、原子炉下部キャビティ水深等の感度解析によ り、原子炉容器外の溶融燃料—冷却材相互作用による圧力ス パスに対する感度が小さいことが確認されていること、ま た、原子炉容器外の溶融燃料—冷却材相互作用に対する運転 員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える影響は ない。	炉心損傷後の原子炉容器外 FCI の不確かさとして、原子炉下 部キャビティ水深等の感度解析により、細粒化された溶融炉 心の冷却状態のコンクリート侵食に対する感度が小さいこと が確認されていることから、解析コードの不確かさが評価項 目となるパラメータと与える影響は小さい。
	原子炉下部キャビテ イ床面での溶融炉心 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)	OMCCI 現象の不確かさ要因として以下を抽 出。 ・原子炉下部キャビティ水深 ・ Rico-Spalding のイベントレイメンメント 係数 ・ 溶融炉心の拡がり面積 ・ 水—溶融炉心間の熱伝達係数	炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡が り及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱に係る解析 コードの溶融炉心挙動モデルは、溶融炉心と原子炉下部キャ ビティ水の伝熱と原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の 拡がりに係る感度解析により、感度解析ケースの組合せのう ち、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりを小さ くした場合に、有意なコンクリート侵食が発生することが確 認されているが、原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の 拡がり又は溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱に対す る運転員等操作はないことから、運転員等操作時間に与える 影響はない。	炉心損傷後の原子炉下部キャビティ床面での溶融炉心の拡が り及び溶融炉心と原子炉下部キャビティ水の伝熱と原子炉 下部キャビティ床面での溶融炉心の拡がりの感度解析によ り、感度解析ケースの組み合わせのうち、原子炉下部キャビ ティ床面での溶融炉心の拡がりを小さくした場合に、有意な コンクリート侵食が発生したが、原子炉下部キャビティ床面 のコンクリート厚さと比較して侵食深さは十分小さいことを 確認した。また、溶融炉心の拡がりを小さくした場合、溶融 炉心の壁面も水と接触するため、壁面からの除熱にも期待で きる。また、拡がり面積が大きい場合は、原子炉下部キャビ ティ壁面に接触しても有意な侵食は起きないことを確認し た。
	溶融炉心と原子炉下 部キャビティ水の伝 熱		ACE 及び SURC 実験解析より、溶融炉心体積 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。	炉心損傷後の溶融炉心とコンク리트の伝熱及びコンクリー ト分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの溶融炉心挙 動モデルは、ACE 及び SURC 実験解析より溶融炉心とコンク 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が確認されていることから、解析コード の不確かさが評価項目となるパラメータと与える影響はな い。	炉心損傷後の溶融炉心とコンク리트の伝熱及びコンクリー ト分解及び非凝縮性ガス発生に係る解析コードの溶融炉心挙 動モデルは、ACE 及び SURC 実験解析より溶融炉心とコンク 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が確認されていることから、解析コード の不確かさが評価項目となるパラメータと与える影響はな い。
	原子炉格納容器内 FP 挙動		ABCOWE 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。	炉心損傷後の原子炉格納容器内 FP 挙動に係る FP 挙動モデル については、ABCOWE 実験解析において、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適正に評価できるこ とから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータ と与える影響はない。	炉心損傷後の原子炉格納容器内 FP 挙動に係る FP 挙動モデル については、ABCOWE 実験解析において、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適正に評価できるこ とから、解析コードの不確かさが評価項目となるパラメータ と与える影響はない。

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (2/4)

項目	解析条件 (事故条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
起因事象	大破断 LOCA		原子炉格納容器内へ早期に炉心からの蒸気が系外に放出されるため、事象進展が早く、炉心損傷、原子炉容器破損などの主要事象の発生時刻が早くなる観点から高温側配管 (口径約0.74m (29インチ)) の完全両端破断を設定。	高温側配管以外の両端破断、または中小 LOCA の場合、原子炉格納容器内への蒸気放出が遅くなることで、炉心損傷時間、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなる。よって、最確条件を用いた場合には炉心溶融開始を起点とする (炉心損傷の判断後、準備が完了した段階でスプレイ実施) に変わりはしないことから、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作はなく、運転員等操作時間に与える影響はない。	高温側配管以外の両端破断、または中小 LOCA の場合、原子炉格納容器内への蒸気放出が遅くなることで、原子炉格納容器破損時間が遅くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。 なお、地震により Excess LOCA が発生した場合、1 次冷却材の流出流量の増加により炉心及び原子炉格納容器への影響が考えられることから、破断規模及び破断箇所について以下のケースの感度解析を実施した。 ・1 次冷却材高温側配管全ループ破断 ・原子炉格納容器下部における破 (開口面積：高温側配管両端破断相当) いずれの感度ケースも代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイ開始時間は基本ケースである大破断 LOCA 時と同様に事象発生約 49 分後とされた。その結果、各ケースともに原子炉下部キャビティへの溶融炉心落下時点で原子炉下部キャビティ水が十分存在するため、ベースマット (別紙参照) に有意な浸食は発生せず、評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。
	高温側配管の完全両端破断				
安全機能の喪失に対する仮定	低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能喪失	低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能喪失	ECCS 又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内へ注水されず、溶融炉心によるコンクリート侵食の発生の観点で厳しい条件として、低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能の喪失を設定。 代替格納容器スプレイ及び格納容器内自然対流冷却の有効性を確認する観点から外部電源喪失時に非常用内交流電源の喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重量を考慮。	解析条件と同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と同様であることから、事象進展に影響はない。
	外部電源喪失時に非常用内交流電源喪失 ・原子炉補機冷却水機能喪失	外部電源喪失時に非常用内交流電源喪失 ・原子炉補機冷却水機能喪失			
外部電源	外部電源なし	外部電源なし	「安全機能の喪失に対する仮定」に示すとおり、外部電源なしを想定。		
水素の発生	ジルコニウム-水反応を考慮	ジルコニウム-水反応を考慮	水素の発生による原子炉格納容器圧力及び温度に対する影響を考慮する観点で、水素発生の主要因となるジルコニウム-水反応を考慮。なお、水の放射線分解等による水素発生量は少なく、影響が軽微であることから考慮していない。		

表2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間となるパラメータと評価項目と与える影響 (3/4)

項目	解析条件 (機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響
	解析条件	最確条件			
原子炉トリップ 信号	1次冷却材ポンプ 電源電圧低 (定格値の65%) (応答時間 1.8秒)	1次冷却材ポンプ 電源電圧低 (定格値の70%) (応答時間 1.8秒以下)	トリップ設定値に計装誤差を考慮した低い値としてトリップ限界値を設定。検出遅れ、信号発信遅れ時間等を考慮して応答時間を設定。	解析条件に対して、原子炉トリップ時間がわずかに早くなるが、その差はわずかであり、評価項目となるパラメータと与える影響はない。	解析条件に対して、原子炉トリップ時間がわずかに早くなるが、その差はわずかであり、評価項目となるパラメータと与える影響はない。
	タービン動補助 給水ポンプ	事象発生の60秒後に 給水開始	事象発生35秒後に 給水開始	タービン動補助給水ポンプの作動時間は、信号遅れとポンプ定速達成時間に余裕を考慮して設定。	解析条件で設定しているタービン動補助給水ポンプの作動時間より早くなるため、最確条件においては炉心損傷後時間及び原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなる。よって、最確条件を用いた場合には炉心溶融開始を起点とする代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなるが、操作手順 (炉心損傷の判断後、準備が完了した段階でスプレイ実施) に変わりはなく、運転員等操作時間には与える影響はない。また、原子炉格納容器圧力及び温度上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は、運転員等操作時間に与える影響はない。
蓄圧タンク 保持圧力	80m ³ /h (蒸気発生器 3基合計)	80m ³ /h (蒸気発生器 3基合計)	タービン動補助給水ポンプの設計値115m ³ /hから、ミニフロー流量35m ³ /hを除いた値により設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はない。
	4.04MPa [gauge] (最低保持圧力)	約4.4MPa [gauge] (通常運転時の 設定圧力)	炉心への注水の注水のタイミングを遅くし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保持圧力を設定。	最確条件に対して低めの圧力を用いており、初期保持圧力が小さくなることで蓄圧注入のタイミングが遅くなり、炉心溶融開始の圧力を抑えることで蓄圧注入のタイミングが遅くなる。よって、通常運転時の圧力を用いた場合には、原子炉格納容器破損時間は遅くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。	最確条件に対して低めの圧力を用いており、初期保持圧力が小さくなることで蓄圧注入のタイミングが遅くなり、炉心溶融開始の圧力を抑えることで蓄圧注入のタイミングが遅くなる。よって、通常運転時の圧力を用いた場合には、原子炉格納容器破損時間は遅くなり、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
蓄圧タンク 保有水量	29.0m ³ (1基当たり) (最低保有水量)	約30.0m ³ (1基当たり) (通常運転時管理値 中央)	炉心への注水量を少なくし、炉心損傷のタイミングを早める観点から最低保有水量を設定。	初期保有水量として最低保有水量を用いることで、炉心への注水量が少なくなる。よって、通常運転時の保有水量を用いた場合には炉心損傷時間は遅くなり、炉心溶融開始を起点とする代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなるが、操作手順 (炉心損傷の判断後、準備が完了した段階でスプレイ実施) に変わりはなく、運転員等操作時間には与える影響はない。	初期保有水量として最低保有水量を用いることで、炉心への注水量が少なくなる。よって、通常運転時の保有水量を用いた場合には炉心損傷時間は遅くなり、炉心溶融開始を起点とする代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなるが、操作手順 (炉心損傷の判断後、準備が完了した段階でスプレイ実施) に変わりはなく、運転員等操作時間には与える影響はない。
	140m ³ /h	140m ³ /h	設計上期待できる値として設定。	解析条件と重大事故等対策として設計した値が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件と重大事故等対策として設計した値が同様であることから、事象進展に影響はない。
代替格納容器スプレイ 流量	2基	2基	粗フィルタがある場合の格納容器再循環ユニット除熱特性の設定。	最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性 (粗フィルタの取り外しを考慮) を用いた場合、解析条件で使用している除熱特性より高いため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件の格納容器再循環ユニットの除熱特性 (粗フィルタの取り外しを考慮) を用いた場合、解析条件で使用している除熱特性より高いため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は、運転員等操作時間に与える影響はない。また、原子炉格納容器内に水素が存在する場合、除熱性能が低下するため、原子炉格納容器圧力はわずかに高く推移するが、格納容器内自然対流冷却の開始後に原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は、運転員等操作時間に与える影響はない。
	1基あたりの 除熱特性 (100℃～約155℃、 約3.6MW～約6.5MW)	1基あたりの 除熱特性 (100℃～約155℃、 約4.4MW～約7.6MW)	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果については期待しない。	原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果は期待しないこと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなる。よって、最確条件を用いた場合には原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は、運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果は期待しないこと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなる。よって、最確条件を用いた場合には原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は、運転員等操作時間に与える影響はない。
原子炉格納容器 内水素処理装置 及び 格納容器水素イ グナイタ	効果は期待せず	効果を期待する	原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるように、原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果については期待しない。	原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果は期待しないこと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなる。よって、最確条件を用いた場合には原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は、運転員等操作時間に与える影響はない。	原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果は期待しないこと、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなる。よって、最確条件を用いた場合には原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が遅くなるが、原子炉格納容器圧力を起点に操作開始する運転員等操作は、運転員等操作時間に与える影響はない。

表 2 解析条件を最確条件とした場合の運転員等操作時間及び評価項目となるパラメータに与える影響 (4 / 4)

