

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE725 r. 4. 0
提出年月日	令和4年8月31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4年8月
北海道電力株式会社

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)

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PDS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、LOCA，過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能，ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して，原子炉容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流出し，緩和措置がとられない場合には，溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって，原子炉格納容器床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が喪失し，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，原子炉格納容器床へ注水し原子炉格納容器床に落下した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。

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，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，継続的に発生する水素を処理する。長期的には，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、原子炉格納容器床のコンクリート侵食及びこれに伴う非凝縮性ガス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って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

PDS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PDS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、溶融炉心によるコンクリート侵食の

発生観点で厳しい。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PDSは、破断規模が大きく、ECCS注水機能喪失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PDS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に比べ破断規模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」と同様のシーケンスとなる。

本評価事故シーケンスにおいて、熔融炉心・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次系内核分裂生成物挙動

c. 原子炉格納容器における重要現象

- ・区画間の流動
- ・スプレイ冷却
- ・水素濃度変化
- ・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
- ・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核分裂生成物挙動

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な、原子炉系、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解析コードとしてMAAPを使用する。

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、事象初期については設計基準事故時の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、要員の配置による他の操作に与える影響、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については、「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ット侵食深さの原子炉格納容器パラメータの変化を第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、事象発生の約1.6時間後に原子炉容器破損に至り、溶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。溶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、溶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。

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る原子炉下部キャビティへの注水により、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。

「6.2.2.2 有効性を確認するための評価項目の設定」の(1)，(2)，(3)，(4)，(5)及び(7)に示す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する。

(6)に示す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する。

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要員の配置による他の操作に与える影響及び操作時間余裕を評価する。

本評価事故シーケンスは、事象進展が緩やかであり、運転員等操作

であ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により、原子炉格納容器内部に注水することで溶融炉心によるコンクリート侵食を抑制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、炉心溶融開始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外の溶融燃料－冷却材相互作用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カ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外における溶融燃料－冷却材相互作用の不確かさとして、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。

落下時に細粒化等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側面に近いと、溶融炉心が原子炉下部キャビティ側面に接触する場合がある。解析上では、側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側面は約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、原子炉下部キャビティ床面、側面とも、約5mmのコンクリート侵食が発生する。

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、側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側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，最確値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，原則，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としていることから，その中で有意な影響を与えると考えられる炉心崩壊熱，1次冷却材の流出流量及び格納容器再循環ユニットの除熱特性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

炉心崩壊熱を最確値とした場合，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，炉心溶融開始が遅くなり，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。

また，炉心崩壊熱を最確値とした場合，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。

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，炉心溶融開始が早まる。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「(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、運転員等操作時間に与える影響はない。

格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、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。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。

(b) 評価項目となるパラメータに与える影響

炉心崩壊熱を最確値とした場合、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、熔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、熔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、落下した熔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。

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7.2.5.8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）

格納容器再循環ユニットの除熱特性について、粗フィルタを取り外した場合、解析条件で設定している除熱特性より高くなるため、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇は遅くなるが、原子炉容器破損時点での原子炉下部キャビティ水量には影響しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

b. 操作条件

操作条件の不確かさとして、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、並びに解析上の操作開始時間と実際に見込まれる操作開始時間等の操作時間の変動を考慮して、要員の配置による他の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を評価する。

(a) 要員の配置による他の操作に与える影響

本評価事故シーケンスの要員の配置による他の操作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

炉心溶融開始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、炉心崩壊熱を最確値とした場合、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、炉心溶融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、「(3) 操作時間余裕の把握」において、事象発生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評価する。

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操作の操作余裕時間を確認するため、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7.2.5.9図及び第7.2.5.10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、60分以上の操作時間余裕があることを確認した。

(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要員の配置による他の操作に与える影響を確認した。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側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、並びにそれらが運転員等操作時間に与える影響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溶融炉心を冷却し、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とを確認した。

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、操作時間余裕がある。また、要員の

配置による他の操作に与える影響はない。

(添付資料7.2.5.2, 7.2.5.3)

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「溶融炉心・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「溶融炉心・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「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、LOCA、過渡事象又は全交流動力電源喪失時に格納容器スプレイ機能、ECCS再循環機能等の安全機能喪失が重畳して、原子炉容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流出する。その結果、溶融炉心からの崩壊熱や化学反応によって、原子炉格納容器床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の喪失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って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、ベースマットに有意な侵食は発生せず、評価項目を満足していることを確認した。長期的には、原子炉下部キャビティに落下した溶融炉心及び原子炉格納容器の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側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，並びにそれらが運転員等操作に与える影響を考慮しても，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，対策の有効性が確認できる範囲内において，操作が遅れた場合でも操作時間余裕があることを確認した。

発電所災害対策要員は，本格格納容器破損モードにおける重大事故等対策の実施に必要な要員を満足している。また，必要な水源，燃料及び電源については，全交流動力電源喪失時においても供給可能である。

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る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り、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プラント過渡解析コード。
炉心熱出力 (初期)	100% (2,652MWt) × 1.02	評価結果を厳しくするよう、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、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、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ルーブル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。

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
		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、炉心溶融、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。 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おける非常用所内交流電源の喪失及び原子炉補機冷却機能喪失の重畳を考慮。 「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。

