

泊発電所3号炉審査資料	
資料番号	SAE725 r.3.0
提出年月日	令和3年10月1日

## 泊発電所3号炉

### 重大事故等対策の有効性評価

令和3年10月  
北海道電力株式会社

## 目 次

- 6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方
  - 6.1 概要
  - 6.2 評価対象の整理及び評価項目の設定
  - 6.3 評価にあたって考慮する事項
  - 6.4 有効性評価に使用する計算プログラム
  - 6.5 有効性評価における解析の条件設定の方針
  - 6.6 解析の実施方針
  - 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
  - 6.8 必要な要員及び資源の評価方針
  - 6.9 参考文献
  
- 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
  - 7.1 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故
    - 7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失
    - 7.1.2 全交流動力電源喪失
    - 7.1.3 原子炉補機冷却機能喪失
    - 7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失
    - 7.1.5 原子炉停止機能喪失
    - 7.1.6 ECCS注水機能喪失
    - 7.1.7 ECCS再循環機能喪失
    - 7.1.8 格納容器バイパス
  
  - 7.2 重大事故
    - 7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）
    - 7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
    - 7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用
    - 7.2.4 水素燃焼
    - 7.2.5 溶融炉心・コンクリート相互作用
  
  - 7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故
    - 7.3.1 想定事故1
    - 7.3.2 想定事故2
  
  - 7.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故

- 7.4.1 崩壊熱除去機能喪失（余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失）
- 7.4.2 全交流動力電源喪失
- 7.4.3 原子炉冷却材の流出
- 7.4.4 反応度の誤投入

#### 7.5 必要な要員及び資源の評価

- 7.5.1 必要な要員及び資源の評価条件
- 7.5.2 重大事故等対策時に必要な要員の評価結果
- 7.5.3 重大事故等対策時に必要な水源、燃料及び電源の評価結果

#### 付録

- 付録1 事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス等の選定について（後日提出）
- 付録2 原子炉格納容器の温度及び圧力に関する評価

## 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「熔融炉心・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、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」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
- ・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ツト侵食深さ  
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  
ースマツ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

ベースマツト侵食深さは第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、ベースマツト侵食深さは約3 mmにとどまることから、ベースマツ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熔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11m<sup>2</sup>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可能性がある。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、熔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。

いずれのケースにおいても実機では熔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熔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熔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熔融炉心挙動モデルは、ACE及びSURC実験解析より熔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後の約49分後であるのに対し、事象発生後の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。

(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、重大事故等対策に必要な要員の評価については、「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熔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」、原子炉容器外の熔融燃料－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熔融燃料－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熔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、熔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熔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	本評価事故シーケンス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。	
初期条件	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, 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, 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℃	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。
	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。

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	主要解析条件	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	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。
	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	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視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。
		・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	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。
	外部電源	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	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。

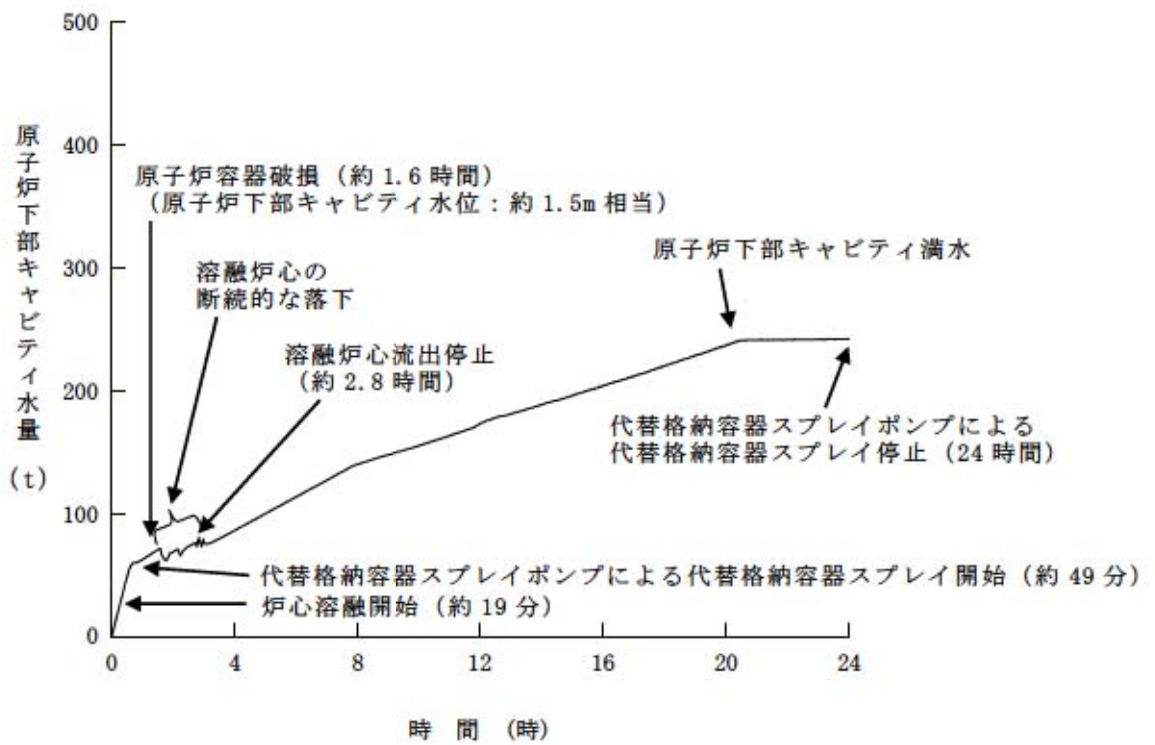
第7.2.5.1表 「溶融炉心・コンクリート相互作用」の主要解析条件  
 (大破断 LOCA 時に低圧注入機能, 高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故) (3/4)

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	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。
	80m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /hから, ミニフロー流量35m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> (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 <sup>3</sup> /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 <sup>2</sup> 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。

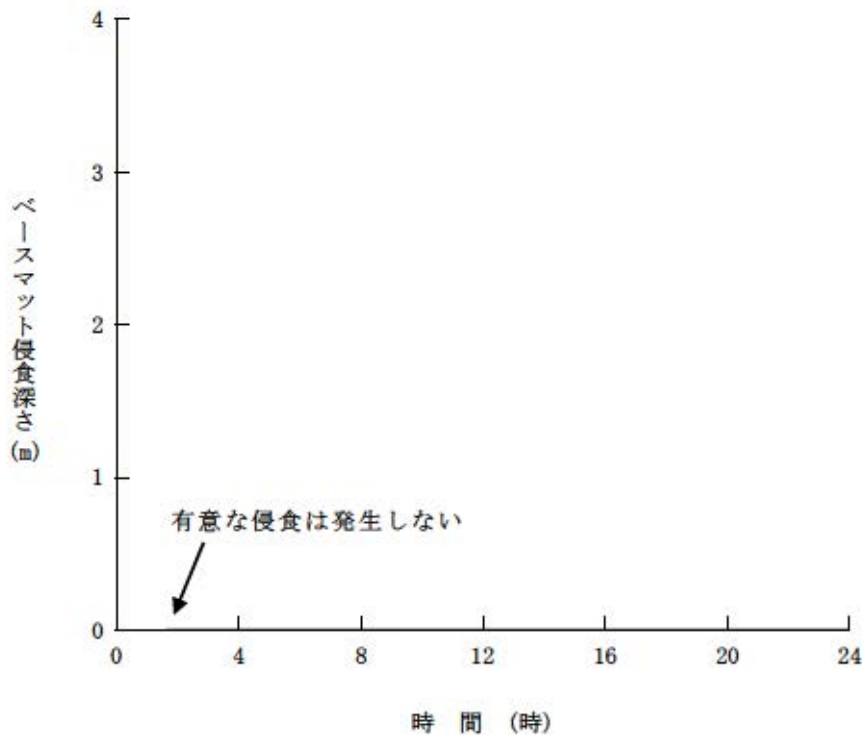
重大事故等対策に関連する機器条件

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)