項目	解析条件 (機器条件) の不確かさ		条件設定の考え方	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響
	解析条件	最確条件			
機器条件	溶融炉心の原子炉下部キャビティ床面での拡がり	原子炉下部キャビティ床底面の全面	原子炉下部キャビティ床底面の全面	米国の新設炉に対する民間ガイドラインでは、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いるため、本有効性評価においても同様の考え方に則り設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響はなく、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	溶融炉心から原子炉下部キャビティ水への熱流束の上限	0.8MW/m ² 相当 (大気圧条件)	0.8MW/m ² 相当 (大気圧条件)	水による冷却を伴った溶融物とコンクリートの相互作用に関する実験 (SWISS 実験) に基づき設定。	
	溶融炉心とコンクリートの伝熱	溶融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず	溶融炉心とコンクリートの伝熱抵抗を考慮せず	溶融炉心が原子炉下部キャビティ床面に堆積し、コンクリートと直接接触している場合、溶融炉心の表面温度とコンクリート表面温度が同等となることに基づき設定。	

表 3 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータと与える影響及び操作時間余裕

項目	解折条件(操作条件)の不確かさ		運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータと与える影響	操作時間余裕	訓練実績等		
	解折上の操作開始時間	条件設定の考え方						
操作条件 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイポンプの起動開始	炉心溶融開始の30分後(事象発生後49分後)	運転員等操作時間として、代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイポンプの起動開始操作に係る現場操作に必要な移動、操作等の時間を考慮して30分を設定して設定。	【認知】 中央制御盤にて状態表示、機器故障警報等により外部電源喪失、ディーゼルの発電機等の受電失敗を確認することにより、早期の電源回復不能(全交流動力電源喪失)と判断、及び1次冷却材喪失事象が発生し、1次冷却材圧力が蓄圧タンク動作圧力まで急激に低下していることを判断した場合、代替格納容器スプレイポンプの起動準備を開始する手順としている。よって解折上の想定より操作開始時間は早まる可能性がある。 【要員配置】 代替格納容器スプレイポンプの起動操作は、現場にて代替格納容器スプレイポンプの起動準備及び起動操作を行う運転員(現場)及び災害対策要員と、中央制御室にて代替格納容器スプレイポンプの起動準備を行う運転員が配置されている。本操作を行う運転員(現場)及び災害対策要員は、代替格納容器スプレイポンプの起動準備及び起動操作を行っている期間、他の作業を担っていない。また、本操作を行う中央制御室の運転員は、代替格納容器スプレイポンプの起動準備を行っている期間、他の作業を担っていない。よって、操作開始時間に与える影響はない。 【移動】 現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備及び起動操作は、中央制御室から機器操作場所まで通常11分程度で移動可能であるが、それに時間余裕を考慮して操作所要時間を想定している。また、アクセスルート上にアクセスを阻害する設備はなく、操作開始時間に与える影響はない。 中央制御室で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は、中央制御室の操作器による簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。 【操作所要時間】 現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備及び起動操作は、現場操作盤の操作器及び手動ハンドルによる簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。 中央制御室で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は、中央制御室の操作器による簡易な操作のため、操作開始時間に与える影響はない。 【他の並列操作有無】 現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備及び起動操作時に、当該操作に対応する運転員(現場)及び災害対策要員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はない。 中央制御室で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備時に、当該操作に対応する運転員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はない。 【操作の確実さ】 現場操作を行う要員は、力量管理、教育・訓練を実施しており、代替格納容器スプレイポンプの起動準備及び起動操作は現場操作盤の操作器および手動ハンドルによる簡易な操作であることから誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。 中央制御室操作を行う要員は、中央制御室内の中央制御盤の操作器による簡易な操作のため、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。	代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイポンプの起動準備は、炉心損傷開始が遅くなるが、炉心損傷開始が遅くなることで、炉心損傷の減少により、原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、事象発生後60分後に代替格納容器スプレイポンプの起動準備は25分を想定しているところ、訓練実績は22分。現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は25分を想定しているところ、訓練実績は22分。現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は25分を想定しているところ、訓練実績は22分。	代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイポンプの起動準備は、炉心損傷開始が遅くなるが、炉心損傷開始が遅くなることで、炉心損傷の減少により、原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、事象発生後60分後に代替格納容器スプレイポンプの起動準備は25分を想定しているところ、訓練実績は22分。現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は25分を想定しているところ、訓練実績は22分。	代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイポンプの起動準備は、炉心損傷開始が遅くなるが、炉心損傷開始が遅くなることで、炉心損傷の減少により、原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、事象発生後60分後に代替格納容器スプレイポンプの起動準備は25分を想定しているところ、訓練実績は22分。現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は25分を想定しているところ、訓練実績は22分。	代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容器スプレイポンプの起動準備は、炉心損傷開始が遅くなるが、炉心損傷開始が遅くなることで、炉心損傷の減少により、原子炉格納容器に放出されるエネルギーも小さくなるため、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。また、事象発生後60分後に代替格納容器スプレイポンプの起動準備は25分を想定しているところ、訓練実績は22分。現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は25分を想定しているところ、訓練実績は22分。	中央制御室における操作のため、シミュレーションにて訓練実績を取得。訓練では、中央制御室で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は所要時間5分を想定しているところ、現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は25分を想定しているところ、訓練実績は22分。現場で実施する代替格納容器スプレイポンプの起動準備は25分を想定しているところ、訓練実績は22分。

(別紙)

ベースマットについて

ベースマット（基礎版）の範囲は、以下のとおり。原子炉下部キャビティの底面及び壁面（高さ約 2.6m）はベースマットで構成されている。

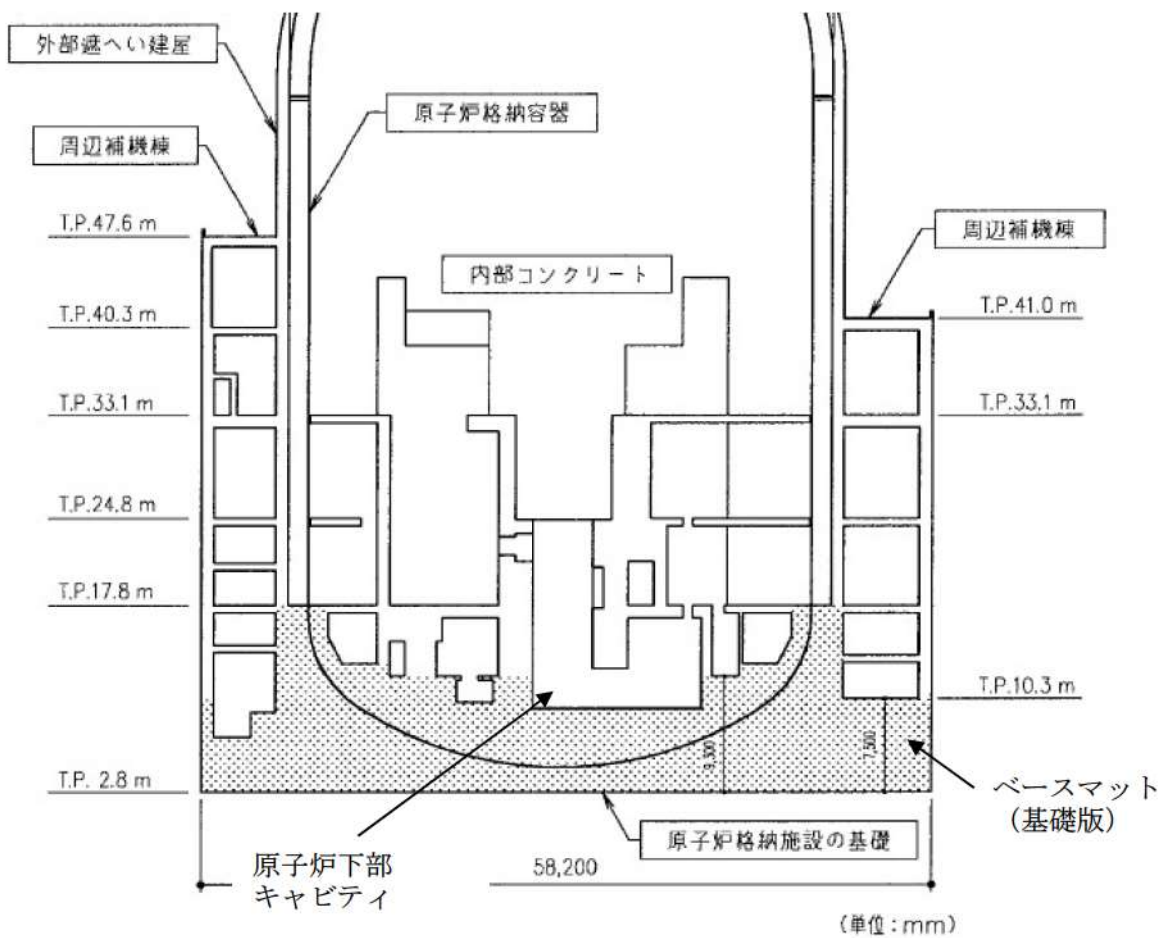


図 ベースマットの範囲

コンクリート侵食の侵食異方性について

OECD/MCCI プログラムにおいて実施された CCI 実験の中で、2次元のコンクリート侵食挙動が模擬された。CCI 実験では、コンクリート侵食が発生した後にキャビティ注水が行われ、その後、溶融物の冷却、溶融物の加熱停止に至り、最終的なコンクリート侵食形状が測定されている。最終的なコンクリート侵食形状については、石灰岩系コンクリートを使用した CCI-2 実験では床面方向と壁面方向が等方的に侵食されているのに対して、玄武岩系コンクリートを使用した CCI-1 実験、CCI-3 実験では床面方向に比べて壁面方向の侵食が大きくなる結果となっている。測定された侵食速度から評価すると、壁面方向の熱流束は、床面方向の熱流束の4倍程度とされている¹。石灰岩系コンクリートと玄武岩系コンクリートの侵食の傾向の相違は、化学物質組成の相違、コンクリートのガス含有量の相違、溶融物とコンクリートの境界の状態の相違によって説明できるとされている¹が、その詳細については明らかではない。

実機解析条件では、溶融炉心は冠水した原子炉下部キャビティに落下し、キャビティの水中を拡がって、キャビティ内に堆積することを想定しており、CCI 実験条件と実機解析条件は異なる。したがって、実機においてもコンクリートの侵食異方性が現れるか明確ではない。ここでは、実機条件※において、コンクリートの侵食異方性があると想定して、その影響がどの程度になるかを検討する。

前述のとおり、溶融炉心は冠水したキャビティの水中を拡がり、キャビティ床全面に到達すると考えられる。このとき、泊3号炉に対する MAAP 解析では床面方向の侵食深さは約3mm、壁面方向の侵食深さは約3mmである。壁面方向の侵食速度が4倍大きいと仮定すると、壁面方向の侵食深さは約1.2cmになるが、これは、泊3号炉に対する MCCI 事象における溶融炉心冷却モデルの不確かさを考慮した解析結果（壁面方向の侵食深さ：約18cm）で包絡される。

次に熱流束の観点で考えると、MAAP 解析では壁面方向の熱流束の積算値は $5.4 \times 10^4 \text{kJ/m}^2$ であり、CCI 実験同様に壁面方向の熱流束の積算値が床面方向の熱流束の積算値の4倍と仮定した場合でも、MCCI 事象における溶融炉心冷却モデルの不確かさを考慮した解析結果 ($9.2 \times 10^5 \text{kJ/m}^2$) に包絡される。

以上から、仮にコンクリートの侵食異方性があると想定しても評価項目となるパラメータに与える影響は小さいことを確認した。また、泊3号炉の原子炉下部キャビティの壁面は厚さ□程度のコンクリートで覆われているため、仮に侵食異方性が現れたとしても問題ないと考えられる。

※ 泊3号炉の原子炉下部キャビティの床面は厚さ□程度、壁面は厚さ□程度（原子炉容器周りでは□以上、一番薄い箇所では□以上）のコンクリートで覆われている。

□：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

¹ ” OECD MCCI Project Final Report”, OECD/MCCI-2005-TR06, February 28, 2006.