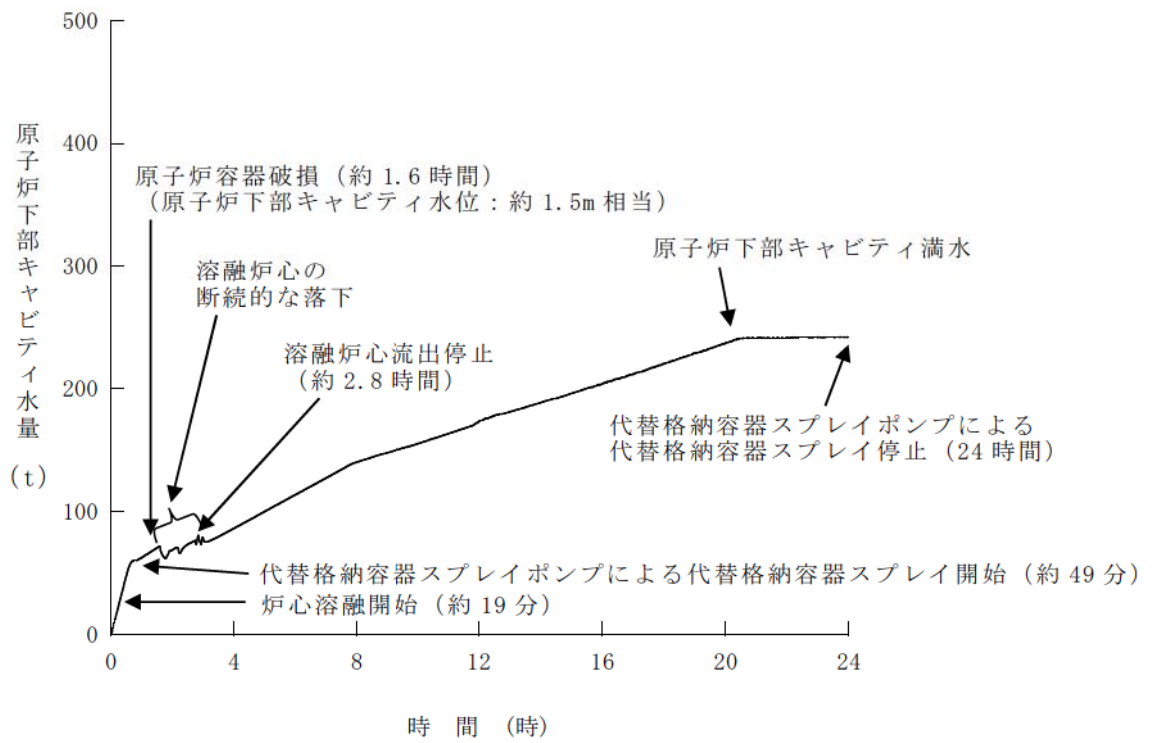
第7.2.5.1表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件
(大破断 LOCA 時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (3/4)

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。
蓄圧タンク保有水量	29.0m ³ (1基当たり) (最小保有水量)		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小保有水量を設定。
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速の上限	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。

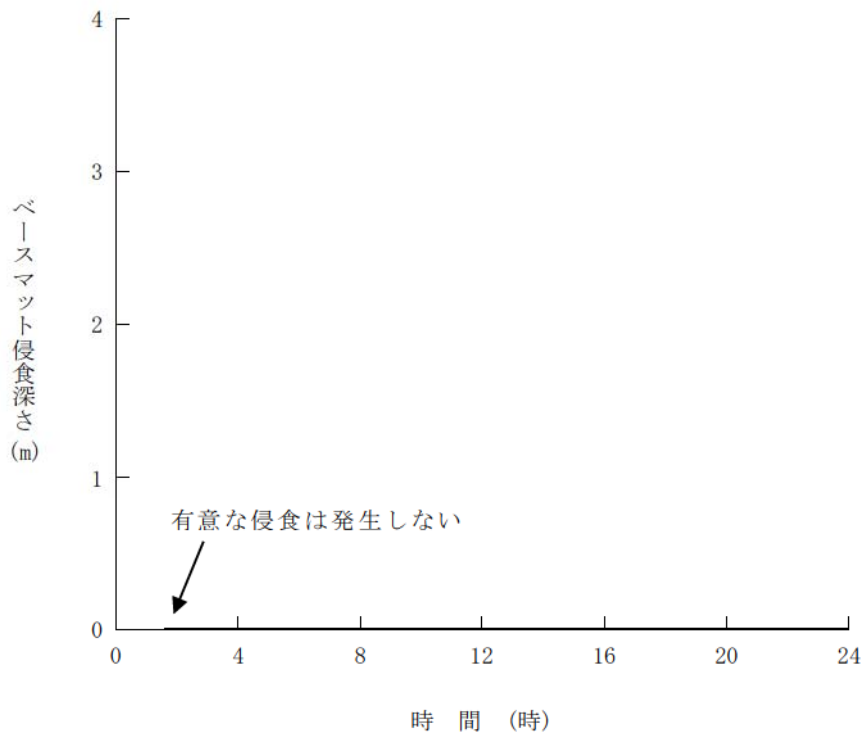
重大事故等対策に関連する機器条件

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)

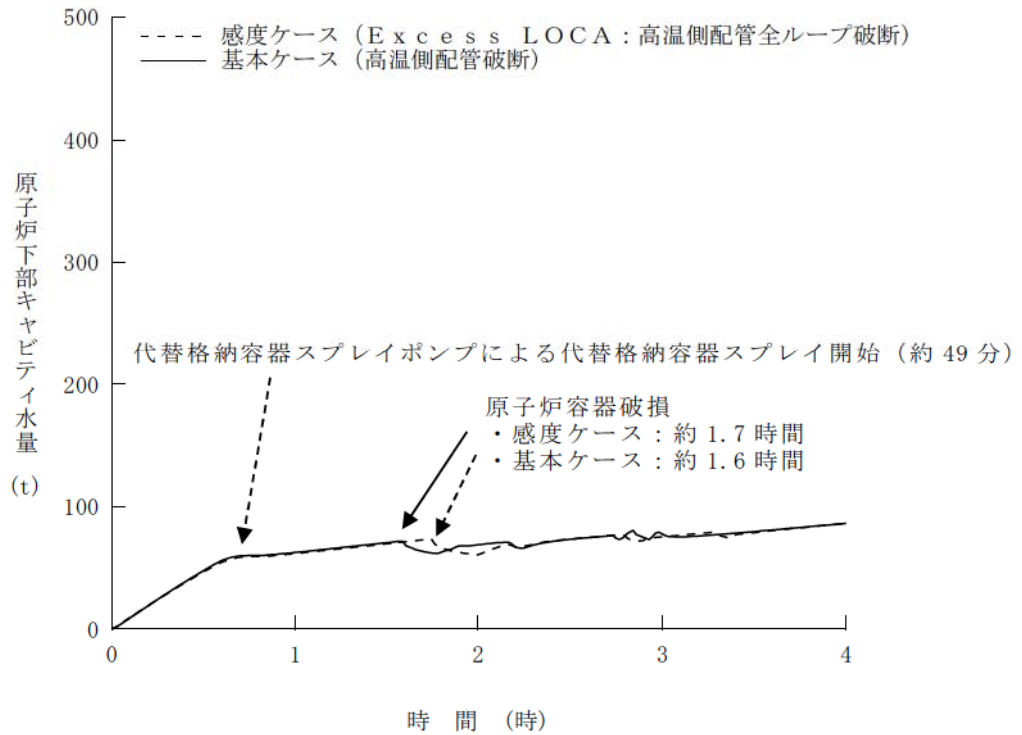
項目		主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に 関連する操作条件	代替格納容器スプレイポン プによる代替格納容器スプ レイの開始	炉心溶融開始の 30 分後	運転員等操作時間として, 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容 器スプレイの開始操作に係る現場操作に必要な移動, 操作等の時間を考慮 して 30 分を想定して設定。
	代替格納容器スプレイポン プによる代替格納容器スプ レイの停止	事象発生の 24 時間後	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
	格納容器再循環ユニットに よる格納容器内自然対流冷 却開始	事象発生の 24 時間後	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自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 24 時間を想定して設定。