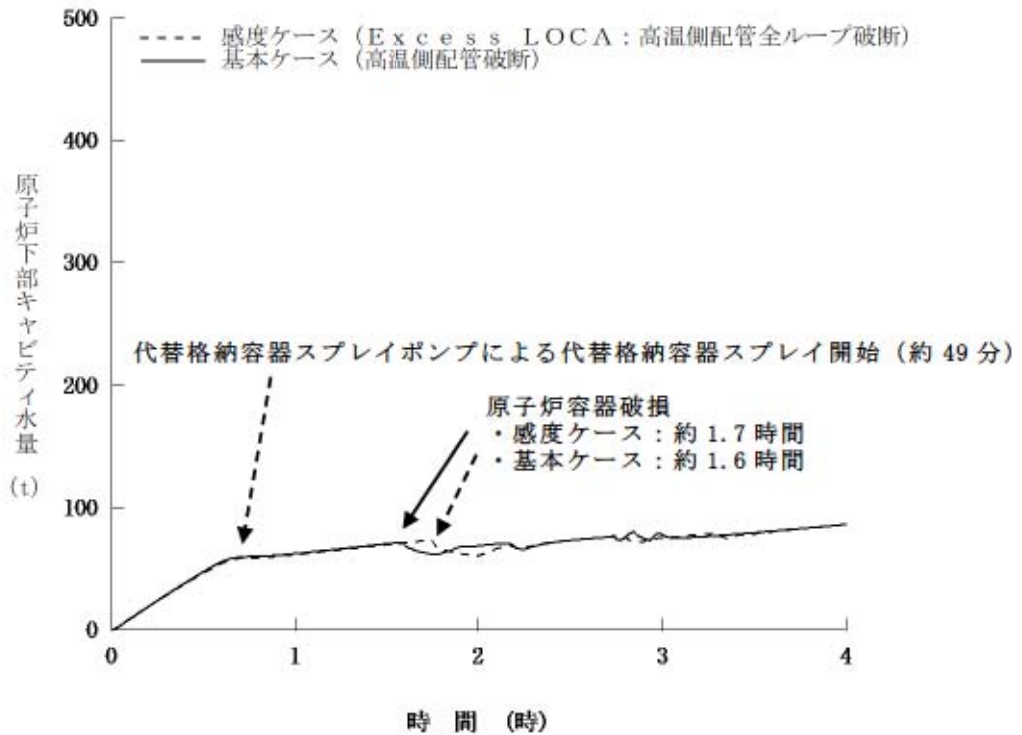
項目	主要解析条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に 関連する操作条件	代替格納容器スプレイポン プによる代替格納容器スプレ イの開始	運転員等操作時間として, 代替格納容器スプレイポンプによる代替格納容 器スプレイの開始操作に係る現場操作に必要な移動, 操作等の時間を考慮 して 30 分を想定して設定。
	代替格納容器スプレイポン プによる代替格納容器スプレ イの停止	格納容器内自然対流冷却開始に伴い停止。
	格納容器再循環ユニットに よる格納容器内自然対流冷 却開始	格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却の開始操作に係る 現場操作に必要な移動, 操作等の時間を考慮して 24 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