原子炉下部キャビティから格納容器サンプへの溶融炉心の流入について

1. はじめに

泊3号炉において、原子炉格納容器内で発生した水を集水し、ポンプによって原子炉格納容器外へ移送するために格納容器サンプが図1及び図2のとおり配置されている。また、原子炉下部キャビティと格納容器サンプはドレン配管にて接続されている。

溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する場合には、代替格納容器スプレイにより水位が形成されており、溶融炉心の冷却が促進し粘性が増加すること及びドレン配管は約8mの長さがあることから、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心が格納容器サンプに流入する可能性は低いと考えられる。そのため、溶融炉心・コンクリート相互作用（以下「MCCI」という。）のベースケースにおいては、原子炉容器破損によって原子炉下部キャビティへ落下した溶融炉心が格納容器サンプへ流入することは考慮していない。

ただし、格納容器サンプ底面から原子炉格納容器バウンダリまでの距離及び格納容器サンプ壁面から原子炉下部キャビティ壁面までの距離が十分に確保されていることから、コンクリートの侵食により原子炉格納容器のバウンダリ機能及び原子炉容器の支持機能が損なわれるおそれは低いと考えられる。

ここでは、溶融炉心の凝固評価により溶融炉心がドレン配管内で凝固することを確認する。

2. 溶融炉心の凝固評価

(1) EPRI/FAI 試験の概要^[1]

EPRI (Electric Power Research Institute) 及び FAI (FAUSKE & ASSOCIATES, LLC) が、下部プレナムを模擬した試験体に模擬溶融炉心 (Al_2O_3) を流入させる試験を行っている。同試験の試験体系が、比較的、泊3号炉のドレン配管に近い体系となっていることから、その試験結果に基づき、ドレン配管内での溶融炉心の凝固距離について評価を行う。

図3に試験装置概要を示す。 Fe_2O_3 と Al によるテルミット反応により、模擬溶融炉心である溶融した Al_2O_3 が生成される。模擬溶融炉心はテルミットレシーバに流入し、密度差により Fe と Al_2O_3 とで成層化が起こる。密度差から Al_2O_3 は Fe より上層にあることにより、 Al_2O_3 によりセメント製のキャップが溶融し、 Al_2O_3 のみ Lower Chamber に移行する。このとき、Lower Chamber 及びドレン配管は水で満たされており、溶融炉心が原子炉格納容器下部へと落下してくる際の実機の条件と類似している。試験の結果、模擬溶融炉心の流動距離(凝固距離)は0.79mであった。

(2) ドレン配管内での溶融炉心の凝固距離について

ドレン配管内の溶融炉心の溶融凝固特性は、流入する溶融炉心の保有熱量と、配管外部への放熱量に依存するものと考えられる。そこで、ドレン配管体系について、溶融炉心の物性の違いも考慮して、溶融炉心の保有熱量及び配管外への放熱量(配管径に依存)の比率に基づき流動距離を推定する。

表1に評価に使用する溶融炉心の物性値を示す。EPRI/FAI 試験の模擬溶融炉心である Al_2O_3 の溶融潜熱 ($h_{fs}=1.16 \times 10^6 \text{ J/kg}$) に密度 ($\rho=3,800 \text{ kg/m}^3$) を乗じると、流動停止までの保有熱量は $4,408 \text{ MJ/m}^3$ となる。一方、溶融炉心の流動停止までの保有熱量は顕熱と溶融潜熱の和として次式で表される。

$$h_{ab} = \{ (T_{sh} + T_{liq} - T_{sol}) C_p + h_{fs} \}$$

ここで、 h_{ab} : 溶融炉心の流動停止までの顕熱と溶融潜熱の和 (J/kg)、 T_{sh} : 溶融炉心過熱度 (K)、 T_{liq} : 溶融炉心液相線温度 (K)、 T_{sol} : 溶融炉心固相線温度 (K)、 C_p : 溶融

炉心比熱 (J/kgK)、 h_{fs} : 溶融炉心溶融潜熱 (J/kg) である。

このとき、 h_{ab} は約 [] J/kg となり、密度を乗じ、流動停止までの保有熱量とすると約 [] MJ/m³ となり、Al₂O₃ の約 [] 倍となる。

また、ドレン配管の配管直径 (d_f) は [] cm、EPRI/FAI 試験のドレンラインの配管直径 (d_{tes}) は 5 cm のため、配管直径の比は [] 倍である。配管直径の比、保有熱量比を用いて、ドレン配管内の溶融炉心流動距離 (凝固距離) を次式のように評価する。

$$L = L_{tes} \times d_f/d_{tes} \times (h_{ab} \rho_{db}) / (h_{al} \rho_{al})$$

ここで、 L : ドレン配管内の溶融炉心流動距離 (凝固距離)、 L_{tes} : EPRI/FAI 試験の流動距離、 d_f/d_{tes} : 配管直径比、 $(h_{ab} \rho_{db}) / (h_{al} \rho_{al})$: 流動停止までの保有熱量比である。

EPRI/FAI 試験の流動距離 0.79m を基に、上記式によってドレン配管内の溶融炉心の凝固距離を評価すると、凝固距離は約 [] m となる。

原子炉下部キャビティから格納容器サンプまでのドレン配管長は、約 8m あることから、溶融炉心はドレン配管内で凝固するため、格納容器サンプ内に到達することはないと考えられる。

3. 結論

原子炉下部キャビティから格納容器サンプへと繋がるドレン配管は、全長約 8 m (水平部分は約 6.2m) の配管長を有しており、かつ 2. 及び別紙 1 に示すとおり、ドレン配管内の溶融炉心の凝固距離は最大でも 2.6m と、格納容器サンプに溶融炉心が流入することはない。なお、仮に格納容器サンプに溶融炉心が流入した場合においても、格納容器サンプから原子炉格納容器バウンダリ及び格納容器サンプ壁面から原子炉下部キャビティ壁面まで十分な距離があることから、コンクリート侵食により原子炉格納容器バウンダリまで侵食は到達せず、原子炉容器の支持機能を維持できると考えられる。

- [1] EPRI, Experiments to Address Lower Plenum Response Under Severe Accident Conditions, Volume 1, EPRI Technical Report TR-103389, 1994

[] : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

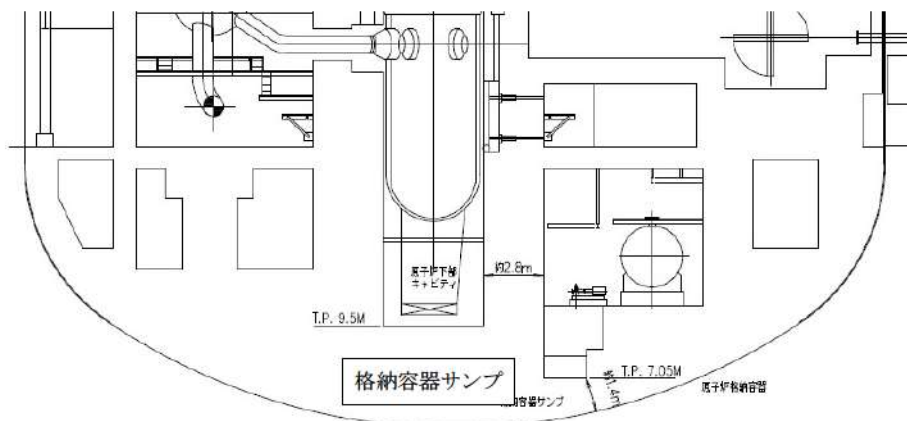
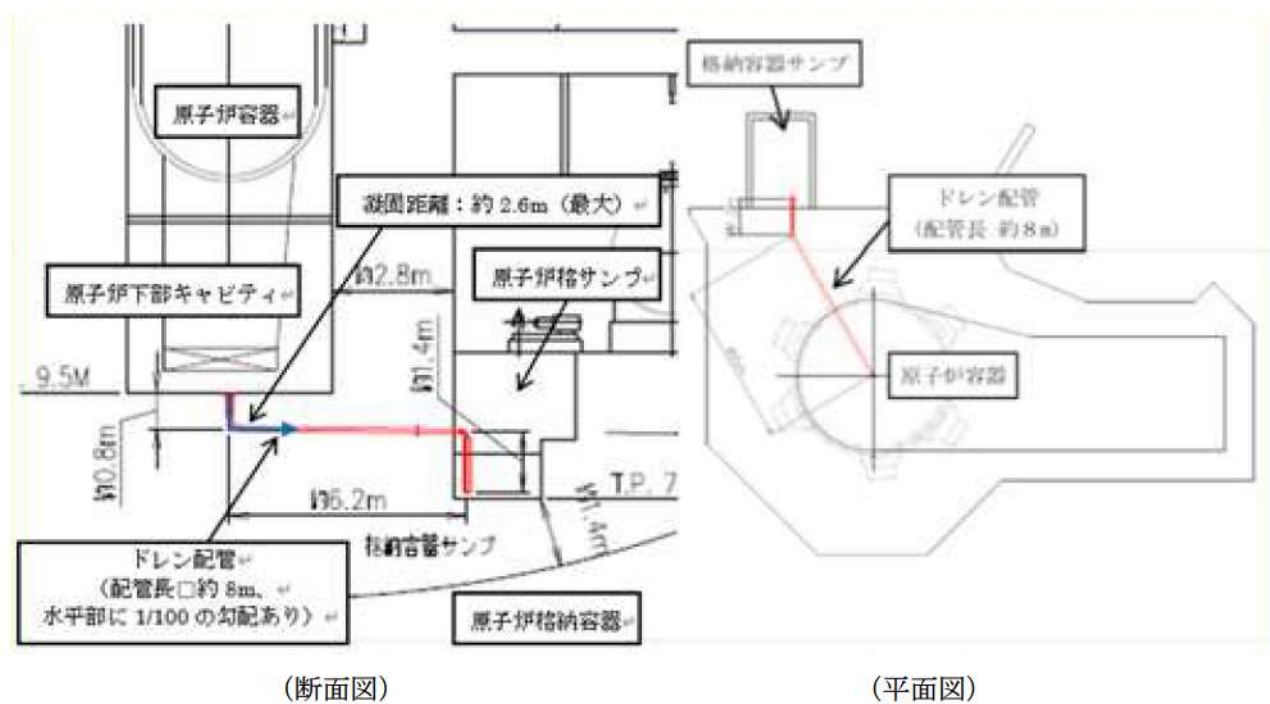


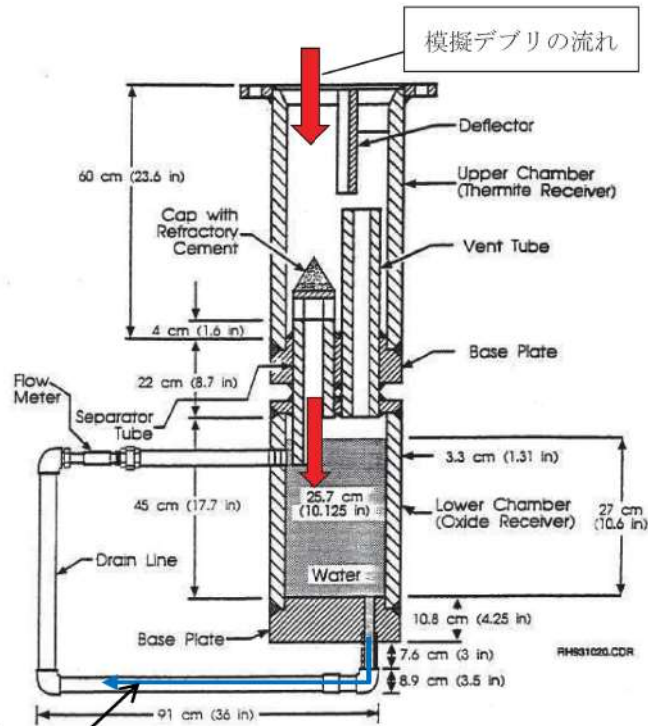
図1 原子炉格納容器の構造図



(断面図)