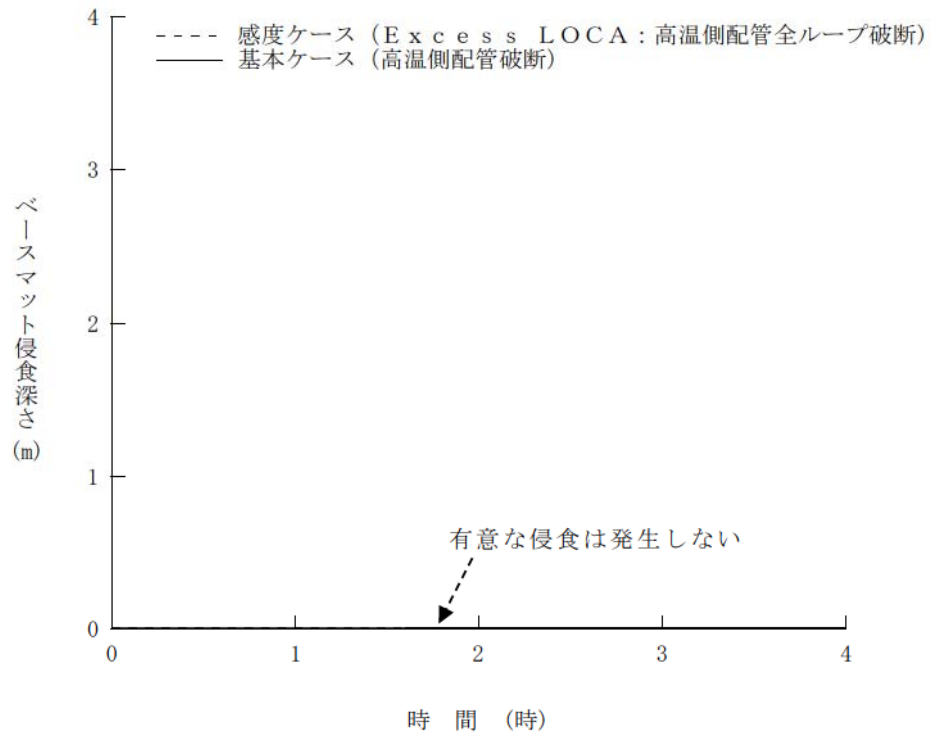
第 7.2.5.1 図 原子炉下部キャビティ水量の推移



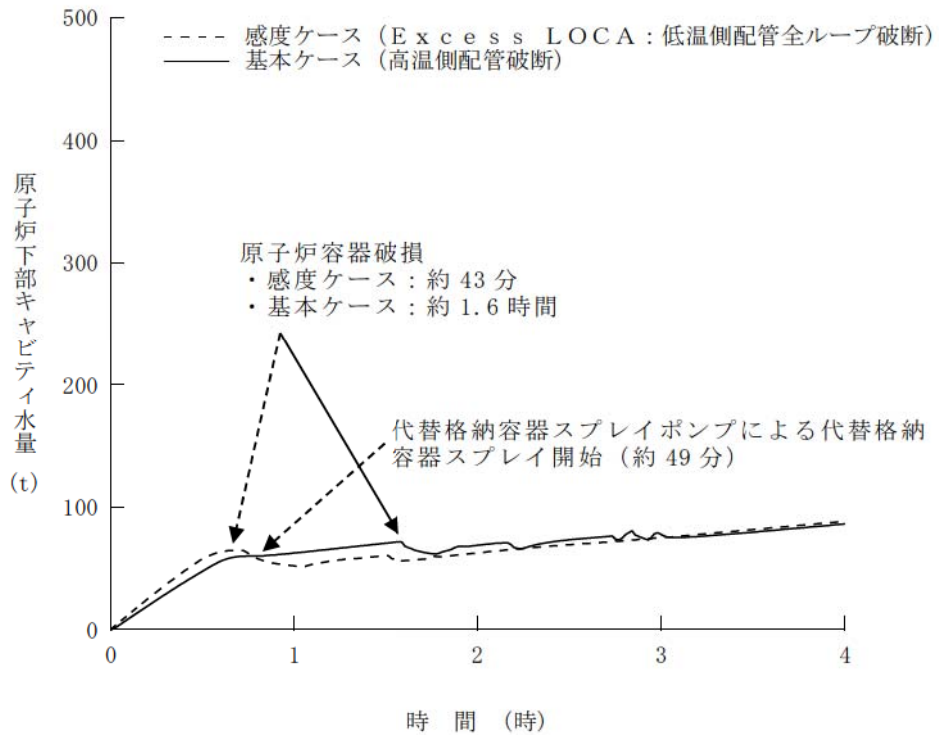
第 7.2.5.2 図 ベースマット侵食深さの推移



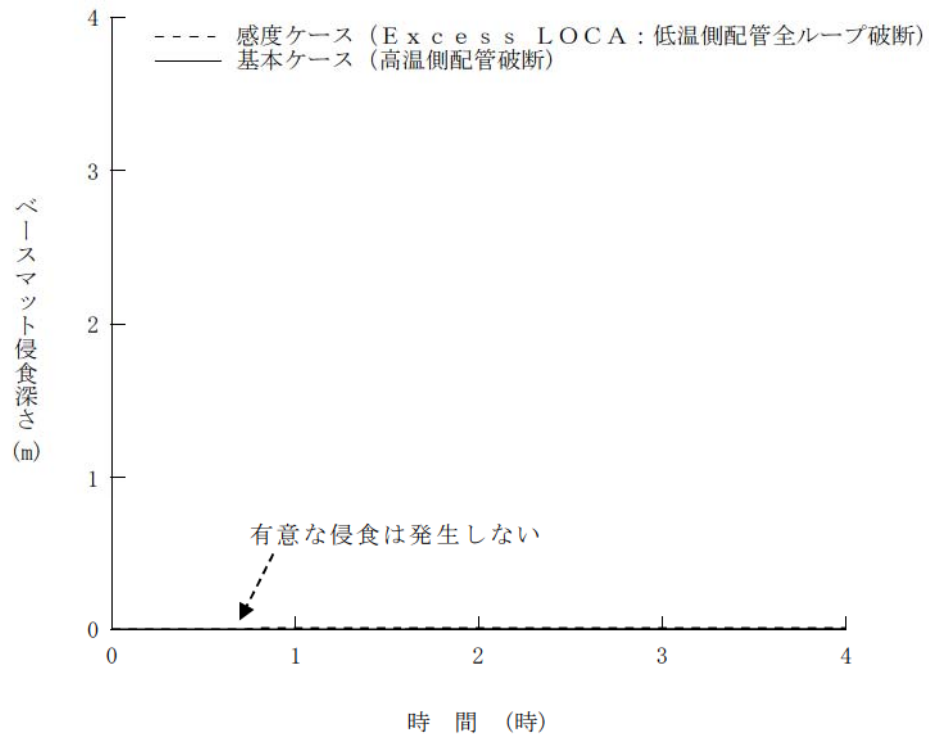
第 7.2.5.3 図 原子炉下部キャビティ水量の推移
 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)