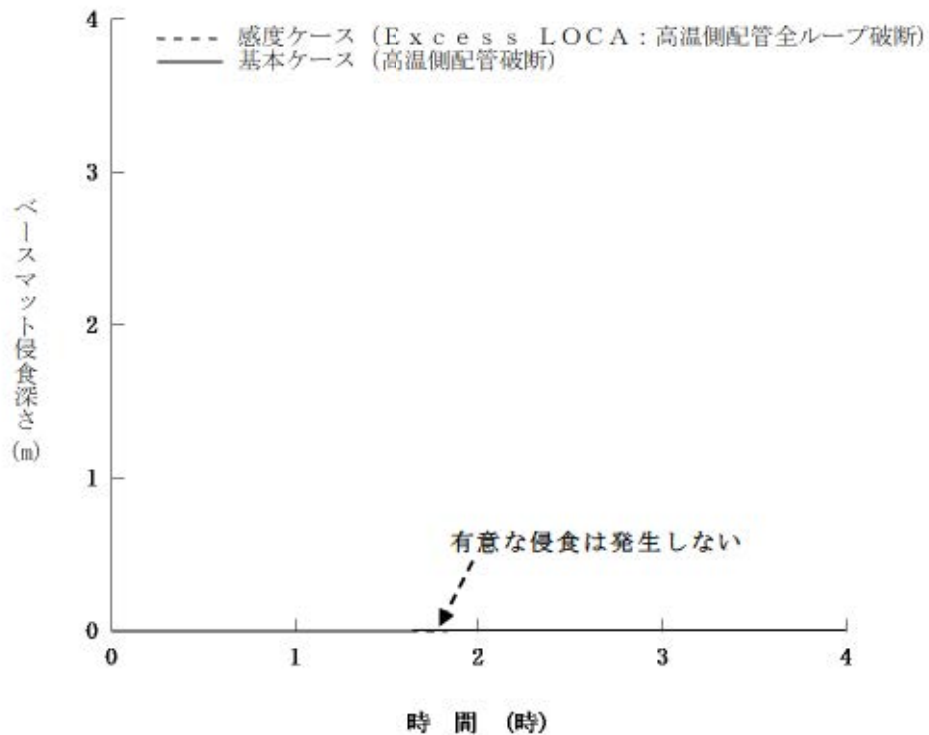
第 7.2.5.1 図 原子炉下部キャビティ水量の推移



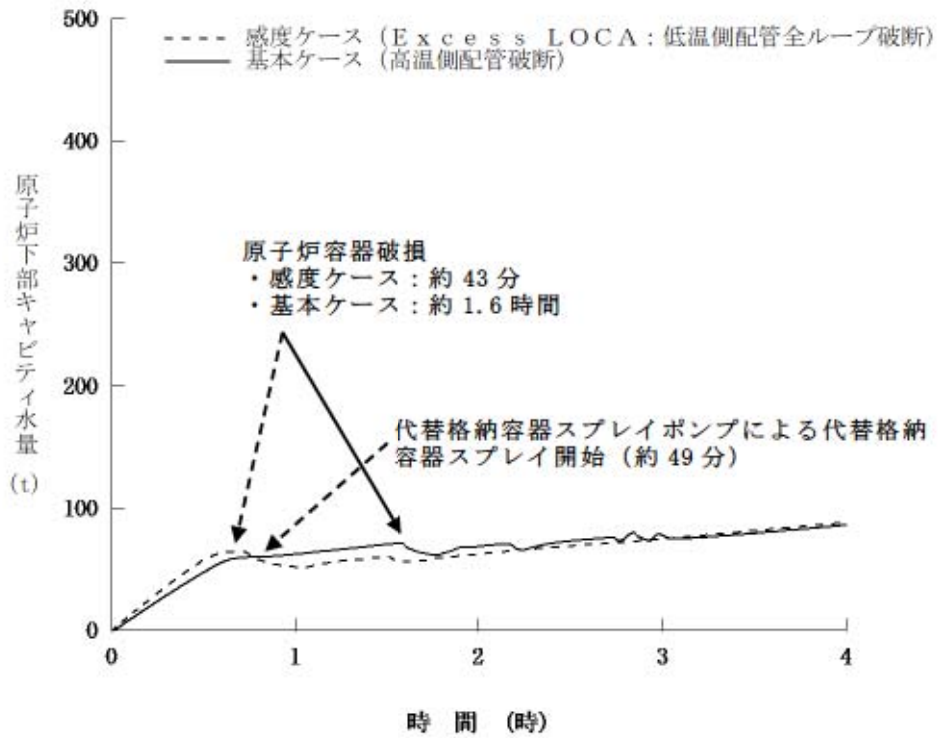
第 7.2.5.2 図 ベースマット侵食深さの推移



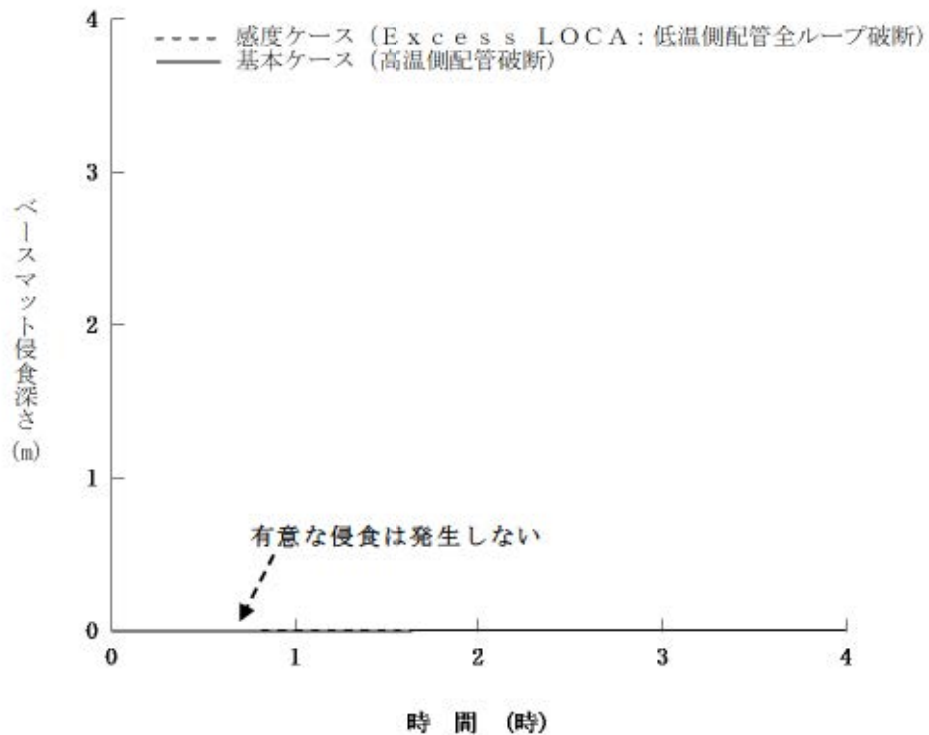
第 7.2.5.3 図 原子炉下部キャビティ水量の推移  
 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)



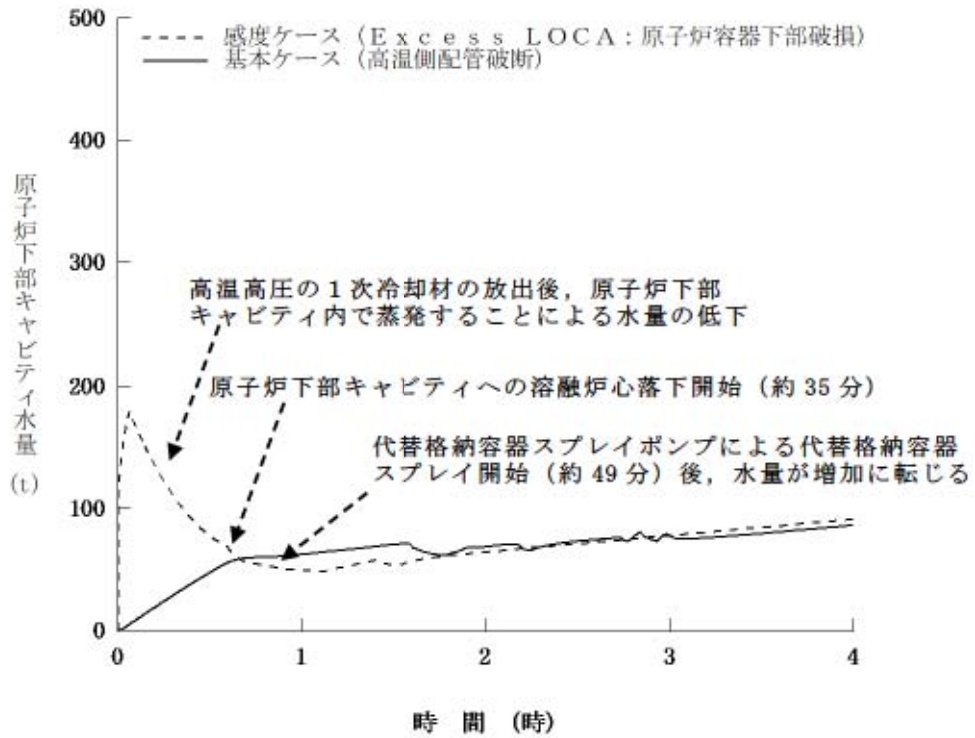
第 7.2.5.4 図 ベースマット侵食深さの推移  
 (高温側配管全ループ破断時の影響確認)



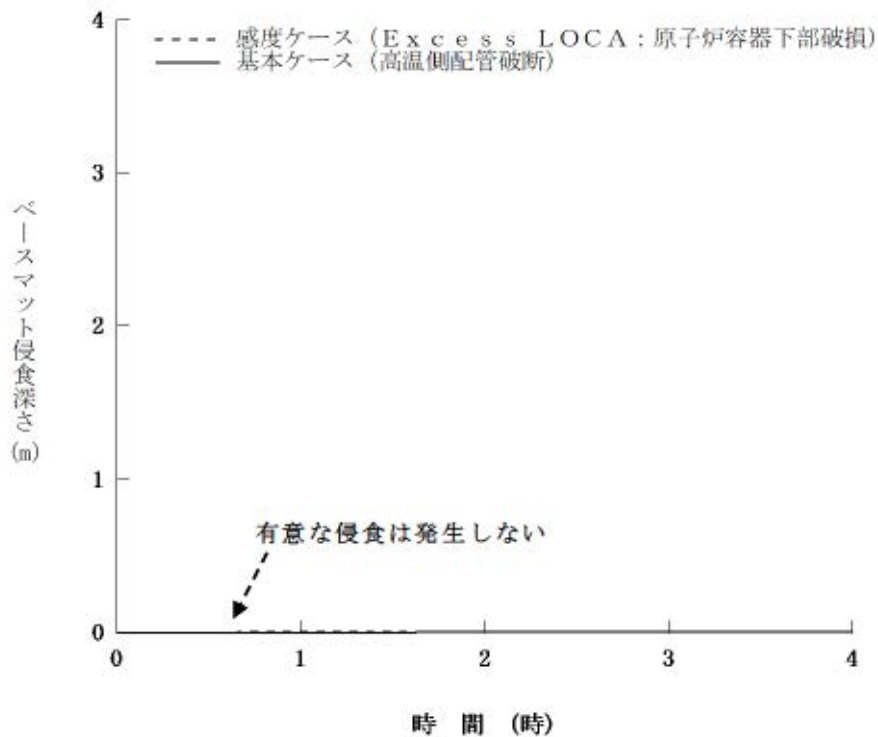
第 7.2.5.5 図 原子炉下部キャビティ水量の推移  
 (低温側配管全ループ破断時の影響確認)



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)

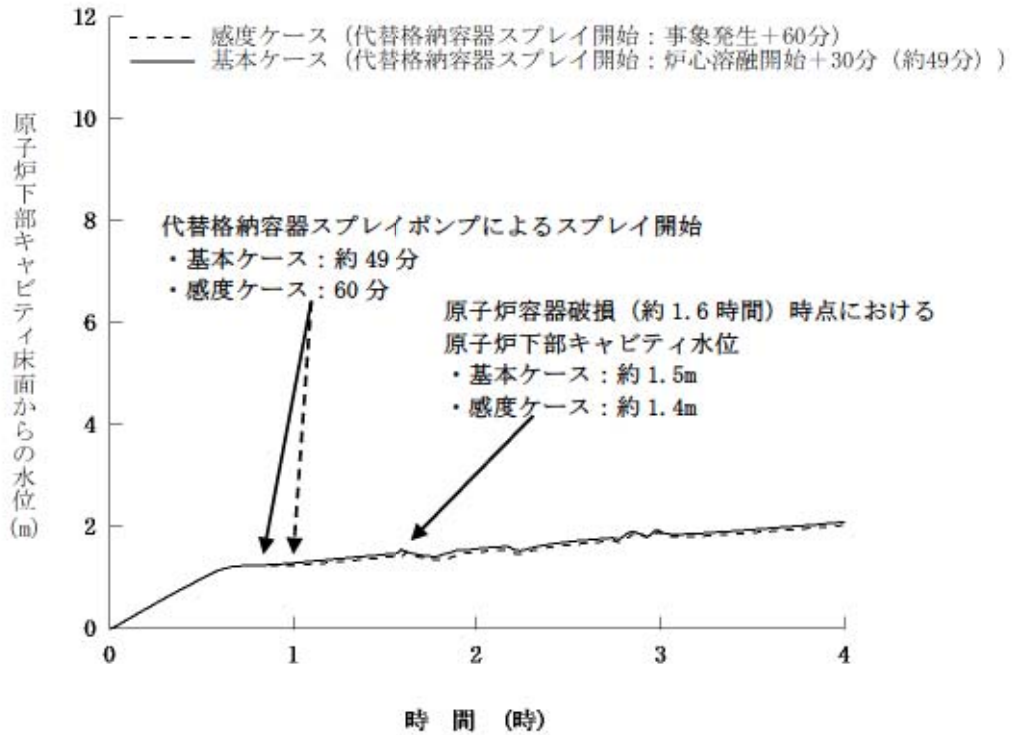


第 7.2.5.7 図 原子炉下部キャビティ水量の推移  
(原子炉容器下端における破損時の影響確認)