(平面図)

図2 格納容器サンプの配置及びドレン配管形状



最大流動距離：約 79cm

図 3 EPRI/FAI 試験装置概要^[1]

表 1 評価に使用する溶融炉心物性値^{*}

項目	物性値
溶融炉心過熱度	[Redacted]
溶融炉心液相線温度	
溶融炉心固相線温度	
溶融炉心比熱	
溶融炉心密度	
溶融炉心溶融潜熱	

^{*}溶融炉心物性値については、MAAP 解析（格納容器過圧破損/FCI/MCCI）における原子炉格納容器破損直前の下部プレナム内溶融炉心の物性値を使用した。

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

ドレン配管内の凝固評価に関する EPRI/FAI 試験の適用性について

1. EPRI/FAI 試験と実機のドレン配管の体系の比較

EPRI/FAI 試験の適用性を検討するにあたり、泊 3 号炉のドレン配管と体系を比較するため、熔融物条件を表 1 に、流路構造を表 2 に比較する。

表 1 の通り、EPRI/FAI 試験で用いたアルミナと、MAAP 解析結果に基づく熔融デブリの物性を比較すると、密度及び動粘度が異なるものの、熱伝導率、配管内での熔融物凝固及び流動特性に影響する凝固までの蓄熱量は近い値になっている。なお、密度は、凝固までの蓄熱量及び動粘性係数の計算に用いており、動粘性係数については、EPRI 試験値よりも泊 3 号炉の値の方が大きいと、泊 3 号炉の方が大きい摩擦応力が伝わりやすいと考えられる。

表 2 に流路構造を比較する。EPRI/FAI 試験の配管径 50mm に対し、泊 3 号炉のドレン配管の口径は 108mm であり、配管断面積比は泊 3 号炉のドレン配管の方が約 4.67 倍大きい。そのため、単位長さ当たりの凝固までの蓄熱量比は、限界固相率 1 のとき約 0.75 倍、限界固相率 0.70 のとき約 0.46 倍となる。一方で、配管径が大きくなると単位長さ当たりの円管への伝熱面積（表面積）も増加するため、単位長さ当たりの伝熱面積は泊 3 号炉の方が約 2.16 倍大きい。

デブリの堆積高さは、EPRI/FAI 試験で約 0.18m（試験後の観察結果）であり、泊 3 号炉では約 0.25m（MAAP 結果）である。また EPRI/FAI 試験においてベースプレートから配管水平部までの長さは約 0.27m である。従って配管水平部までの堆積高さは EPRI/FAI 試験で約 0.45m、泊 3 号炉で約 1.1m である。このヘッドに基づき、ベルヌーイの式で配管入口流速を評価すると、EPRI/FAI 試験で約 3.0m/s、泊 3 号炉で約 4.6m/s となる。

2. EPRI/FAI 試験の適用性

EPRI/FAI 試験を泊 3 号炉のドレン配管の体系に適用するにあたり、Flemings モデルの式を参考に、両者の体系の違いから流動距離を評価する。

Flemings モデルではデブリの流動距離はデブリの保有熱量、デブリからの除熱量、デブリの流速の関係から計算されている。このため、これらの要素について EPRI/FAI の試験条件と泊 3 号炉での評価条件の比をとり、EPRI/FAI の試験結果を泊 3 号炉のドレン配管に適用した場合の評価を行う。

この場合、泊 3 号炉のドレン配管でのデブリの流動距離 (L_{t3}) は次の式で表現できると考えられる。

$$L_{t3} = L_{FAI} \times \frac{d_{t3}}{d_{FAI}} \times \frac{h_{t3}\rho_{t3}}{h_{FAI}\rho_{FAI}} \times \frac{v_{t3}}{v_{FAI}}$$

ここで、

$$\frac{d_{t3}}{d_{FAI}} \quad : \quad \text{配管直径比}$$

$$\frac{h_{t3}\rho_{t3}}{h_{FAI}\rho_{FAI}} \quad : \quad \text{凝固までの蓄熱量比}$$

$$\frac{v_{t3}}{v_{FAI}} \quad : \quad \text{デブリの速度比}$$

であり、上式に基づいてデブリの流動距離 (L_{t3}) を求めると、

$$\begin{aligned}L_{t3} &= 0.79 \times 2.16 \times 0.75 \times 2 \\ &= 2.6 \text{ (m)}\end{aligned}$$

となる。

ドレン配管流入から停止までの時間が短いことから、本評価では流入中の崩壊熱は無視できるものとした。なお、この流動距離は流動限界固相率を1として評価している。固相率の上昇に伴い、粘性係数はある点で急激に上昇する傾向があり、固相率0.70程度で拡がり停止するという知見がある等^[2]、流動限界固相率を考慮することで流動距離は更に低下するものと考えられる。

EPRI/FAI 試験と泊3号炉で考慮した熔融物の条件では、熔融物の組成が EPRI/FAI 試験では単相、泊3号炉では混合物であり、条件が異なっている。凝固様式の違いとして、単相では凝固点まで温度が低下し、熔融潜熱が奪われた段階で凝固し、混合組成の場合は固相の割合が徐々に増加し、流動限界固相率が1の場合は固相線温度まで温度が低下した時点で凝固する。なお、現実には流動限界固相率は1よりも小さな値と考えられるが、上記の評価では保守的に1としている。水中を流動する場合は、単相では熔融潜熱が奪われるまでは凝固しないが、混合組成は固相割合が増加し流動限界固相率で凝固するため、保有熱量（凝固までの蓄熱量比）が同程度の場合、単相の方が流動距離は長くなる。よって、EPRI/FAI 試験での単層試験の結果得られた流動距離を泊3号炉のスケールに適用する評価は、流動距離を長く見積もる保守的な扱いとなると考える。

以上より、本評価は EPRI/FAI 試験からデブリの保有熱量、デブリからの除熱量、デブリの流速を基に流動距離を求める際の最大値と考える。

- [2] C. Journeau, et al., "Ex-vessel corium spreading: results from the VULCANO spreading tests," Nuclear Engineering and Design vol.223 (2003) 75-102

以上

表 1 溶融物条件の比較

項目	EPRI/FAI 試験	泊 3 号炉
溶融物	アルミナ	溶融デブリ
過熱度 (K)	100	
融点 (°C)	2047	
密度 (kg/m ³)	3800	
比熱 (kJ/kgK)	1.3	
溶融潜熱 (kJ/kg)	1160	
熱伝導率 (W/mK)	7.5	
粘性係数 (Pa·s)	0.003	11
動粘性係数 (m ² /s)	7.89×10^{-7}	1.20×10^{-3}
凝固までの蓄熱量 (MJ/m ³) (限界固相率=1.0)	4902	3671
凝固までの蓄熱量 (MJ/m ³) (限界固相率=0.70)	—	2259
凝固までの蓄熱量比 1 (限界固相率=1.0)	1	0.75
凝固までの蓄熱量比 2 (限界固相率=0.70)	—	0.46

表 2 流路構造の比較

項目	EPRI/FAI試験	泊 3 号炉
溶融物	アルミナ	溶融デブリ
流路構造比較	円管	
流路内径 (m)	0.05 (50A)	0.108
断面積比	1	4.67
単位長さ当たりの凝固までの蓄熱量比 1 (限界固相率=1)	1	3.49
単位長さ当たりの凝固までの蓄熱量比 2 (限界固相率=0.70)	1	2.15
単位長さ当たりの伝熱面積比	1	2.16
床面から配管水平部までの深さ (m)	0.273	0.8
デブリ堆積高さ (m)	0.18	0.25
ヘッドから計算される流速 (m/s)	2.99	4.6
流速の実測値 (m/s)	0.03 (平均) ~0.19 (最大)	—
デブリの流動距離 (m)	~0.79	2.6

枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

熔融炉心流入後のドレン配管における管壁の侵食量評価

原子炉下部キャビティの床面に目皿が設置されており、床下にドレン配管が設置されている。このため、以下の評価を実施した。

a. 評価体系

- ・ドレン配管内に流入した熔融炉心を円柱で模擬し、**熔融炉心から周囲のコンクリートへの熱伝導が配管内面の全周で均一に生じる**ものとし、両端が水によって除熱されるものとした。

b. 評価条件

- ・熔融炉心の流動距離（円柱の高さ）は、別紙1の評価結果を踏まえ、保守的に目皿から3.0mとした。
- ・崩壊熱は事象発生から1.5時間後の値とした。
- ・水への熱流束は 800kW/m^2 一定とし、有効性評価に比べ、保守的な値を用いている。

c. 評価結果

- ・管壁の侵食量は約0.008mとなった。ドレン配管から原子炉格納容器バウンダリまでの最短距離が約3.3mであることから、コンクリートの侵食が原子炉格納容器バウンダリに到達することは無いことを確認した。（別図2-1参照）

d. 評価の保守性について

本評価では、種々の不確かさを包絡する観点でb.の評価を実施したが、現実的には以下の効果に期待できるものと考えられ、b.の評価には保守性があるものとする。なお、c.のとおりb.の保守的な評価条件であっても、コンクリートの侵食が原子炉格納容器バウンダリに到達することは無い。（別図2-2参照）

・流入量、流入距離の観点

流入量については別紙1に示すとおり、保守的に流動限界固相率を1とした場合の評価においても流動距離は約2.6mであり、流動限界固相率を $0.7^{[3]}$ として考慮すると流入量及び流入距離は更に低減されるものとする。（別図2-2中②参照）

・流入経路の影響

原子炉容器下部から落下した熔融炉心がドレン配管に流入する際には目皿が流入を妨げる要因となりえるが、不確かさがあるものとする。（別図2-2中①参照）

・崩壊熱

崩壊熱については事象発生から1.5時間後の崩壊熱を用いて評価したが、有効性評価のベースケースでの熔融炉心落下時刻は事象発生の約1.6時間後であり、保守的な想定になっているものとする。また、原子炉下部キャビティに落下した熔融炉心が目皿を介してドレン配管に流入するまでの時間を考えると、崩壊熱については更に低減されるものとする。（別図2-2中③参照）