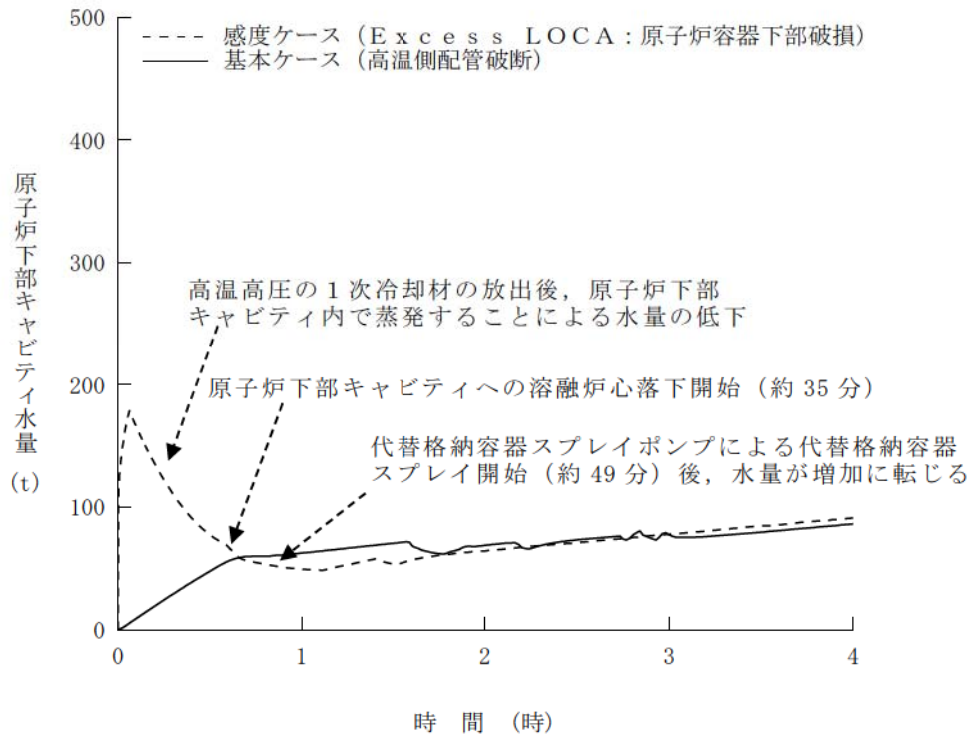
第 7.2.5.4 図 ベースマット侵食深さの推移
 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)



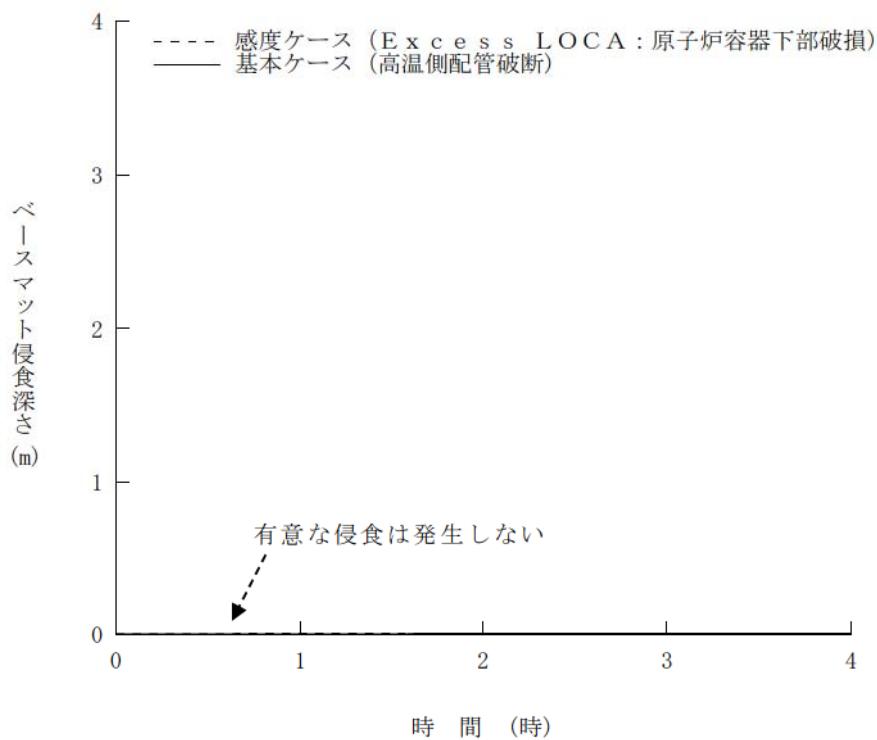
第 7.2.5.5 図 原子炉下部キャビティ水量の推移
 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)