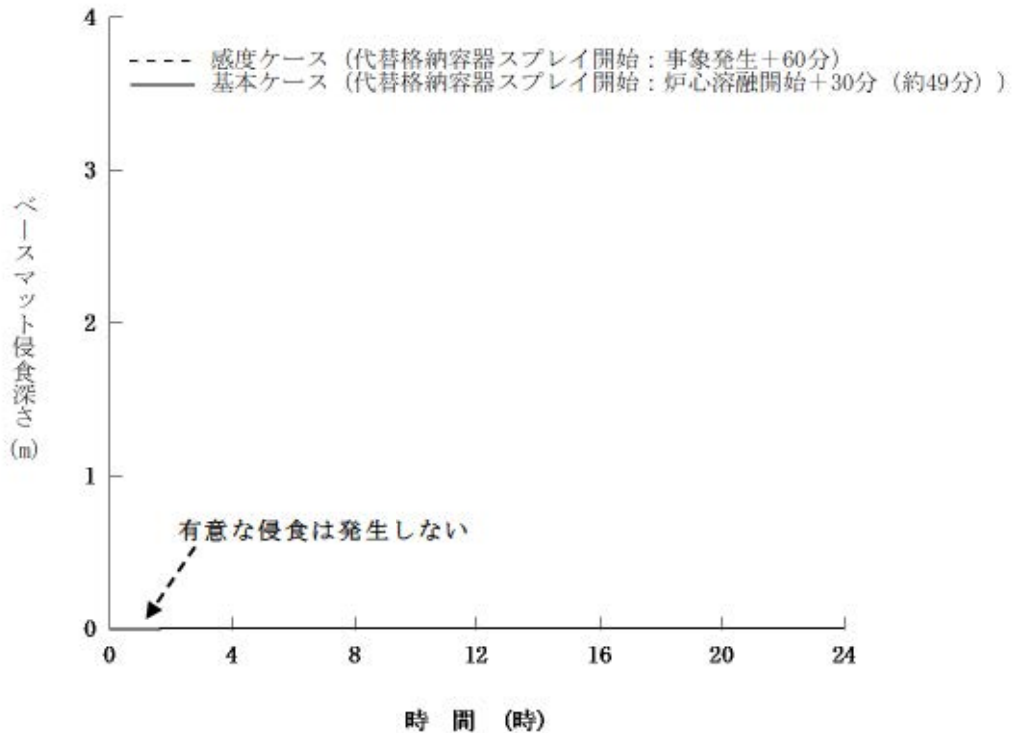


第 7.2.5.8 図 ベースマット侵食深さの推移  
(原子炉容器下端における破損時の影響確認)





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)

泊発電所 3号炉審査資料	
資料番号	SAE725H r. 3. 0
提出年月日	令和3年10月1日

## 泊発電所 3号炉

### 重大事故等対策の有効性評価 添付資料

令和3年10月  
北海道電力株式会社

## 添付資料目次

### (6. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方)

- 添付資料 6.1.1 重大事故等対策の有効性評価における解析入力条件について
- 添付資料 6.2.1 原子炉冷却材圧力バウンダリにかかる圧力について
- 添付資料 6.2.2 定期検査工程の概要について
- 添付資料 6.3.1 重大事故等対策の有効性評価における作業毎の成立性確認結果について
- 添付資料 6.3.2 運転員操作余裕時間に対する解析上の仮定について
- 添付資料 6.3.3 有効性評価における作業と所用時間（タイムチャート）の基本的考え方について
- 添付資料 6.4.1 シビアアクシデント解析に係る当社の関与について
- 添付資料 6.5.1 重大事故等対策の有効性評価の一般データ（事象共通データ）
- 添付資料 6.5.2 原子炉停止機能喪失における有効性評価の初期条件の考え方について
- 添付資料 6.5.3 有効性評価に用いた崩壊熱について
- 添付資料 6.5.4 有効性評価におけるLOCA事象における破断位置の考え方について
- 添付資料 6.5.5 解析に使用する反応度添加曲線について
- 添付資料 6.5.6 加圧器逃がし弁／安全弁及び主蒸気逃がし弁／安全弁作動圧力の設定の考え方について
- 添付資料 6.5.7 使用済燃料ピットの水位低下及び遮へいに関する評価条件について
- 添付資料 6.5.8 3ループ標準値を用いた解析から泊3号炉の個別評価に見直した経緯及び見直しに伴う影響について
- 添付資料 6.7.1 解析コード及び解析条件の不確かさの影響評価フローについて
- 添付資料 6.7.2 解析コードにおける重要現象の不確かさを確認する際に標準プラントの解析結果を使用することの妥当性について

(7. 運転中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)

(7.1.1 2次冷却系からの除熱機能喪失)

- 添付資料 7.1.1.1 フィードアンドブリード時の炉心冷却状態の確認について
- 添付資料 7.1.1.2 2次冷却系からの除熱機能喪失における長期対策について
- 添付資料 7.1.1.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(2次冷却系からの除熱機能喪失)
- 添付資料 7.1.1.4 2次冷却系からの除熱機能喪失における操作開始条件について
- 添付資料 7.1.1.5 「2次冷却系からの除熱機能喪失」の挙動について
- 添付資料 7.1.1.6 「2次冷却系からの除熱機能喪失」における1次系保有水量の収支について
- 添付資料 7.1.1.7 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.1.8 安定停止状態について
- 添付資料 7.1.1.9 フィードアンドブリード運転における高温側配管と加圧器サージ管を接続する流路の模擬について
- 添付資料 7.1.1.10 2次冷却系からの除熱機能喪失におけるフィードアンドブリード運転時の高圧注入ポンプ運転台数について
- 添付資料 7.1.1.11 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(2次冷却系からの除熱機能喪失)
- 添付資料 7.1.1.12 燃料評価結果について

(7.1.2 全交流動力電源喪失)

- 添付資料 7.1.2.1 蒸気発生器細管の健全性に係る初期判断パラメータ
- 添付資料 7.1.2.2 RCPシールLOCAが発生する場合としない場合の運転員操作等への影響
- 添付資料 7.1.2.3 代替格納容器スプレイポンプの注入先切替え操作及びB-充てんポンプ(自己冷却)による代替炉心注水操作について
- 添付資料 7.1.2.4 2次系強制冷却における温度目標について
- 添付資料 7.1.2.5 蓄電池の給電時間評価
- 添付資料 7.1.2.6 蓄圧タンク出口弁閉止タイミングについて
- 添付資料 7.1.2.7 代替格納容器スプレイポンプの炉心注水流量の設定につ

- いて
- 添付資料 7.1.2.8 全交流動力電源喪失時の原子炉格納容器圧力及び温度の長期安定確認について
  - 添付資料 7.1.2.9 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（全交流動力電源喪失）
  - 添付資料 7.1.2.10 RCPシール部からの漏えい量の設定根拠について
  - 添付資料 7.1.2.11 RCPシール部からの漏えい量による炉心露出への影響
  - 添付資料 7.1.2.12 全交流動力電源喪失における蓄圧タンク初期条件設定の影響
  - 添付資料 7.1.2.13 全交流動力電源喪失時の蓄圧タンク出口弁閉止に関する窒素混入の影響について
  - 添付資料 7.1.2.14 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
  - 添付資料 7.1.2.15 安定停止状態について①
  - 添付資料 7.1.2.16 安定停止状態について②
  - 添付資料 7.1.2.17 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（全交流動力電源喪失）
  - 添付資料 7.1.2.18 全交流動力電源喪失（RCPシールLOCAが発生する場合）の感度解析について
  - 添付資料 7.1.2.19 全交流動力電源喪失時の代替炉心注水操作の時間余裕について
  - 添付資料 7.1.2.20 水源、燃料、電源負荷評価結果について（全交流動力電源喪失）