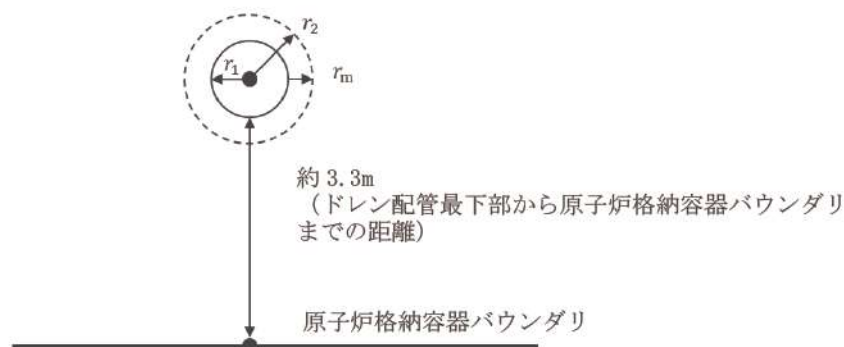
・除熱の形態

水への熱流束については、保守的に 800kW/m^2 一定としているが、現実的には圧力依存性に期待できるものとする。（別図2-2中④参照）

また、ドレン配管に侵入した熔融炉心の冷却材への伝熱は両端からの除熱にのみ期待しているが、侵食が進展した場合、水平な配管の上部には空隙の多い領域が生じるものと考えられ、その領域への水の浸入を考慮すると更に除熱量が増大する。ドレン配管の格納容器サンプ側からは代替格納容器スプレイにより熔融炉心落下後も水が供給されるため、水が枯渇する状況は考えにくい。ドレン配管内での熔融炉心・コンクリート相互作用による非凝縮性ガスの発生及びドレン配管内への流出により、空隙部に水が侵入できない可能性が考えられるが、その場合は非凝縮性ガスによる熔融炉心からの除熱に期待できるものとする。（別図2-2中⑤参照）

・ 更なる感度解析の確認結果

目皿からのドレン配管の全長は約8mであるが、これが溶融炉心で満たされた、本評価よりも更に極端なモデルを仮定しても、管壁の侵食量は約0.05mに留まり、原子炉格納容器バウンダリまでの最短距離（約3.3m）には余裕があることを確認している。



別図2-1 原子炉下部キャビティドレン配管評価のイメージ

e. コンクリート侵食時に発生する非凝縮性ガスの挙動

- ・ 管壁の侵食量が約 0.008m となるまでに侵食されるコンクリートの体積は、ドレン配管へのデブリ侵入距離を 3.0m とした場合、

$$3.0 \times (0.062^2 - 0.054^2) \times \pi = 0.009 \text{ m}^3$$

となる。この侵食によってコンクリートに含まれる CO₂ が全て気体として放出されると仮定すると、

$$\begin{aligned} \text{質量} &: 0.009 \times \square \times \square = \text{約}0.24\text{kg} \\ \text{体積} &: 0.24/44 \times 22.4 = \text{約}0.12\text{Nm}^3 \end{aligned}$$

となる。また、上記の体積のコンクリートに対して MCCI が生じた場合、約 0.17kg の水素が発生することとなる。管内に溶融炉心が流入した後は、管内の水による冷却や侵食に伴って空隙が発生すると考えると、発生した非凝縮性ガスは管壁に沿って排出されるものと考えられる。

これらの非凝縮性ガスについては、MCCI 事象における溶融炉心冷却モデルの不確かさを考慮した解析では、ジルコニウム-水反応によって約 53.5kg の水素が発生することから、上記のコンクリート侵食の評価結果を踏まえて数百 g 程度の非凝縮性ガスの発生を考慮しても、MCCI 事象における溶融炉心冷却モデルの不確かさを考慮した解析結果に包絡されており、原子炉格納容器圧力及び原子炉格納容器内の気体組成に有意な影響を及ぼすものではないと考える。

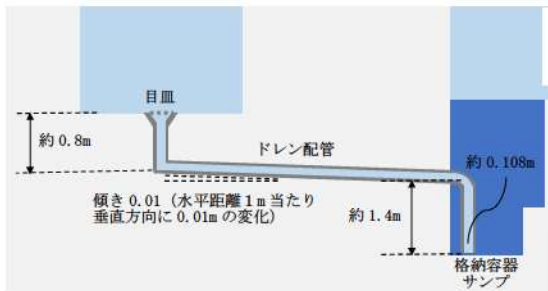
以上

参考文献：

- [3] C. Journeau, et al., “Ex-vessel corium spreading: results from the VULCANO spreading tests,” Nuclear Engineering and Design, vol.223 (2003) 75-102

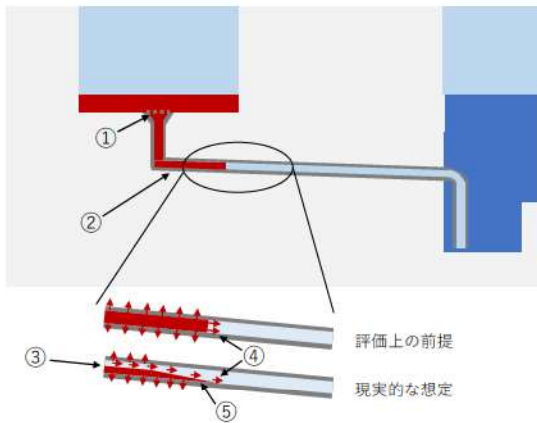
枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

○溶融炉心落下に備えて水張りされた原子炉下部キャビティの状態



- ・ 溶融炉心落下に備えた水張りにより、目皿及びドレン配管内含め、水で満たされた状態

○溶融炉心落下後の原子炉下部キャビティの状態



- ・ 溶融炉心落下後、溶融炉心が目皿からドレン配管内に侵入したと仮定した状態
 - ・ 評価に対し、以下の不確かさ又は保守性があると考え
- ① ドレン配管へ溶融炉心が進入するには、目皿が流入を妨げる要因となりえる
 - ② 流動限界固相率を 1 とした場合、流動距離は約 2.6m であるが、当該係数を 0.7 として考慮すると流入距離及び流入量は更に低減される可能性があること
 - ③ 溶融炉心の崩壊熱については事象発生から 1.5 時間後の値を用いたが、ベースケースでの格納容器下部への溶融炉心落下は事象発生から約 1.6 時間後であり、溶融炉心落下後にドレン配管に流入するまでの時間もあることから、崩壊熱の設定には保守性があること
 - ④ 評価では水への除熱量を保守的な値として 800kW/m^2 としているが、現実的には圧力依存に期待でき、かつ、水と接する面の表面積も現実的にはより大きいと考えられることから、更なる除熱効果が得られると考えられること
 - ⑤ 溶融炉心によるドレン配管の侵食により管壁と溶融炉心の間に空隙部が生じ、侵食に伴う非凝縮性ガスの流出又は冷却材の侵入による更なる除熱に期待できる可能性があること

別図 2-2 原子炉下部キャビティドレン配管への溶融炉心の流入のイメージ

原子炉格納容器下部に落下する溶融デブリ評価条件と 落下後の堆積に関する考慮

1. 溶融デブリの評価条件

泊3号炉では、MCCIの評価にMAAPコードを用いている。MCCIの評価においては、全炉心に相当する量が溶融炉心として原子炉下部キャビティに落下するものとしており、この溶融炉心には炉内構造物等を考慮している。溶融炉心の拡がりに関する評価条件を表1に示す。

2. 泊3号炉のMCCIの評価における溶融炉心の堆積高さ

泊3号炉のMCCIの評価では、落下した溶融炉心が原子炉下部キャビティに一樣に拡がるものとしており、この場合、堆積高さは□mとなる。原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心と原子炉下部キャビティの位置関係を図1に示す。図1に示すとおり、原子炉下部キャビティの開口部（連通管・小扉）までは、□m以上あることから、仮に溶融炉心が全量落下しても原子炉下部キャビティ以外に溶融炉心が拡がる恐れはないと考える。

3. 溶融炉心の堆積高さの不確かさ

(1) 原子炉下部キャビティの構造物等の影響

原子炉下部キャビティには、様々な構造物が存在しており、その構造物が堆積したデブリにより溶融し、デブリ堆積高さが増加する可能性がある。

したがって、制御棒や炉心支持板等の炉内構造物も含めた全炉心相当の UO_2 及びZr等のデブリ容積に加えて、原子炉下部キャビティの構造物等が溶融した場合のデブリ増加分を考慮した場合、原子炉下部キャビティの構造物として、原子炉容器下部の計装案内管及びサポート等を想定した場合においても、デブリ堆積高さは、□mとなり、増加分は□mであることから、原子炉下部キャビティ以外に溶融炉心が拡がる恐れはないと考える。

(2) 溶融炉心の細粒化に伴う影響

溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下する場合、予め原子炉下部キャビティへ水張りを実施していることから、溶融炉心の一部は水中で細粒化すると考えられる。この時、細粒化した溶融炉心の密度が低いと堆積高さが高くなる。

□：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

もっとも厳しい条件として、全量が細粒化した際の堆積高さを評価する。例えば、空隙率が最も大きな粒子の充填状態である、単純立方格子として堆積する場合を仮定すると、空隙率は 0.48 であり、堆積高さは (1) で考慮した堆積高さ m に対し、デブリ堆積高さは m となるが、原子炉下部キャビティ床面から原子炉下部キャビティの開口部までは、 m 以上あることから、細粒化に伴う堆積高さの増加を考慮しても原子炉下部キャビティ以外に熔融炉心が広がる恐れはないと考える。

なお、熔融炉心落下前の原子炉下部キャビティの水位は約 1.5m である。そのため、原子炉下部キャビティの開口部（連通管・小扉）から細粒化した熔融炉心が流れ出ることも懸念されるが、代替格納容器スプレイは継続しており、また代替格納容器スプレイ停止時にも熔融炉心冷却により蒸散した冷却水を補うよう、開口部を通じて原子炉下部キャビティへ流入が続くことから、熔融炉心が流出することはないと考える。

(3) 熔融デブリの落下の位置及び拡がりの影響

原子炉容器から原子炉下部キャビティへの熔融炉心の落下の経路については、計装案内管破損に伴う開口部からの落下等が考えられる。原子炉容器の構造からは、原子炉容器底部の中心に流れ込むと考えられ、原子炉容器底部の中心近傍に開口部が発生し、熔融炉心が原子炉下部キャビティに落下する可能性が高いと推定されるが、開口部の発生箇所については不確かさがあると考える。

泊 3 号炉では、図 3 に示すとおり、原子炉下部キャビティの開口部があるのは、原子炉容器下部ではないため、原子炉容器直下ではない場所に熔融炉心が偏って堆積し、熔融炉心が原子炉下部キャビティの側面の開口部の高さまで到達する状況は考え難い。一方、原子炉下部キャビティの入口扉は、原子炉下部キャビティの端に繋がる通路の奥にあるものの（図 3）、原子炉下部キャビティの床には段差もないことから、熔融炉心が入口扉まで広がる可能性はある。入口扉は金属製であり、熔融炉心の接触により損傷することも想定されるが、入口扉の先は上り階段になっており、階段の先の床上まで約 2.6m の高さがあることから、原子炉下部キャビティ以外に熔融炉心が広がる恐れはないと考える。

以上

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

表1 溶融炉心の拡がりに関する評価条件

項目	設定値	設定根拠
溶融炉心落下割合	100% [] t)	保守的に全炉心相当量が 落下するものとして設定
溶融炉心の組成	図2 参照	MAAP コードによる評価結果 (炉内構造物の組成・質量等を考慮)
原子炉下部キャビティ床面積	[] m ²	設計値 ^(注)

(注) 通路部を除く

表2 原子炉下部キャビティにおいて溶融対象となる構造物の質量及び体積

項目	質量/体積 ^(注1)	備考
燃料 (UO ₂)	[]	[]
被覆管 (Zr)	[]	
制御棒/BP 集合体/ シンプルプラグ (SUS)	[]	制御棒, BP 集合体, シンプルプラグ の合計
制御棒 (その他の金属) ^(注2)	[]	制御棒における Ag, Cd, In の質量
下部炉心支持板/ 炉内計装案内管/ 下部炉心支持柱 (SUS)	[]	下部炉心支持板: [] 炉内計装案内管: [] 下部炉心支持柱: []
原子炉下部キャビティの サポート等 (SUS)	[]	
合計 ^(注3)	[]	