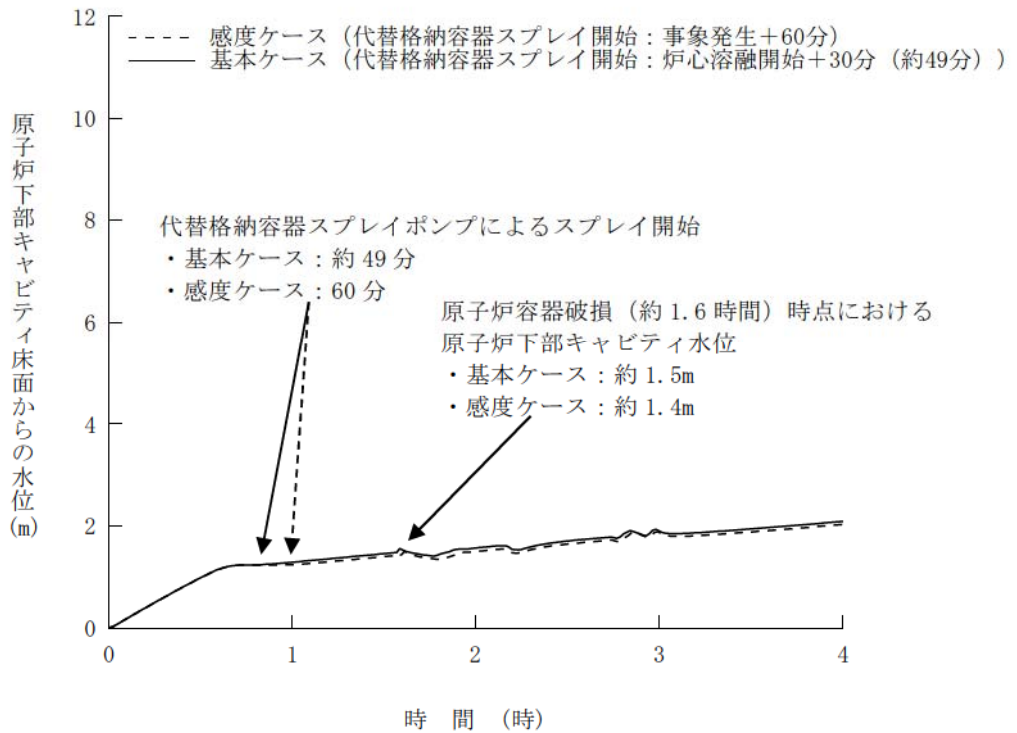
第 7.2.5.6 図 ベースマット侵食深さの推移
 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)



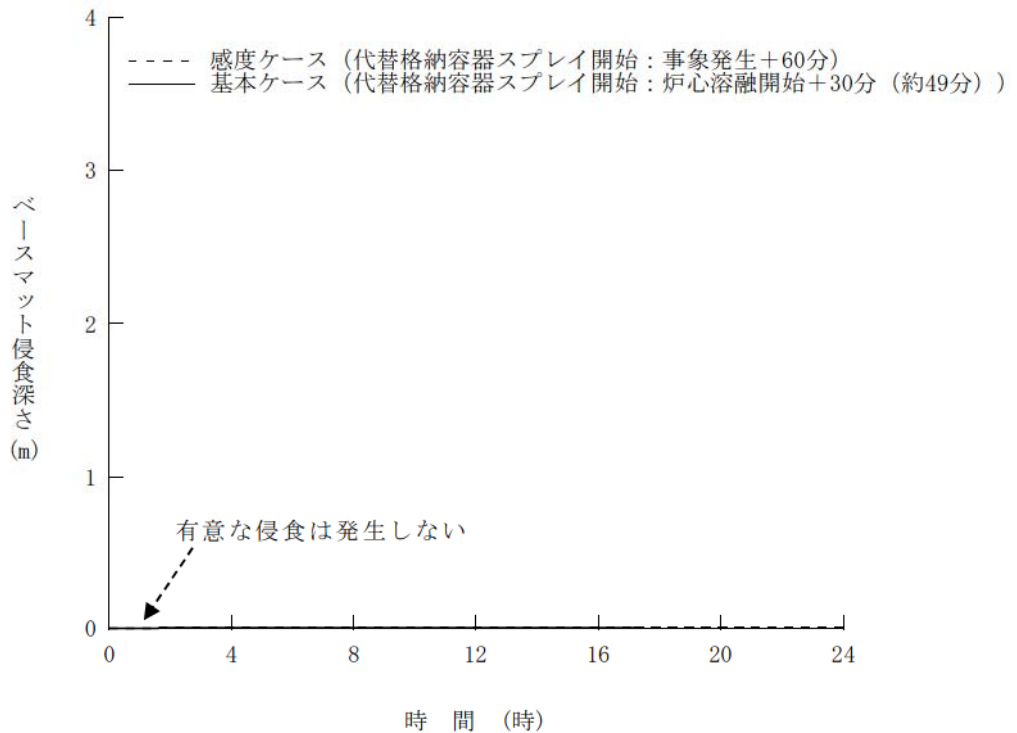
第 7.2.5.7 図 原子炉下部キャビティ水量の推移
 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)



第 7.2.5.8 図 ベースマツト侵食深さの推移
 (原子炉容器下端における破損時の影響確認)



第 7.2.5.9 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 7.2.5.10 図 ベースマット侵食深さの推移
 (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。