#### （7.1.4 原子炉格納容器の除熱機能喪失）

- 添付資料 7.1.4.1 CV内漏えいにおけるCVサンプル水位上昇の時間遅れの考え方について
- 添付資料 7.1.4.2 燃料取替用水ピットの補給方法について
- 添付資料 7.1.4.3 MAAPの大破断LOCAへの適用性について
- 添付資料 7.1.4.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（原子炉格納容器の除熱機能喪失）
- 添付資料 7.1.4.5 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.4.6 安全停止状態について
- 添付資料 7.1.4.7 格納容器再循環ユニットの粗フィルタを撤去した場合の

#### 事象進展について

- 添付資料 7.1.4.8 原子炉格納容器の除熱機能喪失時における原子炉格納容器の最高使用圧力の2倍、200℃到達までの時間余裕について
- 添付資料 7.1.4.9 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（原子炉格納容器の除熱機能喪失）
- 添付資料 7.1.4.10 原子炉格納容器の除熱機能喪失時における事象初期の応答について

#### (7.1.5 原子炉停止機能喪失)

- 添付資料 7.1.5.1 ATWSにおける炉外核計測装置（NIS）追従性と運転操作について
- 添付資料 7.1.5.2 ATWS事象におけるプラント整定後から事象収束までの運転操作の成立性について
- 添付資料 7.1.5.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件（原子炉停止機能喪失）
- 添付資料 7.1.5.4 原子炉停止機能喪失解析に使用する炉心データの取り扱い
- 添付資料 7.1.5.5 「原子炉停止機能喪失」における反応度の評価について
- 添付資料 7.1.5.6 原子炉停止機能喪失（主給水流量喪失+原子炉トリップ失敗）における反応度フィードバックについて
- 添付資料 7.1.5.7 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.5.8 安定停止状態について
- 添付資料 7.1.5.9 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（原子炉停止機能喪失）
- 添付資料 7.1.5.10 原子炉停止機能喪失の有効性評価における1次冷却材圧力評価において解析コード及び解析条件の不確かさを考慮した場合の影響について
- 添付資料 7.1.5.11 水源、燃料評価結果について（原子炉停止機能喪失）

#### (7.1.6 ECCS注水機能喪失)

- 添付資料 7.1.6.1 「大破断LOCA+低圧注入機能喪失」に対する国内外の先進的な対策について

- 添付資料 7.1.6.2 「大LOCA+低圧注入機能喪失」のシナリオにおいて、炉心損傷防止対策として格納容器スプレイポンプによる代替炉心注水を選択しない理由について
- 添付資料 7.1.6.3 「大破断LOCA+低圧注入失敗」の有効性評価での取扱いについて
- 添付資料 7.1.6.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(ECCS注水機能喪失)
- 添付資料 7.1.6.5 ECCS注水機能喪失時における蓄圧タンクの初期条件設定の影響
- 添付資料 7.1.6.6 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.6.7 「ECCS注水機能喪失」における注入水源の水温の影響について
- 添付資料 7.1.6.8 安定停止状態について
- 添付資料 7.1.6.9 ECCS注水機能喪失事象の破断スペクトルについて
- 添付資料 7.1.6.10 ECCS注水機能喪失時における2次系強制冷却機能操作の時間余裕について
- 添付資料 7.1.6.11 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(ECCS注水機能喪失)

(7.1.7 ECCS再循環機能喪失)

- 添付資料 7.1.7.1 大破断LOCA時における再循環運転不能の判断及びその後の操作の成立性について
- 添付資料 7.1.7.2 「中小破断LOCA+高圧再循環失敗」の取り扱いについて
- 添付資料 7.1.7.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(ECCS再循環機能喪失)
- 添付資料 7.1.7.4 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.1.7.5 安定停止状態について
- 添付資料 7.1.7.6 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(ECCS再循環機能喪失)
- 添付資料 7.1.7.7 「ECCS再循環機能喪失」におけるMAAPコードの不確かさについて
- 添付資料 7.1.7.8 ECCS再循環機能喪失時の代替再循環操作の時間余裕について

添付資料 7.1.7.9 ECCS再循環機能喪失時における事象初期の応答について

(7.1.8 格納容器バイパス)

添付資料 7.1.8.1 インターフェイスシステムLOCA時における高圧注入ポンプから充てんポンプへの切替えについて

添付資料 7.1.8.2 破損側SGの隔離操作を実施の際に補助給水の停止操作の妥当性について

添付資料 7.1.8.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件(格納容器バイパス)

添付資料 7.1.8.4 インターフェイスシステムLOCA発生時の余熱除去系統の破断箇所及び破断面積について

添付資料 7.1.8.5 インターフェイスシステムLOCA時における蓄圧タンク初期条件設定の影響

添付資料 7.1.8.6 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について

添付資料 7.1.8.7 安定停止状態について①

添付資料 7.1.8.8 蒸気発生器伝熱管破損時における長期炉心冷却について

添付資料 7.1.8.9 蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗時の放射性物質の放出について

添付資料 7.1.8.10 破損SGの違いによる事象収束の違いについて

添付資料 7.1.8.11 安定停止状態について②

添付資料 7.1.8.12 「蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗」における格納容器スプレイの作動について

添付資料 7.1.8.13 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(格納容器バイパス)

添付資料 7.1.8.14 クールダウンアンドリサーキュレーション操作の時間余裕について

添付資料 7.1.8.15 「蒸気発生器伝熱管破損+破損蒸気発生器隔離失敗」における1次系保有水量と加圧器水位について

添付資料 7.1.8.16 格納容器バイパス事象における再循環運転開始水位について



## (7.2 重大事故)

### (7.2.1 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）)

#### (7.2.1.1 格納容器過圧破損)

- 添付資料 7.2.1.1.1 炉心損傷の判断基準の設定根拠等について
- 添付資料 7.2.1.1.2 原子炉格納容器の水素濃度測定について
- 添付資料 7.2.1.1.3 炉心損傷前後における代替格納容器スプレイポンプの注水先について
- 添付資料 7.2.1.1.4 MAAPコードでの原子炉格納容器モデルについて
- 添付資料 7.2.1.1.5 炉心溶融開始の燃料温度の根拠について
- 添付資料 7.2.1.1.6 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損）、溶融炉心・コンクリート相互作用及び原子炉圧力容器外の溶融燃料-冷却材相互作用）
- 添付資料 7.2.1.1.7 Cs-137の大気中への放出放射エネルギー評価について
- 添付資料 7.2.1.1.8 原子炉格納容器への核分裂生成物の放出割合の設定について
- 添付資料 7.2.1.1.9 原子炉格納容器等へのエアロゾルの沈着効果について
- 添付資料 7.2.1.1.10 スプレイによるエアロゾルの除去速度の設定について
- 添付資料 7.2.1.1.11 原子炉格納容器漏えい率の設定について
- 添付資料 7.2.1.1.12 アンユラス空気浄化設備の微粒子フィルタ除去効率の設定について
- 添付資料 7.2.1.1.13 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）解析結果における燃料挙動について
- 添付資料 7.2.1.1.14 評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.2.1.1.15 Cs-137放出量評価の評価期間について
- 添付資料 7.2.1.1.16 原子炉格納容器内水素処理装置（PAR）による水素処理に伴う発熱に対する原子炉格納容器圧力及び温度への影響について
- 添付資料 7.2.1.1.17 安定状態について
- 添付資料 7.2.1.1.18 溶融炉心・コンクリート相互作用が発生した場合の原子炉格納容器圧力及び温度への影響について
- 添付資料 7.2.1.1.19 大破断LOCAを上回る規模のLOCAに対する格納容器破損防止対策の有効性について
- 添付資料 7.2.1.1.20 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水素濃度に対する影響について

- 添付資料 7.2.1.1.21 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時間の感度解析について
- 添付資料 7.2.1.1.22 格納容器過圧破損における格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕について
- 添付資料 7.2.1.1.23 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（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧破損））
- 添付資料 7.2.1.1.24 水源、燃料、電源負荷評価結果について（格納容器過圧破損）