(注1) 質量から体積への換算は以下の密度 (密度は温度によって変化するが、常温での値で代表) を用いているため、体積は参考値扱いである。

UO₂ : 10100 (kg/m³)
 Zr : 6500 (kg/m³)
 SUS : 7860 (kg/m³)
 Ag : 10500 (kg/m³)

(注2) 体積については、制御棒の SUS 以外の金属は割合の多い Ag で代表する。

(注3) MAAP における、原子炉下部キャビティへの落下量は [] であるが、評価では合計値より保守的に設定した数値を使用する。

[] : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

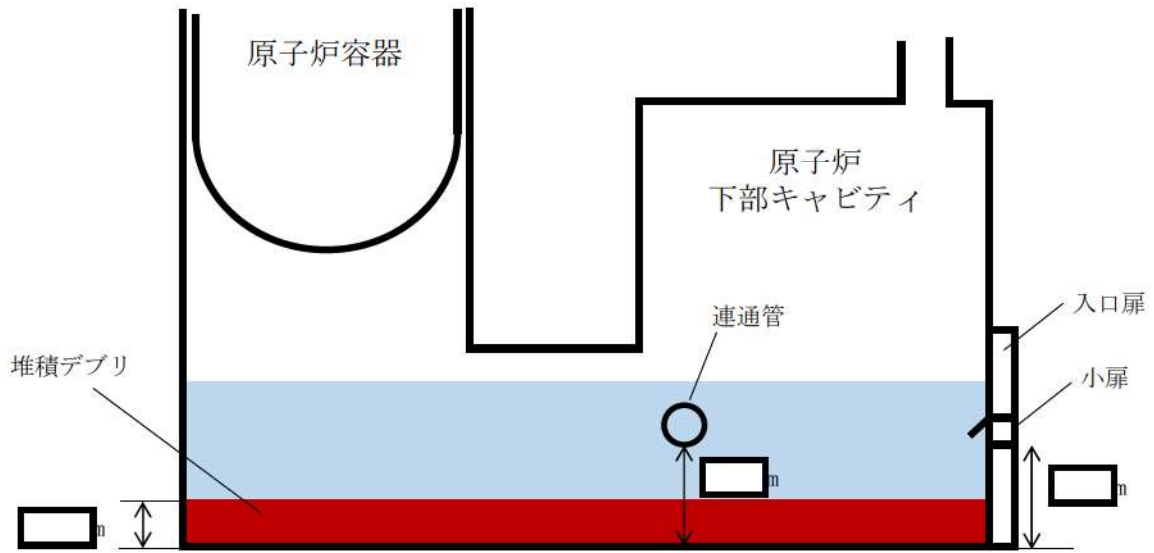


図1 原子炉下部キャビティ堆積デブリ状況



図2 溶融炉心の組成の推移

□ : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

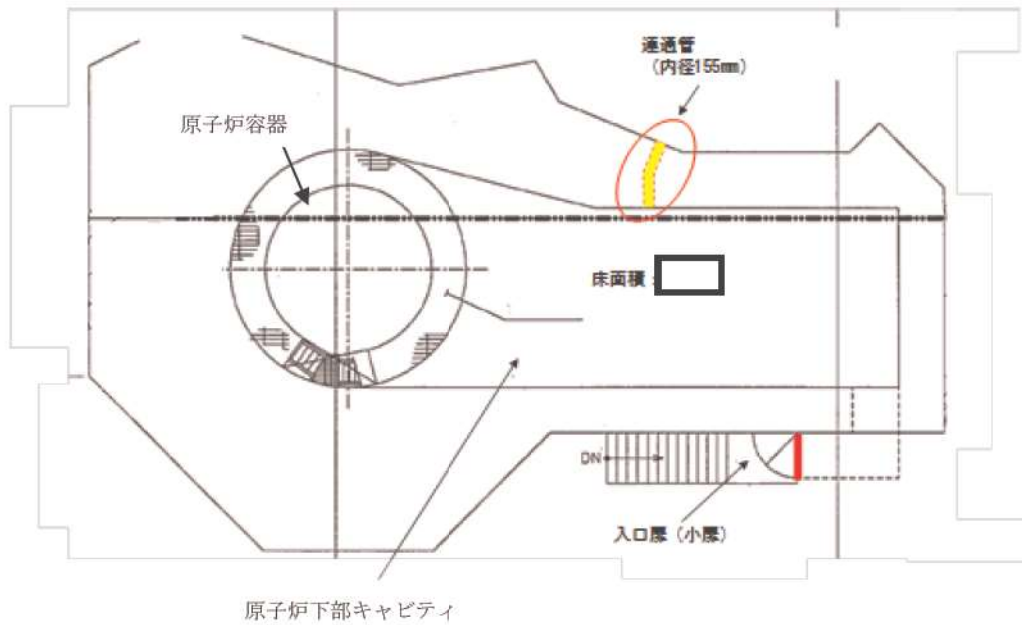


図3 原子炉下部キャビティ内の連通管及び小扉の設置状況

□: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

溶融炉心の堆積高さの評価に関する考え方について

溶融炉心の堆積高さの評価において、考慮した溶融物（コリウム）の考え方について以下に示す。

○原子炉容器内 t

原子炉容器内に存在するコリウムの総量については、原子炉容器内に存在する以下の構造物を考慮した。

- ・燃料集合体 : 157 体全て溶融すると想定
- ・制御棒 : 48 体全て溶融すると想定
- ・BP 集合体・シンプルプラグ : 全て溶融すると想定
- ・炉内構造物 : 炉心よりも下部に存在するものは全て溶融すると想定

○原子炉容器外

原子炉容器外に存在する構造物として、原子炉下部キャビティに存在する炉内計装案内管及びサポート等を考慮した（別紙 1 参照）。

- ・炉内計装案内管及びサポート等 : 全て溶融すると想定（約 t）

上述の考え方に基づき、溶融炉心の堆積高さを算出した。

以上

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

原子炉下部キャビティ内の溶融対象となる構造物について

溶融炉心の堆積高さを評価するにあたり、原子炉容器から溶出したコリウムにより溶融すると推定した原子炉下部キャビティの構造物について以下に示す（図1）。なお、原子炉下部キャビティ水位の計算においては、炉内計装案内管及びサポート等を考慮せず、原子炉下部キャビティ水量とキャビティ幾何形状から水位を算出している。

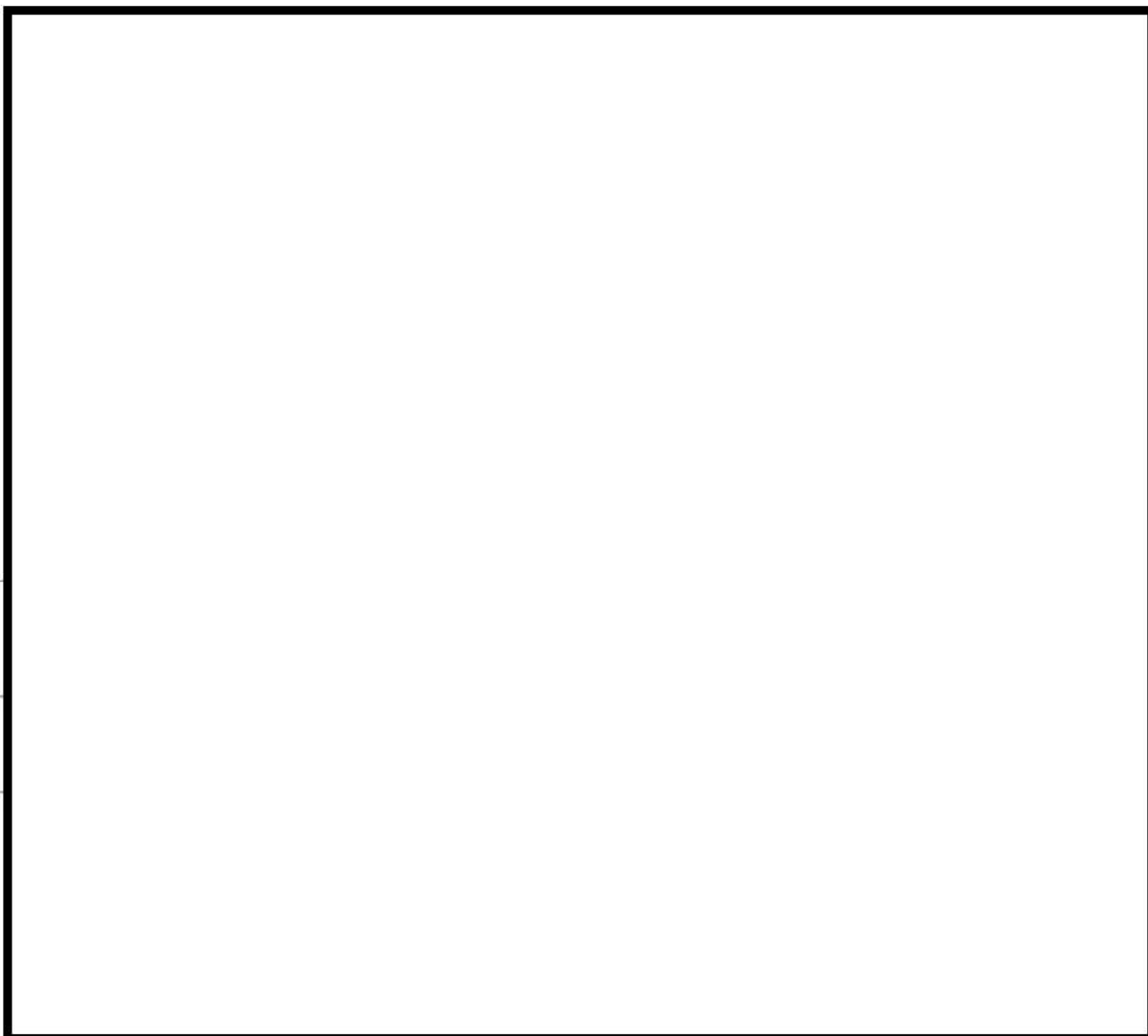


図1 原子炉下部キャビティの溶融対象となる構造物

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

原子炉下部キャビティの原子炉容器破損直後における溶融炉心の冠水評価

原子炉容器破損直後の原子炉下部キャビティ水位における溶融炉心の冠水評価を以下に示す。

(1) 溶融炉心の堆積高さ

溶融炉心の堆積形状を図1に示す。空隙率を考慮したデブリ堆積高さは、 H_{corium} は式(1)で評価する。

$$H_{\text{corium}} = (V_m * (1 - \phi_{\text{ent}}) + V_m * \phi_{\text{ent}} / (1 - \varepsilon)) / S_{\text{cv}} \quad (1)$$

ここで、

V_m : 溶融物体積 (約 17m³)

ϕ_{ent} : 細粒化割合 (約 0.68) (別紙参照)

ε : 空隙率 (0.5) (0.26 (面心立方格子) から 0.48 (単純立方格子) を包絡する値)

S_{cv} : 原子炉下部キャビティ床面積 (m²)

式(1)から溶融炉心体積高さは、 m となる。原子炉容器破損直後の原子炉下部キャビティの水位は約 1.5m であるため、細粒化を考慮した場合においても冠水することが確認できた。

(2) 溶融炉心堆積形状の不確かさ評価

溶融炉心が均一に堆積しない場合の堆積高さについて評価する。

PULiMS 実験において確認された溶融炉心堆積高さと拵がり距離のアスペクト比を適用し、溶融炉心堆積形状を山状と想定すると、均一化した場合と比較して堆積高さが高くなる。