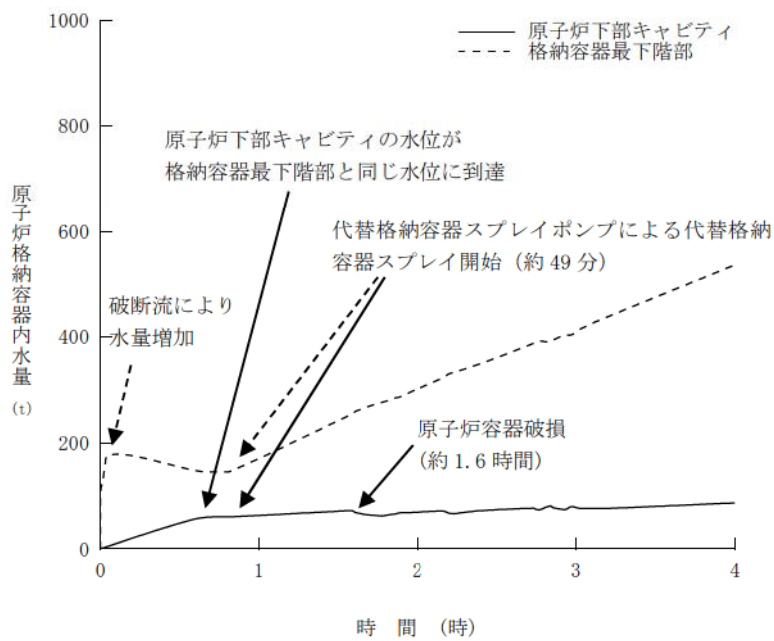


図1 原子炉格納容器内水量の推移

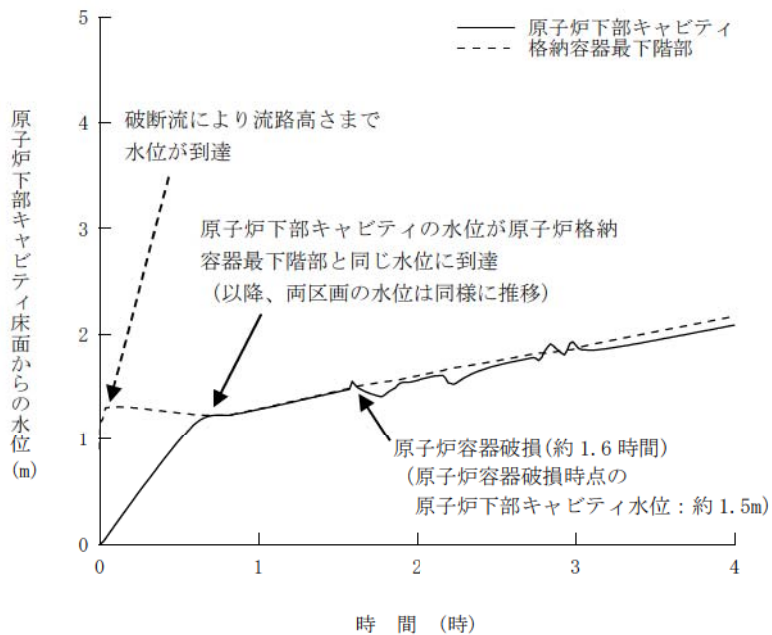


図2 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移

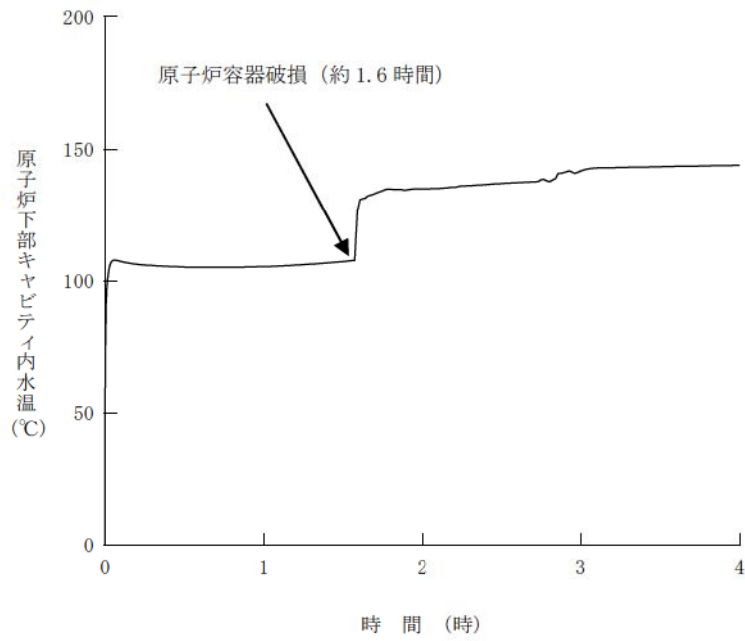


図3 原子炉下部キャビティ内水温の推移

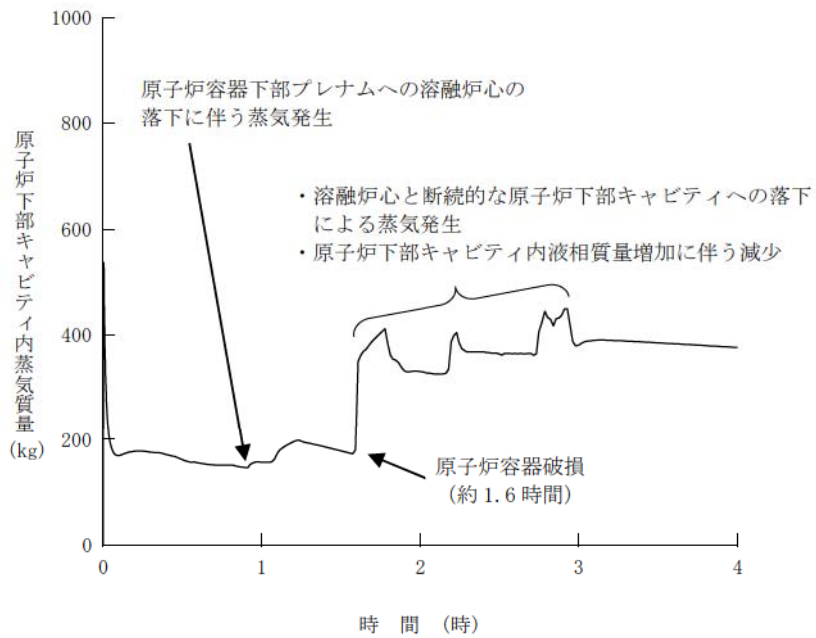


図4 原子炉下部キャビティ内蒸気質量の推移

- (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に示す通り、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。