#### （7.2.1.2 格納容器過温破損）

- 添付資料 7.2.1.2.1 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損）及び高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱）
- 添付資料 7.2.1.2.2 「全交流動力電源喪失＋補助給水失敗」における原子炉冷却材圧力バウンダリから現実的な漏えいを想定した場合の事象進展について
- 添付資料 7.2.1.2.3 加圧器逃がしタンクの解析上の取り扱いについて
- 添付資料 7.2.1.2.4 評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.2.1.2.5 安定状態について
- 添付資料 7.2.1.2.6 加圧器逃がし弁による1次系強制減圧時間の感度解析について
- 添付資料 7.2.1.2.7 格納容器過温破損における格納容器内自然対流冷却操作の時間余裕について
- 添付資料 7.2.1.2.8 炉心部に残存する損傷燃料の冷却について
- 添付資料 7.2.1.2.9 炉心損傷後の事故影響緩和操作の考え方について
- 添付資料 7.2.1.2.10 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（雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過温破損））
- 添付資料 7.2.1.2.11 水源、燃料、電源負荷評価結果について（格納容器過温破損）

(7.2.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

- 添付資料 7.2.2.1 格納容器破損モード「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」における原子炉格納容器内の溶融炉心の飛散について
- 添付資料 7.2.2.2 蓄圧タンク保持圧力の不確かさの影響評価について
- 添付資料 7.2.2.3 1次冷却材圧力が2.0MPa[gage]近傍にて停滞する現象について
- 添付資料 7.2.2.4 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  
(高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

(7.2.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用)

- 添付資料 7.2.3.1 原子炉容器外の溶融燃料－冷却材相互作用の評価について
- 添付資料 7.2.3.2 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  
(原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用)
- 添付資料 7.2.3.3 JASMINEによる格納容器破損確率の評価について

(7.2.4 水素燃焼)

- 添付資料 7.2.4.1 格納容器スプレイが停止した場合における対応手順について
- 添付資料 7.2.4.2 水素燃焼評価における評価事故シーケンスの選定について
- 添付資料 7.2.4.3 GOTHICにおける水素濃度分布の評価について
- 添付資料 7.2.4.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について (水素燃焼)
- 添付資料 7.2.4.5 水の放射線分解等による水素生成について
- 添付資料 7.2.4.6 原子炉格納容器内水素処理装置の性能評価式のGOTHICへの適用について
- 添付資料 7.2.4.7 評価事故シーケンスでの重大事故等対策の概要系統図について
- 添付資料 7.2.4.8 原子炉格納容器内の水素混合について
- 添付資料 7.2.4.9 AICC評価について
- 添付資料 7.2.4.10 安定状態について
- 添付資料 7.2.4.11 溶融炉心・コンクリート相互作用による水素の発生を考

慮した場合の原子炉格納容器内水素濃度について

- 添付資料 7.2.4.12 事象初期に全炉心内の75%のジルコニウム-水反応が生じた場合のドライ水素濃度について
- 添付資料 7.2.4.13 格納容器水素イグナイタの水素濃度低減効果について
- 添付資料 7.2.4.14 格納容器水素イグナイタの原子炉格納容器上部への追加設置
- 添付資料 7.2.4.15 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（水素燃焼）

(7.2.5 熔融炉心・コンクリート相互作用)

- 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（熔融炉心・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

(7.3 使用済燃料ピットにおける重大事故に至るおそれがある事故)

(7.3.1 想定事故1)

- 添付資料 7.3.1.1 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.3.1.2 使用済燃料ピットの水位低下及び遮蔽に関する評価について
- 添付資料 7.3.1.3 安定状態について
- 添付資料 7.3.1.4 評価条件の不確かさの影響評価について（想定事故1）
- 添付資料 7.3.1.5 燃料評価結果について

(7.3.2 想定事故2)

- 添付資料 7.3.2.1 使用済燃料ピットに接続する冷却系配管の破断時の水位低下量およびサイフォンブレーカの健全性について
- 添付資料 7.3.2.2 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.3.2.3 安定状態について
- 添付資料 7.3.2.4 評価条件の不確かさの影響評価について（想定事故2）

- (7.4 運転停止中の原子炉における重大事故に至るおそれがある事故)
- (7.4.1 崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失))
- 添付資料 7.4.1.1 ミッドループ運転中の事故時におけるC/V内作業員の退避について
- 添付資料 7.4.1.2 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について(崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失))
- 添付資料 7.4.1.3 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.4.1.4 「崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失)」及び「全交流動力電源喪失」の挙動説明について
- 添付資料 7.4.1.5 ミッドループ運転中の線量率について
- 添付資料 7.4.1.6 運転停止中の「崩壊熱除去機能喪失」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」事象における未臨界性について
- 添付資料 7.4.1.7 格納容器再循環サンプル水位が再循環切替水位に到達するまでの時間について(運転停止中 崩壊熱除去機能喪失・全交流動力電源喪失)
- 添付資料 7.4.1.8 安定状態について
- 添付資料 7.4.1.9 運転停止中における原子炉格納容器の健全性について
- 添付資料 7.4.1.10 蒸気発生器出入口ノズル蓋を設置した場合の影響について
- 添付資料 7.4.1.11 キャビティ満水時における事故影響の緩和手段について
- 添付資料 7.4.1.12 燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について(崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失))
- 添付資料 7.4.1.13 運転停止中における「崩壊熱除去機能喪失」、「全交流動力電源喪失」及び「原子炉冷却材の流出」のM-RELAP5コードの不確かさについて
- 添付資料 7.4.1.14 運転停止中の崩壊熱除去機能喪失時または全交流動力電源喪失時の炉心注水時間の時間余裕について
- 添付資料 7.4.1.15 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(崩壊熱除去機能喪失(余熱除去系の故障による停止時冷却機能喪失))
- 添付資料 7.4.1.16 水源、燃料評価結果について(崩壊熱除去機能喪失)

#### (7.4.2 全交流動力電源喪失)

- 添付資料 7.4.2.1 運転停止中の全交流動力電源喪失+原子炉補機冷却機能喪失時の炉心注水手段
- 添付資料 7.4.2.2 R C Sへの燃料取替用水ピット重力注入について
- 添付資料 7.4.2.3 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について (全交流動力電源喪失)
- 添付資料 7.4.2.4 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.4.2.5 安定状態について
- 添付資料 7.4.2.6 燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について (全交流動力電源喪失)
- 添付資料 7.4.2.7 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 (全交流動力電源喪失)
- 添付資料 7.4.2.8 水源、燃料、電源負荷評価結果について (全交流動力電源喪失)

#### (7.4.3 原子炉冷却材の流出)

- 添付資料 7.4.3.1 ミッドループ運転中における冷却材流出の想定と対応について
- 添付資料 7.4.3.2 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について (原子炉冷却材の流出)
- 添付資料 7.4.3.3 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.4.3.4 格納容器再循環サンプル水位が再循環切替水位に到達するまでの時間について (原子炉冷却材の流出)
- 添付資料 7.4.3.5 安定状態について
- 添付資料 7.4.3.6 燃料取出前のミッドループ運転中以外のプラント状態での評価項目に対する影響について (原子炉冷却材の流出)
- 添付資料 7.4.3.7 原子炉冷却材の流出時の炉心注水時間の時間余裕について
- 添付資料 7.4.3.8 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 (原子炉冷却材の流出)

#### (7.4.4 反応度の誤投入)

- 添付資料 7.4.4.1 R C S ほう酸希釈時の交流電源喪失における反応度事故の懸念について
- 添付資料 7.4.4.2 反応度の誤投入の事象想定について
- 添付資料 7.4.4.3 反応度の誤投入における時間評価及び警報設定値の影響について
- 添付資料 7.4.4.4 重大事故等対策の有効性評価に使用する個別解析条件について (反応度の誤投入)
- 添付資料 7.4.4.5 臨界ほう素濃度の設定について
- 添付資料 7.4.4.6 反応度の誤投入における警報設定値の影響について
- 添付資料 7.4.4.7 重要事故シーケンスでの重大事故等対策の概略系統図について
- 添付資料 7.4.4.8 緊急濃縮により事象発生時のほう素濃度に戻すまでの所要時間について
- 添付資料 7.4.4.9 安定状態について
- 添付資料 7.4.4.10 評価条件の不確かさの影響評価について (反応度の誤投入)

#### (7.5 必要な要員及び資源の評価)

- 添付資料 7.5.2.1 重大事故等対策時の確保及び所要時間について
- 添付資料 7.5.2.2 重要事故 (評価事故) シーケンス以外の事故シーケンスの要員の評価について
- 添付資料 7.5.3.1 水源、燃料、電源負荷評価結果について