(1) の堆積高さに対して、アスペクト比を考慮した場合の溶融炉心の堆積形状ととして、図2のように連続層については、原子炉下部キャビティの原子炉容器直下の円形部に円柱上に円錐が堆積した形状とする。粒子状デブリは、連続層の上から堆積するものとし、原子炉下部キャビティ全面に一様に堆積する形状を仮定する。ここで、アスペクト比は、PULiMS 試験で得られた 1:16 を想定する*。これを元に、原子炉容器破損直後における溶融炉心の堆積高さを計算した結果、堆積高さは m となる。計算方法は以下のとおりである。

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

- ・連続層は、原子炉下部キャビティのうち原子炉容器直下の円形部分に堆積するものとする。
- ・連続層の円錐部分については、堆積高さが最大となるのは円形部分全面に拡がった場合であることから、原子炉下部キャビティ円形部分の直径 m にアスペクト比を考慮すると、頂点部分の高さは m となる。
- ・円柱部分については、連続層のうち、円錐部分の堆積を除いたものとして求める。
- ・粒子状デブリについては、原子炉下部キャビティ床面に連続層の上から一様に堆積すると仮定して求める。
- ・熔融炉心の堆積高さは上述の連続層と粒子状デブリの堆積高さの合計となる。

なお、熔融炉心堆積形状が山状の場合、均一化した場合と比較して熔融炉心上部水プールとの伝熱面積が増加して、水位低下が早くなる可能性があるが、伝熱面積の増加分は1%未満である。したがって、伝熱面積の増加による原子炉下部キャビティ水位変化への影響は小さく、熔融炉心露出までの時間への影響は小さい。

※PULiMS 実験のうち、熔融物量が比較的大きい E4 実験において、平均堆積高さ 41mm に対して、拡がり距離は 740 mm×560 mm となっている（表 1，図 3）。アスペクト比としては 1：18～1：14 程度となっており、おおよそ 1：16 程度の拡がり挙動を示している。デブリ堆積高さの評価としては、空隙率や炉内及び原子炉下部キャビティ内の構造物量等の保守的な設定をしているため、不確かさ評価として考慮するアスペクト比としては、実験結果に基づく平均的な値として 1：16 を適用し評価を行う。

PULiMS 実験は熔融物を水中に落下した実験であり、連続層と粒子状デブリを含めたデブリ全体としての堆積高さに関する知見として適用できるものである。本評価では、デブリ堆積高さを高くするため、連続層は原子炉下部キャビティ床面のうち、原子炉容器直下の円形部に、円柱状の上にアスペクト比 1：16 の円錐が堆積し、その上に粒子状デブリが原子炉下部キャビティ床面全面に堆積する形状を仮定する。

：枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

溶融炉心の堆積形状については不確かさが大きいので、粒子状デブリの堆積の偏り等により、溶融炉心の一部が露出する可能性は否定できない。また、溶融炉心が落下する際に原子炉容器下部にある計装案内管及びサポート等の構造物が溶融せずに、溶融炉心がこれらに堆積し一部が露出する可能性もある。

ここでサンプルケースとして、溶融炉心が仮に偏心して堆積した場合を考慮するために、原子炉容器中心部直下ではなく、原子炉容器中心部直下と壁面との中間地点を円錐の頂点にしたケース（図4）及び壁面を円錐の頂点にしたケース（図5）の堆積高さを算出した。

堆積高さは中間地点を円錐の頂点にしたケースは [] m、壁面を円錐の頂点にしたケースは [] m となり、どちらのケースでも溶融炉心は冠水している。（図2のケースは [] m）

次に仮想的に原子炉下部キャビティ水面から溶融炉心を露出させる条件として、粒子状デブリが連続層の上にしか積もらない想定で堆積高さを算出する。堆積高さが最も高くなる壁面に偏心して堆積するケースで算出した結果、堆積高さは [] m であり、原子炉容器破損直後の原子炉容器下部キャビティ水位が約 1.5m であるため、 [] m 露出し、露出した溶融炉心の体積を計算すると約 1.2m³ となった。

この露出した溶融炉心が過熱蒸気を生成すると仮定し、その場合過熱蒸気から飽和蒸気にするために必要な熱量 Q_A は、

$$Q_A = Q_{\text{decay}} \times (\text{露出した溶融炉心体積}) / (\text{全溶融炉心体積})$$

Q_{decay} : 原子炉容器破損直後の崩壊熱 (MW)

この熱量 Q_A を除熱するために必要なスプレイ流量 W_A は、

$$W_A = Q_A / (h_g - h_{\text{sp}})$$

W_A : 熱量 Q_A を除熱するために必要なスプレイ流量 (kg/s)

h_g : 飽和蒸気エンタルピー (kJ/kg)

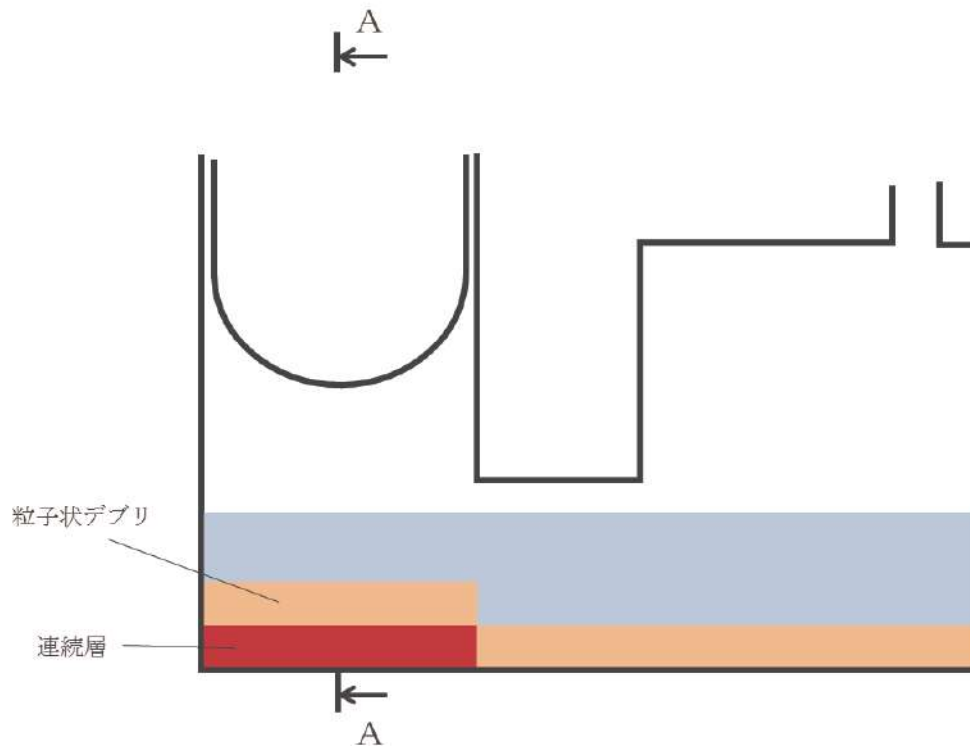
h_{sp} : スプレイ水エンタルピー (kJ/kg)

[] : 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

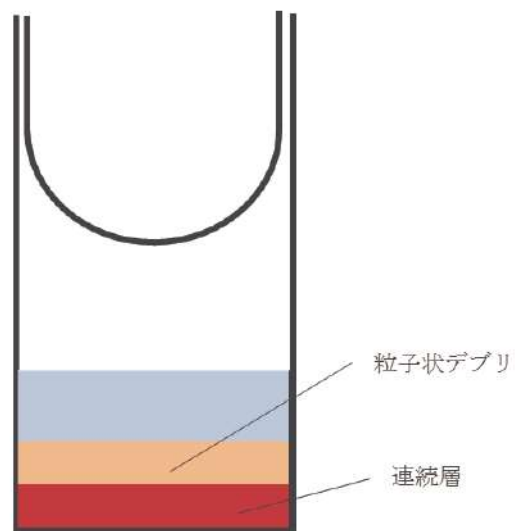
露出した溶融炉心が発生させる過熱蒸気を除熱するために必要なスプレイ流量は約 $3.3\text{m}^3/\text{h}$ であり、代替格納容器スプレイ流量 $140\text{m}^3/\text{h}$ に対して約 2.4%であるため、仮に原子炉下部キャビティで過熱蒸気が発生した場合でも十分に除熱することが可能と考える。

なお、本評価では原子炉容器破損直後の原子炉下部キャビティ水位（約 1.5m）にて評価を実施しているが、代替格納容器スプレイは継続するため原子炉下部キャビティ水位は上昇し、仮に原子炉容器破損時に一部の溶融炉心が露出したとしても時間とともに冠水する。また、原子炉下部キャビティ水中に落下した溶融炉心により水蒸気が発生し、露出している溶融炉心は水蒸気により冷却される。このため、溶融炉心の一部が露出したとしても原子炉格納容器の健全性には影響はないと考えられる。

- [1] A. Konovalenko, et al., “Experimental Results on Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt coolant Interaction,” Proceedings of NUTHOS-9, N9P0303, Taiwan (2012).