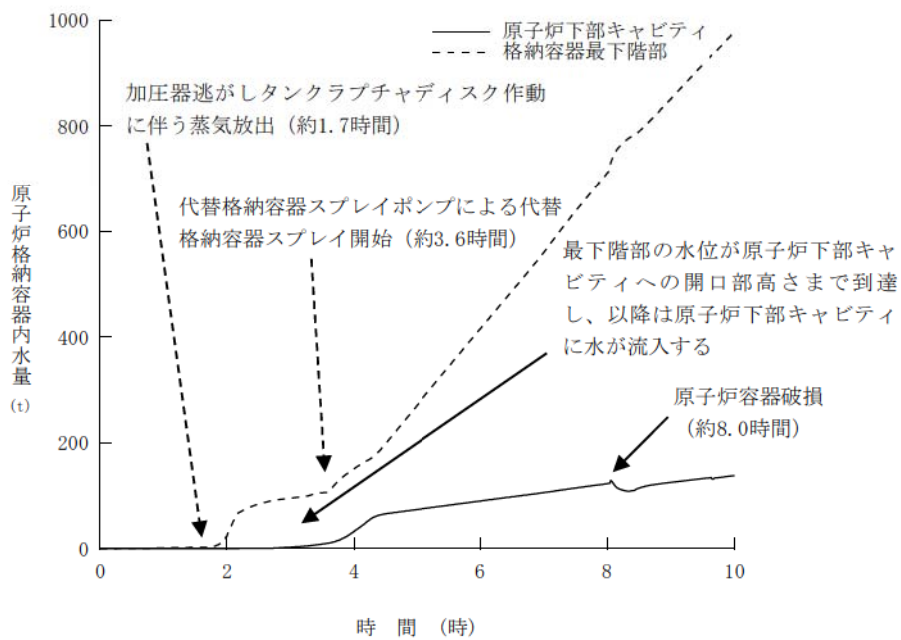


図5 原子炉格納容器内水量の推移

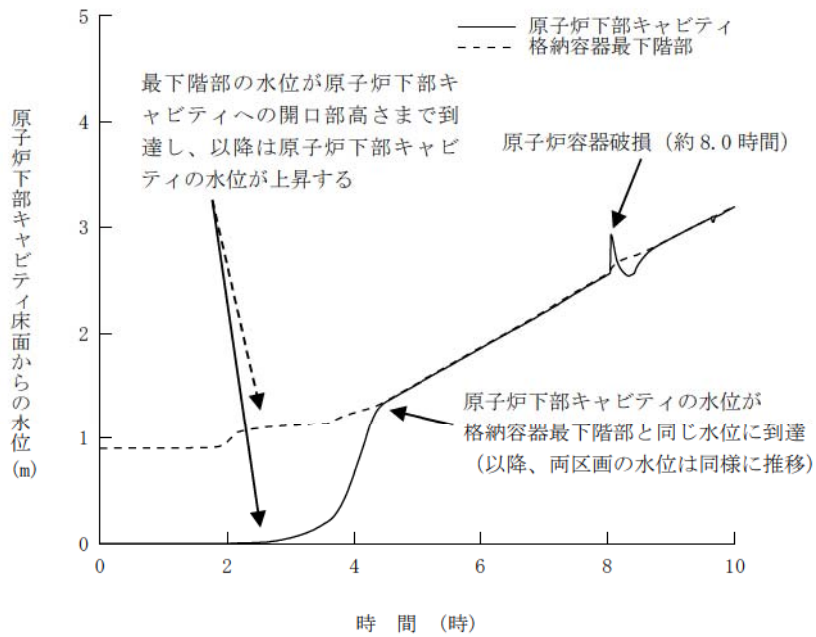


図6 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移

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		○ 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約 30 秒早まるが、下部プレナムへのリロケーション開始時間が約 30 秒早まるが、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。	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約 30 秒早まるが、下部プレナムへのリロケーション開始時間が約 30 秒早まるが、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。	
	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。 ・ 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、炉心ヒートアップに係る感度は小さく、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。	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約 30 秒早まるが、下部プレナムへのリロケーション開始時間が約 30 秒早まるが、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。	
	燃料被覆管酸化	溶融炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ)				
	燃料被覆管変形					
	沸騰・ボイド率変化 気液分離・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となるパラメータに与える影響 (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に与える影響
原子炉格納容器	区画間の流動 (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 (管路高低差や堰高さ) 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の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づき静水頭を起点とする運転員等操作時間となるパラメータに与える影響はない。	原子炉格納容器における区画間の流動の不確かさとして、原子炉格納容器の形状に基づき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。
	スプレイ冷却	安全系モデル (格納容器スプレイモデル)	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はない。
原子炉格納容器 (炉心損傷後)	水素濃度変化	原子炉格納容器モデル (水素発生)	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。	原子炉格納容器における水素発生に係る原子炉格納容器モデルは、TMI事故の再現性が確認されており妥当性がある。また、有効性評価では、MAAP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、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。	原子炉格納容器における水素発生に係る原子炉格納容器モデルは、TMI事故の再現性が確認されており妥当性がある。また、有効性評価では、MAAP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、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。
	リロケーション	溶融炉心挙動モデル (リロケーション)	<ul style="list-style-type: none"> 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。 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時間には与える影響はない。	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仮想的に厳しい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。
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)	<ul style="list-style-type: none"> TMI事故解析における下部プレナム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。 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」及び「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、いずれに対しても、原子炉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、原子炉容器破損時刻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、原子炉容器破損時刻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。
	原子炉容器破損、溶融	原子炉容器破損、溶融	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉容器破損に影響する項目とし「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。 	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仮想的に厳しい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と確認されているが、原子炉容器破損を起点とする運転員等操作時間には与える影響はない。	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仮想的に厳しい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と確認されているが、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ない。
	1次系内FP挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	PHIBIS-PP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考えられる。	炉心損傷後の原子炉容器における1次系内FP挙動に係る核分裂生成物挙動モデルについては、PHIBIS-PP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期に評価するこ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ス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挙動に係る核分裂生成物挙動モデルについては、PHIBIS-PP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期に評価するこ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ス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	運転員等操作時間と与える影響	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」、 「Ricou-Spalding のエントレインメント係 数」、「デブリ粒子の径」及び「原子炉容器 破損口径」に関して格納容器破損防止の「原 子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作 用」の事象をベースとする感度解析を行い、 原子炉容器外 FCI により生じる圧力スパイ クの不確かさを確認。	炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉容器外の溶融燃 料-冷却材相互作用の不確かさとして、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。	炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉容器外の溶融燃 料-冷却材相互作用の不確かさとして、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)	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 ・Ricou-Spalding のエントレインメント 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及び溶融炉心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、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 キャビティ床面での溶融炉心の側面にも期待できる。また、 拡がり面積が大きい場合は、原子炉下部キャビティ側面に接 触して有意な侵食は起きないことを確認した。	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及び溶融炉心と原子炉下部キャ 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、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 部キャビティ床面での溶融炉心の側面にも期待できる。また、 拡がり面積が大きい場合は、原子炉下部キャビティ側面に接 触して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 るパラメータと与える影響はない。	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 るパラメータと与える影響はない。
	溶融炉心とコンク リートの伝熱		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。	炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙 動に係る核分裂生成物挙動モデルについては、ABCOVE 実験解 析において、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、また、左記の重要現象を起点 に操作開始する運転員等操作時間と与える影響はない。	炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙 動に係る核分裂生成物挙動モデルについては、ABCOVE 実験解 析において、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、また、左記の重要現象を起点 に操作開始する運転員等操作時間と与える影響はない。
	原子炉格納容器内 FP 挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	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。	炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙 動に係る核分裂生成物挙動モデルについては、ABCOVE 実験解 析において、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、また、左記の重要現象を起点 に操作開始する運転員等操作時間と与える影響はない。	炉心損傷後の原子炉格納容器における原子炉格納容器内 FP 挙 動に係る核分裂生成物挙動モデルについては、ABCOVE 実験解 析において、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、また、左記の重要現象を起点 に操作開始する運転員等操作時間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 (1/4)