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熔融燃料-冷却材相互作用、熔融炉心・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。



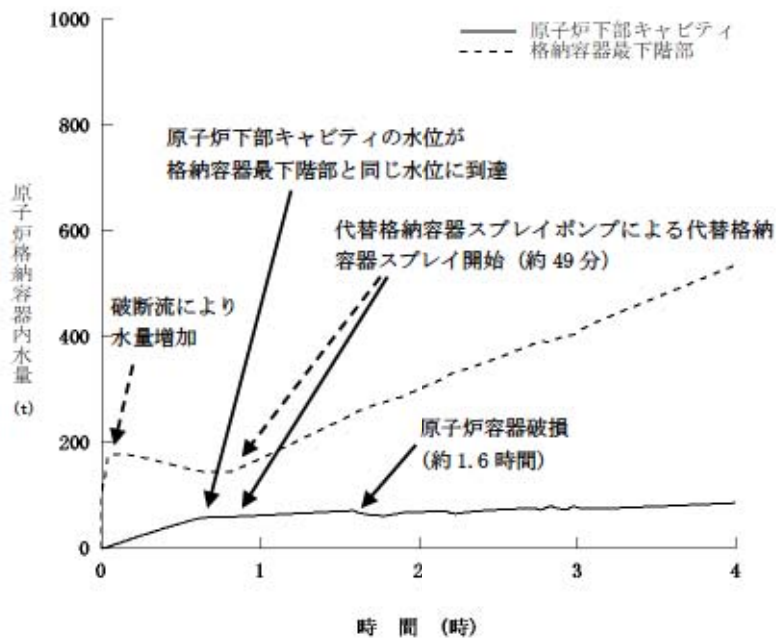


図1 原子炉格納容器内水量の推移

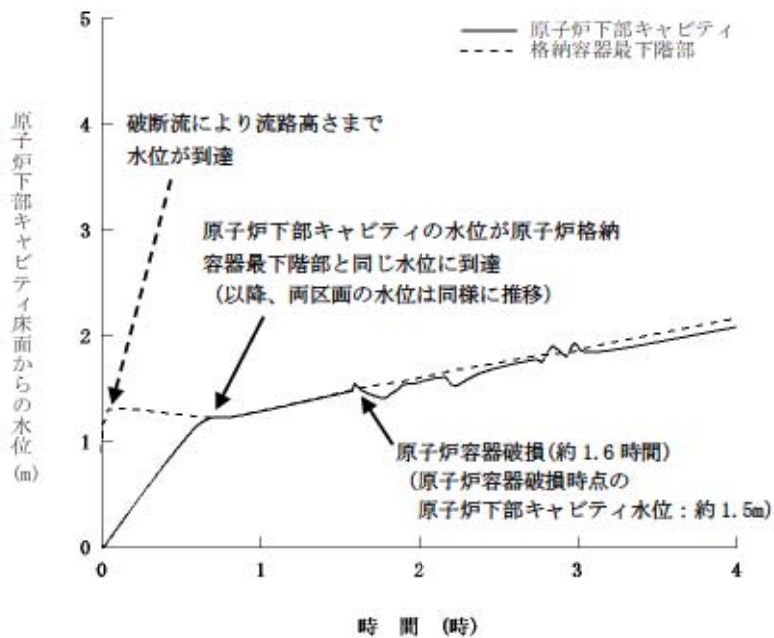


図2 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移

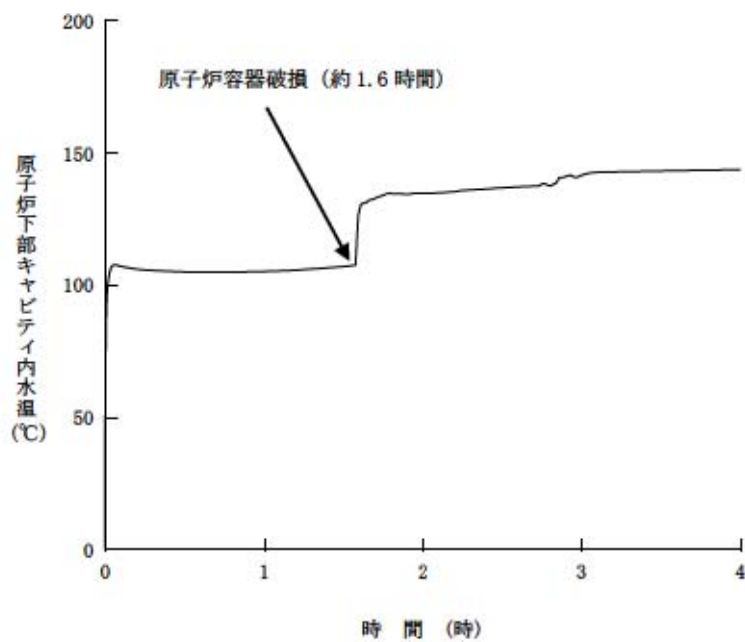


図3 原子炉下部キャビティ内水温の推移

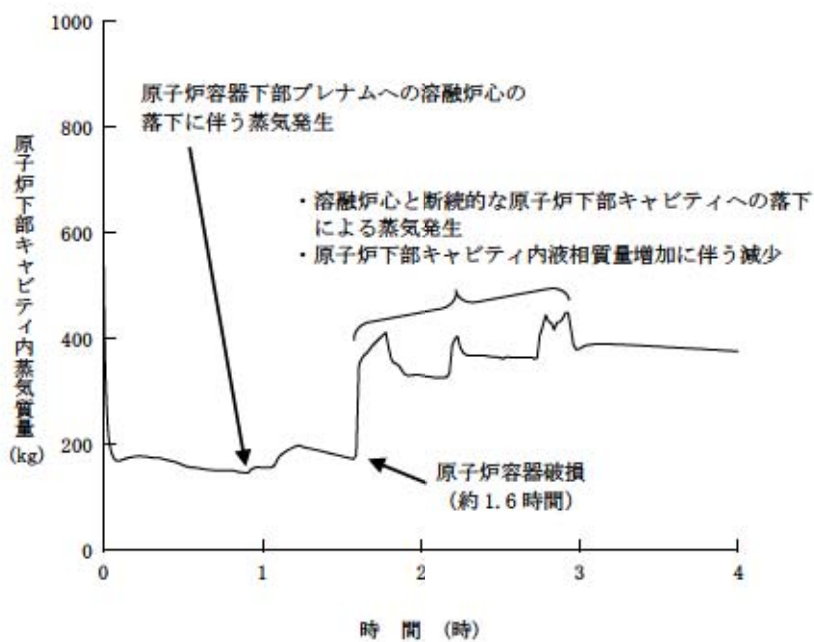


図4 原子炉下部キャビティ内蒸気質量の推移

- (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。

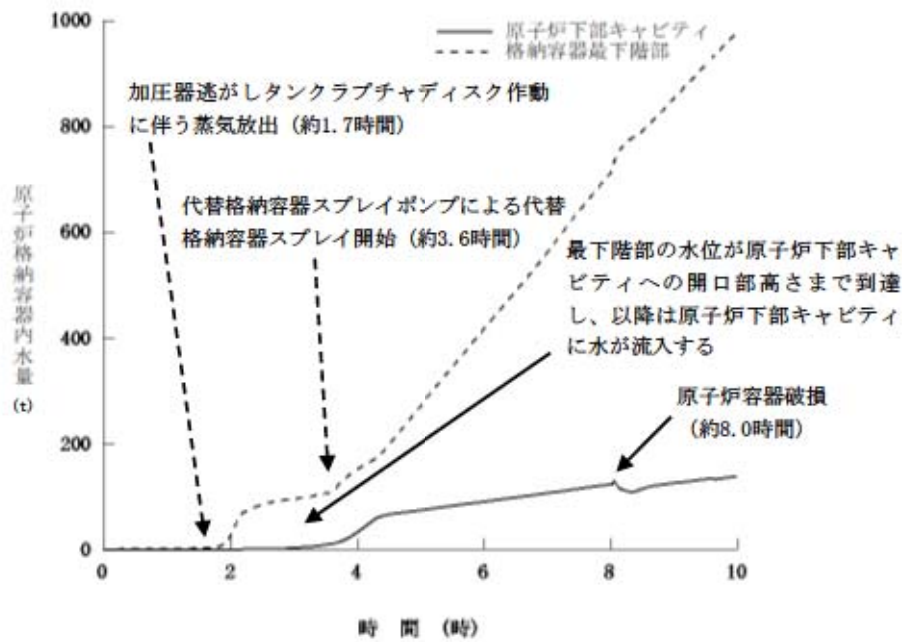


図5 原子炉格納容器内水量の推移

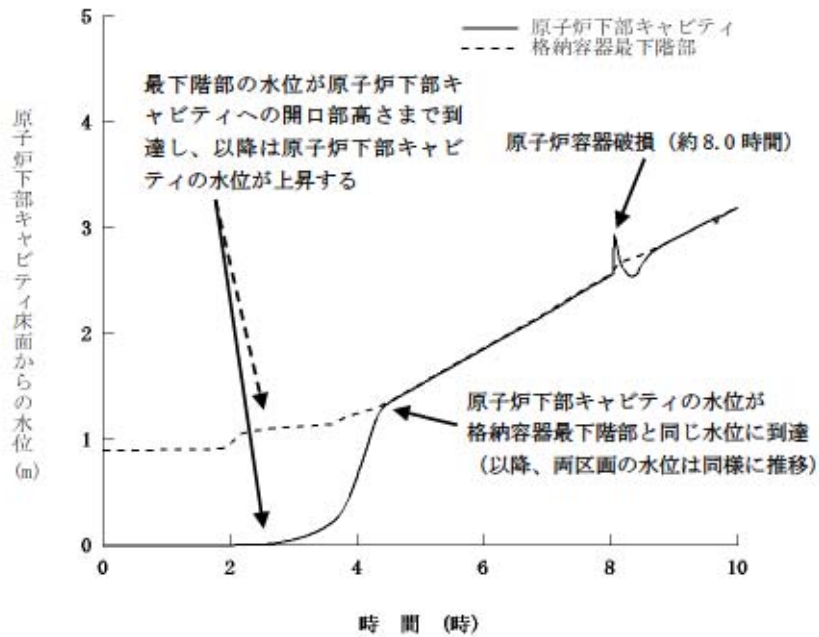


図6 原子炉下部キャビティ床面からの水位の推移

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 (炉心熱水力モデル)  溶融炉心挙動モデル (炉心ヒートアップ)	<p>○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。</p> <p>○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、仮想的な厳しい振り幅であるが、被覆管表面積を2倍とした感度解析により影響確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・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。</li> <li>・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。</li> </ul>	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。	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				
	燃料被覆管酸化				
	燃料被覆管変形				
	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・対向流				

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 (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 (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。	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。
	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び評価項目原子炉格納容器となるパラメータに与える影響にて確認。
	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。
原子炉容器 (炉心損傷後)	リロケーション	熔融炉心挙動モデル (リロケーション)	<ul style="list-style-type: none"> <li>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。</li> <li>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。</li> </ul>	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熔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における熔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。
	下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達	熔融炉心挙動モデル (下部プレナムでの熔融炉心挙動)	<ul style="list-style-type: none"> <li>TMI 事故解析における下部ヘッドの温度挙動について、TMI 事故分析結果と一致することを確認。</li> <li>下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に関する項目として「熔融炉心と上面水プールとの熱伝達」及び「熔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、いずれについても、原子炉容器破損時刻に対して感度が小さいことを確認。</li> </ul>	炉心損傷後の原子炉容器における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る解析コードの熔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、下部プレナムでの熔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における下部プレナムでの熔融炉心の熱伝達に係る解析コードの熔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、下部プレナムでの熔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。
	原子炉容器破損、熔融	熔融炉心挙動モデル (原子炉容器破損モデル)	原子炉容器破損に影響する項目とし「計装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熔融に係る解析コードの熔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破損及び熔融に係る解析コードの熔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。
	1 次系内 FP 挙動	核分裂生成物 (FP) 挙動モデル	PHEBUS-FP 実験解析により、ギャップ放出のタイミングについては適切に評価されるが、燃料棒被覆管温度を高め評価し、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、PHEBUS-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、PHEBUS-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ベ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に与える影響 (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に与える影響
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)	溶融炉心挙動モデル (原子炉下部キャピ ティでの溶融炉心挙 動)	原子炉容器外 FCI 現象に関する項目として 「原子炉下部キャピティ水深」、 「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、原子炉下部キャピ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、原子炉下部キャピテ 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。
	原子炉下部キャピテ ィ床面での溶融炉心 の拡がり		○MCCI 現象の不確かさ要因として以下 を抽出。 ・原子炉下部キャピティ水深 ・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ピティ 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ピ 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ピティ水の伝熱と原子炉下部キャピ 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、原子炉下部キャピティ床面での 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、原子炉下部キャピ 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 キャピ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格納容器における溶融炉心と原子炉下部 キャピティ水の伝熱と原子炉下部キャピ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、原子炉下部キャピ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、 原子炉下部キャピ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、溶融炉心の側面も水と接触するため、 側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、原子炉下部キャピティ側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 部キャピティ水の伝 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。	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。
	溶融炉心とコンクリ ートの伝熱				
	コンクリート分解及 び非凝縮性ガス発生				
	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、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（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、炉心溶融時間、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。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。	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、溶融炉心の持つエネルギーが大きくなる。よって、最確条件を用いた場合には原子炉容器破損時間が遅くなり溶融炉心が原子炉下部キャビティに落下した際の原子炉下部キャビティ水量は多い方向となること、落下した溶融炉心の熱量も小さくなる方向となることから、評価項目となるパラメータに対する余裕が大きくなる。