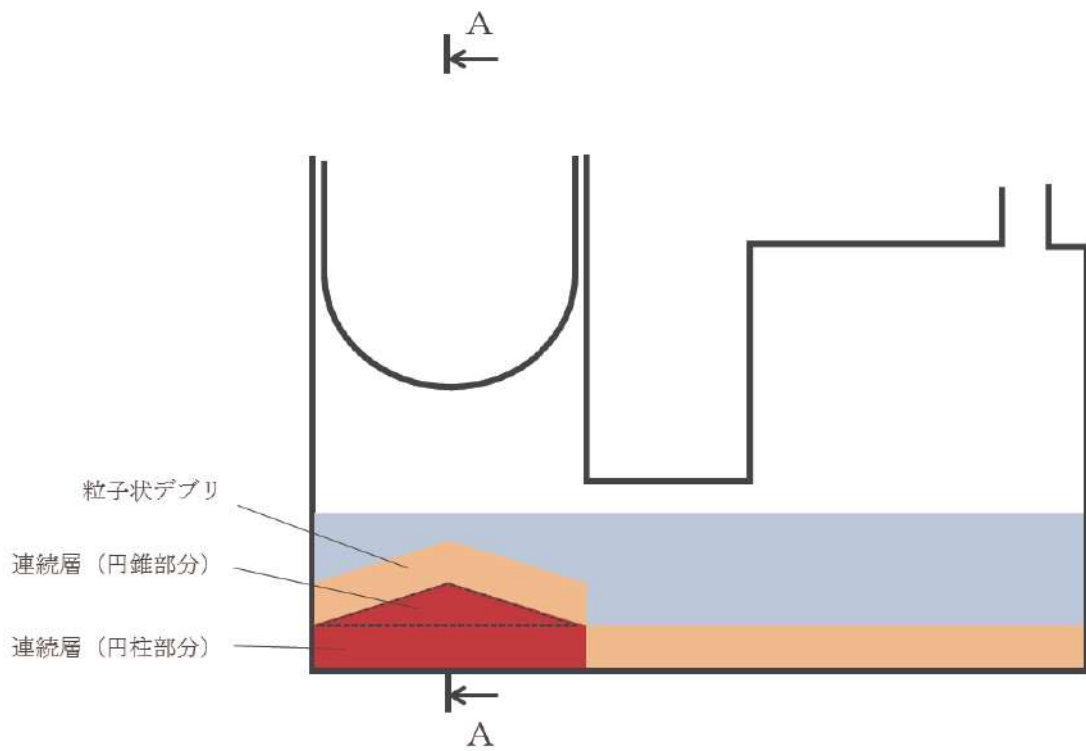


断面図

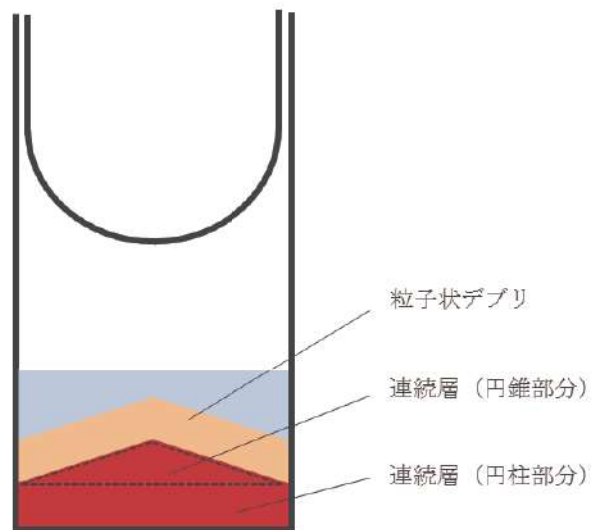


A-A

図1 熔融炉心堆積形状



断面図



A-A

図2 熔融炉心堆積形状（不確かさ考慮）

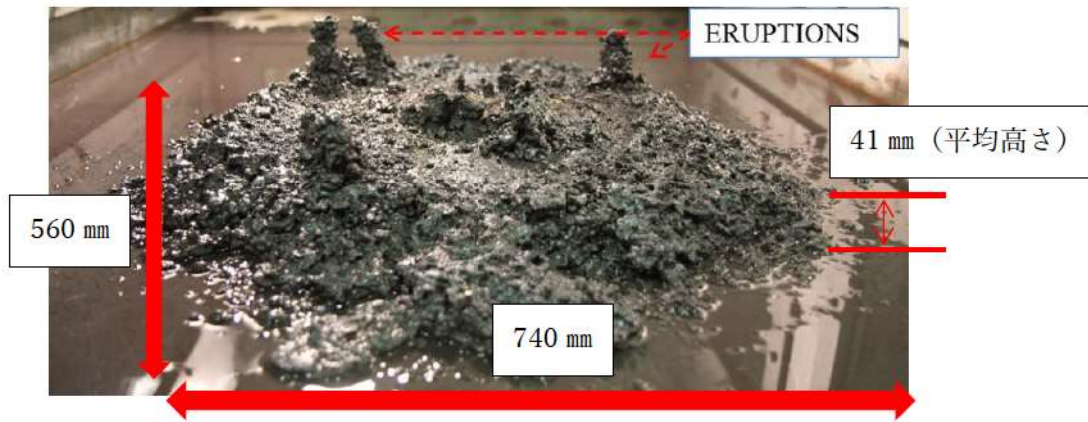


図3 PULiMS 実験結果 (E4) ^[1]

表1 PULiMS 実験条件と結果^[1]

Table 1. PULiMS-E test matrix with initial conditions.

Parameter	PULiMS tests				
	E1	E2	E3	E4	E5
Melt material	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	Bi ₂ O ₃ -CaO	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	Bi ₂ O ₃ -WO ₃	ZrO ₂ -WO ₃
Melt mass composition, %	42.64-57.36 eutectic	30-70 non-eutectic	42.64-57.36 eutectic	42.64-57.36 eutectic	15.74-84.26 eutectic
Melt jet diameter, mm	20	20	20	20	20
Jet free fall height, mm	400	400	400	400	400
Initial melt volume, L	3	3	10	6	6
Initial melt mass, kg	23.4	7.5	78.1	46.9	41.2
T _{sol.} , °C	870	1027	870	870	1231
T _{liq.} , °C	870	1027	870	870	1231
Melt temperature in the funnel upon pouring, °C	1006	1350	1076	940	1531
Water pool depth, mm	200	200	200	200	200
Water temperature, °C	79	78	75	77	72

Table 2. Measured and estimated properties of the debris beds in PULiMS-E tests.

Parameter	Exploratory PULiMS tests			
	E1	E3	E4	E5
Melt release time, (sec)	10	15	12	~8.7
Total size $x \times y$, mm	460x440	~750x750	740x560	-
Cake size $x \times y$, mm	~430x320	~750x750	711x471	~400x420
Max debris height, mm	93	unknown	106	50
Area averaged debris bed height, mm	31	~30	30	22
Volume averaged debris bed height, mm	50	unknown	41	28
Debris height under injection point, mm	48	unknown	50	39
Total area occupied by cake, m ²	0.14	~0.44	0.30	0.14
Measured particulate debris mass, kg	~4	unknown	2.9	-
Measured particulate debris mass fraction, %	~20%	unknown	~6.8%	-
Solidified cake mass, kg	~20	unknown	39.5	13.6
Measured debris bed volume, L	~4.2	unknown	8.9	~3.1
Estimated total cake porosity	0.29	-	0.36	0.37
Symmetry of the spread	non-sym.	unknown	non-sym.	symmetric
Steam explosion	no	yes	no	yes
Cake formation	cake	no cake	cake	cake
Measured melt superheat, °C	136	206	70	300
Measured melt superheat in the pool, °C	121	77	48	90
Estimated loss of melt superheat due to jet interaction with coolant, °C	15	129	22	210

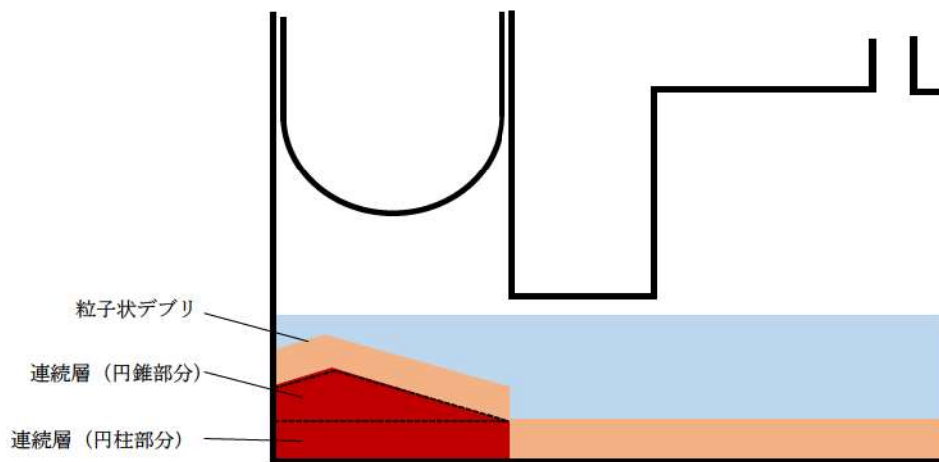


図4 原子炉容器と原子炉下部キャビティ壁の間を中心に堆積するケース

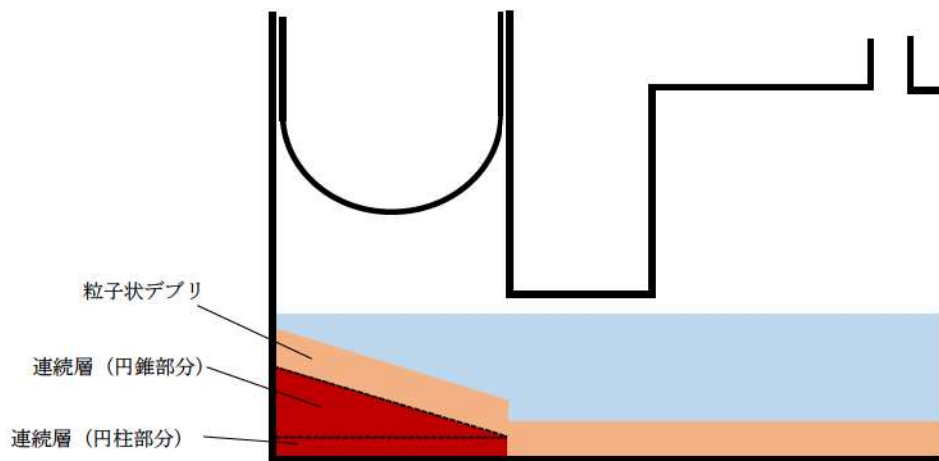


図5 原子炉下部キャビティ壁を中心に堆積するケース

細粒化割合の評価

溶融炉心の細粒化の挙動は水深とジェット径に依存するが、スウェーデン王立工科大学 (KTH) の解析研究により得られた凝集モードマップ^[1]に基づく、実機条件では、ジェット径に比べて水深が浅いため、原子炉下部キャビティ床に到達した時点では、ほぼすべての溶融炉心がケーキ状に堆積する。

ここでは、細粒化に伴い発生した粒子が堆積することを想定し、原子炉容器破損時に流出する溶融炉心の冷却材中での細粒化割合を以下の Ricou-Spalding 式によって評価している。本相関式は、MAAP においても実装されている。

$$d_{dj} = d_{dj,0} - 2E_0 \left(\frac{\rho_w}{\rho_{dj}} \right)^{3/2} \Delta H_{pool}$$

$$\Phi_{ent} = \frac{d_{dj,0}^2 - d_{dj}^2}{d_{dj,0}^2}$$

ここで、

Φ_{ent} : 細粒化割合

E_0 : エントレイメント係数

ΔH_{pool} : プール水深 (m)

d_{dj} : プール底部における溶融炉心ジェット径 (m)

$d_{dj,0}$: 気相部落下を考慮した水面における溶融炉心ジェット径 (m)

ρ_{dj} : 溶融炉心ジェット密度 (kg/m³)

ρ_w : 水密度 (kg/m³)

評価条件は以下のとおりである。

- ・原子炉下部キャビティ水位：MAAP 解析結果に基づく時間変化を考慮（原子炉容器破損直後は約 1.5m）
- ・溶融炉心ジェット密度：MAAP 解析結果に基づく時間変化を考慮（原子炉容器破損直後は約 8800kg/m³）
- ・気相部落下距離：MAAP 解析結果に基づく時間変化を考慮（原子炉容器破損直後は約 3.4m）
- ・エントレイメント係数：MAAP 推奨値である

以上より評価した結果、細粒化割合（全溶融炉心重量に対する比）は約 68% となる（図 1 参照）。

: 枠囲みの内容は機密情報に属しますので公開できません。

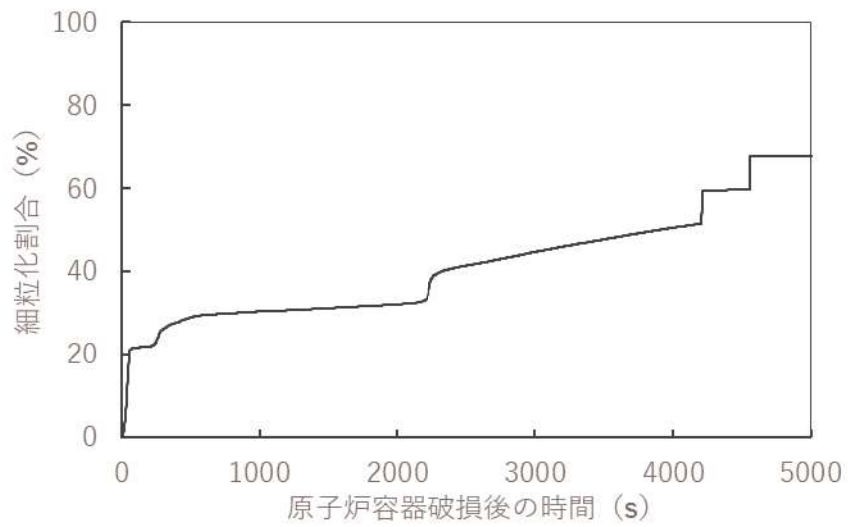


図1 溶融炉心細粒化割合の変化

<参考文献>

- [1] P. Kudinov and M. Davydov “PREDICTION OF MASS FRACTION OF AGGLOMERATED DEBRIS IN A LWR SEVERE ACCIDENT” , NURETH14-543