項目	解析条件 (初期条件) 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			
炉心熱出力 (初期)	100% (2,652 MWt) × 1.02	100% (2,652 MWt)	評価結果を厳しくするように、定常誤差を考慮した上限値として設定。炉心熱出力が大きく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。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いており崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなることから、炉心溶解時間、原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなる。よって、最確条件を用いた場合には炉心保有熱の減少により炉心溶解開始を起点とする代替格納容器スプレッドの開始が遅くなる。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無く、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いており崩壊熱及び炉心保有熱が大きくなることから、炉心溶解時間、原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなる。よって、最確条件を用いた場合には炉心保有熱の減少により炉心溶解開始を起点とする代替格納容器スプレッドの開始が遅くなる。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無く、運転員等操作時間に与える影響はない。
1次冷却材圧力 (初期)	15.41+0.21MPa [Gage]	15.41MPa [Gage]	評価結果を厳しくするように、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。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いており1次冷却材圧力が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。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無く、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件に対して定常誤差を考慮した上限値を設定している。MCCIの観点では1次冷却材が放出された後の溶融炉心の挙動、原子炉下部キャビティへのスプレッド等の流入の影響が大きくなり、1次冷却材圧力の初期値が評価項目となるパラメータに与える影響はない。
1次冷却材平均温度 (初期)	306.6+2.2°C	306.6°C	評価結果を厳しくするように、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。	最確条件に対して定常誤差分大きい保守的条件を用いており初期温度 (1次系初期保守エネルギー) が高くなることから、原子炉格納容器へのエネルギー放出が大きくなる。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無く、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件に対して定常誤差を考慮した上限値を設定している。MCCIの観点では1次冷却材が放出された後の溶融炉心の挙動、原子炉下部キャビティへのスプレッド等の流入の影響が大きくなり、1次冷却材温度の初期値が評価項目となるパラメータに与える影響はない。
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型燃料集合体を装着した3ルーブリック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。	最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、炉心溶解開始が遅くなり、炉心溶解開始を起点とする代替格納容器スプレッドの開始が遅くなる。また、最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、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無く、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件の炉心崩壊熱を用いた場合、解析条件で設定している炉心崩壊熱より小さいため、溶融炉心のもつエネルギーが小さくなり、原子炉格納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となり、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。	
蒸気発生器2次側保有水量 (初期)	50t (1基当たり)	50t (1基当たり)	蒸気発生器2次側保有水量の設計値として設定。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響は無く、運転員等操作時間に与える影響はない。	解析条件と最確条件が同様であることから、事象進展に影響は無く、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
原子炉格納容器自由体積	65,500m ³	66,000m ³	設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きい。しかし、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかし、原子炉格納容器の圧力上昇を起点とする運転員等操作は無く、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きい。原子炉格納容器破損時点での原子炉下部キャビティ水量に影響しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
ヒートシンク	設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。	設計値	設計値に余裕を考慮した小さめの値として設定。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きい。しかし、原子炉格納容器の圧力上昇が緩和される。しかし、原子炉格納容器の圧力上昇を起点とする運転員等操作は無く、運転員等操作時間に与える影響はない。	最確条件の原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクを用いた場合、解析条件で設定している原子炉格納容器自由体積及びヒートシンクより大きい。原子炉格納容器破損時点での原子炉下部キャビティ水量に影響しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

初期条件

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を与える影響 (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	運転員等操作時間を与える影響	評価項目となるパラメータを与える影響
	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、炉心溶融、原子炉格納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、炉心溶融開始が遅くなる。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圧力及び温度上昇が遅くなる。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早く、運転員等操作時間を与える影響はない。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早く、運転員等操作時間を与える影響はない。	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、炉心溶融開始が遅くなる。よって、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
	高温側配管の完全両端破断	-	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、炉心溶融、原子炉格納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、炉心溶融開始が遅くなる。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圧力及び温度上昇が遅くなる。また、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早く、運転員等操作時間を与える影響はない。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早く、運転員等操作時間を与える影響はない。	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、炉心溶融開始が遅くなる。よって、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
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機能喪失	ECSS 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、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。	ECSS 又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内への注水されず、溶融炉心によるコンクリート侵食の発生、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。	ECSS 又は格納容器スプレイによる原子炉格納容器内への注水されず、溶融炉心によるコンクリート侵食の発生、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。
	外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失、原子炉補機冷却水機能喪失	外部電源喪失時に非常用所内交流電源喪失、原子炉補機冷却水機能喪失	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所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。	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所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。	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所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。
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。	解析条件が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件が同様であることから、事象進展に影響はない。
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。	解析条件が同様であることから、事象進展に影響はない。	解析条件が同様であることから、事象進展に影響はない。

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 (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に与える影響
	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、運転員等操作時間に与える影響はない。	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に与える影響はない。
	タービン動補助給水ポンプ	事象発生 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に、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、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く、運転員等操作時間に与える影響はない。	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く、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	4.04MPa [gage] (最低保持圧力)	約 4.4MPa [gage] (通常運転時の設定圧力)	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。	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ミングも遅くなる。よって、通常運転時の圧力を用いた場合には炉心溶融開始が遅くなり、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。	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ミングも遅くなる。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) (最小保有水量)	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、炉心損傷のタイミミングを早める観点から最小保有水量を設定。	初期保有水量として最低保有水量を用いることで、炉心への注入量が少なくなる。よって、通常運転時の保有水量を用いた場合には炉心溶融開始が遅くなり、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。	初期保有水量として最低保有水量を用いることで、炉心への注入量が少なくなる。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。
	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く、運転員等操作時間に与える影響はない。	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く、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
代替格納容器スプレイポンプによるスプレイ流量	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計値として設定。	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とする運転員等操作は低下するため、原子炉格納容器圧力が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とする運転員等操作は遅くなる。	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、解析条件で設定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は遅くなるが、原子炉格納容器破損時点での原子炉下部キャビティ水量には影響しないため、評価項目となるパラメータ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)		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。	
格納容器再循環ユニット	2 基	2 基			
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	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。	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、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が、原子炉格納容器破損時には影響しないため、評価項目となるパラメータに与える影響はない。

機器条件

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 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 溶融炉心とコンクリートの伝熱	原子炉下部キャビティ床面の全面	原子炉下部キャビティ床面の全面	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、運転員等操作時間に与える影響はない。	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く、評価項目となるパラメータに与える影響はない。
	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に基づき設定。		
	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。		

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側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側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、側面方向の熱流束は、床面方向の熱流束の 4 倍程度とされている。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が、その詳細については明らかではない。¹

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広がって、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した。

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。侵食深さの観点で考えると、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、側面方向の侵食深さは約 3mm である。側面方向の侵食速度が 4 倍大きいと仮定すると、側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（側面方向の侵食深さ：約 18cm）で包絡される。

次に熱流束の観点で考えると、MAAP 解析では側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 実験同様に側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室の壁面は厚さ 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室の床面は厚さ 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 以上）のコンクリートで覆われている。

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。

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