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ることで初期の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なく、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イ水等の流入の影響が大きく、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℃	306.6℃	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ることで初期温度（1次系初期保有エネルギー）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なく、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イ水等の流入の影響が大きく、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）	装荷炉心毎	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。	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、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なく、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。
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。
原子炉格納容器 自由体積	65,500m <sup>3</sup>	66,000m <sup>3</sup>	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ため、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。	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ため、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。		

添 7.2.5.2-5  
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				
事故条件	起因事象	大破断 LOCA 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代替格納容器スプレイ操作の開始が遅くなる。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。 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。	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 ・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（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、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、ベースマツ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。
	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	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。	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。
	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。		
	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。			

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、最確条件を用いた場合には炉心溶融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。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。	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。
	80m <sup>3</sup> /h (蒸気発生器3基合計)	80m <sup>3</sup> /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 <sup>3</sup> /hから、ミニフロー流量35m <sup>3</sup> /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。
蓄圧タンク 保持圧力	4.0MPa[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時期は遅くなり、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。	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 <sup>3</sup> (1基あたり) (最小保有水量)	約30.0m <sup>3</sup> (1基あたり) (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時期は遅くなり、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。	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。
代替格納容器スプレ イポンプによるスプレ イ流量	140m <sup>3</sup> /h	140m <sup>3</sup> /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。
格納容器再循環 ユニット	2基  1基あたりの除熱特性 (100℃～約155℃、約3.6MW ～約6.5MW)	2基  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。	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。	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。
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。	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期待しないことで、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。	原子炉格納容器内水素処理装置及び格納容器水素イグナイタの効果期待しないことで、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇が早くなるが、原子炉容器破損時間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。

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、運転員等操作時間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 <sup>2</sup> 相当 (大気圧条件)	0.8MW/m <sup>2</sup> 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 操作条件が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

項目	解析条件（操作条件）の不確かさ				条件設定の考え方	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	操作時間余裕
	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の差異等		解析コードの不確かさによる影響	解析条件（操作条件を除く）の不確かさによる影響				
	解析上の操作開始時間	実際に見込まれる操作開始時間						
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開始	炉心溶融開始の30分後	炉心溶融開始の30分後	解析コードの不確かさによる影響はない。	炉心崩壊熱等の不確かさにより操作開始時間が遅くなる。	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開始操作に係る現地操作に必要な移動、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の開始操作は、現場での操作であるが、同一の運転員等による事象進展上重複する操作はないことから、要員の配置による他の操作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、事象発生約60分後に開始する場合について、感度解析を実施した結果、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。 (添付資料 7.2.1.1.21)	

## 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。<sup>1</sup>

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、一番薄い箇所では  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。

<sup>1</sup> " OECD MCCI Project Final Report", OECD/MCCI-2005-TR06, February 28, 2006.